

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

CSN

Colección
Otros Documentos
14.1999

CSN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

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

Colección
Otros Documentos CSN
Referencia: ODE-04.07

© 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

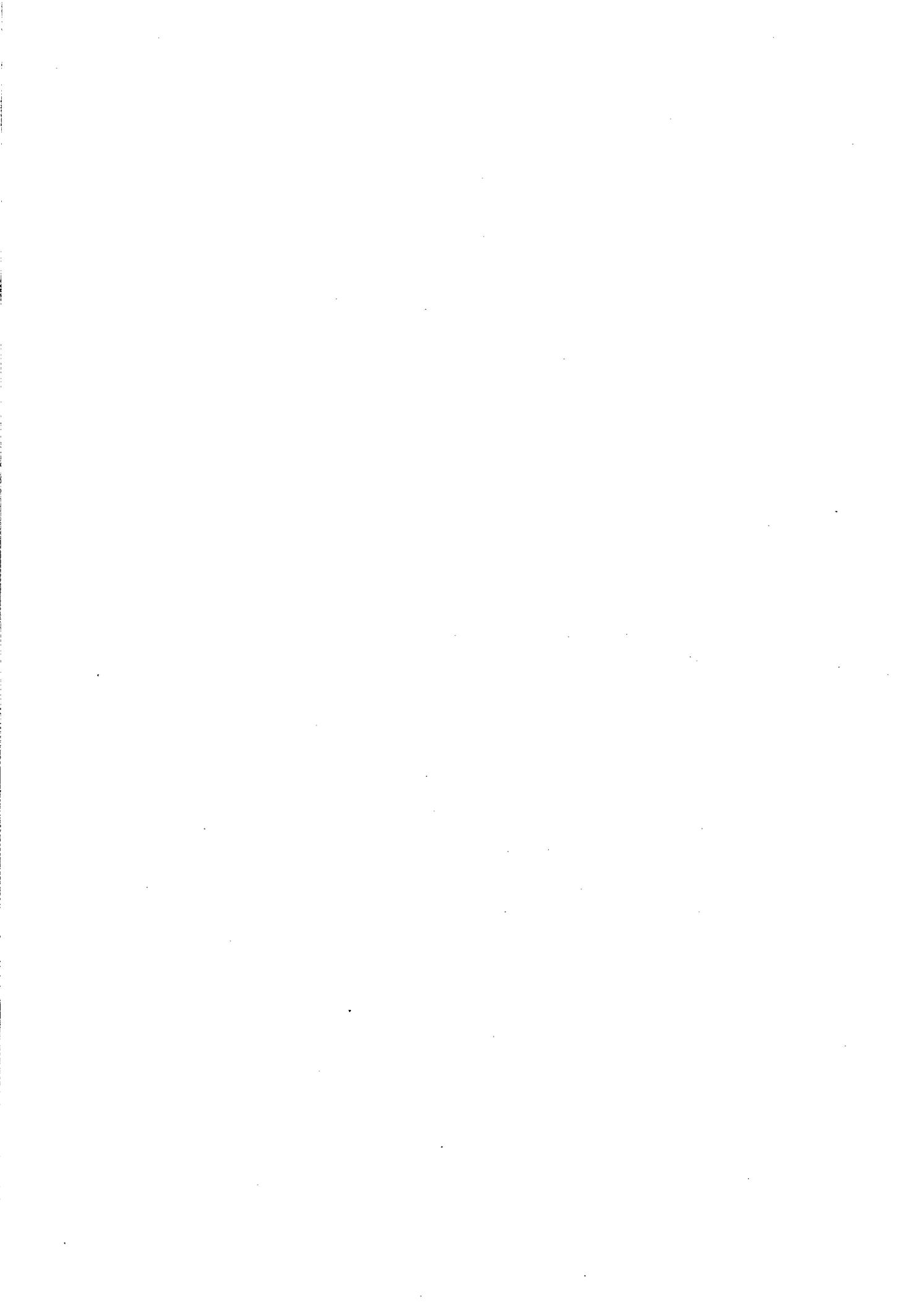
Imprime: Imprenta Fareso, S. A.
ISBN: 84-95341-00-X
Depósito Legal: M. 22.604-1999

Índice

Introducción	5
I. El Análisis Probabilista de Seguridad (APS)	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 Ascó	25
II.1 Descripción de la central	27
II.2 Alcance del APS	29
II.3 Organización	29
II.4 Metodología	30
II.5 Resultados del APS	31
II.6 Mejoras realizadas en la central	42
III. Evaluación del APS de la central nuclear de Ascó	49
III.1 Introducción	51
III.2 Plan de Proyecto	54
III.3 Manual de Procedimientos	56
III.4 Sucesos Iniciadores y Árboles de Sucesos	57
III.5 Análisis de Sistemas	59
III.6 Análisis de Datos	61
III.7 Análisis de Fiabilidad Humana	63
III.8 Análisis de Dependencias y Fallos de Causa Común .	66
III.9 Cuantificación y Análisis de Resultados	67
III.10 Análisis de Incendios	69
III.11 Análisis de Inundaciones Internas	71

