

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

CSN

Colección
Otros Documentos
17.1999

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

Colección
Otros Documentos CSN
Referencia: ODE-04.10

© Copyright 1999. Consejo de Seguridad Nuclear

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

Imprime: **grafoffset** 
ISBN: 84-95341-04-2
Depósito Legal: M. 43.256-1999

Indice

Introducción	5
I. El Análisis Probabilista de Seguridad	9
I.1 Introducción	11
I.2 Árboles de sucesos	13
I.3 Árboles de fallos	15
I.4 Datos y fiabilidad humana	19
I.5 Análisis de contención y de consecuencias	22
II. El APS de la central nuclear de Cofrentes	25
II.1 Descripción de la central	27
II.2 Alcance del APS	29
II.3 Organización	29
II.4 Metodología	31
II.5 Resultados del APS	31
II.6 Mejoras realizadas en la central	44
III. Evaluación del APS de la central nuclear de Cofrentes ...	49
III.1 Introducción	51
III.2 Plan de Proyecto	54
III.3 Manual de Procedimientos	55
III.4 Familiarización con la Planta	56
III.5 Análisis de Secuencias de Accidente	57
III.6 Análisis de Sistemas	58
III.7 Análisis de Datos	60
III.8 Análisis de Fiabilidad Humana	63
III.9 Análisis de Dependencias y Fallos de Causa Común..	66
III.10 Cuantificación y Análisis de Resultados	67
III.11 Análisis de Incendios	69
III.12 Análisis de Inundaciones Internas	72

III.13	Análisis de Inundaciones Externas	73
III.14	Identificación de Puntos Pendientes	74
III.15	Identificación de temas que podrían estudiarse con mayor detalle	75
IV.	Conclusiones	79
V.	Referencias	85
VI.	Anexos	93
1.	Carta del CSN a la central nuclear de Cofrentes soli- citando la realización de un APS	95
2.	Carta del CSN a la central nuclear de Cofrente indi- cando la aceptación del APS	103

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 entre principios del año 1988 y mediados de 1995, con relación al Proyecto de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la central nuclear de Cofrentes, 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 primero a continuación un capítulo, en el 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 el capítulo II se hace un breve resumen del Proyecto del APS de la central nuclear de Cofrentes, 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.

El capítulo III de este informe resume las actividades y resultados de la evaluación independiente que ha realizado el Consejo de Seguridad Nuclear de este Proyecto, de su proceso y de las mejoras surgidas del APS en virtud de la evaluación detallada de todas las tareas. 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 el capítulo IV de conclusiones en el que se destacan los aspectos más importantes del contenido de las anteriores secciones y se fomenta, en base a la revisión 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 EEUU 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 previsible 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 EEUU en 1979, en la central nuclear de *Three Mile Island* (TMI), supuso un primer acontecimiento importante que comenzó a hacer sospechar 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 EEUU 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 el CSN 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 definen 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 *US Nuclear Regulatory Commission* (NRC) de los EEUU, 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 2ª de 1998. No obstante, y para ser coherentes con la definición tradicional de riesgo dada por la NRC, se va a mantener dicha definición a lo largo de esta obra.

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.

Ese proceso de identificación y estimación es lo que se ha dado en llamar Nivel 1 de los APS. 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 accidentes, 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 I.2, I.3 y I.4, de este capítulo 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 I.5 se hace una breve reseña de las metodologías de análisis de los otros dos niveles de los APS, el 2 dedicado al estudio probabilista del recinto de contención de los productos radiactivos, una vez liberados desde el núcleo al interior de dicho recinto, y el 3 o análisis de las consecuencias de las liberaciones de esos productos radiactivos, después de un posible fallo de la contención. Finalmente, en el apartado I.6 se mencionan algunas limitaciones y problemas que siguen teniendo estos análisis de seguridad y su difusión y que están haciendo más paulatina la expansión de su uso en aplicaciones directamente relacionadas con la regulación, que, a pesar del avance tecnológico que han supuesto los APS en el conocimiento de todos los aspectos relativos a la seguridad, aún sigue basándose en los principios clásicos deterministas.

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, tienen una base radicalmente diferente y más completa. El número de sucesos que se estudian en el 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 estas 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 estudio 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.

1.3. 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 indisponibilidades 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 necesitar 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* son: 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 desarro-

llo 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 que más contribuyen 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 metodologías 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, respecto al 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 EEUU, 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.

1.4. Datos y fiabilidad humana

Antes se ha indicado que las probabilidades de los sucesos básicos se pueden calcular 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 originarias de 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 capítulo, 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.

Para ello, lo primero que se debe efectuar, en caso de realizarse un Nivel 2 en los APS, será el agrupamiento de las secuencias identificadas en el Nivel 1 en función de las características físicas de las mismas. Con este fin se identifican en un análisis de la Interfase entre el Nivel 1 y el Nivel 2 los distintos «estados de daño de la central», en correspondencia con las secuencias de los árboles de sucesos del Nivel 1, normalmente mediante extensión de los mismos o mediante unos árboles de sucesos «puente» entre los del Nivel 1 y los del Nivel 2. Así, aparecen una serie de estados con frecuencias que se obtienen en función de las de las secuencias del Nivel 1. Con esos estados como entrada se configuran los llamados «árboles de sucesos de la contención».

La filosofía de estos nuevos árboles de sucesos es similar a la de los del Nivel 1. Partiendo de un «suceso iniciador» que es el estado de daño, cada pregunta, o nodo, o cabecera, de los mismos es una especificación de las condiciones de contorno de los análisis físico-químicos, o mecanicistas, del desarrollo de la interacción del núcleo fundido con el medio, es decir, la vasija del reactor, la atmósfera y el agua de la contención y el hormigón o el acero de las estructuras del edificio de contención. Según las ramificaciones de los árboles de sucesos, así se representa el que se dé cada una de las condiciones que se consideran en los análisis mecanicistas. No obstante, la diferencia fundamental con respecto a los árboles de sucesos del Nivel 1 está en que dichos análisis mecanicistas no se han podido realizar hasta la fecha con la misma precisión que los termohidráulicos de los análisis de accidentes en que se basan los árboles del Nivel 1.

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 EEUU. 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.

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.

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.

Adicionalmente, se puede indicar que la cuantificación de los árboles de sucesos de la contención, fundamental para la cuantificación de estos dos niveles de los APS, es muy compleja, sin que se pueda hacer uso generalizado de datos estadísticos. En los estudios más avanzados, se ha recurrido a realizar la cuantificación de muchos aspectos, así como a adoptar algunas hipótesis de los análisis mecanicistas, haciendo uso de la opinión de grupos de expertos en diferentes temas, organizándose reuniones entre ellos y recogiendo sus opiniones, que luego eran integradas mediante un complicado proceso. Este método de cuantificación es evidentemente de un coste prohibitivo si se quisiera reproducir en todos los APS en que se decidiera afrontar un Nivel 2, puesto que se necesitaron del orden de 40 expertos en 5-10 grupos de integración de opiniones. Son muy pocos países en el mundo los que pueden afrontar un proceso similar de cuantificación.

No obstante, esta situación se ha paliado algo haciendo uso de metodologías de análisis de la contención simplificadas y mediante el aprovechamiento de los aspectos de dichos análisis que ya ofrecen más garantías sobre lo acertado y completo de los mismos, dejando aquellos aspectos donde se han identificado mayores incertidumbres, hasta que los trabajos de investigación consoliden algún método para su consideración. Esta línea simplificada es la de alguna manera propuesta en los análisis de contención propuestos en las guías del *Individual Plant Examination Program*, IPE, de la NRC, que es referenciada como una guía aceptable y apropiada para este Nivel 2 de los APS españoles.

II. El APS de la central nuclear de Cofrentes

II. El APS de la central nuclear de Cofrentes

II.1. Descripción de la central

La central nuclear de Cofrentes se halla situada en la margen derecha del río Júcar, en el término municipal de Cofrentes (Valencia).

Consta de una Unidad o Grupo propiedad de Iberdrola S.A., con un Sistema Nuclear de Suministro de Vapor, constituido por un reactor de agua ligera en ebullición del tipo BWR-6 con circulación forzada y ciclo directo, proyectado y suministrado por General Electric Co. La Potencia Térmica Autorizada es de 3.015 Mwt y Potencia Eléctrica es de 1.000 Mwe aproximadamente.

La central comenzó su operación comercial en noviembre de 1984, y forma parte de la segunda generación de centrales nucleares en España. Su central de referencia es Grand Gulf en los Estados Unidos de América

La ingeniería corrió a cargo de Empresarios Agrupados S.A. La obra civil y el montaje electromecánico fueron llevados a cabo por empresas españolas en su totalidad. La vasija del reactor fue fabricada en Rotterdam Nuclear (Holanda). El resto de equipos son en gran parte de fabricación nacional.

El núcleo del reactor junto con los elementos de regulación, refrigeración y control se alberga en una vasija de 5,44 m de diámetro interior y 20,9 m de altura interior. Se refrigera por agua desmineralizada que entra en la parte inferior del núcleo y entra en ebullición a medida que asciende, alrededor de las barras combustibles. El vapor que sale del núcleo se seca mediante secadores, y separadores de vapor situados en la parte superior de la vasija, dirigiéndose luego a la turbina por las tuberías de vapor principal. Cada tubería de vapor está provista de dos válvulas de aislamiento en serie, una a cada lado de la barrera de contención. Existe, además en las tuberías de vapor, una tercera válvula de cierre.

El sistema de recirculación bombea el refrigerante del reactor a través del núcleo. Esto se realiza mediante dos circuitos de recirculación que se hallan dentro del pozo seco, en el recinto de contención con una bomba de impulsión cada uno de elevada capacidad, accionada por motor. En la parte interior de la vasija, el circuito está constituido por 20 bombas de chorro que no tienen partes móviles y que están situadas en la región anular entre la envuelta del núcleo y la pared interior de la vasija.

El combustible está constituido por 624 elementos combustibles en una matriz de varillas de combustible con vaina de zircaloy-2 conteniendo dióxido de uranio ligeramente enriquecido, con o sin veneno neutrónico integrado (Gd_2O_3). El control global del núcleo se consigue mediante barras de control móviles de entrada por el fondo de la vasija. Las barras de control son cruciformes, y están distribuidas por toda la red de los conjuntos de combustible.

La vasija del reactor está proyectada y construida de acuerdo con los códigos aplicables para una presión manométrica de 87,8 Kg/cm². La presión nominal de funcionamiento en el espacio de vapor por encima de los separadores es de 72,8 Kg/cm². La vasija está fabricada con acero de baja aleación y revestida interiormente con acero inoxidable. En ella se contienen el núcleo, estructuras soporte, separadores, secadores de vapor, bombas de chorro, tubos guía de barras de control, y tuberías de distribución del agua de alimentación interior del núcleo y otros componentes internos. Las conexiones principales de la vasija incluyen tuberías de vapor, tuberías de recirculación, tuberías de agua de alimentación, alojamientos de los accionamientos de barras de control y de la instrumentación nuclear, etc.

El edificio de contención es del tipo Mark III, se trata de un edificio de doble contención con un recinto de acero autosustentado de 3,8 cm de espesor de acero y 2,27 m de hormigón en su parte inferior diseñado para una presión de 1,05 Kg/cm², envuelto exteriormente por un edificio de hormigón armado, con este sistema se combinan las ventajas y seguridad inherentes a los sistemas de supresión de presión con la simplicidad de un edificio de contención seco.

Entre las características principales del diseño de la contención primaria están: un pozo seco que rodea la vasija de presión del reactor y una gran parte de la envolvente de presión del refrigerante del reactor diseñada para una presión de 2,1 Kg/cm²; una piscina de supresión que sirve de sumidero de calor durante el funcionamiento en condiciones de accidente; una piscina superior para blindaje y operaciones de recarga. Se instaló en 1993, un venteo dedicado de la contención para la realización de la operación de venteo requerida en los procedimientos de emergencia.

La contención secundaria está compuesta por: las salas de las bombas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo en el edificio auxiliar; el edificio de combustible; y el espacio anular entre la contención y el edificio de blindaje. El edificio de blindaje contiene al recinto de contención, es de hormigón armado y en su parte inferior es solidario con él, su espesor es de 0,75 m.

El equipo turbogenerador es del tipo tandem-compound de General Electric a 1.500 rpm. El generador es trifásico de accionamiento directo a 50 Hz, 20.000 V de conductores refrigerados por hidrógeno.

Los sistemas de seguridad nuclear son, principalmente: sistema de alivio de la presión del sistema nuclear, sistemas de refrigeración del núcleo aislado, sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, (sistema de aspersión del núcleo a alta presión, sistema automático de despresurización, sistema de aspersión del núcleo a baja presión, y sistema de inyección de refrigerante a baja presión); sistemas de aspersión y refrigeración del recinto de contención; sistema de control de gases combustibles del recinto de contención.

Otros sistemas responsables directos de funciones de seguridad, son: el sistema de protección del reactor (RPS) e inserción alternativa de barras de control (ARI), sistema de control de líquido de

reserva (SBLC), el sistema de condensado y agua de alimentación, el sistema de vapor principal (aislamiento, alivio y derivación de turbina), parte del sistema de agua de servicios esenciales, el sistema de protección contra incendios y el sistema de aislamiento de la contención. Sistemas soporte de los mismos, en general diseñados con una alta participación de la ingeniería española, son los encargados de la refrigeración de los componentes de los sistemas de seguridad, esto es, el sistema de agua de servicios esenciales, el de agua de servicios y los sistemas de ventilación de los diferentes edificios. Otros sistemas soporte son los encargados del suministro eléctrico de potencia y de control, esto es, los sistemas de corriente alterna, de generadores diesel, de corriente continua y de corriente alterna regulada. También relacionados con la actuación de componentes están el sistema de aire de instrumentos, el sistema de suministro de agua de condensado, y la instrumentación de la caldera nuclear.

Todos los sistemas mencionados son analizados y modelados en el APS de la central nuclear de Cofrentes.

II.2. Alcance del APS

El APS de la central nuclear de Cofrentes fue el cuarto solicitado en España y el tercero 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 Hidroeléctrica Española, S.A. (HE) (hoy integrada en Iberdrola) mediante carta de 19 de febrero de 1988 [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. También se solicitó un análisis de la fiabilidad de los Sistemas de Extracción de Calor y Aislamiento de la Contención. 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.

II.3. Organización

La Dirección del Proyecto, siguiendo lo requerido por el CSN, corrió a cargo de personal de Iberdrola, y estaba constituida por un Comité de Dirección (órgano máximo de decisión), y una Jefatura de Proyecto con dos personas de Iberdrola (jefe y jefe adjunto de Proyecto) cuya función era la coordinación de tareas y aprobación técnica de documentos. Asimismo, Iberdrola aportó personal

procedente de su organización con conocimientos en operación y funcionamiento de la planta que participaron con plena dedicación durante buena parte del Proyecto. El objetivo de implicar lo más posible a personal de la central nuclear de Cofrentes, era para promover el mejor conocimiento posible de la tecnología del APS, y del APS concreto de esta central, entre el personal de la misma, lo que se considera fundamental para las futuras aplicaciones.

Para abordar el Proyecto se contó con una infraestructura técnica formada por personal de Empresarios Agrupados (EA), Uitesa, y central nuclear de Valdecaballeros, cubriendo las áreas de desarrollo de tareas de proyecto, revisión interna y apoyo informático. La Garantía de Calidad se realizó con una persona perteneciente a la organización de Garantía de Calidad de la central nuclear de Cofrentes. Se completó el equipo de recursos humanos del APS, con un grupo de revisión independiente constituido por personal con experiencia en Análisis Probabilista de Nuclenor y Risk Management, Ass., así como con la asesoría técnica de especialistas de General Electric.

El Proyecto estableció un proceso de revisión detallada en tres niveles complementarios:

- 1) Revisión interna llevada a cabo por personal de Uitesa directamente involucrado en el proyecto y con amplia experiencia en esta área.
- 2) Revisión de Iberdrola, realizada por personal directamente relacionado con la operación y el diseño de la central.
- 3) Revisión independiente o externa, a cargo de un equipo ajeno al proyecto, formado por personal experto de Nuclenor y Risk Management. Esta revisión independiente realizada por personal con participación en un estudio probabilista previo, aseguraba la transferencia de tecnología en España según se demandaba en el Programa Integrado de APS.

En la segunda fase de revisión e incorporación de puntos pendientes se constituyó de nuevo un equipo formado por personal de Iberdrola, Uitesa, y EA que habían participado en la primera parte, completado con nuevo personal. En cuanto al esquema organizativo en esta fase, coincidente con la nueva estructuración de Iberdrola, la responsabilidad fue de la Unidad de Ingeniería Nuclear de la Dirección de Generación de Iberdrola, manteniendo una estructura similar a la de la primera fase.

En la actualidad, la central nuclear de Cofrentes mantiene un equipo de trabajo que viene realizando actividades de preparación de aplicaciones, algunas de ellas ya implantadas o en curso de implantación (priorización y categorización de pruebas de válvulas motorizadas (G.L. 89-10), pruebas de fugas de contención (Apéndice J), mantenimiento en operación a potencia, aplicaciones para la regla de mantenimiento, aplicaciones para la Garantía de Calidad, etc.), y de ampliación del alcance (Nivel 2, IPEEE Sísmico, etc.).

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

II.4. Metodología

La metodología utilizada en 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. En cuanto a los análisis de fiabilidad de los Sistemas de Extracción de Calor y Aislamiento de la Contención, siguen las líneas generales de documentos como el WASH-1400 y el APS de la central nuclear estadounidense de Oconee (NSAC/60). Todos estos documentos se referencian en la carta de petición del APS. Asimismo, se ha tenido en consideración la metodología seguida en el APS genérico para centrales BWR de General Electric (GES-SAR II-PRA) y NUREG-1150, así como los aspectos de específica aplicación de un BWR/6 recogidos en el NUREG/CR-4550 (Vol. 6 Grand Gulf).

II.5. Resultados del APS

En este apartado se pretende ofrecer algunos de los principales resultados específicos del APS de la central nuclear de Cofrentes. 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 más toda la documentación que lo soporta.

Lógicamente, en el presente apartado sólo se pretende dar una visión global de los grandes números del APS de la central nuclear de Cofrentes. Para ello, se ha recogido a continuación, el contenido del apartado de resultados del Informe Final del APS, además de otra documentación posterior y presentaciones al CSN.

Los resultados que se exponen corresponden a la Revisión 2 del Informe Final del APS, que incorpora comentarios derivados de la evaluación del CSN, modificaciones de diseño implantadas en la central nuclear de Cofrentes (incorporación de calderines al sistema de aire de instrumentos, incorporación de un sistema de venteo dedicado de la contención, etc.), así como los 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 II.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 han analizado y cuantificado las secuencias de accidente definidas en los árboles de sucesos construidos, mediante el programa SETS, 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 $2.13E-6$ /año. Los resultados obtenidos 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.

Tabla 1. Resultados de Sucesos Iniciadores Internos

Suceso iniciador. Descripción	FDN	%FDN
ATWS	8.13E-07	38.2
SBO	4.06E-07	19.1
Aislamiento de Vapor Principal	3.28E-07	15.4
LOOP	1.82E-07	8.5
LOCA Intermedio	1.52E-07	7.2
Pérdida de Agua de Alimentación	1.05E-07	4.9
Pérdida del Aire de Instrumentos		
Pérdida de Agua de Servicios		
LOCA de Interfase Alta - Baja Presión	4.7E-08	2.2
LOCA Grande	3.83E-08	1.8
LOCA Pequeño	2.79E-08	1.3
Disparo de Turbina sin Bypass	1.59E-08	0.7
Rotura de Vasija	1E-08	0.5
1 SORV	1.90E-09	0.09
Apertura Inadvertida. 1 Válvula de Alivio	1.47E-09	0.07
Varias SORVs	1.16E-09	0.05
Disparo de Turbina con Bypass disponible	<E-09	-
Otros Sucesos Específicos de Planta	N/A	N/A

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 el ATWS, el conjunto de transitorios de planta, y el SBO.

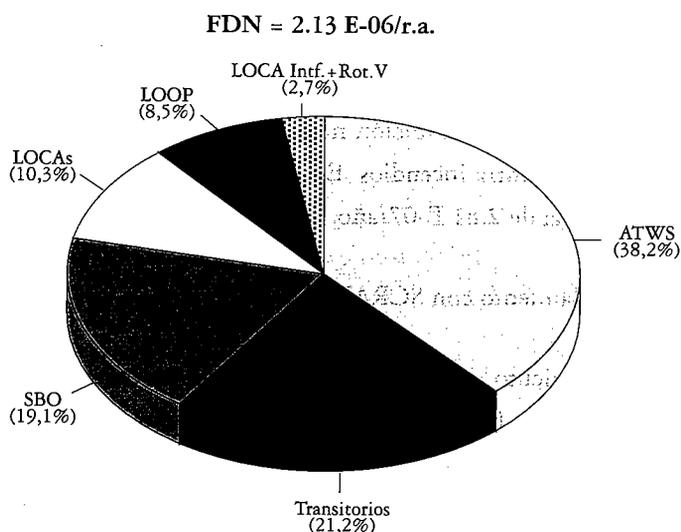


Figura 1. *Importancia de los Sucesos Iniciadores Internos.*

En la siguiente tabla se recoge la clasificación de la frecuencia de daño al núcleo por tipos de accidente.

Tabla 2. Frecuencia de Daño al Núcleo por Tipo de Accidente

Tipo de accidente	Descripción	Frecuencia	%
C1	Transitorios sin enfriamiento del núcleo	1.12 E-06	54.1
C2	Éxito inicial de enfriamiento del núcleo pero con fallo de la extracción de calor residual de la contención, lo que produce la pérdida de la integridad de la contención y del control del inventario de refrigerante del reactor.	1.35 E-07	6.5
C3	LOCA sin enfriamiento del núcleo	2.00 E-07	9.7
C4	ATWS	6.11 E-07	29.5

$$FDN_{total}^{N1} = 2.13 \text{ E-06/r.a.}$$

CT	Fallo de Contención con núcleo O.K.	1.14 E-07/r.a.
----	-------------------------------------	----------------

En la figura 2 se recogen las principales secuencias dominantes entre las que destacan por su mayor contribución al riesgo las siguientes:

- Secuencia 29 de Pérdida total de energía eléctrica exterior (SBO).

Al ocurrir la pérdida de corriente alterna exterior y el fallo de los diesel, la presión en la vasija se controla mediante la apertura y cierre de válvulas de alivio-seguridad. La refrigeración no es posible por haberse producido el fallo de los sistemas de alta presión (HPCS, RCIC), se consigue la despresurización manual pero fracasa la inyección a la vasija con el sistema de protección contra incendios. Esta secuencia se clasifica tipo C2, y le corresponde una frecuencia total de $2.81 \text{ E-}07/\text{año}$.

- Secuencia 32 de Aislamiento con SCRAM.

Se produce un aislamiento con SCRAM al que sigue un correcto control de presión. Sin embargo, a continuación falla la inyección de alta presión (HPCS, RCIC), sin lograrse la inyección con las bombas de condensado y refuerzo al haber un error en la despresurización manual de la vasija, lo que lleva a un incidente tipo C1. Frecuencia total $2.35 \text{ E-}07/\text{año}$.

- Secuencia 26 del árbol de Pérdida total de energía eléctrica exterior (LOOP).

La secuencia corresponde a la siguiente cronología: se produce la pérdida de energía eléctrica exterior, el SCRAM y el arranque con éxito de los Generadores Diesel. El control de presión se realiza correctamente sin quedar ninguna válvula atascada abierta. A partir de aquí fallan los sistemas de alta presión, fallando en la despresurización manual, lo cual lleva a una situación de daño al núcleo clase C1. Supone una frecuencia total de $1.63 \text{ E-}07/\text{año}$.

- Secuencia 38 del árbol de ATWS/ Disparo de Turbina.

En esta secuencia al suceso iniciador le siguen un correcto control de presión y un disparo de las bombas de recirculación, pero no se realiza la inhibición del ADS con lo que se produce despresurización automática considerándose que la entrada en cascada de todos los sistemas de inyección (ECCS) produce daño al núcleo. Esta secuencia lleva a un accidente de clase C4. Con una frecuencia de $1.55 \text{ E-}07/\text{año}$.

- Secuencia 39 del árbol de ATWS/ Disparo de Turbina.

En esta secuencia al disparo de turbina no le sigue el disparo de las bombas de recirculación lo que origina un alto caudal a través del núcleo que produce un rápido descenso de

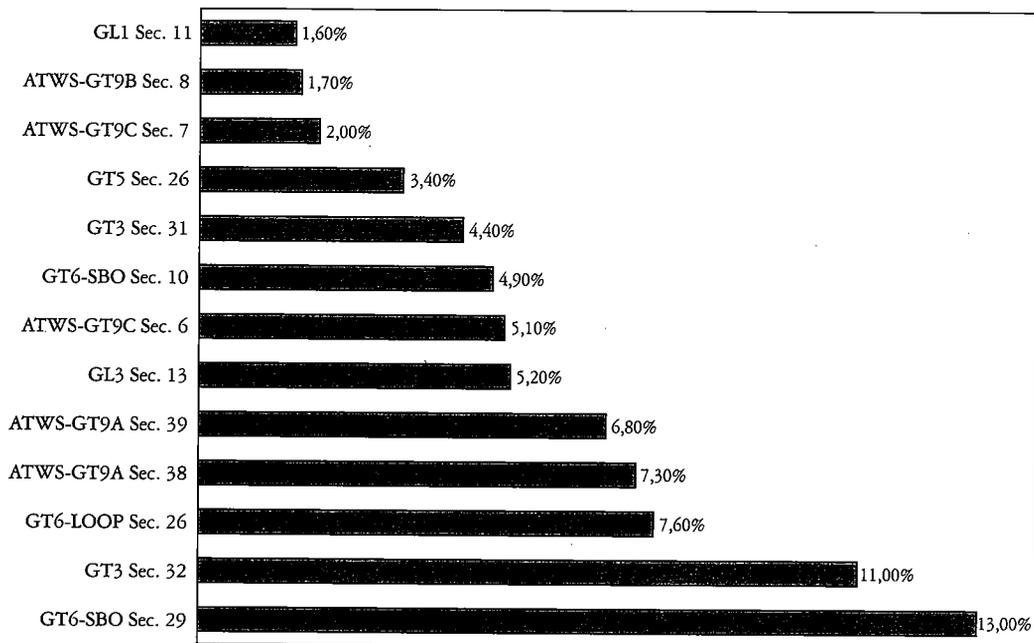


Figura 2. Contribución de las principales secuencias de accidente dominantes a la FDN.

nivel que no puede ser compensado por los sistemas de refrigeración del núcleo, hasta que las bombas sean disparadas por el operador o fallen por cavitación. En el análisis de nivel 1 estas secuencias se llevan a fusión del núcleo como accidente clase C4. Con una frecuencia de $1.44 \text{ E-}07/\text{año}$.

- Secuencia 13 de LOCA Intermedio en Pozo Seco (L3).

Tras el iniciador y el SCRAM, falla la inyección con HPCS, se produce la despresurización de la vasija, y falla la inyección de baja presión, lo que lleva a una situación de daño clase C3. Contribuye a la frecuencia de daño al núcleo con un valor de $1.12 \text{ E-}07/\text{año}$.

- Secuencia 6 de ATWS/Aislamiento y Pérdida de Agua de Alimentación.

Tras el iniciador se produce un correcto control de presión, el disparo de las bombas de recirculación, y la inhibición del ADS, respondiendo correctamente al cierre todas las SRVs. Sin embargo, no se logra inyectar boro a través de los dos lazos del sistema SLC en el tiempo disponible, requiriéndose el control del ATWS en baja presión, función que aparece en fallo, agrupándose este accidente en clase C1. El valor de la frecuencia de daño al núcleo para esta secuencia es $1.09 \text{ E-}07/\text{año}$.

- Secuencia 10 de Pérdida de total de energía eléctrica exterior (SBO).

La secuencia de sucesos es la siguiente: pérdida de energía eléctrica exterior, fallo de los GDs, éxito en el control de presión e inyección con HPCS. Sin embargo, no se logra la recuperación de la potencia eléctrica exterior, y no se realiza correctamente el venteo de la contención produciéndose el fallo de la contención por sobrepresión lo que conduce al fallo del HPCS, y del control del inventario de refrigerante del reactor, quedando dañado el núcleo en un accidente clase C2. Con un valor de $1.04 \text{ E-}07/\text{año}$ para la secuencia.

Los 25 sucesos básicos con mayor contribución a la frecuencia de daño al núcleo se relacionan en la tabla 3 siguiente en la que se indica la medida de importancia de Fussell-Vesely de los principales sucesos y una breve descripción de los mismos. De la tabla han sido eliminados los sucesos que representan la ocurrencia de un iniciador.

Tabla 3. Lista de los 25 sucesos básicos más importantes

Suceso	Import.	Descripción
P40FF91011MVL	3.0837E-01	Fallo de causa común a la demanda de las válvulas P40-FF009/10/11.
E51COO2TPR	3.0044E-01	Fallo en operación de la turbobomba E51C002.
R22EA123TXI	1.8991E-01	Error humano en recuperación tensión barras de salvaguardia.
B21DESPRTTXI	1.8407E-01	Fallo en acción humana de despresurización.
N21INYTBCK	1.2513E-01	Fallo en inyección de caudal con una bomba de condensado y una de refuerzo.
C41S1AB23SWI	1.1216E-01	Error humano en la actuación del sistema C41.
ATWSCONTROLTXI	1.1003E-01	Fallo en la acción humana de control a baja presión.
ATWSINHADSTXI	9.1036E-02	Fallo en la inhibición del ADS en ATWS.
C22RPTK	8.2051E-02	Fallo en el disparo de las bombas de recirculación.
P64CC001DPR	6.8631E-02	Fallo en operación de la bomba P64-CC001.
E22RECREFTXK	6.7447E-02	No recuperación de fallo de HPCS por pérdida de refrigeración.
CONINVREFK	5.8978E-02	Fallo en control inventario refrigerante de reactor.
E22RECREFTTXK	4.8646E-02	No recuperación de fallo de HPCS por pérdida de refrigeración.
E22BGDHPCSDGR	4.5646E-02	Fallo en operación GD de la Div. III.
R22LOOPBSK	4.1838E-02	Probabilidad de LOOP durante la secuencia.

Tabla 3. Lista de los 25 sucesos básicos más importantes (*continuación*)

Suceso	Import.	Descripción
B21SORV1AMVK	3.8381E-02	Una SORV.
B21DESPRSB0TXI	3.6022E-02	Fallo en la acción humana de despresurizar.
C41S1AB21SWI	3.5094E-02	Error humano en la actuación del sistema C41.
C41S1AB13SWI	3.2882E-02	Error humano en la actuación del sistema C41.
E22F015MVA	3.0315E-02	Fallo a la apertura de la válvula E22-F015.
E22F004MVA	3.0315E-02	Fallo a la apertura de la válvula E22-F004.
E22G004PGK	2.9893E-02	LOCA en línea HPCS aguas debajo de la válvula E22-F005.
E51TANQUESWI	2.7767E-02	Error humano en la devolución de la aspiración al tanque.
R41BATEFBYN	2.5464E-02	Fallo de causa común de las baterías E y F.

Se han realizado varios análisis de sensibilidad sobre la ecuación total de daño al núcleo con objeto de evaluar los efectos sobre la frecuencia de daño al núcleo de hipótesis o aproximaciones asumidas en los modelos y los datos, entre estos hay que señalar los análisis de sensibilidad sobre el valor de: la tasa de fallos de la turbopompa de RCIC, frecuencia del ATWS, fallos de causa común a la apertura de las válvulas de descarga de las bombas de agua de servicios esenciales, fallos de causa común de las bombas del sistema de boración de emergencia (SLC), o fallos de causa común de las baterías; asimismo, se ha realizado un análisis de la incertidumbre asociada a los datos, para poder realizar este análisis, a cada dato se le asocia una distribución de probabilidad. Dadas estas distribuciones y la ecuación booleana cuya distribución final se desea conocer, mediante el método matemático se propagan las incertidumbres, dando como resultado para la frecuencia de fusión del núcleo los datos recogidos en la siguiente tabla.

Tabla 4. Distribución de la Frecuencia de Daño al Núcleo

Percentil	Frecuencia	Percentil	Frecuencia
5	3,58 E-07	55	1,47 E-06
10	4,79 E-07	60	1,64 E-06
15	5,91 E-07	65	1,82 E-06
20	6,88 E-07	70	2,06 E-06
25	7,76 E-07	75	2,35 E-06
30	8,74 E-07	80	2,71 E-06
35	9,80 E-07	85	3,17 E-06
40	1,08 E-06	90	3,93 E-06
45	1,19 E-06	95	5,67 E-06
50	1,31 E-06	100	4,73 E-05

II.5.2. Resultados del Análisis de Incendios

La Frecuencia de Daño al Núcleo debida a Incendios ha sido obtenida analizando todos los incendios postulables en todas las áreas/zonas de fuego de la central, en una primera fase del estudio (análisis selectivo) se seleccionan, en base a criterios conservadores, aquellas con una contribución significativa en la frecuencia de daño al núcleo. En la siguiente fase (análisis detallado) aquellas con entidad suficiente son analizadas, es decir, se evalúan las secuencias de accidente definidas en los árboles de sucesos de progresión del incendio, junto con los resultados obtenidos de la tarea de análisis de sistemas, análisis de datos (estimación de parámetros e indisponibilidades), análisis de fiabilidad humana (incluyendo las acciones específicas propias de extinción de incendios así como la reevaluación de las diversas acciones humanas Tipo 3 que progresan desde internos y se ven afectadas por la pérdida de instrumentación como consecuencia del incendio) y análisis de fallos dependientes (estimación de parámetros de fallos de causa común).

La Frecuencia total de Daño al Núcleo debida a Incendios se obtiene como la suma de las frecuencias de fusión debidas a cada área/zona, obteniéndose un valor de $5.80E-07$ /año.

En este valor influyen dos contribuciones principales:

- a) Incendios en combustibles transitorios, con un 69.5% de la frecuencia total.
- b) Incendios en paneles de sala de control con un 30,5%.

Por zonas de fuego, la sala de equipo eléctrico de emergencia de división II (AU-03-02) es el mayor contribuyente a la frecuencia de fusión del núcleo por incendios, con un 46,9%. La sala de equipo eléctrico de emergencia división I (AU-02-02) contribuye en un 13,1%. La sala de cables de división II (AU-03-01) contribuye con un 8,7%, y la sala de control con un 30,5 %. En la figura 3 se muestran estas contribuciones, para las distintas zonas, y los diferentes orígenes de fuego contemplados.

Las contribuciones más significativas (mayores del 10%) a la frecuencia de daño al núcleo por incendio son los debidos a los siguientes escenarios:

- Pérdidas de las alimentaciones eléctricas de barras normales a barras de salvaguardia (división I y II) en la zona AU-03-02, con pérdida del sistema de agua de servicios (P41), pérdida de generador diesel división II, y pérdida de división I, en caso de fallo de las protecciones pasivas contra incendios con una contribución del 46,9%.

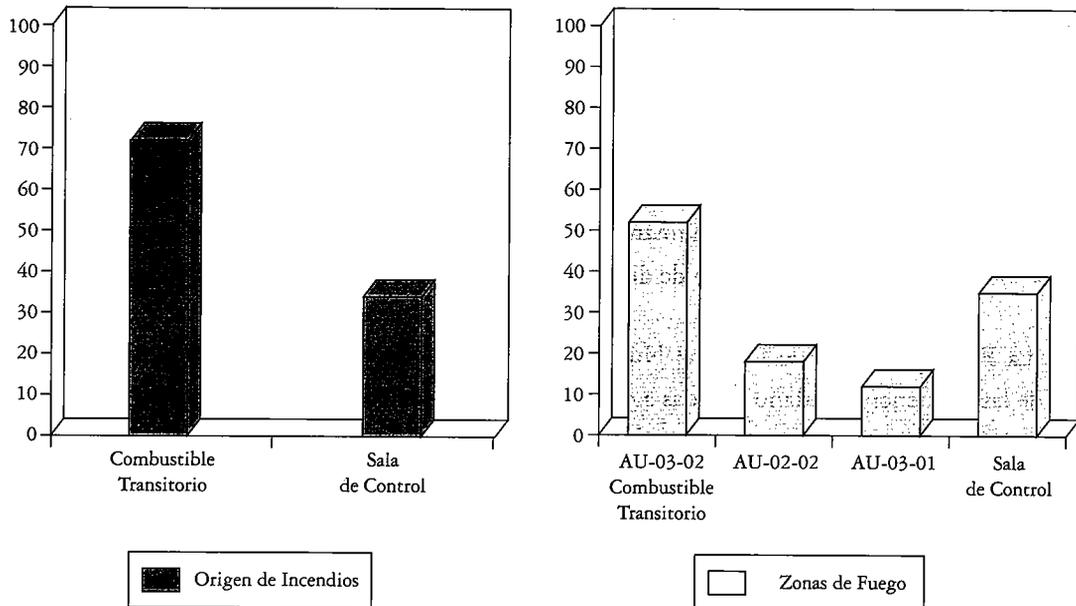


Figura 3. Resultados del Análisis de Incendios

- Incendio en el panel H13-P601 de sala de control, con posible apertura espuria de las válvulas de alivio y seguridad, con progresión de incendio hasta afectar a todos los sistemas con controles en el panel. Contribución de 14,4%.
- Incendio en el panel H13-PP704 de sala de control con posible pérdida total de agua de alimentación por pérdida del sistema P41, con progresión del incendio hasta afectar a todos los sistemas con controles en el panel, con una contribución del 12,4 %.
- Disparo de turbina en la zona AU-02-02, con pérdida de divisiones I y III y pérdida de división II, en caso de fallo de las protecciones pasivas, con una contribución del 11,4%.