III.12	Identificación de Puntos Pendientes	74
III.13	Identificación de temas que podrían estuardiarse con mayor detalle	75
IV.	Conclusiones	79
V.	Referencias	83
VI.	Anexos	91
1.	Carta del CSN a la central nuclear de Ascó solicitando la realización de un APS	93
2.	Carta del CSN a la central nuclear de Ascó indicando la aceptación del APS	99

Introducción



Introducción

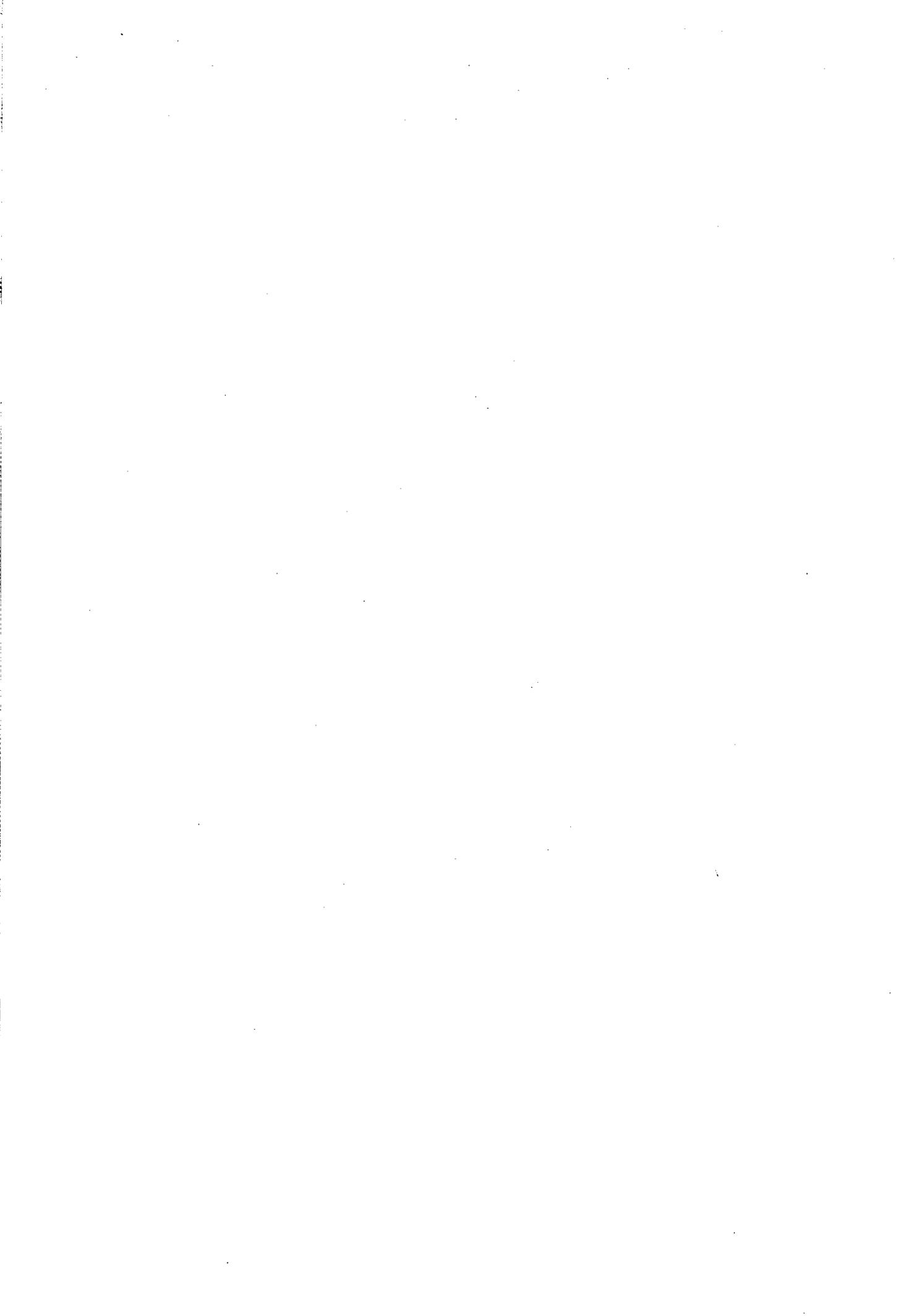
El presente informe tiene como objetivo resumir, de una forma lo más sintetizada posible, las actividades de evaluación llevadas a cabo en el Consejo de Seguridad Nuclear entre 1987 y 1997, en relación al Proyecto de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la central nuclear de Ascó, de acuerdo con lo requerido por el CSN como consecuencia del Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España [Ref.0], aprobado y publicado por el CSN en 1986.

Para cumplir con este objetivo se incluye a continuación 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 desembo-car 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.