II.5.3. Resultados del Análisis de Inundaciones Internas

El análisis de inundaciones internas tiene por objeto estimar la frecuencia de daño al núcleo de las situaciones en las que como consecuencia del vertido de agua debido a múltiples situaciones de la planta, se produzca un suceso iniciador y se induzca una cierta merma en la realización de las funciones de seguridad previstas para preservar la correcta refrigeración del núcleo.

La Frecuencia de Daño al Núcleo debida a Inundaciones Internas ha sido obtenida analizando según un modo progresivo en lo que se refiere al grado de detalle, es decir, se realiza un análisis previo de la planta, un análisis selectivo de zonas de la planta, y por último un análisis detallado de aquellas zonas con contribución significativa a la frecuencia de daño al núcleo. Se cuantifican las secuencias de accidente definidas en los árboles de sucesos construidos específicamente para inundaciones, junto con los resultados obtenidos de las tareas de análisis de sistemas, análisis de datos, análisis de fallos dependientes y análisis de fiabilidad humana (incluyendo las acciones específicas de aislamiento de las inundaciones así como la reevaluación de diversas acciones Tipo 3 que progresan desde internos).

La Frecuencia total de Daño al Núcleo debida a Inundaciones Internas se obtiene como la suma de las frecuencias de daño debidas a cada escenario, obteniéndose un valor de $9,25 \text{ E-07/año}$

La figura siguiente muestra las contribuciones relativas a la frecuencia de daño al núcleo debida a inundaciones para los distintos edificios/zonas en los que se origina la inundación.

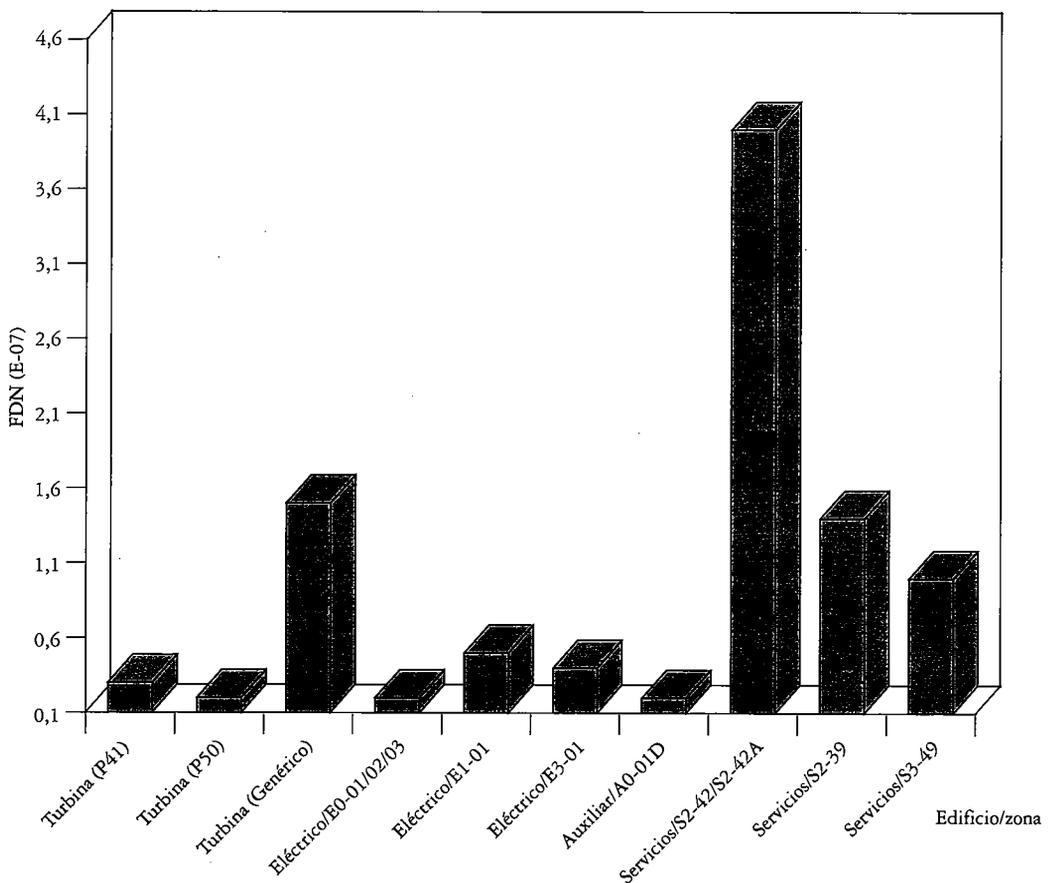


Figura 4. Resultados del Análisis de Inundaciones Internas

A continuación se muestra la representación sectorial de la contribución porcentual de escenarios de inundaciones internas a la frecuencia total de daño al núcleo debida a inundaciones.

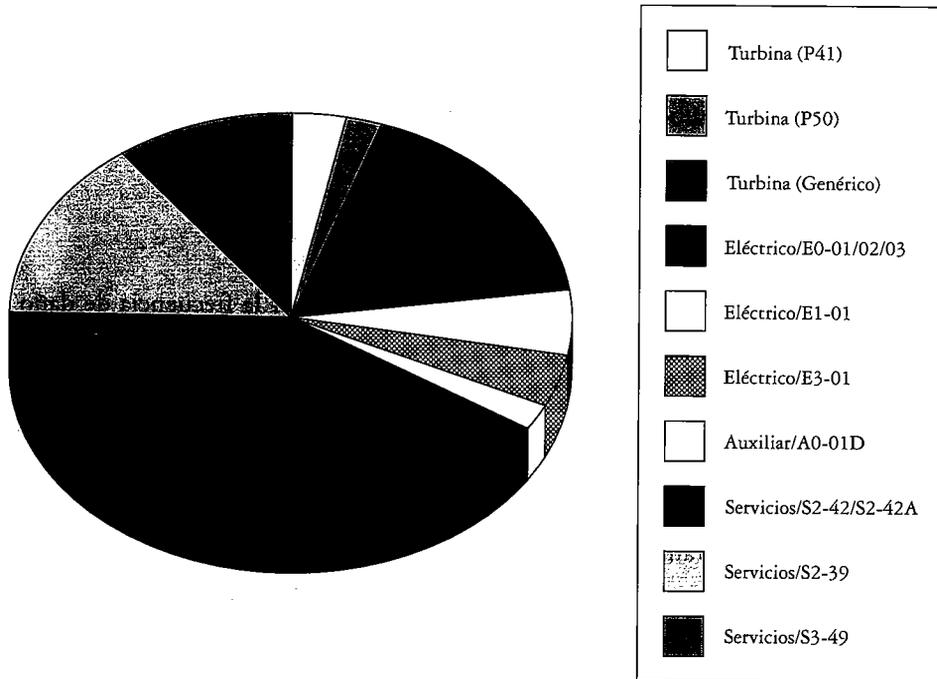


Figura 5. *Importancia de Escenarios de Inundaciones Internas*

Destacan por su importancia (contribución mayor del 10%) los siguientes escenarios:

- *Apertura Inducida de Válvulas de Alivio Seguridad (GT4)* por daño a paneles H13-P602, H13-P628 o H13-P631 o *Pérdida Total de Corriente Alterna Exterior (SBO)* por daño a paneles H13-PP703 y H13-PP730 debido a la sumersión de los equipos situados en la zona S2-39. La generación del escenario se debe a la rotura completa de tuberías de 8» y 3» del sistema de agua de PCI (o contraincendios) P64 en las zonas S2-42 ó S2-42A. Su contribución a la frecuencia de daño al núcleo debida a inundación es del 40,2%.
- *Pérdida total de Agua de Alimentación (GT5)* por rotura de tuberías no pertenecientes al sistema de agua de servicios (P41), y que no dan lugar a pérdida de aire de la planta (P50), en el edificio de turbina. Su contribución a la frecuencia de daño al núcleo debida a inundación es del 15,2%.
- *Disparo de Turbina.* Aislamiento o apertura inducida de válvula de alivio y seguridad (GT4) por rociado del panel H13-P601 en la zona S2-39. La generación de este escenario se debe a

la rotura en grieta media o pequeña de la tubería P64-8»-AD-D-GG084 en la zona S2-42. Su contribución a la frecuencia de daño al núcleo debida a inundación supone un 13,0%.

Los análisis de sensibilidad realizados sobre los resultados obtenidos del Análisis de Inundaciones Internas ponen de manifiesto que el valor final de la frecuencia de daño al núcleo debida a inundaciones internas es muy sensible a los valores de los parámetros que intervienen en el cálculo de la frecuencia de rotura de tuberías.

II.5.4. Resultados del Análisis de Inundaciones Externas

El análisis de inundaciones externas tiene por objeto estimar la frecuencia de daño al núcleo por inundaciones ocasionadas por agentes externos a la central, en el caso de la central nuclear de Cofrentes, por precipitaciones locales internas, crecida natural, y roturas de presas a la que se superpondrían los efectos de las olas producidas por el viento.

Para que un suceso contribuya a la frecuencia de daño al núcleo debe provocar un suceso iniciador, en este caso el único transitorio que se podría producir es la pérdida de energía eléctrica exterior-LOOP (GT6), siendo su contribución a la frecuencia total de daño al núcleo del orden del 0,3% con un valor medio de $3,1 \text{ E-}09$.

II.5.5. Conclusiones de la central nuclear de Cofrentes sobre los resultados

Como conclusiones del estudio cabe destacar que:

Los resultados confirman que dentro del análisis de sucesos internos, los accidentes ocasionados por pérdida total de la corriente alterna exterior (LOOP y SBO), junto con accidentes originados por el fallo a la inserción de las barras de control (ATWS) son los contribuyentes más significativos a la frecuencia de fusión del núcleo, al igual que ocurre en los IPE de las centrales con un diseño similar a Cofrentes. Ahora bien el valor numérico obtenido en Cofrentes se estima una década inferior. Los aspectos más significativos del diseño y operación que justifican la frecuencia de fusión del núcleo obtenida son:

- a) Se ha dado crédito a la total independencia funcional y diversidad en el diseño de los equipos de la división III (inyección a alta presión, corriente continua, corriente alterna) con relación a las divisiones I y II en base a un análisis detallado de las diferencias de diseño, fabricación, disposición física, pruebas y mantenimiento de los equipos afectados. En la revisión 2, se ha postulado un potencial fallo de causa común que afecta a las válvulas de descarga del sistema de agua de servicios esenciales divisiones I, II y III, aumentando significativamente la contribución de este sistema al daño al núcleo.

- b) La central nuclear de Cofrentes ha implantado las modificaciones necesarias para realizar tanto la inyección al núcleo a baja presión, como el aporte de agua a la piscina de supresión con el sistema de protección contraincendios. Se han mejorado diversos aspectos relacionados con las acciones humanas requeridas para el funcionamiento del sistema.
- c) No se han encontrado sucesos iniciadores que produzcan disparo de planta, pérdida de los sistemas de agua de alimentación o de la extracción de calor del núcleo con el condensador, y simultáneamente se vea afectado algún sistema de emergencia.
- d) Para la función de refrigeración del núcleo se ha dado crédito a los sistemas de inyección alternativos, recogidos en los Procedimientos de Operación de Emergencia. Agua de Servicios Esenciales, Bomba de Condensado y Refuerzo, Sistema de Protección Contraincendios, etc.
- e) Los registros de la central nuclear de Cofrentes sobre pruebas, mantenimientos y fallos de componentes demuestran que las probabilidades de fallo de componentes obtenidas a partir de los datos específicos son del mismo orden o inferiores a las recogidas en las bases de datos genéricas. Por tanto se concluye en base a los resultados que tanto el programa de pruebas como el de mantenimiento son satisfactorios.
- f) La instalación de un sistema de venteo dedicado de contención junto con la existencia en Procedimientos de Emergencia de instrucciones precisas sobre su utilización, ha permitido dar crédito al venteo para extracción del calor residual en todas las secuencias de accidente. Asimismo se ha podido comprobar que las acciones humanas importantes que intervienen en la mitigación de todos los accidentes analizados están contenidas en los POEs, por lo que la estructura de los mismos cubre todas las secuencias identificadas en el APS.
- g) Se ha considerado la utilización del sistema HPCS para refrigerar el núcleo en accidentes tipo ATWS cuando ha tenido éxito la inyección de boro con los dos lazos reduciendo la posibilidad de que sea requerida una despresurización de emergencia. En la revisión 2 se ha incrementado un factor 100 la probabilidad de que tras un disparo no se produzca la inserción de las barras de control, por fallo mecánico de las mismas, afectando significativamente a los resultados del APS

No se han identificado en el análisis aspectos del diseño que afecten negativamente a los resultados de forma determinante. Las recomendaciones realizadas deben entenderse como mejoras de ingeniería para alcanzar el máximo nivel de seguridad y disponibilidad, aunque pudieran no ser requeridas en base a los resultados obtenidos.

No ha sido necesario, dado los resultados, considerar acciones de recuperación durante el desarrollo del accidente, de fallos de equipos como diesel, bombas, etc., frecuentes en otros análisis. Únicamente se ha considerado la recuperación de los sistemas no de seguridad, utilizados normalmente para llevar la planta a parada. Por tanto se considera que dentro del rango de incertidumbre del análisis el resultado obtenido es conservador.

Al igual que sucede en el APS de Grand Gulf NS, dada la considerable redundancia y diversidad de sistemas en la central nuclear de Cofrentes, no es de sorprender que los fallos múltiples de sistemas sean los determinantes de la frecuencia de daño al núcleo. Igualmente hay que reconocer que las incertidumbres asociadas con el estado del arte en los análisis de fallos de causa común y errores humanos condicionan la incertidumbre de los resultados.

Por último en el análisis de sucesos externos, Incendios e Inundaciones internas a la central o externas al emplazamiento, se obtiene una fiabilidad de la planta frente a dichos sucesos del mismo orden de magnitud que para los accidentes anteriormente descritos (SBO, ATWS), no identificándose aspectos del diseño de los sistemas de protección contra incendios o de mitigación de las inundaciones, que contribuyan significativamente a los resultados.

En el análisis de incendios se ha comprobado que los resultados obtenidos en la evaluación de cumplimiento con el Apéndice R al 10CFR50 y los del análisis probabilista de seguridad, identifican las mismas zonas significativas para el riesgo. Los resultados del análisis probabilista confirman que el grado de protección es adecuado considerando las mejoras propuestas durante los análisis de cumplimiento con el Apéndice R.

En el análisis de inundaciones se ha obtenido que las roturas completas en sistemas de baja energía, en especial el sistema de protección contra incendios, de llegar a ocurrir, serían los mayores contribuyentes al riesgo. Aunque estos sucesos están más allá de las bases de diseño se han propuesto medidas preventivas para minimizar su ocurrencia. Las inundaciones externas tienen una contribución despreciable en las secuencias con daño al núcleo.

II.6. Mejoras realizadas en la central

En este apartado se pretende ofrecer algunas de las principales modificaciones de diseño propuestas o informadas por el Proyecto APS de la central nuclear de Cofrentes. En la Revisión del Informe Final del APS, se proponían una serie de mejoras en el diseño que han sido en su gran mayoría implantadas en la central. En la Revisión 2 del APS la central nuclear de Cofrentes se proponen otras mejoras complementarias fruto de un análisis detallado de aspectos concretos, estando algunas de ellas en proceso de implantación.

II.6.1. Modificaciones en planta consideradas a petición del APS de Sucesos Internos

Durante la ejecución de los trabajos, y como consecuencia de los resultados de los análisis, se propusieron una serie de mejoras en el diseño de la planta que dieron lugar a estudios de modificación de diseño.

Adicionalmente, se han incluido algunos cambios surgidos en los procedimientos de planta que afectan primordialmente a pruebas de componentes.

A continuación se indican conceptualmente las modificaciones de diseño y procedimientos implementadas en la central nuclear de Cofrentes:

- Modificación de la alimentación a las barras del RPS (C71) desde barras que no queden desconectadas por señal de LOCA (bajo Nivel 1 y/o alta presión en pozo seco). Esta modificación de diseño viene motivada porque en la central nuclear de Cofrentes la señal de LOCA provoca, por criterios de aplicación de normativa (separación física de trenes, etc.), la desconexión de algunas barras y CCMs. En la segunda edición del APS se proponía realizar un estudio más detallado para determinar otras posibles cargas, además de las del RPS, que deben mantener su alimentación eléctrica para distintos escenarios de LOCA, LOOP, y ATWS donde se produce esta señal, ésto ha conducido a una modificación de diseño en el sistema de distribución de corriente alterna.
- Inclusión de dos conmutadores en Sala de Control, así como de las correspondientes instrucciones en los POEs para permitir al operador inhibir la actuación automática de la Aspersión de Contención para mantener la inyección de refrigerante a la vasija con los lazos A y B del Sistema de Inyección a Baja Presión (LPCI), en caso de que sea necesario.
- Inclusión de un conmutador en Sala de Control, así como de las correspondientes instrucciones en los POEs para permitir al operador baipasar el disparo de la turbina del RCIC por alta presión en la descarga, lo cual aumenta la disponibilidad de este sistema en caso de SBO.
- Eliminación del enclavamiento de las lógicas entre las válvulas del SLC, C41-F001A/B, y la válvula C41-F031 que podían provocar indisponibilidades inadvertidas tras una prueba.
- Eliminación de fallos únicos en lógicas de control de sistemas auxiliares cuyo fallo podía originar un transitorio en la planta: sistema de agua de servicios de la central (P41) y sistema de aire comprimido (P50).

- Modificación en lógicas de aislamiento de contención de los sistemas P42 y P52 de forma que se requiera coincidencia de la señal de LOCA en ambas divisiones para que se produzca el aislamiento.
- Instalación de transferencia automática de alimentación de corriente continua de control a barras no divisionales y asociadas.
- Se realizó una modificación que bloqueaba la transferencia automática de las barras EA1 y EA2 por mínima tensión cuando ésta es producida por un cortocircuito entre fases.
- En la edición 2 se recomendaba la inclusión de acciones que condujeran a la inhibición del aislamiento por señal de nivel 1 en ciertas condiciones de disparo de turbina sin scram, así como otras acciones que permitieran la operación a baja presión en caso de ATWS, ésto ha llevado a la realización de modificaciones de diseño que se encuentran en proceso de evaluación.
- Se han realizado mejoras en la fiabilidad del diseño del sistema de *run-back* automático de agua de alimentación (C34), de cara a mantener vigilada la alimentación de las lógicas.
- Se han establecido pruebas para aquellos componentes y partes de los mismos que están en el alcance de la USNRC Generic Letter 96-01 y que anteriormente no se probaban,

En cuanto a modificaciones de los procedimientos, la mayor parte de las recomendaciones que se referían al Procedimiento de Operación en SBO han sido incorporadas. Realmente, la necesidad de disponer de un procedimiento que enfocara la operación en caso de pérdida total de corriente alterna, complementando a los POEs, se detectó al desarrollar el APS, por lo que la incorporación de las recomendaciones ha sido casi automática. Estas modificaciones van encaminadas, principalmente, a optimizar las acciones en las situaciones con menor tiempo disponible: dar preferencia al alineamiento del sistema PCI, reparto de tareas entre los rondistas disponibles, etc. Se han optimizado también las acciones de recuperación de energía exterior.

Otras recomendaciones que están en fase de incorporación, se refieren a procedimientos de operación de sistemas, en los que se mejorará el procedimiento de prueba del venteo dedicado de contención, la refrigeración de la sala de la bomba del HPCS con el sistema de agua de servicios de la central y la incorporación de una prueba de la función *feedwater run-back*, cuyo diseño ha sido también mejorado.

En la nueva revisión de los POEs se recoge de forma específica el uso del sistema E12 en modo de inyección a través de cambiadores como método de extracción de calor residual e inyección de refrigerante en la vasija. Este modo de operar, en caso de tener los lazos A y B del LPCI inyectando a la vasija con un mínimo de realineamientos, aumenta la fiabilidad de la función de extracción residual, por lo que se recogió en el Informe Final como una mejora en los POEs.

Se detectaron acciones mejorables, en el sentido de que la redacción de los procedimientos no recoge todas las posibles advertencias, o consideraciones, necesarias para un funcionamiento totalmente correcto en todas las situaciones; éste es el caso de la transferencia al tanque de condensado para el HPCS o el RCIC.

Por otro lado en la central nuclear de Cofrentes, este aspecto de mejora de procedimientos junto la evaluación del diseño de sistemas ha tenido gran relevancia, por el ejemplo el sistema (PCI) es utilizado en caso de SBO como sistema alternativo de inyección de refrigerante en el núcleo, con lo que el diseño de este sistema puede considerarse crítico. Tras el análisis realizado en el APS se detectaron deficiencias, y se discutió sobre la disponibilidad del tiempo necesario para alinear este sistema antes de asegurar que no se alcanza la temperatura de fusión del núcleo. Por lo que se incluyeron y aconsejaron mejoras en el procedimiento de SBO de cara a aumentar los tiempos disponibles y a optimizar las acciones para dicho alineamiento.

Se puede decir que en la revisión de los POEs actualmente en vigor se han incluido algunas mejoras y modificaciones recomendadas en el APS, como es el caso del modo de inyección a la vasija a través de cambiadores, o de la aspersión de contención. Sin embargo, otros no han sido incorporados, por lo que son temas que quedan abiertos a mejoras posteriores y que no deben olvidarse, ya que en su conjunto suponen una mejora indudable en la seguridad de la planta.

En general en los APS se identifican aspectos de la operación de emergencia que son importantes para el riesgo y que, en consecuencia, los operadores deben conocer y estar entrenados en ello de forma adecuada. Las secuencias dominantes en un APS deben pasar a formar parte de las sesiones de formación en el reentrenamiento de los operadores.

II.6.2. Modificaciones consideradas a petición del APS de Incendios

Una de las tareas de APS con mayor posibilidad de aplicaciones posteriores en otras áreas de los análisis de seguridad, combinándola con los estudios puramente deterministas, es la tarea de incendios. De hecho, ya en otras centrales, se utilizó el APS como método de conocimiento del impacto en el riesgo de cada zona de incendio combinándolo con el cumplimiento con el apéndice R del 10CFR50. De esta colaboración entre las distintas especialidades se hizo una revisión profun-

da de las medidas de protección contra incendios (sistema PCI). En el caso de la central nuclear de Cofrentes, la revisión de la tarea se ha hecho teniendo en cuenta los estudios efectuados para verificar el cumplimiento con el apéndice R, es decir, los análisis probabilistas se han complementado con la información y resultados de aplicar análisis deterministas, y viceversa.

Con respecto a lo que se refiere al análisis de incendios propiamente dicho, hay que señalar que el CSN, consciente de la importancia y nivel de aplicabilidad de esta tarea del APS, solicitó en todo momento un grado de profundidad elevado en el análisis, lo que ha llevado a que el número de modificaciones y estudios complementarios incluidos en la revisión 2 haya sido muy elevado. En líneas generales, se puede decir que se ha tratado de hacer un análisis más realista de las zonas de equipos eléctricos de las divisiones I y II y Sala de Control, centrando, además, posibles actuaciones en aquellas zonas que más contribuyen al riesgo de fusión del núcleo por incendio y haciendo recomendaciones sobre los factores que más impactan en él, como son:

- Realización de rondas de vigilancia para reducir al máximo la probabilidad de encontrar combustibles transitorios.
- En los paneles de Sala de Control que presentan un riesgo significativo y en cabinas de salas de equipo eléctrico del edificio auxiliar, instalar sistemas que permitan detectar incendios en fase tempranas.

II.6.3. Modificaciones en planta consideradas a petición del APS de Inundaciones

Como conclusión del análisis de inundaciones realizado, la central nuclear de Cofrentes concluyó en su revisión 2 del Informe Final, que no se habían detectado anomalías en el diseño de los sistemas de drenajes ni en la implantación de componentes, frente a inundación, que afectaran significativamente a la seguridad, y que las inundaciones procedentes de fuentes externas contribuyen insignificadamente a la frecuencia de daño al núcleo.

Las zonas que presentan una mayor contribución al daño al núcleo son la adyacentes a la Sala de Control, debido a roturas en el sistema de PCI, para estos casos se hicieron dos recomendaciones:

- Inspeccionar cada 18 meses los espesores en las tuberías de 8» que atraviesan el edificio de servicios, a la elevación que se encuentra la Sala de Control y que pueda comunicar con ella.
- Realizar análisis coste/beneficio de la instalación de detectores de inundación en la zona S3-49 que avisaran de esta situación en Sala de Control y procedieran a la apertura automática de la puerta contra incendios que comunica esta sala con la escalera de acceso desde plantas inferiores.

III. Evaluación del APS de la central nuclear de Cofrentes

III. Evaluación del APS de la central nuclear de Cofrentes

III.1. Introducción

Como se recogía en el Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España [Ref. 0], la evaluación de los APS en España, y del APS la central nuclear de Cofrentes en particular, se realizó en gran medida y mientras resultó posible, como se indicará más adelante, de acuerdo al concepto de Evaluación Continua e Interactiva.

En síntesis una Evaluación Continua e Interactiva 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 pueden 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 esa interacción. En las fases o tareas del Proyecto en que se necesita un mayor esfuerzo, se asigna una segunda persona a las oficinas. Esas personas cuentan siempre con el apoyo del resto de especialistas del CSN en cada una de las Tareas del APS.

La necesidad de este tipo de evaluación surge de la propia naturaleza de los proyectos de APS: se trata de proyectos de larga duración, con tareas que se realizan en paralelo pero interaccionando mucho entre sí, y tareas posteriores que retroalimentan las anteriores, y con un elevado uso de recursos. Si la realización de la evaluación es *a posteriori* del proyecto, el consumo de recursos del CSN pasa a ser mucho mayor para llegar al mismo nivel de detalle en la evaluación. Adicionalmente, las conclusiones de la evaluación tardan mucho más tiempo en obtenerse y, por tanto, originan mayor coste a la central al tener que «reabrir» el Proyecto un largo tiempo después. Otra alternativa, no aconsejable, sería que la evaluación no se hiciera con el mismo nivel de detalle. Esta última situación es la que se da en general en los EEUU debido a que la NRC no puede tener recursos para llevar a cabo este tipo de evaluación interactiva de más de cien APS realizados simultáneamente. El hecho de que las evaluaciones no sean detalladas implica un menor conocimiento de las hipótesis y contenido de cada APS y en general, menor aplicabilidad de los mismos en los usos que se vislumbran. Las consecuencias de esta última forma de trabajar se están empezando a sentir en la industria nuclear de EEUU, 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.

En concreto para el APS de la central nuclear de Cofrentes, el proceso de evaluación seguido por el CSN fue el mismo que en los demás APS españoles hasta 1990. Para ello, tras un mes de familiarización con la central nuclear de Cofrentes en la propia central, el 4 de abril de 1989, se desplazó una persona del CSN a las oficinas del proyecto, esta persona permaneció el resto del año 1989. Durante los últimos meses de 1989 se incorporó como apoyo una nueva persona del CSN, a

la revisión en las oficinas del proyecto, permaneciendo como representante de la DT del CSN para la evaluación continua e interactiva desde el 5 de febrero hasta el mes de julio de 1990, en que el proyecto entregó al CSN la revisión 1 del Informe Final del APS, y desmontó las hasta entonces oficinas de proyecto. La evaluación fue plasmada durante este período en informes mensuales de actividades, en ellos se reflejaban las diversas actuaciones del representante del CSN en el proyecto de APS durante el período de tiempo descrito, es decir, se recogen las agendas transmitidas, acciones de interfase con los representantes del proyecto, comunicaciones, así como el estado de la evaluación en aquel momento. Las personas desplazadas en las oficinas del proyecto estuvieron apoyadas, a tiempo parcial, por las cuatro personas restantes que entonces componían la unidad de APS del CSN.

Como información de contexto, necesaria para comprender el marco en el que se producía el proceso de evaluación realizado por el cuerpo técnico del CSN, hay que recordar que en estas fechas el Proyecto de APS de la central nuclear de Ascó, requerido en segundo lugar según el Programa Integrado, se encontraba también en proceso de evaluación por parte del CSN, ya que se había producido un retraso en su iniciación, si bien cuando en junio de 1990 se entregó la edición 1 del Informe Final del APS de la central nuclear de Cofrentes, se concentraron sobre este proyecto las actividades de evaluación.

A partir de la entrega, en el mes de julio de 1990, del Informe Final en revisión 1 [Ref. 6] y tras la desaparición de las oficinas de proyecto, la evaluación del APS se realizó desde las oficinas del CSN con desplazamientos del personal del área de APS y Factores Humanos, tanto a las oficinas de Hidroeléctrica Española, S.A. (hoy integrada en Iberdrola), como a planta para recogida de documentación, y reuniones con el personal de proyecto.

La evaluación se plasmaba en el proceso que se describe a continuación. Tras la elaboración, revisión por parte de Garantía de Calidad Técnica Interna y aprobación por la Jefatura de Proyecto de los **Informes de Tarea**, éstos se entregaban al CSN. La evaluación de estos informes se realizaba haciendo uso de la misma documentación de detalle usada por los analistas del Proyecto y que se encontraba en las oficinas. Tras la evaluación, se elaboraba un **Informe de Evaluación**. El grueso de este Informe era la **Agenda de Reunión**, constituida por listas de comentarios y preguntas sobre el Informe de Tarea evaluado. En la **Reunión** se discutían los comentarios y respuestas de los técnicos del Proyecto, recogiendo los después en unas **Notas de Reunión**, que se remitían al CSN. Los técnicos del CSN aprobaban o comentaban el contenido de las Notas, que se devolvían al Proyecto a través de la Dirección Técnica en forma ya de **Actas de Reunión**, conteniendo la identificación de los Pendientes de cada Informe intermedio que se debían incorporar en revisiones posteriores de los mismos y en el Informe Final.

En resumen, todas las tareas de evaluación quedaron recogidas en Agendas de Reunión, que se discutieron en Reuniones específicas de las que se levantaron Actas de Reunión. En éstas se plas-

maron los Acuerdos y Puntos Pendientes identificados. A lo largo de la evaluación se llevaron a cabo 26 reuniones de este tipo, con sus correspondientes Actas, en las que se recogen los comentarios y preguntas del CSN, así como su resolución [Ref. 7 a 32].

Una vez finalizado el proceso de revisión de todas las tareas incluidas en el APS de la central nuclear de Cofrentes, la evaluación por parte del CSN concluyó en el mes de julio de 1993 con la emisión de un informe [Ref. 34] donde se recogían todos los temas pendientes del APS de la central nuclear de Cofrentes surgidos en las reuniones mantenidas, que aparecían de forma dispersa en las actas, y que debían ser incluidos en una revisión 2 del Informe Final.

La actividad final del proyecto fue la inclusión de los pendientes requeridos por la DT para dar por cumplidos los requisitos de realización del APS exigidos por el CSN en su petición inicial, el trabajo de incorporación fue realizado a lo largo del año 1994. El plazo inicial de entrega fueron seis meses [Ref. 33], sin embargo, en el mes de mayo de 1994 la central nuclear de Cofrentes mantuvo una reunión con representantes de diversas áreas del CSN en la que se pudo constatar que el proyecto estaba realizando gran número de actividades además de las de incorporación de pendientes, por lo que fue ampliado el plazo de entrega hasta diciembre de ese mismo año [Ref. 36], proponiéndose la realización de auditorías en las que se comprobara el estado de inclusión de dichos pendientes. Tras conversaciones con la dirección del proyecto, se acordó sustituir las auditorías por presentaciones del proyecto al personal del área de APS sobre el estado de incorporación de pendientes, con el fin de no obstaculizar la realización del trabajo de incorporación y realización de modificaciones en el Informe Final. Las presentaciones se hicieron en los meses de octubre, noviembre, diciembre de 1994, y febrero de 1995; tras ellas, de nuevo, se estableció un nuevo plazo de presentación del Informe Final a abril de 1995 [Ref. 37]. En tales fechas se remitió el Informe Final a falta de los volúmenes 1 y 2 de resumen y conclusiones, y la documentación correspondiente a Sucesos Externos, ésta fue enviada a finales del mes de mayo, mientras que los volúmenes de Resumen y Conclusiones fueron remitidos a principios del mes de agosto de 1995. Con este envío quedó completa la revisión 2 del APS de la central nuclear de Cofrentes. [Ref. 38 a 40].

La central nuclear de Cofrentes aprovechó la Revisión 2 para actualizar el modelo del APS incluyendo todas las modificaciones de diseño y procedimientos habidos hasta la recarga de 1993.

En el apartado de referencias del presente informe se mencionan las cartas de petición del APS [Ref. 2], de aprobación del Plan de Proyecto [Ref. 5], de solicitud de revisión del Informe Final (Revisión 1) del APS [Ref. 33] y de remisión de los Informes Finales [Ref. 38 a 40].

En los subapartados de este capítulo III se sintetizarán las evaluaciones realizadas del Plan de Proyecto [Ref. 3y 4], de la Revisión 0 del Manual de Procedimientos [Ref. 7 y 8] y de cada

una de las Tareas del APS. Dichas Tareas, de acuerdo con el alcance requerido por el CSN para este APS fueron:

- Sucesos Iniciadores y Delineación de Secuencias de Accidente.
- Análisis de Sistemas.
- Análisis de Datos.
- Análisis de Fiabilidad Humana.
- Análisis de Dependencias y Fallos de Causa Común.
- Cuantificación y Análisis de Resultados.
- Análisis de Incendios.
- Análisis de Inundaciones Internas.
- Análisis de Inundaciones Externas.

Como se ha indicado antes, el proceso de identificación de los Pendientes de la evaluación del CSN se encuentra documentado con detalle en las 26 Actas de Reunión habidas durante la evaluación. Asimismo el listado, preparado por el CSN en julio de 1993 y remitido a la central nuclear de Cofrentes, de todos los Puntos Pendientes resultantes de la evaluación, se encuentra recogido en un Informe Interno del CSN [Ref.34]. Dichas Actas de Reunión se referenciarán en los subapartados de este capítulo III y forman parte de la documentación de Proyecto, disponiéndose de copia en el Área de APS y Factores Humanos (APFU) del CSN. En todas esas Actas de Reunión es en donde se contienen todos los detalles de la evaluación realizada.

III.2. Plan de Proyecto

Tras la carta del presidente del CSN con fecha 19 de febrero de 1988, en la que se pedía la realización del APS, se dio plazo hasta el 30 de junio 1988 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 24 de junio de ese mismo año se mantuvo una reunión (APS-1) cuyo objeto era la presentación a la DT del CSN de una propuesta de realización del APS de la central nuclear de Cofrentes por parte de Iberdrola. Entre otras cosas se acordó presentar el plan de proyecto a mediados de diciembre de 1988.

La presentación del Plan de Proyecto se efectuó el día 12 de diciembre de 1988. En fechas posteriores fue enviada una copia de dicho Plan de Proyecto junto con el acta (APS-2). En estas reuniones se empiezan a discutir tanto aspectos organizativos del proyecto, como aspectos metodológicos generales a seguir.

Entre los aspectos a destacar de la evaluación realizada por el CSN del Plan de Proyecto, hay que señalar:

- Valoración de aspectos del proyecto a los que se les concedía un enfoque diferente al que se les había dado en el APS precedente (APS de la central nuclear de Almaraz).
- Valoración del paquete informático a utilizar y disponibilidad futura.
- Valoración positiva del hecho de que el asesor dependiera directamente de la dirección del proyecto.
- Valoración positiva de la implicación del personal de la propiedad en el estudio, así como del enfoque de forma que favorecía la futura utilización del APS.

En febrero del siguiente año el CSN emitía la carta de aprobación del Plan de Proyecto para la realización del APS Nivel 1 de la central nuclear de Cofrentes [Ref. 5].