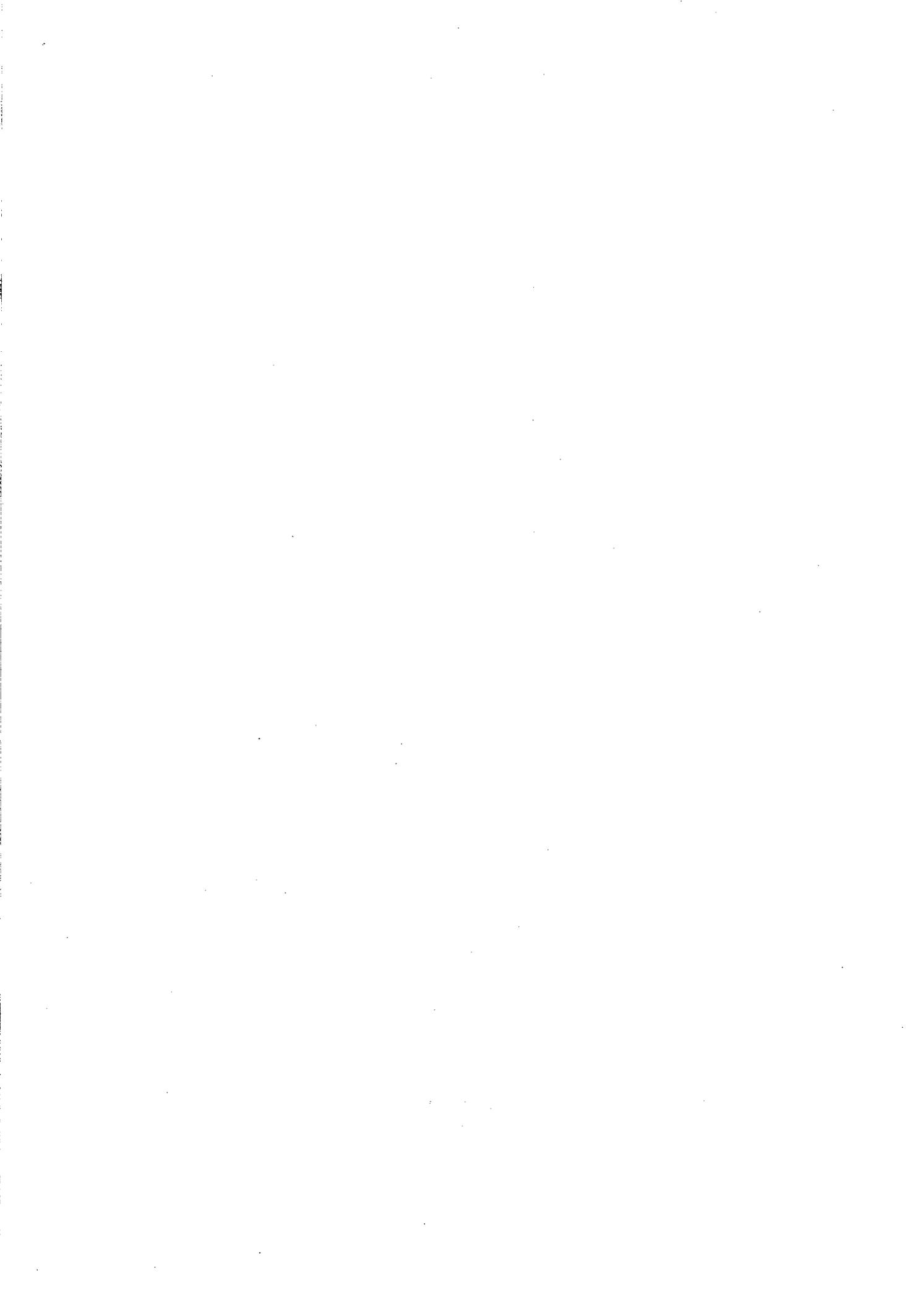
En el capítulo II se hace un breve resumen del Proyecto del APS de la central nuclear de Ascó, de su alcance, organización, desarrollo, métodos y resultados, para sintetizar así la visión que el Proyecto ha añadido sobre la seguridad de la central y las mejoras de la misma que se han podido identificar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

El capítulo III del 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 del Proyecto. Una evaluación detallada por parte del organismo regulador es considerada en el CSN como condición absolutamente necesaria, tanto para la identificación de convenientes mejoras de la seguridad que siempre se detectan al realizar un análisis tan detallado y sistemático como un APS, como para la aplicación posterior del mismo, de una forma adecuada y más sencilla, a aspectos relacionados con la seguridad para los que la discriminación de importancias aportada por los APS implica una nueva visión que permite la optimización de esos aspectos y un potencial mejor uso de los recursos de todo tipo.

Finalmente, se incluye un capítulo 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 aeroespacial 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 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, aunque, naturalmente, la mayor parte de sus aspectos se ha ido perfeccionando con el tiempo. Las técnicas del RSS se fundamentan en técnicas de análisis de fiabilidad desarrolladas para campos como los mencionados al principio.