III.3. Manual de Procedimientos

La evaluación del APS propiamente dicha comienza con la evaluación de los procedimientos. En el caso del APS de la central nuclear de Cofrentes se hizo una evaluación detallada tanto de los procedimientos administrativos como de los técnicos. Esta evaluación se plasmó en dos reuniones con el CSN:

- 30 de junio de 1989 (APS-03) «Resolución de comentarios a Procedimientos Administrativos» [Ref.7].
- 5/10 de octubre de 1989 (APS-04) «Resolución de comentarios a Procedimientos Técnicos» [Ref. 8].

Los procedimientos del APS de la central nuclear de Cofrentes, en líneas generales, están basados en los realizados para el APS de la central nuclear de Almaraz, evaluados con gran detalle en su día, y en los que además se había incluido la experiencia adquirida en cada una de las tareas de APS además de los comentarios acordados con el CSN durante la realización del proyecto. La central nuclear de Cofrentes completó dichos procedimientos con su propia experiencia, a la vez que los adaptó a sus necesidades y particularidades. Todo ello respondía a una estrategia planteada y promovida por el Programa Integrado.

Se modificaron, entre otras cosas, las definiciones de algunas de las tareas, además a lo largo del proyecto surgieron casos en los que las necesidades de los distintos modelos hicieron necesari-

rio revisar los procedimientos originales adaptándolos a nuevas situaciones no planteadas inicialmente.

III.4. Familiarización con la Planta

Esta tarea constituye la base fundamental para el resto del APS, consta en líneas generales, de cinco subtareas fundamentales. Estas subtareas comprenden la identificación de las funciones fundamentales para evitar la fusión del núcleo, identificación de sistemas de planta, tanto los 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 y se plasmó en una reunión celebrada el 30 de enero de 1990 (APS-05) [Ref. 9], para comprobar detalladamente los resultados de dicha evaluación conviene acudir al acta de reunión, sin embargo podemos destacar los siguientes:

- Identificación de sucesos específicos de la central nuclear de Cofrentes como la pérdida de aire de instrumentos, y pérdida del sistema de agua de servicios de la planta (P41). Estos sucesos fueron posteriormente objeto de evaluación desde nuevos puntos de vista en cuanto a su cuantificación y sus implicaciones de cara al análisis de sistemas afectados por su pérdida, por otro lado, dado que existían ciertos fallos únicos que conducían a la pérdida de dichos sistemas, y que por tanto aumentaban la frecuencia del iniciador se realizaron diversas modificaciones en planta, con objeto de eliminar dichos fallos únicos, y que a su vez dieron lugar a nuevas consideraciones dentro del APS.
- Se realizaron modificaciones con respecto a sistemas frontales considerados, sistemas soportes, criterios de éxito, así como otras modificaciones en los iniciadores y sus agrupaciones.

Hay que señalar que dadas las características de esta tarea se ha visto posteriormente modificada a medida que se han ido incorporando los resultados de la evaluación de otras tareas del APS, este es el caso de las incorporaciones sobre las indisponibilidades generadas en las señales de actuación de los sistemas frontales provocadas por LOCAs pequeños en las distintas líneas para la instrumentación de proceso.

III.5. Análisis de Secuencias de Accidente

Esta tarea tiene como objetivo fundamental la delineación mediante árboles de sucesos de las secuencias de sucesos de accidente asociadas a cada grupo de sucesos iniciadores, constituye, en cierto modo, el esqueleto del APS y realimenta a tareas posteriores como el análisis de sistemas, datos y fiabilidad humana.

Al igual que ocurrió con la tarea anterior, esta tarea fue evaluada inicialmente antes de la entrega del Informe Final del APS y plasmada en el acta de reunión celebrada los días 7 y 8 de junio de 1990 (APS-09) [Ref. 13], dada la importancia y las implicaciones de esta tarea dentro de un APS, a lo largo de la evaluación de otras tareas fueron surgiendo otras modificaciones de gran envergadura sobre ella, y que están justificados en las distintas actas e informes, en su mayoría posteriores al Informe Final. 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:

- Se realizaron modificaciones en los árboles de sucesos de forma que en ellos quedaran recogidas todas las incidencias debidas a la situación de éxito o fallo de los sistemas en la secuencia. En este sentido se han modificado los cabeceros de Inyección a alta presión (separando los cabeceros de los sistemas HPCS, RCIC, y donde aplique FW), se ha separado también la inyección con el sistema de agua de servicios esenciales (P40), Protección Contra Incendios - PCI (P64), y bombas de Condensado/Refuerzo, por lo que prácticamente todos los árboles de sucesos se han visto modificados en la revisión del Informe Final.
- Se revisó el árbol de sucesos de SBO, analizando más minuciosamente, entre otras cosas, las consecuencias de dar crédito al nuevo procedimiento de operación en SBO con el correspondiente alargamiento de la duración de las baterías (por desconexión de cargas no necesarias) y por tanto mayor duración de la secuencia propuesta, además se han incluido modificaciones en el procedimiento de operación en caso de SBO procedentes de recomendaciones del grupo de APS. Adicionalmente, de cara a facilitar el análisis posterior en la interfase entre nivel 1 y nivel 2 el proyecto decidió incluir un cabecero de recuperación de la energía exterior y realizar un análisis más detallado de las secuencias en fallo de dicha recuperación. En suma éste es de los árboles de sucesos que más se ha modificado tras la revisión del CSN.
- Se requirieron modificaciones de los árboles de sucesos para ATWS de cara a reflejar secuencias de fallo no consideradas, así como la actuación real de sistemas, e inclusión de justificaciones y aclaraciones respecto a la posibilidad de pérdida de la instrumentación de nivel en ciertas condiciones de ATWS. En este sentido el proyecto ha realizado un estudio en mayor profundidad sobre tales iniciadores, se han aportado nuevos estudios y considera-

ciones, de nuevo se han separado cabeceros, tal y como el CSN solicitó en su evaluación (disparo de las bombas de recirculación, y *run-back* de agua de alimentación), se han considerado también las distintas situaciones provocadas por el hecho de tener éxito en la inyección de boro con uno o dos lazos del SBLC; todas estas modificaciones han conducido a árboles de sucesos de ATWS completamente distintos en la nueva revisión del APS de la central nuclear de Cofrentes.

- Se consideró necesaria la separación del venteo como cabecero independiente de la extracción del calor residual en los árboles de sucesos, tal y como pidió el CSN tras su evaluación, representando así esta opción de extracción de calor residual con ciertas condiciones expresadas para el aporte de agua en el modelo del sistema.
- La consideración del requisito de que los modelos de secuencias deben representar la situación real de la planta, ha conducido a la eliminación de la actuación automática del ADS del modelo para el cabecero de despresurización en todas las secuencias menos en LOCA Intermedio, ya que el grupo de operación inhibiría dicha actuación automática según los POEs.
- Dentro del requisito del CSN para la separación de cabeceros, del cabecero de extracción de calor residual original se han segregado, también, la recuperación del ciclo a través del condensador como sumidero de calor, y el modo de aspersion de contención dada su importancia en este caso de cara al análisis de nivel 2 del APS.

La relación anterior no pretende ser exhaustiva, sino más bien dar una idea del detalle del análisis y de la evaluación efectuada. De los puntos anteriores se puede deducir que las secuencias resultantes en la revisión 2 del APS de Cofrentes fueron en muchos casos bastante diferentes a las de la revisión 1, y se puede considerar que tras esta revisión están de acuerdo con los requisitos solicitados para este APS.

III.6. Análisis de Sistemas

De todas las tareas en un APS, es ésta la que más cantidad de recursos en horas persona necesita, tanto para su realización como para su evaluación posterior por el CSN. En el caso del APS de la central nuclear de Cofrentes dado el escaso número de personas disponibles en el CSN para su evaluación en el momento en que debía realizarse dicha tarea, no fueron evaluados todos los sistemas sino que se eligieron de todos ellos los que se consideró que podrían tener mayor impacto en los resultados, y que estuvieron inicialmente disponibles.

Al igual que ocurrió con la tarea de Familiarización con la Planta, la mayor parte de las reuniones donde fueron resueltas las evaluaciones del CSN sobre los sistemas correspondientes, se mantuvieron antes de la entrega del Informe final. Los sistemas evaluados en este período, y sus fechas de reunión fueron los siguientes:

- 19 de abril de 1990 (APS-06) [Ref. 10]: Sistema de Refrigeración del Núcleo Aislado (RCIC).
Sistema de Agua de Servicios Esenciales (ESWS).
Sistema de Aspersión del Núcleo a Baja Presión.
- 17 de mayo de 1990 (APS-08) [Ref. 12]: Sistema de Distribución de Corriente Alterna.
- 28 de junio de 1990 (APS-10) [Ref. 14]: Sistema de Extracción de Calor Residual.

Con posterioridad a la entrega del Informe Final se realizó la evaluación del Sistema de Caldera Nuclear [Ref. 45] y Puntos Adicionales sobre el Análisis de Sistemas [Ref. 46], en este informe se recogieron todos aquellos puntos adicionales al análisis de sistemas, en los que se encontraron puntos de desacuerdo, y que pertenecían en general, a sistemas no evaluados en su totalidad por el CSN pero que a lo largo de la evaluación de otras tareas y debido a las interacciones entre ellas fueron apareciendo. Estas agendas fueron resueltas en las actas correspondientes a las reuniones celebradas:

- 30 de abril de 1991 (APS-14) [Ref. 18]: Sistema de Caldera Nuclear.
- 7 de octubre de 1992 (APS-26) [Ref. 30]: Puntos adicionales sobre el análisis de sistemas.

Para tener una visión más clara de los resultados de la evaluación en esta tarea en concreto, se debe señalar que 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. No obstante, a continuación se intenta resumir algunos de los puntos más importantes:

- Se modificó la modelización inicial de las alimentaciones de corriente continua a las unidades de disparo en las que no se habían incluido ciertos componentes de soporte comunes a varias de ellas como eran los inversores, y fuentes de alimentación.
- Se produjeron incorporaciones de nuevos modos de fallo no considerados en los árboles para ciertos sistemas (HPCS, RCIC, etc.), nuevos sucesos de indisponibilidades por pruebas y mantenimientos, así como correcciones sobre algunas de estas indisponibilidades.
- Se detectaron elementos comunes en los límites de los componentes «unidades de disparo maestras» y «unidades de disparo esclavas», por lo que se decidió realizar un análisis de fallos en profundidad, identificando mejor los límites de componentes y modos de fallo de los mismos.

- En la nueva revisión se incorpora un modelo detallado del aporte de agua a la Piscina de Supresión, así como el modelo del nuevo Sistema de Venteo de Contención.
- Se modificaron los modelos de Corriente Continua teniendo en cuenta los aspectos señalados por el CSN con respecto a las distintas situaciones que se presentan para los cargadores a corto, medio y largo plazo.

En general la evaluación de sistemas en el APS de la central nuclear de Cofrentes ha conducido a incorporaciones de fallos no considerados en los distintos modelos, a inclusión de nuevos argumentos justificativos de hipótesis, a modificaciones documentales, etc. Sin embargo, no se realizaron grandes modificaciones en cuanto a nivel de detalle, o de consideración de dependencias, etc., dado que existía una experiencia previa en el APS de Almaraz donde 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 la central nuclear de Cofrentes.

III.7. Análisis de Datos

Esta tarea tiene como objetivo reflejar la experiencia de explotación en las cuantificaciones, estadísticas en su mayor parte, 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 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. Esta evaluación se realizó de forma separada para cada una de las distintas partes que comprenden el conjunto de toda la tarea y, al contrario de lo que ocurrió para las tareas descritas anteriormente, en

este caso la única evaluación anterior a la entrega del Informe Final fue la correspondiente a la base de datos genérica, el resto se realizó con posterioridad a dicha entrega. La información de detalle sobre las evaluaciones, está recogida tanto en los informes [Ref. 47 a 51] como en las actas que se indican a continuación:

- Base de Datos Genérica (Acta APS-07): 30 de mayo de 1990 [Ref. 11].
- Indisponibilidades por Pruebas y Mantenimiento (Acta APS-11): 17 de octubre de 1990 [Ref. 15] (Acta APS-13), Parcial 21 de marzo de 1991 [Ref. 17].
- Frecuencia de Sucesos Iniciadores (Acta APS-13) Parcial: 21 de marzo de 1991 [Ref. 17].
- Probabilidades Asociadas a Sucesos Especiales (Acta APS-22): 15 de enero de 1992 [Ref. 26].
- Estimación de Datos Específicos (Acta APS-27): 09 de diciembre de 1992 [Ref. 31].

A modo de resumen, no exhaustivo, de los resultados de la evaluación, se pueden destacar los siguientes puntos importantes:

- Inclusión de una descripción para unidades de disparo maestras y esclavas, definición de límites y modos de fallo, consideración del fallo de las unidades de disparo esclavas provocadas por la unidad de disparo maestra y análisis de datos de fallos y fallos de causa común.
- Inclusión de nuevos modos de fallo a analizar de forma separada a los ya realizados, como por ejemplo el disparo de la turbobomba del RCIC por señales del sistema de detección de fugas.
- Inclusión de nuevas gamas de mantenimiento en algunos sistemas, excluidas inicialmente de los cálculos de indisponibilidades por pruebas y mantenimientos.
- Se modificaron los criterios generales para el cálculo de la frecuencia de LOCAs exteriores a contención, realizando nuevos análisis y consideraciones, como es el caso del análisis de fallos de causa común para válvulas de aislamiento, así como su consideración en el cálculo de LOCA pequeño e intermedio exterior a contención. Se realizaron también aclaraciones sobre los valores tomados para estas frecuencias en el proyecto, y nuevos análisis de su aplicabilidad a la central nuclear de Cofrentes. Por último, el CSN pidió que se analizara el programa de inspección en servicio de medidas de espesores de tuberías y sus resultados de cara a su consideración en el APS.

- Tras su evaluación el CSN pidió que se realizara un modelo simplificado para los sistemas de agua de servicios (P41) y aire de servicios e instrumentos (P50/51/52), para un cálculo más realista de la frecuencia de los correspondientes sucesos iniciadores, considerados en la primera revisión del APS; sin embargo, la central nuclear de Cofrentes realizó sendas modificaciones en planta encaminadas a disminuir la frecuencia de dichos iniciadores, ya que anteriormente existían fallos únicos que los provocaban. Con estas modificaciones de diseño, tras un análisis aproximado de la nueva frecuencia y cualitativo de las secuencias que llevarían a la fusión del núcleo, el proyecto decidió incluir estos iniciadores específicos de planta en el grupo de «pérdida total de agua de alimentación» (GT5), no realizándose, por tanto, un análisis específico para estos iniciadores ni para sus frecuencias para la central nuclear de Cofrentes.
- Se han incluido disparos no considerados anteriormente para el cálculo de frecuencias de sucesos iniciadores y se han modificado sus cálculos.
- Se han realizado modificaciones de algunos cálculos de probabilidades asociadas a sucesos especiales con incorporación de análisis suplementarios, modificaciones de datos, nuevos modos de fallo dentro del suceso etc. Por ejemplo, se estimó necesaria la consideración del valor de 10^{-5} , aceptado por la NRC en el NUREG/CR-4550, para el valor del fallo en la inserción de barras de control.
- Tras la evaluación, el CSN requirió que se realizara un estudio y justificación de las posibles dependencias existentes entre los sistemas modelados en el APS y aquellos sistemas analizados mediante modelos simplificados como sucesos especiales.
- El CSN pidió que se modificaran los análisis de los Sucesos Especiales de recuperación de pérdida de energía eléctrica exterior, aplicando, si era posible, resultados de los estudios que sobre SBO se estaban realizando en aquel momento, y con la consideración de que el valor hallado es sólo recuperación eléctrica en el parque sin las acciones del cierre de interruptores.
- Se pidió la realización de nuevos análisis de LOOP durante la secuencia, con la consideración de 138 kv como única fuente disponible, y la estimación de probabilidad de cero de tensión en la zona tras el disparo del generador.
- Se han realizado nuevos análisis para los sucesos especiales relacionados con las válvulas de alivio y seguridad, en función de los requisitos marcados en la tarea de análisis de fallos dependientes para causas comunes de fallo de estas válvulas.

- Se pidió la reconsideración del análisis realizado para el cabecero «Control de inventario de Refrigerante del Reactor (K)», de los árboles de sucesos donde debe aparecer y nuevos análisis de las distintas referencias.

Por último, de la resolución de la agenda de reunión correspondiente a la tarea de análisis de datos específicos conviene resaltar los siguientes detalles de la evaluación:

- Se pidieron nuevas justificaciones que soportaran la no inclusión de análisis de datos específicos de interruptores de 380v, inversores y fuentes de alimentación.
- Se produjo la incorporación de nuevos criterios de fallo, y la inclusión de justificaciones y modificaciones para algunos de ellos.
- Se amplió el período de recogida de datos para estudio desde el 11 de marzo de 1985.
- Se han realizado nuevos análisis de datos específicos para distintos componentes, entre otros los relés, así como un nuevo análisis bayesiano para las válvulas de aislamiento de vapor principal (MSIV's), separándolas de la población de válvulas solenoide; este análisis afecta al cálculo de la frecuencia del suceso iniciador LOCA exterior a contención.
- Se han modificado algunas de las poblaciones de datos específicos y se han realizado nuevos análisis de fallos para éstas (cargadores de baterías, compresores de los sistemas P54 y P55, etc.).
- Se han producido incorporaciones de nuevos fallos, demandas y horas de operación al análisis de datos específicos para ciertos componentes, así como nuevas justificaciones.

Tras la evaluación realizada y con las incorporaciones y modificaciones que aparecen en la revisión 2 del APS se puede considerar que el nivel de análisis y detalle para esta tarea es adecuado, ahora bien siguen existiendo ciertos puntos en el alcance y el análisis que podrían ser mejorables de cara a un estudio en mayor profundidad de los datos utilizados, tanto para componentes como para frecuencia de sucesos iniciadores y sucesos especiales.

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 asociados a las acciones para mitigarlo. Ambos tipos de errores se analizan y cuantifican de forma distinta haciendo uso de técnicas totalmente diferentes.

Esta tarea requiere, por tanto, un análisis y conocimiento detallado de los procedimientos de Planta, en general, de pruebas, mantenimientos, 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 realizada por el CSN tras la entrega del Informe Final, y está recogida en detalle en los informes internos de evaluación [Ref. 52 a 54] y en las actas siguientes:

- Análisis Preliminar de Fiabilidad Humana (Acta APS-19 Parcial): 8 y 22 de octubre de 1991 [Ref. 23].
- Análisis Detallado de Acciones Humanas: (Acta APS-16) 2 y 3 de julio de 1991 [Ref. 20], (Acta APS-19 Parcial) 18 y 22 de octubre de 1991 [Ref. 23], y (Acta APS-23) 16 de marzo de 1992 [Ref. 27].

Teniendo en cuenta, al igual que en los casos anteriores, que los detalles vienen recogidos en las actas e informes señalados, y que en éstos se da una visión más exacta de los resultados de la evaluación, se pueden destacar, a modo de resumen, los siguientes puntos:

- Se pidieron modificaciones en el análisis preliminar de acciones humanas, incluyendo nuevas justificaciones para los fallos por alineamientos incorrectos además de un análisis específico del procedimiento de comprobación de alineamientos, así como nuevas justificaciones de valores para acciones con tiempos disponibles menores de 1 hora.
- Se han realizado modificaciones en algunos de los análisis utilizados para el cálculo de las acciones humanas de calibración, incorporando nuevos valores y nuevos cálculos.
- Se pidió la asimilación de todas las estimaciones puntuales a medianas en los datos tomados para ciertas acciones humanas.
- Se pidió un análisis detallado de la supervisión y distribución de tareas para las acciones humanas para las distintas personas que se encuentran en Sala de Control, complementado

el análisis sobre número de personas en Sala de Control durante el accidente. Se pidió, asimismo la diferenciación de acciones humanas para diferentes secuencias, con consideraciones adecuadas de estrés, etc., para situaciones de «grave emergencia».

- Tras la revisión del CSN y en aplicación del conjunto de consideraciones realizadas durante la evaluación, se han reanalizado, entre otras, las acciones humanas de despresurización de emergencia, inyección con el sistema de agua de servicios esenciales (P40) e inyección con bombas de condensado y refuerzo de condensado, todas ellas según requisitos señalados en las actas de reunión y comentarios a dichas actas para tiempos disponibles, etc., además, como ya se señaló en el punto anterior, se han realizado análisis distintos para estas acciones en las distintas secuencias.
- Se ha modificado el modelo de las acciones humanas de recuperación de barras de emergencia, de acuerdo con la situación actual en la que se utilizaría el nuevo procedimiento de SBO con acciones de desconexión de cargas para prolongar la duración de las baterías (utilizado en los modelos de secuencias), además, se ha realizado un análisis de acciones humanas de cierre de interruptores al parque de 138 Ky, así como de otras acciones humanas necesarias y que vienen descritas en el informe correspondiente.
- Se ha realizado un reanálisis de la acción humana de despresurización e inyección con el sistema de protección contra incendios (PCI) durante un SBO, de acuerdo con las últimas modificaciones y criterios para esta acción, además se han tenido en cuenta los distintos requisitos marcados por el CSN durante la evaluación (consideración de situación de «grave emergencia», tiempos disponibles etc.).
- Se han modificado los cálculos realizados para los factores de error de ciertas acciones humanas.
- Se ha realizado un cálculo completamente nuevo de las acciones humanas correspondientes a las secuencias de ATWS, con nuevos tiempos y nuevas consideraciones sobre ellas, como por ejemplo, el control de nivel con el sistema RCIC, la posible pérdida de instrumentación de nivel tras la despresurización de la vasija, etc.

En general, el grado de detalle de este análisis para el APS de la central nuclear de Cofrentes ha sido adecuado, 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.

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. fueron tratadas explícitamente en los modelos de sistemas, o en 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 Cofrentes, como fallos de causa común, esta es una de las primeras dificultades con las que se encuentran los analistas a la hora de modelar este tipo de fallos.

La evaluación de esta tarea se hizo también tras la entrega del Informe Final del APS. El detalle de dicha evaluación viene reflejado en el correspondiente informe [Ref.55], y fue tratado en el acta de la reunión celebrada el día 19 de diciembre de 1991 (APS-21) «Análisis de fallos dependientes» [Ref. 25]. En este acta de reunión una vez devuelta por el CSN al proyecto con comentarios, se dejaron pendientes de definición la postura y las líneas de análisis a seguir sobre algunos de los fallos de causa común, parámetros de cálculo, etc. Tras el análisis detallado por personal del área APFU del CSN, en el informe realizado interno donde se recogieron los temas pendientes [Ref. 34], se detallaron cuales debían ser las líneas generales del análisis a realizar en la revisión 2 del Informe Final.

Como resumen de la evaluación realizada se pueden destacar los siguientes puntos:

- Se pidió un análisis cualitativo para componentes no incluidos en el alcance del análisis inicial, como interruptores de potencia, ventiladores, unidades de refrigeración, relés, inversores y fuentes de alimentación. Para este mismo grupo se pidió análisis cuantitativo e inclusión en caso de que fuera necesario.
- Se produjeron incorporaciones de nuevos sucesos de causa común en los modelos de sistemas como E12 y T70 y siendo extensible a otros sistemas, como es el caso de la válvula de descarga de la bomba de la división III del Sistema de Agua de Servicios Esenciales - ESW (P40).

- Se modificaron algunos valores utilizados en el análisis, (por ejemplo factores β más altos en algunos casos), siguiendo las directrices señaladas por el CSN en su evaluación, de cara a la consideración de valores que en principio se acercaran más a consideraciones realistas.
- Se pidió un nuevo análisis de fallos de causa común para las válvulas de aislamiento de vapor principal, desestimándose el realizado inicialmente por la central nuclear de Cofrentes, entre otras causas porque, las características de las válvulas correspondientes al dato genérico utilizado para el análisis se alejaban de las de estas válvulas en la central nuclear de Cofrentes. Este análisis ha quedado pendiente hasta la realización del modelo de fallo en el aislamiento destinado al análisis de la interfase N 1-N 2.
- Se pidió también, un nuevo análisis de fallos de causa común para las válvulas de alivio y seguridad (SRVs), analizando la influencia del ciclado, así como la influencia en los fallos al cierre de la posible descarga de agua, donde fuera posible. Para el análisis de causa común realizado finalmente, no se recogieron los aspectos señalados anteriormente, aunque sí se tomaron valores más altos para los distintos parámetros del modelo tal y como aconsejaba el CSN.

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 probabilidades de los sucesos básicos incluídas en las mismas. Las ecuaciones booleanas obtenidas son sumas de productos de sucesos básicos, de tal forma que cada uno de los productos es una combinación de fallos que, de producirse, daría lugar al deterioro del núcleo, (Conjunto Mínimo de Fallo, 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 la central nuclear de Cofrentes, la herramienta utilizada estaba constituida básicamente por el código SETS, en primera instancia integrado en el paquete informático UITAPS, y utilizado para la cuantificación de sucesos internos en un ordenador CONVEX C120. La versión así ejecutada fue la que apareció en el Informe Final en revisión 1 presentada al CSN. La evaluación del paquete informático y procedimientos se había realizado durante el APS de la central nuclear de Almaraz, por lo que no se consideró necesario realizar una nueva evaluación, ya que dicha estructura no se había modificado básicamente, y la evaluación se centró fundamentalmente en la comprobación de resultados. Sin embargo, con el transcurso del tiempo desde entonces, se han desa-

rollado nuevas estructuras informáticas y el APS de la central nuclear de Cofrentes optó por utilizar el paquete ARIES cuyo código de cuantificación y resolución de ecuaciones es SETS-PC. Por tanto, en principio no había por qué pensar que los resultados se iban a ver modificados, ya que utiliza el mismo código base (SETS) adaptado para PC, integrado en un nuevo paquete informático.

La evaluación realizada viene detallada en el informe interno del CSN [Ref.56], y en el acta de la reunión mantenida al respecto, donde también vienen reflejadas las conclusiones. Dicha reunión se celebró los días 19 y 25 de noviembre de 1991 (APS-20) «Cuantificación de Secuencias de Accidentes» [Ref. 24]. Las consecuencias más importantes de dicha evaluación se resumen a continuación:

- Se pidió la realización de un análisis más completo y con las incorporaciones necesarias sobre la frecuencia de los sucesos iniciadores LOCAs exteriores a contención, así como todas las modificaciones correspondientes de otras tareas del APS; con la realización de un análisis del límite de truncación aceptable para estos LOCAs, considerando la degradación debida al daño a equipos causado por la inundación provocada por la rotura en el edificio auxiliar. Como resultado del análisis semi cualitativo-cuantitativo realizado, la central nuclear de Cofrentes ha concluido que no hay ningún LOCA exterior a contención que debiera ser cuantificado, sin embargo el análisis realizado, tanto para las correspondientes frecuencias de iniciadores, como para el análisis de consecuencias no corresponden exactamente al nivel de detalle pedido por el CSN, aunque las conclusiones han sido aceptadas, no se descarta la posibilidad de que en un momento determinado exista necesidad de realizar otros análisis de detalle.
- Se requirió que se modificara la ecuación final de fusión del núcleo, obtenida de la suma booleana de las ecuaciones resultantes de la cuantificación, realizando los cambios de variable necesarios para acciones humanas y sucesos especiales para que no haya absorciones no deseadas para conjuntos «no mínimos».
- Se pidió una justificación y aclaración del tratamiento dado a los grupos de transitorios GT7 y GT8 en la primera revisión, en esta revisión estas cuantificaciones han desaparecido por completo incorporándose los sucesos al grupo de transitorios de «pérdida total de agua de alimentación» (GT5) como ya se ha señalado anteriormente, siendo éste uno de los aspectos que debería analizarse en profundidad.
- Además de los puntos resaltados anteriormente durante la evaluación de la cuantificación, dado que una vez finalizada esta tarea se pueden verificar los resultados del análisis para las distintas secuencias modeladas, se observó que ciertas dependencias entre sistemas que se agrupaban en árboles funcionales no eran tratadas de la forma más adecuada, y que

podían ser tratadas de forma explícita, lo que condujo a una serie de comentarios sobre las secuencias, y separación de cabeceros ya señalados en el apartado I.3 anterior.

En cuanto al análisis de resultados, se hizo un análisis de importancia utilizando la ecuación de final de fusión del núcleo, que luego se ha visto ampliada a las ecuaciones de daño al núcleo para los distintos iniciadores en las secuencias que no se han visto truncadas, para ello se ha utilizado como base de cálculo el código IMPORTANCE integrado en el paquete informático. Además de los análisis de importancia fueron realizados análisis de sensibilidad frente a ciertos parámetros. Como resultado de su evaluación para esta parte del documento, el CSN requirió la realización de nuevos análisis de sensibilidad sobre la ecuación final de fusión del núcleo, entre otros, el proyecto ha efectuado los siguientes: aporte en caso de ATWS con la inyección a alta presión (HPCS) en ciertas condiciones, influencia del fallo de causa común a la apertura de las válvulas de descarga de las bombas del Sistema de Agua Esencial (ESW), influencia de fallo de causa común de las bombas del SLC, influencia de los fallos de causa común de las baterías, influencia de la acción de la inhibición del ADS. Todos estos análisis han ido encaminados a comprobar la influencia en los datos utilizados para aquellos sucesos básicos de mayor importancia de cara a la ecuación de fusión del núcleo.

Por último hay que señalar que el análisis de resultados se ha completado con un análisis de incertidumbre, utilizando el código SAMPLE-E integrado en la estructura informática utilizada.

Con todo esto tras la evaluación, y con las incorporaciones en la última revisión del Informe Final tanto de nuevos análisis como de documentación, se puede concluir que la tarea ha quedado bien documentada y mejorada de cara a posibles aplicaciones futuras del APS, aunque como también se ha señalado quedan ciertos aspectos susceptibles de análisis en mayor profundidad.

III.11. Análisis de Incendios

Al igual que el caso anterior, la evaluación de esta tarea por parte del CSN fue realizada tras la entrega del Informe Final, por lo que todas las modificaciones fueron ejecutadas en la revisión 2 del Informe Final.

En líneas generales, el análisis de incendios se efectúa 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 y cables, con sus potenciales daños, existentes en cada una de las zonas, y ha sido 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.

Con todo lo señalado anteriormente se puede comprender que la labor de evaluación de esta tarea ha de ser también minuciosa. Esta evaluación se plasma en las siguientes actas de reunión:

- «Análisis selectivo de incendios»: (APS-12 Parcial) 14 de febrero de 1991 [Ref.16] y (APS-15) 23 de mayo de 1991 [Ref. 19].
- «Análisis detallado y cuantificación de incendios»: (APS-18) 10 y 11 de septiembre de 1991 [Ref. 22].
- «Reunión final de evaluación de la tarea de análisis de riesgo de incendios»: (APS-25) 17 de junio de 1992 [Ref. 29].

En cuanto a los aspectos destacables de la evaluación realizada por el personal del CSN se pueden señalar, entre otros, los siguientes puntos:

- Se produjeron modificaciones documentales de datos, inclusión de justificaciones para todos los informes de tarea, etc., ya que en especial esta tarea, estaba bastante escasa de documentación y justificaciones en su primera revisión.
- Se incluyeron nuevas zonas de Análisis de Incendios, y nuevos componentes (como por ejemplo transformadores) como origen de incendios. Entre las zonas a las que se ha ampliado el análisis, cabe destacar que se ha incluido una justificación sobre el impacto despreciable en el riesgo de un incendio en el Edificio del Reactor, y se ha incluido la galería eléctrica del Sistema de Agua de Servicios Esenciales.

- De cara a aumentar la estadística de sucesos, el CSN sugirió la utilidad de recoger información de todas las plantas españolas, incluso de sucesos no notificables que pudieran ser significativos, de forma que quedara modificada la base de datos utilizada para el APS. Este es un punto pendiente por realizar, pero que no afectaría únicamente al caso de la central nuclear de Cofrentes, sino que sería de utilidad de cara al análisis de incendios para todas las centrales españolas.
- El CSN durante su evaluación fue aportando criterios adicionales para el análisis del impacto de incendios dentro de las zonas, para la realización del análisis selectivo. Estos criterios fueron discutidos y justificados durante las distintas reuniones, por lo que en muchas de las zonas aparece modificado el análisis del impacto del incendio de acuerdo con los distintos comentarios del CSN al respecto en las actas de reunión.
- Se realizó un análisis, un poco más amplio que el existente en la primera revisión, de combustibles transitorios en planta y análisis específicos para cables.
- Dado que el análisis de incendios se va a realizar para todos los APS de cada una de las centrales españolas, el CSN sugirió la realización de un estudio genérico del código COMPBRN III, utilizado en todos los casos como base para la propagación de incendios y comprobar su aplicabilidad a los análisis realizados. Asimismo se pedía un análisis de sensibilidad de parámetros para el APS de la central nuclear de Cofrentes, reanálisis de frecuencias asociadas a los combustibles y resultados de acuerdo con este estudio. En parte este objetivo ha sido cubierto en lo que se refiere a nuevos cálculos realizados para algunas frecuencias de iniciadores de incendios.
- El CSN pidió la modificación de los análisis de fallos de sistemas de extinción automática de incendios, y del sistema de preacción de HALON aportándose nuevas consideraciones, más realistas, para el cálculo de la probabilidad de fallo.
- Se solicitaron nuevos análisis sobre incendios en Sala de Control y sobre pérdidas de señales en Sala de Control correspondientes a parámetros críticos que puedan afectar en los valores de las acciones humanas tipo 3 modeladas en las secuencias.
- Se pidió un análisis de las posibles causas de pérdida del ciclo de vapor y de la posibilidad de su recuperación en los incendios, así como un reanálisis de la acción humana de recuperación en estos casos. Este es otro de los puntos no tratados en profundidad en esta revisión aunque también se ha visto afectado por la modificación en los modelos de sucesos internos, donde muchas de estas acciones han desaparecido, y por tanto, no habrían de ser analizadas para incendios.

- Se llevó a cabo un análisis más detallado para incendios en cabinas, su propagación con los criterios señalados por el CSN en cuanto a las detecciones, propagaciones al exterior, etc., así como realización de análisis de sensibilidad adecuados.
- Se solicitó también, un análisis de posibles pérdidas de alimentación eléctrica exterior a barras de salvaguardia por incendio, con los correspondientes análisis asociados a esta situación. Este análisis también quedaría pendiente de ejecución con mayor profundidad en posteriores revisiones, ya que no ha sido ejecutado de la forma en que el CSN había solicitado.

Un hecho importante a tener en cuenta en la revisión 2 de esta tarea es que ha sido realizada considerando, además de la inclusión de pendientes, los estudios para verificar el cumplimiento con los criterios del apéndice R del 10CFR50. Es decir, los análisis probabilistas han sido complementados con la información y los resultados de aplicar criterios deterministas, por ejemplo, entre otras cuestiones, se concreta la revisión del análisis probabilista en aquellas zonas de fuego más significativas para el riesgo, en línea con lo que el CSN aconsejaba en su evaluación.

Con todas las modificaciones realizadas por la central nuclear de Cofrentes tras la revisión de esta tarea, se ha completado el nivel de documentación y justificación del análisis realizado, quedando en menor nivel de detalle el análisis de algunos de los puntos r. Por último hay que señalar que dado el grado de complejidad de esta tarea, así como el volumen de información que se maneja, el seguimiento de las distintas modificaciones y su integración en la tarea es bastante complejo.

III.12. Análisis de Inundaciones Internas

La evaluación realizada por el CSN para esta tarea, se refleja en las actas de reunión del 14 de febrero de 1991 (APS-12 Parcial) [Ref. 16] y del 10 de julio de 1991 (APS-17) [Ref. 21].

La central nuclear de Cofrentes, a raíz de los comentarios del CSN, decidió realizar una revisión completa del análisis de inundaciones internas incorporando las pautas marcadas por el CSN en el informe interno de evaluación del Análisis de Inundaciones Internas [Ref. 60], ya que en la revisión inicial del Informe de Inundaciones Internas recogido en la revisión 1 del Informe Final del APS no se consideraban cumplidos los objetivos del CSN para este análisis.