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

El accidente que tuvo lugar en EEUU en 1979, en la central nuclear de *Three Mile Island* (TMI), supuso un primer acontecimiento importante que comenzó a hacer detectar que la ya tradicional aproximación determinista debía ser complementada de alguna forma con aproximaciones que tuvieran más explícitamente en cuenta el concepto de la probabilidad de accidentes, o del riesgo en definitiva. El accidente real de TMI estaba fuera de la base de diseño, pero era una secuencia de posible accidente detectada y analizada en el RSS. Tras ello, la NRC intensificó sus programas de investigación en el Análisis Probabilista de Riesgos y se comenzó a discutir en 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. Tal y 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 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 1.^a 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 2.^a edición 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 relacionado con 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 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 estudiar mediante análisis termohidráulicos nuevos y más detallados, si el esfuerzo compensa por tratarse de secuencias más probables conducentes a posibles daños al núcleo del reactor.

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

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

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

Finalmente, en una columna se representa el estado seguro (OK) o de deterioro del núcleo que se tiene si se produce cada secuencia. Dentro de los estados de deterioro del núcleo se pueden incluir

diferentes clasificaciones que representen características físico-químicas básicas para el estudio posterior del comportamiento del núcleo fundido y de la contención y, en general, distinguiendo 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.

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 pueden 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 cual el diseño del sistema habría de realizarse 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 cabececos 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 sistematicidad 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 desarrollo de los árboles de fallos de los sistemas modelados en los APS es uno de los aspectos más necesarios en la tarea de análisis de sistemas.

Habiendo trazado los Árboles de Fallos de cada sistema en cada modo de operación, el tamaño de los mismos es tal que se necesita la ayuda informática para encontrar la expresión booleana de cada

suceso no deseado en la forma de «suma» de CCF, como antes se ha indicado. Una vez obtenidos esos CCF esta información resultado del análisis es muy valiosa para entender los sucesos o mecanismos que pueden conducir al fallo global de los sistemas.

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

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

Una idea de la envergadura de la tarea de análisis de sistemas en un APS la da el hecho de que el número de sistemas de los que se suelen 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 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 obtener 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 de que dispone 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 probabili-

dades 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 de 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 2, hay que estimar las consecuencias de los accidentes. Para ello, están previstas dos fases más, o niveles, de los APS.

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

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, se consiguen una serie de estados con frecuencias obtenibles 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 EEUU. A partir de entonces se pusieron 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.

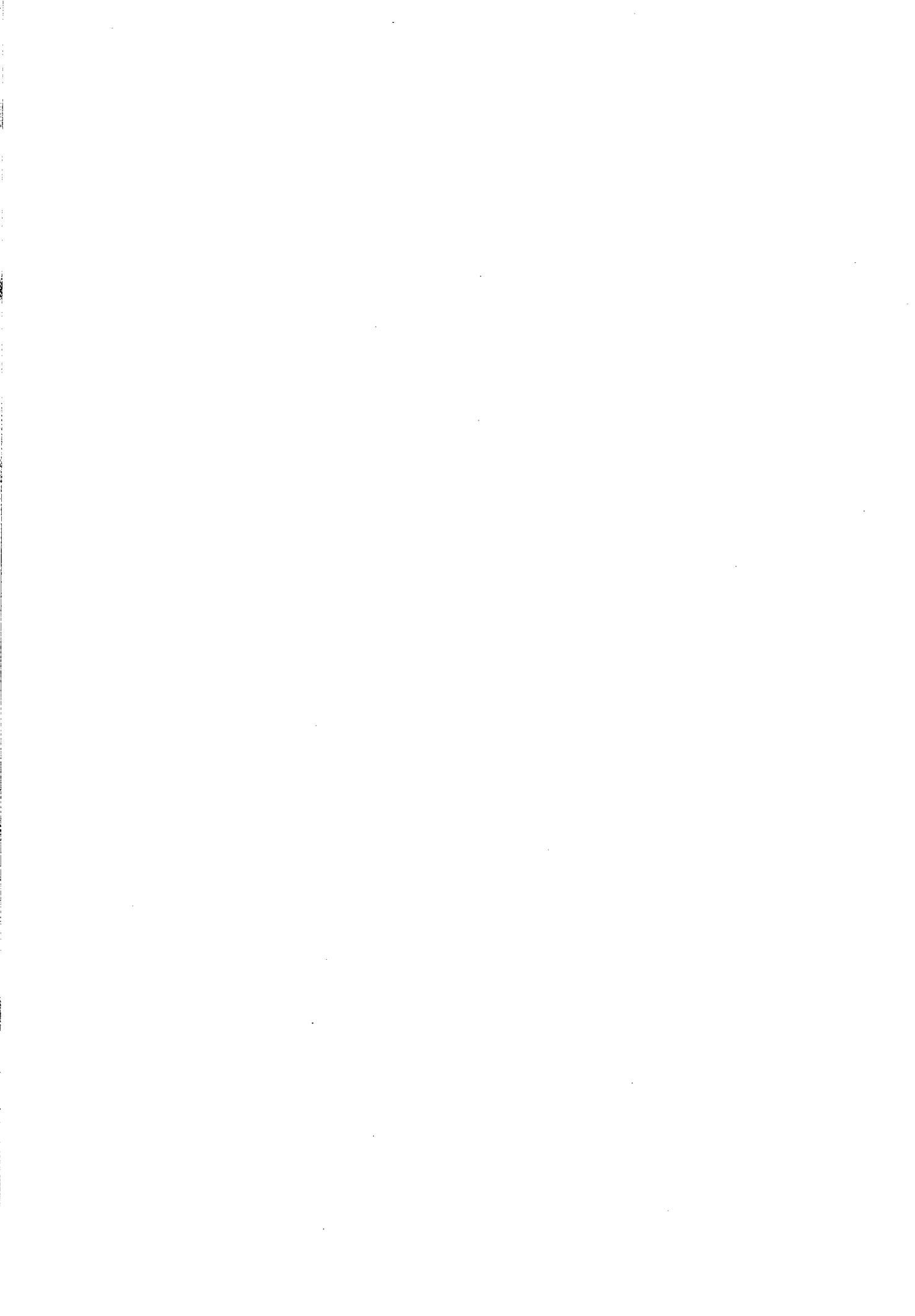
Con los términos fuente y las probabilidades de los diferentes estados de la central y de los modos de fallo de la contención, se puede pasar a la última fase de los APS, conocida por Nivel 3. En este nivel se estiman las consecuencias externas, normalmente en términos de dosis y, por tanto, de número 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 aceptada comúnmente 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 necesitarían 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 Ascó