En esta nueva revisión del Informe se ha seguido una estructura de análisis en etapas similar a la utilizada para incendios. Se realiza una primera fase de análisis selectivo de zonas con impacto sobre el riesgo de fusión del núcleo. Esta primera fase se lleva a cabo en varias etapas que se describen de forma resumida a continuación: en primer lugar se realiza una selección de zonas de inundación,

generalmente a nivel de edificios, excepto para aquellos edificios con suceso iniciador y que además contienen sistemas de mitigación, y para otros con posibilidad de propagación entre zonas; en estos casos se hace un análisis por zonas de inundación. La segunda etapa del proceso es analizar las posibles vías de comunicación entre zonas, esto es puertas, drenajes, huecos, etc., además se establece la relación entre los iniciadores susceptibles de producirse por inundación y las zonas de inundación donde se ubican los componentes que dan lugar a dichos sucesos básicos. A continuación se procede a identificar los sucesos iniciadores por zonas de inundación, así como a determinar el impacto de la inundación sobre los sistemas de mitigación. La última etapa de esta primera fase consiste en determinar los focos de inundación que pueden generar los sucesos iniciadores identificados anteriormente, se calcula la frecuencia de aparición de cada uno de los focos y se determinan los requisitos que deben cumplir dichos focos para poder dar lugar al iniciador, así como la probabilidad de no aislarlo antes de que esto ocurra; así se obtiene la frecuencia de generación del iniciador. De entre todos ellos, aquellos que superen un cierto valor son los que pasarían a la última fase del análisis de inundaciones internas, es decir, el Análisis Detallado, donde para aquellos escenarios seleccionados en el análisis selectivo se calcula la probabilidad de daño al núcleo que se deduce para cada una de las situaciones provocadas por las inundaciones, considerando los sistemas de mitigación afectados por ellas.

Hay que señalar que el análisis descrito anteriormente es, en líneas generales, el realizado en revisión 2, y coincide con lo solicitado por el CSN tras su primera evaluación, si bien no ha sido evaluado en profundidad por el CSN.

III.13. Análisis de Inundaciones Externas

En cuanto al análisis de Inundaciones Externas, es la tercera parte del análisis de sucesos externos requeridos por el CSN para la central nuclear de Cofrentes, y se trata de evaluar los efectos que una inundación proveniente de agentes externos a la central produciría en la frecuencia de fusión del núcleo.

Para este análisis se ha realizado un estudio del impacto de las precipitaciones en base a la precipitación máxima probable (PMP). En función de la localización espacial de dicha precipitación se distinguen y analizan dos casos distintos, esto es, precipitaciones locales, y Avenida Máxima Probable (AMP). Además se analiza el impacto de roturas de presas, así como el impacto combinado de precipitaciones y de roturas de presas. Todo ello desde un punto de vista espacial primero (localización), y luego desde el punto de vista del impacto funcional. La realización de este estudio está íntimamente relacionada con otros estudios ya existentes para la central realizados con un enfoque determinista, de ahí que para la evaluación de esta parte se contara con el asesoramiento de personal de la que era entonces Subdirección de Emplazamientos del CSN, tal y como aparece en el acta de la reunión celebrada el 5 de febrero de 1993 (APS-28) [Ref. 32].

Entre las conclusiones más importantes de la evaluación del CSN, hay que mencionar a modo de resumen:

- La inclusión en el documento de nuevas justificaciones y documentación sobre la posibilidad de inundación de edificios.
- Tras la evaluación y visita a la central nuclear de Cofrentes de personal del área APFU del CSN, se tomaron medidas en planta de cara a evitar la deposición de lodos y ramas en el estanque de agua de servicios esenciales, limpiando el barranco del Plano y solicitando la inspección y limpieza periódica, todo ello acordado en su día con el CSN.
- Se incorporó al informe una justificación de que la línea de 138 kv desde E.T. Collado hasta la central de nuclear de Cofrentes no tiene torres de apoyo que pudieran verse afectadas en condiciones AMP, comprobando que ninguno de los pilares se encuentra en un barranco. Este análisis fue requerido por el CSN en su evaluación ya que no se puede garantizar que las líneas de 400Kv no se van a ver afectadas por la AMP.
- Se han aportado nuevas justificaciones sobre la rotura de presas, en su mayor parte basadas en estudios ya realizados en el Informe Final de Seguridad de la central nuclear de Cofrentes.

Con el análisis realizado se pueden considerar cubiertos los requerimientos del CSN para el análisis de inundaciones externas dentro del APS de la central nuclear de Cofrentes. Este ha sido el primer estudio de análisis de impacto de un fenómeno externo a la central requerido dentro de un APS, correspondiendo a la idea del Plan Integrado de aumentar progresivamente el alcance de los APS, hay que señalar que para este caso, el tipo de análisis realizado es una combinación de análisis tanto probabilistas como deterministas, y que además las características de este tipo de estudios están estrechamente ligadas a las características de la central en cuestión

III.14. Identificación de Puntos Pendientes

Una vez finalizada la evaluación de la revisión 0 del Informe final del APS de la central nuclear de Cofrentes, se comprobó que el volumen de modificaciones y cambios en los distintos modelos e informes acordados o requeridos era tan grande, que convenía recogerlos en un único documento, aunque todos ellos aparecían en forma dispersa en las actas 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, y que aunque aparecían recogidos de forma dispersa no parecía fácil seguir posteriormente su incorporación en el proyecto.

El informe interno del CSN de recogida de Puntos Pendientes [Ref. 34] contenía tres anexos, en el primero de ellos se recogían uno a uno todos los puntos pendientes tal y como aparecían en las actas de reunión, y que corresponden tanto a modificaciones de incorporación documental como a modificaciones en los modelos, es decir, podían ser de muy diferente envergadura, en cualquier caso a todos ellos se le asignó un número de pendiente que facilitara su seguimiento posterior (a título orientativo hay que señalar que el número de pendientes que contenía dicho listado eran 464, sin que esto pretenda ser una medida de la calidad ni del Proyecto, ni de la evaluación).

Dadas las características de los APS en lo que se refiere a las interacciones entre tareas hay que señalar que muchos de los temas pendientes trataban el mismo problema visto desde el punto de vista de tareas distintas, otros se trataban de problemas genéricos vistos y resueltos a lo largo de la evaluación del CSN, etc., es decir, muchos de los temas se podían englobar, o resumir la solución a adoptar por el proyecto recogiendo el resultado de varios pendientes concretos, este resumen de pendientes para cada tarea es el que aparece recogido en el anexo 2 de dicho informe [Ref. 34]. Independientemente del acta de reunión del que procedían, se agruparon los puntos señalando el (o los) pendientes que le afectan.

Por último en el anexo 3 de dicho informe se recoge una propuesta de carta a enviar a la central nuclear de Cofrentes en la que la DT del CSN pedía la incorporación al APS de todos los pendientes recogidos en el informe, estableciéndose un plazo de seis meses para ello.

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 cuatro años y medio de dedicación a tiempo parcial, dicha evaluación ha conducido a una nueva revisión del APS donde se considera que han sido recogidas las modificaciones solicitadas por el CSN, (además de las modificaciones de diseño, procedimientos etc. que se habían producido en el intervalo de tiempo transcurrido entra ambas revisiones) de tal manera que se puede considerar que el APS de la central nuclear de Cofrentes cumple con los requisitos de la DT del CSN establecidos en la carta dirigida a Hidroeléctrica Española, S. A. en febrero de 1988 [Ref. 2].

III.15. Identificación de temas que podrían estudiarse con mayor detalle

De la realización de un análisis muy detallado de la seguridad de una central nuclear, como es el caso del APS de la central nuclear de Cofrentes, se identifican puntos a los que los resultados son especialmente sensibles y, por tanto, son de potencial importancia por su posible impacto sobre la seguridad en sí, en el caso de que su tratamiento no sea correcto, de que su conocimiento no esté

consolidado o de que puedan ser aspectos generalizables a todas o varias de las centrales restantes. En este sentido, el APS puede también representar una fuente de identificación de temas genéricos de seguridad, bien porque esos temas representen aspectos en los que hay que mejorar el conocimiento o bien aspectos en los que hay que estudiar posibles mejoras de diseño o procedimientos de operación.

No se trata de identificar temas nuevos que puedan ser importantes para la seguridad, aunque algunos de ellos, en efecto presenten 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.

Lógicamente, estos temas son abordables desde, al menos, dos puntos de vista que, en modo alguno, son incompatibles sino más 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 la certidumbre sobre esos aspectos no sea suficiente.

En el informe interno del Área de APS y Factores Humanos del CSN «Informe Resumen de la Evaluación del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Cofrentes» [Ref. 42], se resume la evaluación efectuada del APS, y en su apartado 3, se encuentra una descripción más detallada de algunos de los puntos identificados en este APS con las características descritas. A continuación se reseñan los mismos esquemáticamente, en forma de tabla:

Tema	Genérico	Importancia	Breve resumen
Sistema de Agua de Servicios de la Central	NO	Variable	Su pérdida provoca un suceso iniciador específico de esta central de frecuencia baja gracias a modificaciones de diseño realizadas. Dadas las características de especificidad del suceso debería analizarse en detalle de forma separada a otros.
Sistema de Aire de Servicios	NO	Variable	Su pérdida provoca un suceso iniciador específico de esta central de frecuencia baja gracias a modificaciones de diseño realizadas. Dadas las características de especificidad del suceso debería analizarse en detalle de forma separada a otros.
Sistema de Despresurización Automática	SI	Variable	El seguimiento de los POEs ante la mayoría de los Iniciadores conduce a la inhibición de la actuación de la despresurización automática, en consecuencia el fallo del operador en la despresurización cobra una importancia relevante. Sería necesario un análisis de detalle de la acción definida en el POE.
Ventoeo de la Contención	SI	Media	El disponer de un método alternativo fiable para la extracción de calor residual supuso una mejora desde el punto de vista de la seguridad. La valoración del impacto desde el punto de vista del escape radiactivo frente a lo que supondría la rotura del recinto de contención corresponde al APS nivel 2.
Escenario de Pérdida Total de Corriente Alterna	SI	Alta	La importancia está relacionada con la de pérdida de disponibilidad del RCIC y de ventilación de salas y equipos, y la disponibilidad de tiempo para el alineamiento del sistema PCI, este impacto viene marcado por los tiempos disponibles para la realización de acciones humanas.
Recuperación de la Energía Eléctrica Exterior	SI (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.
ATWS	SI	Alta	En los resultados aparece como de gran impacto en el riesgo. Se debe profundizar en diferentes acciones de los operadores y en los POE, de cara a mejorar el control del accidente.
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.
LOCAS Exteriores a Contención	SI	Media	Es uno de los temas donde un análisis en mayor profundidad utilizando un modelo ampliamente aceptado conduciría a un conocimiento detallado de acciones y posibles mejoras, sobre todo con un mayor impacto de cara al APS nivel 2.

Tema	Genérico	Importancia	Breve resumen
Turbobomba del Sistema de Refrigeración del Núcleo Aislado (RCIC)	SI	Media	Es un sistema clave en la operación de emergencia, sobre todo en condiciones de SBO. Analizando los resultados de APS el fallo de la turbobomba tiene gran impacto. Cualquier medida que se tome para mejorar su disponibilidad supondrá un beneficio en la seguridad.
Sistema de Conversión de Vapor y Energía	SI (BWR)	Variable	Se puede considerar clave para la consecución en éxito de gran número de secuencias para distintos sucesos iniciadores. Se debe a que el sistema está considerado como alternativa a los sistemas de emergencia, (inyección de refrigerante desde una fuente externa), y alternativa para la extracción de calor residual. Un análisis más en profundidad y con mayor nivel de detalle, de cara a una mejor estimación de la fiabilidad del sistema y su capacidad de ser recuperado, puede ser importante.
Modificaciones de Diseño	SI	Variable	Durante la ejecución de los APS se ponen de manifiesto características de diseño de las plantas que tienen un impacto negativo en la seguridad de la central. En muchos casos, soluciones relativamente sencillas, han sido implantadas mejorando así la seguridad de la planta. En otros casos se plantean soluciones a analizar.
Modificaciones de Procedimientos de Operación de Emergencia (POE)	SI	Variable	Otra consecuencia del APS es la comprobación de que todas las secuencias resultantes de dicho análisis se encuentran contenidas en los POEs, así como las acciones posibles para hacer frente al incidente recogidas en ellos. Sin embargo, se detectan acciones clave para la consecución con éxito de secuencias, y/o acciones que por alguna causa necesitan ser modificadas de cara a asegurar el éxito del operador a realizar dicha acción. En este sentido el APS identificó diversas acciones a mejorar o incluir.
Formación y Entrenamiento de Operadores	SI	Alta	El reentrenamiento de los operadores debería incluir la simulación de secuencias de accidente identificadas como importantes por los APS.
Diseño del Sistema de Protección Contra Incendios	SI	Alta	Doble impacto del diseño en el APS de la central nuclear de Cofrentes. Revisión del sistema verificando el cumplimiento con el apéndice R del 10 CFR50, y verificación del diseño para la disponibilidad de tiempo para ejecutar acciones para inyección en SBO.
Instrucciones de Operación ante Sucesos Externos	SI	Alta	Es importante que los operadores reciban formación y tengan algún tipo de orientación sobre la operación en caso de incendios e inundaciones en las diversas zonas de la central (daños, previsión de evolución, etc.).
Profundización en el tratamiento de Sucesos Externos	SI	Variable	Dada la aplicabilidad del estudio de sucesos externos, se debería profundizar en el cálculo de las frecuencias de incendios, análisis del impacto de la extinción manual, e incendios en barras de salvaguardia.

IV. Conclusiones

IV. Conclusiones

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

- CN Cofrentes ha realizado su APS de acuerdo con los requisitos establecidos por el CSN en su petición de fecha 19 de febrero de 1988, por lo que se puede considerar satisfecho el requerimiento de la DT 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 la central nuclear de Cofrentes (un valor medio del orden de 10^{-6} por año en la edición 2) se acerca a los valores obtenidos en otros APS de centrales BWR6 como es el caso del análisis realizado para Grand Gulf en el NUREG/CR-4550, siendo el ATWS un contribuyente 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 la central nuclear de Cofrentes 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.
- Sin embargo, 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 3 de este informe.
- También aparecen identificados en el APS, y recogidos en el apartado 3 de este informe, aspectos potencialmente importantes para la seguridad y que son puntos genéricos detectados en centrales BWR, así como otros puntos que podrían ser generalizables a otras plantas del mismo tipo.
- El APS realizado por la central nuclear de Cofrentes es, desde el punto de vista de la revisión actual del Programa Integrado, incompleto. En una futura revisión del mismo habrá que incorporar aspectos no incluidos en el actual alcance y que ya están siendo incluidos en APSs posteriores, como por ejemplo el APS nivel 2, riesgo en otros modos de operación distintos de operación a potencia y otros externos.

- La central nuclear de Cofrentes ha implementado ya en planta gran número de las mejoras y modificaciones propuestas en las conclusiones del APS, además de proponer otras nuevas en la revisión 2 del APS, lo cual supone un beneficio en la seguridad, sin embargo, los modelos resultantes fundamentalmente de cambios de diseño y nuevas consideraciones no se pueden considerar revisados y evaluados desde el punto de vista del Area de APS.
- Dada las características y volumen de información recogida en el APS, se puede comprender la dificultad para seguir modificaciones posteriores a la revisión evaluada por la DT del CSN, así como las nuevas incorporaciones a los modelos, por tanto es de gran utilidad tanto para la central nuclear de Cofrentes como para la DT del CSN disponer de un listado de las modificaciones posteriores a la revisión del APS.
- La central nuclear de Cofrentes ha mantenido un grupo de trabajo con posterioridad a la finalización de la primera revisión del APS que ha resuelto los distintos pendientes relacionados con dicha primera revisión, a la vez que ha incluido nuevas modificaciones, y ha llevado a cabo, por iniciativa propia, algunos aspectos del análisis de ampliación del alcance, como nivel 2, presentado al CSN en diciembre de 1998, y actualmente en proceso de evaluación en el CSN. Adicionalmente se ha realizado y presentado en el mes de mayo de 1999 el Análisis de otros Sucesos Externos en edición 1.
- Este mismo grupo de trabajo ha realizado modificaciones, también, en la estructura informática, en los modelos de cara a su integración en el monitor de riesgo, así como el desarrollo de algunas aplicaciones del APS. El desarrollo de modelos integrados que permitan la realización de modificaciones y análisis de sensibilidad de una forma rápida es fundamental para el desarrollo de la mayoría de las aplicaciones.
- Entre las aplicaciones del APS que ya se han realizado, o bien se están llevando a cabo por la central nuclear de Cofrentes hay que señalar:
 - Optimización del periodo de prueba de las válvulas motorizadas (MOVs), cuyos requisitos de prueba se establecieron en la Generic Letter 89-10. Se trata de la utilización del APS para la priorización de las MOVs.
 - Utilización del APS para analizar el impacto en la seguridad de la modificación de los intervalos de pruebas de fugas de contención (exenciones al apéndice J del 10 CFR50).
 - Utilización del APS como herramienta de apoyo para planificar y programar el mantenimiento en operación a potencia en sistemas sometidos a ETF.

- Extensión de tiempos fuera de servicio del sistema RHR (AOT).
- Aplicación a la Regla de Mantenimiento. La central nuclear de Cofrentes ha servido de planta piloto BWR para la aplicación de la Regla de Mantenimiento en España.
- La central nuclear de Cofrentes es central piloto en el proyecto I+D sobre aplicación a la Garantía de Calidad Gradual.
- Implantación del monitor de Riesgo en Sala de Control y Oficina Técnica de Mantenimiento.
- Desarrollo de un programa de pruebas en servicio informado por el riesgo (RI-IST), actualmente en fase de finalización.
- Desarrollo de análisis de viabilidad específicos para la ejecución de cada uno de los mantenimientos preventivos en sistemas de seguridad estando la planta a potencia (*on-line maintenance*).

Algunas de estas aplicaciones han sido presentadas en el CSN por personal del grupo de APS y están siendo o han sido ya desarrolladas, incluso algunas han sido aprobadas e implantadas en la central. De la misma manera esta central, está planificando a medio plazo otra serie de proyectos y medidas para desarrollar estas aplicaciones a nivel interno y externo. El seguimiento de esa planificación forma parte también de las actividades del CSN en relación al APS de la central nuclear de Cofrentes.