II. El APS de la central nuclear de Ascó

II.1. Descripción de la central

La central nuclear de Ascó se halla situada en el término municipal de Ascó (Tarragona) a orillas del río Ebro.

Consta de dos Unidades o Grupos gemelos con un Sistema Nuclear de Producción de Vapor, cada uno, formado por un reactor de agua ligera a presión (PWR) de Potencia Térmica Autorizada de 2.696 Mw y Potencia Eléctrica de 970 Mw. El suministrador del Sistema Nuclear de Producción de Vapor es Westinghouse. Estos Grupos no comparten edificios relacionados con la seguridad nuclear, salvo la Casa de Bombas de PCI y las balsas de Servicios Esenciales.

El Grupo I entró en funcionamiento en septiembre de 1983 y el Grupo II lo hizo en noviembre de 1985. La central forma parte de la segunda generación de centrales nucleares en España.

En cuanto a la organización del proyecto, aún siendo diferentes los propietarios para cada uno de los Grupos, se optó por una organización unificada, corriendo la ingeniería a cargo de las empresas españolas INITEC e INYPSA y la estadounidense BECHTEL. La obra civil fue llevada a cabo por NUCEA (Asociación de las constructoras españolas AUXINI, COPISA y OSHA), los montajes eléctricos fundamentalmente por ABENGOA y los mecánicos por COPISA-montajes y NERVIÓN.

Las centrales de referencia de los dos Grupos son «North Anna I» para las calderas nucleares y «Joseph M. Farley» para los edificios de contención y las salvaguardias tecnológicas relacionadas con ellos.

Existen algunas diferencias. Según el concepto de Central de Referencia no tienen por qué ser idénticas. Estas diferencias han sido reconocidas para poder ser evaluadas y responden a diferencias en el emplazamiento y a la evolución de los criterios por el paso del tiempo. Los aspectos en los que hay diferencias son principalmente: los Sistemas de Evacuación del Calor Residual, los Sistemas de Refrigeración de la Contención y de Emergencia del Núcleo y los Sistemas Eléctricos.

Cada Grupo se halla equipado con tres circuitos de refrigeración. Su diseño mecánico, termohidráulico y nuclear es similar al de otras centrales de Westinghouse.

El combustible es dióxido de uranio enriquecido en U-235. El número de elementos es 157, cada uno de los cuales lleva 264 varillas combustibles en matriz 17x17.

El reactor se refrigera por un circuito primario de tres lazos que llevan el calor extraído del reactor a los generadores de vapor. Los tres lazos aportan un caudal nominal de $47,6 \times 10^6$ Kg/h. Cada reactor tiene acoplados tres generadores de vapor que reciben agua del primario a $326,5^\circ\text{C}$ y generan vapor a 284°C , a plena potencia.

El reactor, el circuito primario y los generadores de vapor se albergan en el edificio de contención. Este edificio tiene forma cilíndrica rematado en un casquete esférico. Es de hormigón revestido de acero por su parte inferior. Los espesores de hormigón son 1,5 m en pared, 1 m en la cúpula y 2,75 m en el fondo. El espesor de contención es capaz de resistir presiones de $3,6 \text{ Kg/cm}^2$.

El equipo turbogenerador suministra en cada Grupo una potencia de 970 MW, trifásica a 380 KV.

Los sistemas de seguridad nuclear, especialmente la contención y los sistemas de agua de refrigeración, están diseñados para prevenir los accidentes base de diseño. Estas salvaguardias realizan la función de localizar, controlar, mitigar y detener tales accidentes, de manera que los valores de las dosis recibidas por el público se mantengan por debajo de los límites permitidos por el 10 CFR 100.

Los sistemas de seguridad nuclear son, principalmente: Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo, Sistema de Rociado de la Contención, Sistema de Refrigeración de Emergencia de la Contención y Sistemas Soporte asociados.

Otros sistemas responsables directos de funciones de seguridad, o frontales en la terminología de los APS descrita en la Sección anterior, son: el Sistema de Protección del Reactor (RPS), el Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar (AAA), el Sistema de Alivio de Presión del Primario (PORV), el Sistema de Vapor Principal (aislamiento, alivio y derivación de turbina) y el Sistema de Aislamiento de la Contención. Sistemas Soporte de los mismos, en general diseñados con una alta participación de la ingeniería de la central, son los encargados de la refrigeración de los componentes de los sistemas de seguridad, esto es, el Sistema de Agua de Refrigeración de Salvaguardias (ARS), el de Agua de Servicio de Salvaguardias (ASS), el de Agua de Servicio de Componentes (ASC) y el de Ventilación de las Salas de Equipo Eléctrico del Edificio de Control. 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 está el sistema de Aire de Instrumentos, el Sistema de Suministro de Gas-Oil a los Generadores Diesel, el Sistema de Actuación de las Salvaguardias Tecnológicas y el Sistema del Secuenciador de Salvaguardias.

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

II.2. Alcance del APS

El APS de la central nuclear de Ascó fue el tercero solicitado en España y el segundo 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 la Asociación Nuclear de Ascó (ANA) mediante carta de junio de 1987 [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 del Grupo I de la central nuclear de Ascó, 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 accidentes de ese tipo iniciados por dos sucesos «externos», según la terminología del APS, como son los incendios y las inundaciones originadas por fuentes internas a la central. Por último se solicitaba la identificación de las diferencias, y su implicación en el APS, del Grupo II de la central nuclear de Ascó con respecto al Grupo I, base del estudio.

II.3. Organización

La Dirección del Proyecto, siguiendo lo requerido por el CSN, corrió a cargo de personal de ANA. Asimismo ANA aportó otros medios humanos al Proyecto. Básicamente cuatro personas de ANA, procedentes tanto de los Servicios Técnicos como de Operación, participaron durante buena parte del Proyecto. El objetivo de implicar lo más posible a personal de ANA era 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 constituyó una Unión Temporal de Empresas (UTE) formada por tres empresas de ingeniería españolas (INITEC, INYPSA y Empresarios Agrupados), aportándose algunos especialistas que ya habían realizado tareas en el APS de la central nuclear de Almaraz. Otra empresa de ingeniería española, UITESA, aportó los servicios informáticos al Proyecto.

Adicionalmente se contrataron los servicios de una empresa estadounidense (SAIC) para aportar asesoramiento puntual, especialmente en aquellas tareas donde la metodología de análisis estaba menos asentada.

El Proyecto estableció procedimientos detallados para la realización y revisión de tareas, pudiendo hablarse de tres niveles de revisión:

1. Revisión interna por Garantía de Calidad: a nivel de tareas.
2. Revisión independiente o externa: sin detalle y concentrada sobre la calidad del producto, alcance y objetivos, y
3. Revisión de la dirección de proyecto: para tener en cuenta el conocimiento y experiencia sobre el diseño, operación y prácticas de la central.

La revisión independiente mencionada fue realizada por Nuclenor. Empresa que, por su participación en un estudio probabilista previo, aseguraba la transferencia de tecnología en España según se demandaba en el Programa Integrado de APS.

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

Sin embargo, esta fase de definición y organización del Proyecto se prolongó más de lo inicialmente previsto, lo que motivó el retraso del inicio oficial del Proyecto hasta enero de 1989.

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. 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.

Finalmente se destaca que, en la actualidad, ANA mantiene un equipo de trabajo que viene realizando (o ha realizado ya en algunos casos) actividades de preparación de su APS para futuras aplicaciones (modularización), de ampliación del alcance (riesgo en otros modos de operación) y de aplicación (propuesta de supresión del enclavamiento de autocierre de las válvulas de aspiración de las bombas del RHR desde las ramas calientes, propuesta de revisión de ETFs que afectan a barras vitales e inversores, evaluación de la modificación de la frecuencia de pruebas tipo C del Apéndice J, priorización y categorización pruebas válvulas motorizadas (G.L. 89-16), evaluación de la G.L. 96-01, priorización de sucesos para Inspecciones Funcionales de Garantía de Calidad a varios Sistemas, categorización de válvulas neumáticas y de retención para la IST, aplicaciones para la Regla de Mantenimiento, etc.).

II.5. Resultados del APS

En este apartado se pretende ofrecer algunos de los principales resultados específicos del APS de la central nuclear de Ascó. 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 1 del Informe Final del APS más toda la documentación que lo soporta.