V. Referencias

V. 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 2ª)*. Consejo de Seguridad Nuclear, 1998.
- [2] *Carta del CSN a Hidroeléctrica Española, S. A.*. «Petición de realización de un Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Cofrentes». 19 de febrero de 1988.
- [3] *Acta de Reunión APS-1 (CSN/ART/CEAE/COF/PEP/8807/02)*. «Acta de Reunión del 24 de junio de 1988 de Presentación del Proyecto del APS de C.N. Cofrentes». CSN-C-DT-88-419. 6 de julio de 1988).
- [4] *Acta de Reunión APS-2*. «Acta de Reunión del 12 de diciembre de 1988 de Presentación del Plan de Proyecto del APS de CN Cofrentes». HE-CSN-C-965. 13 de diciembre de 1988.
- [5] *Aprobación del Plan de Proyecto (Rev.0) para el Análisis Probabilístico de Seguridad de CN Cofrentes*. 13 de febrero de 1989.
- [6] *Carta de Hidroeléctrica Española, S.A. al CSN*. «Informe Final del APS de Cofrentes» (HE-CSN-C-1212), 3 de agosto de 1990.
- [7] *Acta de Reunión APS-3*: «Resolución de Agenda de Comentarios a Procedimientos Administrativos del APS de CN Cofrentes». 30 de junio de 1989.
- [8] *Acta de Reunión APS-4*. «Resolución de Comentarios a Procedimientos Técnicos del APS de CN Cofrentes». 5/10 de octubre de 1989.
- [9] *Acta de Reunión APS-5*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Familiarización con Planta» (rev. 1). 30 de enero de 1990.
- [10] *Acta de Reunión APS-6*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis de Sistemas: Sistema de Refrigeración del Núcleo Aislado (RCIC)-K90-5-03-2, Sistema de Agua de Servicios Esenciales (ESW)-K90-5-06-2, Sistema de Aspersion del Núcleo a Baja Presión (LPCS)-K90-5-02-2», (rev. 1). 19 de abril de 1990.
- [11] *Acta de Reunión APS-7*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Base de Datos Genérica», (rev. 1). 30 de mayo de 1990.

- [12] *Acta de Reunión APS-8.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis de Sistemas: Sistema de Corriente Alterna K90-5-07-2», (rev.1). 17 de mayo de 1990.
- [13] *Acta de Reunión APS-9.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Delineación de Secuencias de Accidente K90-5-15-2», (rev. 1). 7/8 de junio de 1990.
- [14] *Acta de Reunión APS-10.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Sistemas: Sistema de Inyección a la vasija a baja presión (LPCI) K-90-5-11-1», (rev.1). 28 de junio de 1990.
- [15] *Acta de Reunión APS-11.* «Resolución de Comentarios a las Matrices de Pruebas de Sistemas. Indisponibilidades por Pruebas y Mantenimientos – K90-5-17-2», (rev. 1). 17 de octubre de 1990.
- [16] *Acta de Reunión APS-12.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis Selectivo de Incendios e Inundaciones Internas», (rev. 1). 14 de febrero de 1991.
- [17] *Acta de Reunión APS-13.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Frecuencia de Sucesos Iniciadores e Indisponibilidades por Pruebas y Mantenimientos). 21 de marzo de 1991.
- [18] *Acta de Reunión APS-14.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis de Sistemas: Sistema de Caldera Nuclear – K90-5-13-2», (rev. 1). 30 de abril de 1991.
- [19] *Acta de Reunión APS-15.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis Selectivo de Incendios – K90-5-27-2». 23 de mayo de 1991.
- [20] *Acta de Reunión APS-16.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Acciones Humanas Tipo 3 en las Secuencias de Pérdida de Energía Eléctrica Exterior. Arbol de sucesos GT6». 2/3 de julio de 1991.
- [21] *Acta de Reunión APS-17.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis de Inundaciones Internas». 10 de julio de 1991.
- [22] *Acta de Reunión APS-18.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis Detallado y Cuantificación de Incendios». 10/11 de septiembre de 1991.
- [23] *Acta de Reunión APS-19.* «Resolución de Comentarios a la Tarea de Fiabilidad Humana: Análisis Preliminar y Análisis Detallado de Acciones Humanas de Calibración». 18/22 de octubre de 1991.

- [24] *Acta de Reunión APS-20*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Cuantificación de Secuencias de Accidente». 19/25 de noviembre de 1991.
- [25] *Acta de Reunión APS-21*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis de Fallos Dependientes». 19 de diciembre de 1991.
- [26] *Acta de Reunión APS-22*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Probabilidades Asociadas a Sucesos Especiales». 15 de enero de 1992.
- [27] *Acta de Reunión APS-23*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis Detallado de Acciones Humanas Tipo 3 no incluidas en el suceso de Pérdida de Energía eléctrica Exterior». 16 de marzo de 1992.
- [28] *Acta de Reunión APS-24*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis Detallado de Acciones Humanas Tipo 3 no incluidas en el suceso de Pérdida de Energía eléctrica Exterior». 27, 28 y 29 de abril de 1992.
- [29] *Acta de Reunión APS-25*. «Resolución de Comentarios Finales a la Tarea de Análisis de Incendios». 17 de junio de 1992.
- [30] *Acta de Reunión APS-26*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis de Sistemas. Comentarios Finales a Sistemas». 7 de octubre de 1992.
- [31] *Acta de Reunión APS-27*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis de Datos Específicos». 9 de diciembre de 1992.
- [32] *Acta de Reunión APS-28*. «Resolución de Comentarios a la Tarea de Análisis de Inundaciones Externas». 5 de febrero de 1993.
- [33] *Carta del CSN a Iberdrola*. «CN Cofrentes. Conclusiones de la Evaluación del APS» CSN-C-DT-93-770. 23 de noviembre de 1993.
- [34] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9207/236*: «Informe sobre temas pendientes del APS de CN Cofrentes tras la revisión por parte del CSN». 2 de septiembre de 1993.
- [35] *Carta Iberdrola al CSN*. «CN Cofrentes. Propuesta de Actividades. Análisis Probabilista de Seguridad para CN Cofrentes. Acta de Reunión» SENCUC-CSN-C-357. 17 de mayo de 1994.

- [36] *Carta del CSN a Iberdrola.* «CN Cofrentes. Conclusiones de la Evaluación del APS» CSN-C-DT-94-552. 23 de junio de 1994.
- [37] *Carta Iberdrola al CSN.* «CN Cofrentes. Informe Final del APS», SENUC-CSN-C-501, 13 de febrero de 1995. Petición de Aplazamiento de Plazo de Presentación.
- [38] *Carta Iberdrola al CSN.* «CN Cofrentes. Informe Final del APS», SENUC-CSN-C-516, 10 de marzo de 1995. Envío de Informes de Tarea del APS nivel 1 de Sucesos Internos (Rev. 2).
- [39] *Carta Iberdrola al CSN.* «CN Cofrentes. Análisis de Incendios y de Inundaciones», GENUC-CSN-C-23, 23 de mayo de 1995. Envío de los Informes de los Análisis de Sucesos Externos (Rev. 2).
- [40] *Carta Iberdrola al CSN.* «CN Cofrentes. Informe Final del APS», GENUC-CSN-C-46, 10 de julio de 1995. Envío del Informe Resumen del APS de CN Cofrentes.
- [41] *Carta del CSN a Iberdrola.* «CN Cofrentes. Conclusiones de la Evaluación del APS», Carta de Aprobación.
- [42] *Informe interno del CSN, CSN/IEVI/APFU/COF/PEP/9509/386:* «Informe Resumen de la Evaluación del Análisis Probabilista de Seguridad de CN Cofrentes». 11 de octubre de 1995.
- [43] *Carta Iberdrola al CSN.* «CN Cofrentes. Procedimientos del APS/IPE de C.N. Cofrentes (Rev. 3)», GENUC-CSN-C-173. 10 de junio de 1996. Envío del manual de Procedimientos en rev. 3.
- [44] *Carta Iberdrola al CSN.* «CN Cofrentes. Estudio APS Nivel 2 (IPE) (Rev. 1) », CENCO-CSN-C-453. 1 de diciembre de 1998.
- [45] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9103/161* «Sistema de Caldera Nuclear». 4 de marzo de 1991.
- [46] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/ANADA/COF/PEP/9204/223* «Puntos Adicionales sobre el Análisis de Sistemas».
- [47] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/ANADA/COF/IMO/9011/140.* «Base de Datos Genérica».
- [48] *Informes internos del CSN, CSN/IEV/ANADA/COF/IMO/9008/126, CSN/IEV/ANADA/COF/PEP/9009/128 y CSN/IEV/ANADA/COF/IMO/9011/139.* «Indisponibilidades por Pruebas y Mantenimientos».

- [49] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/ANADA/COF/IMO/9011/144* «Frecuencia de Sucesos Iniciadores».
- [50] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/ANADA/COF/IMO/9105/172* «Probabilidades Asociadas a Sucesos Especiales».
- [51] *Informes internos del CSN, CSN/IMO/ANADA/COF/PEP/9205/225, CSN/IEV/ANADA/COF/PEP/9207/234, CSN/IEV/ANADA/COF/PEP/9307/294* «Estimación de Datos Específicos».
- [52] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/FAHUM/COF/IMO/9104/170* «Análisis Preliminar de Fiabilidad Humana».
- [53] *Informes internos del CSN, CSN/IEV/FAHUM/COF/IMO/9104/166, CSN/IEV/FAHUM/COF/IMO/9105/174, y CSN/IEV/FAHUM/COF/IMO/9109/191.* «Análisis Detallado de Acciones Humanas».
- [54] *Informes internos del CSN, CSN/IEV/FAHUM/COF/IMO/9204/219, CSN/IEV/FAHUM/COF/IMO/9204/221, CSN/IEV/FAHUM/COF/IMO/9207/235.* Informes de cierre de evaluación y comentarios.
- [55] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9106/178* «Análisis de fallos dependientes».
- [56] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9106/178)* «Cuantificación de Secuencias de Accidentes».
- [57] *Informes internos del CSN, CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9011/141 y CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9102/158.* «Análisis Selectivo de Incendios».
- [58] *Informes internos del CSN, CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9106/179 y CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9110/196.* «Análisis Detallado de Incendios».
- [59] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9106/179* «Cuantificación de Incendios».
- [60] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9103/163.* «Análisis de Inundaciones Internas».
- [61] *Informe interno del CSN, CSN/IEV/MAAPS/COF/IMO/9206/231* «Análisis de Inundaciones Externas».

VI. Anexos

Anexo 1. Carta del CSN a la central nuclear de Cofrentes solicitando la realización de un APS



*Ed. Presidente
del
Consejo de Seguridad Nuclear*

Tomato Faja Lago

Madrid, 19 de Febrero de 1.988

Excmo. Sr.
D. Iñigo de Oriol e Ybarra
Presidente de
Hidroeléctrica Española, S.A.
Hermosilla, 3
MADRID

Querido Iñigo:

El día 25 de Junio de 1.986 el Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear aprobó el "Programa Integrado de realización y utilización de los Análisis Probabilista de Seguridad en España". Dicho programa determina que, de forma escalonada, se debe 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, en su reunión del día 18 de Febrero de 1.988, ha decidido seleccionar a la C.N. Cofrentes como instalación que debe realizar el siguiente APS del Programa Integrado.

A tal fin, me complace adjuntarte los Criterios Generales a seguir por Hidroeléctrica Española en la preparación de una propuesta detallada de realización, que incluya tanto aspectos técnicos como organizativos y que habrá de ser aceptada por este Consejo de Seguridad Nuclear.

El Director Técnico del C.S.N., D. Jacobo Díaz Díaz, se pondrá en contacto con D. Manuel Acero para llevar a cabo una reunión preparatoria del análisis.

Un cordial saludo *de tu buen amigo*

Tomato Faja Lago



Consejo de Seguridad Nuclear
Avda. República de la Unión 2
28020 Madrid

CNCOF-COF-SAN-08
Hoja 1 de 5

A N E X O

CRITERIOS A SEGUIR POR LA PROPUESTA DE UN ANALISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD DE LA C.N. COFRENTES

1. OBJETIVO

- Identificar los tipos más probables de secuencias de sucesos que podrían llevar a un situación de deterioro o fusión del núcleo del reactor.
- Identificar y analizar de forma más detallada, aun no estando dentro de las más probables, las secuencias de sucesos que constituyan accidentes de pérdida de refrigerante del núcleo a través de sistemas que atraviesan la contención.
- Detectar los aspectos más debiles 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.
- 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.



Comité de Seguridad Nuclear
del Consejo de la Energía
28720 Madrid

CNCOF-COF-SAN-08
Hoja 2 de 5

- 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 fiabilidad de los sistemas de extracción de calor y del de aislamiento de la contención para realizar sus funciones cuando sean requeridas en caso de diferentes sucesos iniciadores de posibles secuencias de accidente. En particular, analizar y estimar la probabilidad de posibles modos de fallo de las contenciones, originados por fallos de sistemas o componentes de las mismas, que pudieran originar, con posterioridad a esos posibles fallos, situaciones de daño al núcleo del reactor.
- 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 requisitos 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. Cofrentes 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.



Consejo de Seguridad Nuclear
Avda. República de la Cruz, 3
28020 Madrid

CNCOF-COF-SAN-08

Hoja 3 de 5

2. ALCANCE Y METODOLOGIA

La metodología a emplear para la realización del Análisis Probabilista de Seguridad de C.N. Cofrentes deberá cumplir, al menos, los requisitos establecidos en la Guía de Procedimientos publicada por la U.S.N.R.C. como NUREG/CR-2815, "Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide", en el Volumen 1 de la Revisión 1.

La metodología a emplear en la realización del análisis de riesgos de incendios e inundaciones del Análisis Probabilista de Seguridad de C.N. Cofrentes deberá cumplir, al menos, los requisitos establecidos en los Capítulos 8, 10 y 11 del Volumen 2 del documento anteriormente referenciado.

La metodología a emplear en la realización de los análisis de fiabilidad de los sistemas de extracción de calor y aislamiento de la contención, así como de los sistemas o componentes que pudieran provocar un fallo de alguna de las contenciones, el cual originara con posterioridad una situación con daño al núcleo, deberá cumplir, dentro del Análisis Probabilista de Seguridad de C.N. Cofrentes, al menos, las líneas generales de realización de análisis de fiabilidad de sistemas y, en particular, los marcados 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.

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 componentes o sistemas; ésto sin menoscabo de que dichos análisis se puedan simplificar con posterioridad, agrupando sucesos básicos independientes, para hacer un análisis estadístico de datos coherente con la modelación efectuada en los árboles. En caso de no realizarse los árboles de fallos con un nivel de detalle como el indicado, el registro de ese proceso sistemático de búsqueda de dependencias explícitas habrá de ser



Comité de Seguridad Nuclear
Av. Agustín de la Cruz, 2
28020 Madrid

CNCOF-COF-SAN-08
Hoja 4 de 5

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.

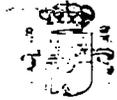
El empleo de criterios diferentes a los indicados en los párrafos anteriores sólo será aceptable si se justifica adecuadamente que no empeora la calidad del estudio.

Aunque el estudio a realizar no es preciso que tenga un alcance superior al antes indicado, C.N. Cofrentes deberá tener en cuenta que dicho estudio habrá de ser posteriormente ampliado y actualizado de forma periódica. Por tanto, es conveniente que en la realización del mismo se tomen las medidas oportunas para facilitar la posterior ampliación y actualización ya citada.

3. ORGANIZACION

En la realización del proyecto habrá de participar personal de C.N. Cofrentes y, en particular, personal de explotación 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 modelización 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 los expuestos 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 Aná-



Comisión de Seguridad Nuclear
del Consejo de la Energía
20020 Madrid

CNCOF-COF-SAN-08

Hoja 5 de 5

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 se procurará que, en la medida de lo posible, se utilicen recursos de ingeniería nacionales. En las partes del estudio, si las hubiese, en que se tuvieran que contratar empresas extranjeras, se procurará establecer los medios para obtener una transferencia real de tecnología.

Dentro de los procedimientos organizativos del proyecto se deberán 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. Cofrentes deberá dar las oportunas facilidades a dicho personal para que puedan realizar una completa evaluación del análisis.

4. PROGRAMA

C.N. Cofrentes deberá presentar una propuesta detallada de realización del APS justificando el cumplimiento con los criterios antes indicados. Dicha propuesta habrá de ser remitida al CSN antes del 30 de Junio de 1988. Una vez aceptada por el CSN, C.N. Cofrentes dispondrá de aproximadamente 18 meses para su ejecución. Es conveniente que C.N. Cofrentes no realice compromisos firmes con otras empresas u organizaciones hasta que su propuesta haya sido aceptada.

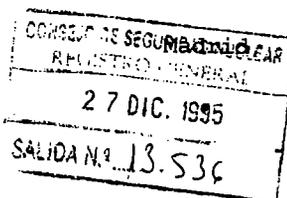
Anexo 2. Carta del CSN a la central nuclear de Cofrentes indicando la aceptación del APS

COF/9512/S-60



Consejo de Seguridad Nuclear

*Justo Dorado, 11
28040 Madrid*



21 de Diciembre de 1995

Excmo. Sr.
D. Iñigo de Oriol e Ibarra
Presidente de IBERDROLA
C/Goya, 4
28001 - MADRID

Nº. Ref.: CNCOF-COF-56

ASUNTO: ANALISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD DE C.N. COFRENTES

Con fecha 19/02/1988 se puso en conocimiento de HE el acuerdo del Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear según el cual C.N. Cofrentes debería realizar un APS, en base a lo establecido en el "Programa Integrado de realización y utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España", aprobado por el Pleno del CSN el 25/06/1986.

Con fecha 31/07/90 se remitió al CSN el "Informe Final del APS de Cofrentes", realizado por esa Sociedad de acuerdo con el Plan de Proyecto elaborado por HE y aprobado por este CSN el 13/02/89. La evaluación realizada detectó una serie de aspectos que deberían ser incluidos en el Informe remitido. Estos fueron puestos en conocimiento de esa Sociedad el 23/11/93, a la vez que se requería la revisión del mismo. El último documento que completa la Rev. 2 del "Informe Final del APS de Cofrentes", se recibió el 21/07/95.

A la vista de lo anterior, y del resultado de la evaluación que en el ámbito de sus competencias ha realizado la Dirección Técnica de este CSN, el Pleno del mismo, en su reunión del día 21 de Diciembre de 1995, ha acordado apreciar favorablemente el "Informe Final del APS de Cofrentes" elaborado por esa Sociedad, dado que ha sido realizado de acuerdo con los requisitos del CSN y adecuadamente documentado. Con ello se da por cumplida la petición del CSN de 19/02/88.



Consejo de Seguridad Nuclear

*Justo Dorado, 11
28040 Madrid*

2

Las aplicaciones del APS que se propongan al CSN deberán basarse en datos y modelos permanentemente actualizados.

Para cumplir satisfactoriamente los objetivos del programa integrado, que se menciona al principio, el CSN ha iniciado un proceso de revisión de las actividades pendientes. Las actividades que en esta materia deba desarrollar C.N. Cofrentes le serán oportunamente comunicadas y tendrán en cuenta la experiencia adquirida y el objetivo de llegar a un alcance común para todos los APS de las centrales nucleares españolas.

Alfonso Arias Cañete
SECRETARIO GENERAL