Lógicamente, con el presente apartado sólo se pretende dar una visión global de los grandes números del APS de la central nuclear de Ascó. Para ello, se ha optado por incluir a continuación el contenido de la presentación que los propios técnicos del Proyecto APS de la central nuclear de Ascó hicieron de los resultados de su APS en octubre de 1996 en la XXII Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española.

Los resultados que se exponen corresponden a la revisión 1 del Informe Final del APS, que incorpora la comentarios derivados de la evaluación del CSN, las modificaciones de diseño implantadas recientemente en la central nuclear de Ascó (sustitución de GV's, incorporación del Diesel de SBO, etc...), así como los cambios habidos en planta relativos a diseño y procedimientos que surgieron como consecuencia de los resultados del análisis.

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 es de $5.51E-5$ /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 (ésta incluye la contribución debida a ATWS en cada iniciador) y la contribución (% a la frecuencia de daño total), valores obtenidos de la medida de importancia de Fussell-Vesely con el código IMPORTANCE para los sucesos básicos que representan la ocurrencia del suceso iniciador.

Tabla 1. Resultados de Sucesos Iniciadores Internos

Iniciador	Descripción	FDN	% FDN
T1	Pérdida de Potencia Exterior	1.29E-05	23.35
S2	LOCA Pequeño	9.63E-06	17.48
S1	LOCA Intermedio	8.41E-05	15.27
T2	Disparo de Reactor y Turbina	8.08E-06	14.66
RT	Rotura de Tubos G.V.	3.99E-06	7.25
T9A	Pérdida de la Barra C.C.G1A	3.90E-06	7.07
A	LOCA Grande	2.35E-06	4.26
T4	Pérdida de Agua de Alimentación Principal	1.34E-06	2.43
S3	LOCA Muy Pequeño	9.81E-07	1.78
T3	Pérdida de Vacío del Condensador	7.38E-07	1.34
T8	Inyección de Seguridad Inadvertida	6.67E-07	1.21
V	LOCA en Interfase	5.68E-07	1.03
RV	Rotura de Vasija	4.14E-07	0.75
T11	Pérdida del Sistema A.R.S.	3.42E-07	0.62
T5	Rotura de A.A.P. en Contención	2.76E-07	0.50
T6	Rotura de Vapor Principal en Contención	2.09E-07	0.38
TS	Pérdida del Sistema A.S.C.	2.09E-07	0.38
T12	Pérdida del Aire de Instrumentos	6.61E-08	0.12
T7	Rotura de Vapor Principal después del MSIV	3.03E-08	0.055
TV	Rotura de Vapor Principal antes de MSIV	2.04E-08	0.037
T9B	Pérdida de la Barra C.C. G1B	1.32E-08	0.024
T13	Pérdida HVAC S.E.E.E.C.	6.06E-09	0.011

En la siguiente figura se muestra una representación sectorial de la importancia (% de la frecuencia de daño al núcleo total) de cada iniciador, destacando como principales contribuyentes la Pérdida de Potencia Exterior, el LOCA Pequeño, el LOCA Intermedio y el Disparo de Reactor y Turbina.

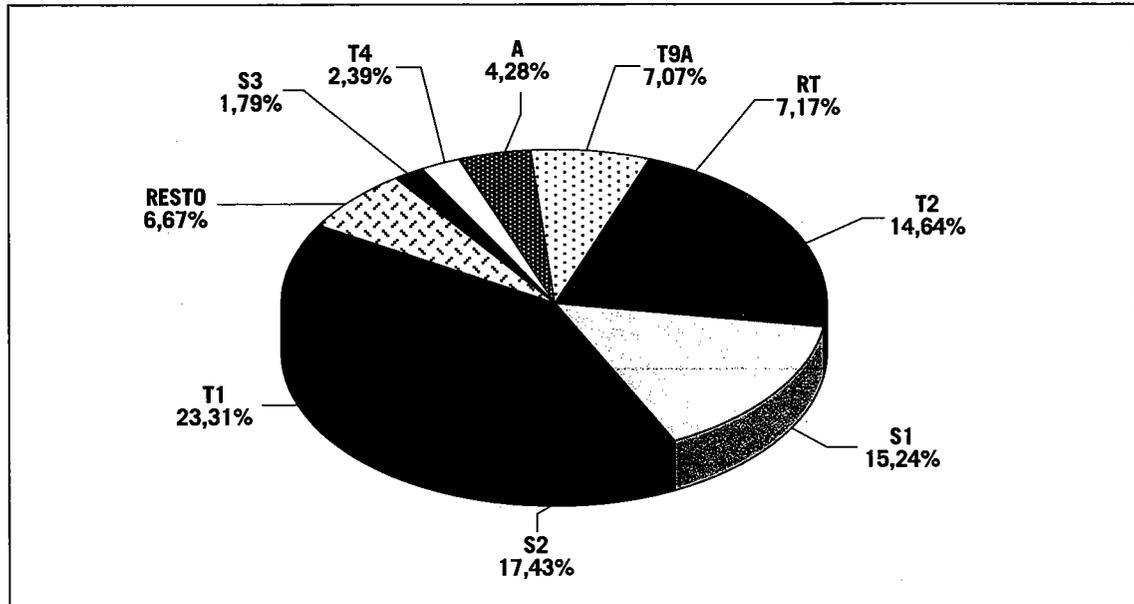


Figura 1. *Importancia de los Sucesos Iniciadores Internos*

A continuación se representa gráficamente la importancia de las principales secuencias dominantes entre las que destacan por su mayor contribución al riesgo las siguientes:

- Secuencia decimoquinta de la transferencia al árbol de sucesos correspondiente al Transitorio Genérico originado por una Pérdida de Potencia Exterior.

Esta secuencia queda definida por el fallo de la Extracción de Calor del Secundario y la Recirculación a Alta Presión, habiéndose producido el Disparo del Reactor, arrancado un Generador Diesel de Emergencia y habiéndose satisfecho la función *Feed & Bleed*.

- Segunda secuencia del árbol de sucesos construido para el suceso LOCA Pequeño.

Se ha producido el fallo de la Recirculación a Alta Presión después de haber tenido éxito la Inyección, la Extracción de Calor del Secundario y habiéndose producido el Disparo del Reactor.

- Segunda secuencia del árbol de sucesos correspondiente al suceso iniciador LOCA Intermedio.

La secuencia viene determinada por el fallo de la Recirculación a Alta Presión tras el éxito de la Inyección a Alta Presión, la Inyección desde los Acumuladores y habiéndose producido el Disparo del Reactor.

- Decimosexta secuencia del árbol de sucesos correspondiente al suceso Disparo de Reactor y Turbina.

Habiéndose producido el Disparo del Reactor, falla la Extracción de Calor del Secundario y se ha procedido al Disparo de las BRRs, fallando la realización del *Feed & Bleed*.

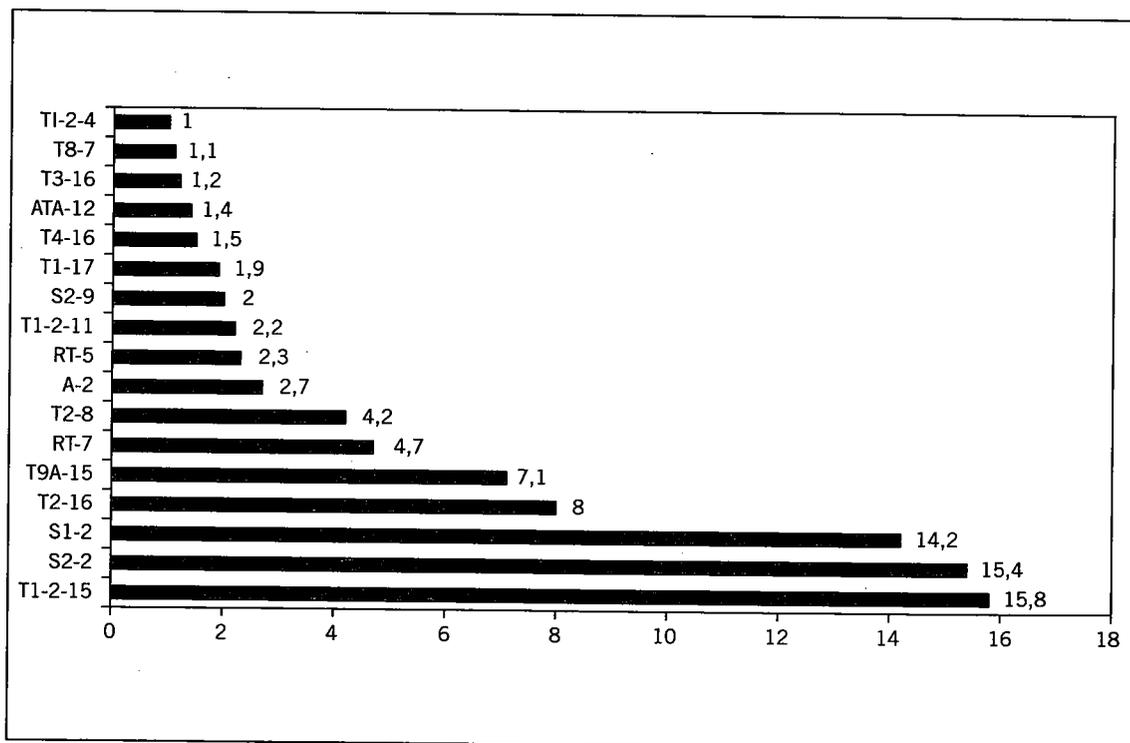


Figura 2. Contribución de las principales secuencias dominantes a la FDN

Fruto de los análisis de importancias realizados, se ha obtenido, entre otras medidas, la contribución relativa de los sistemas modelados en el APS a la Frecuencia de Daño al Núcleo. En el diagrama de barras siguiente se muestran los resultados obtenidos.

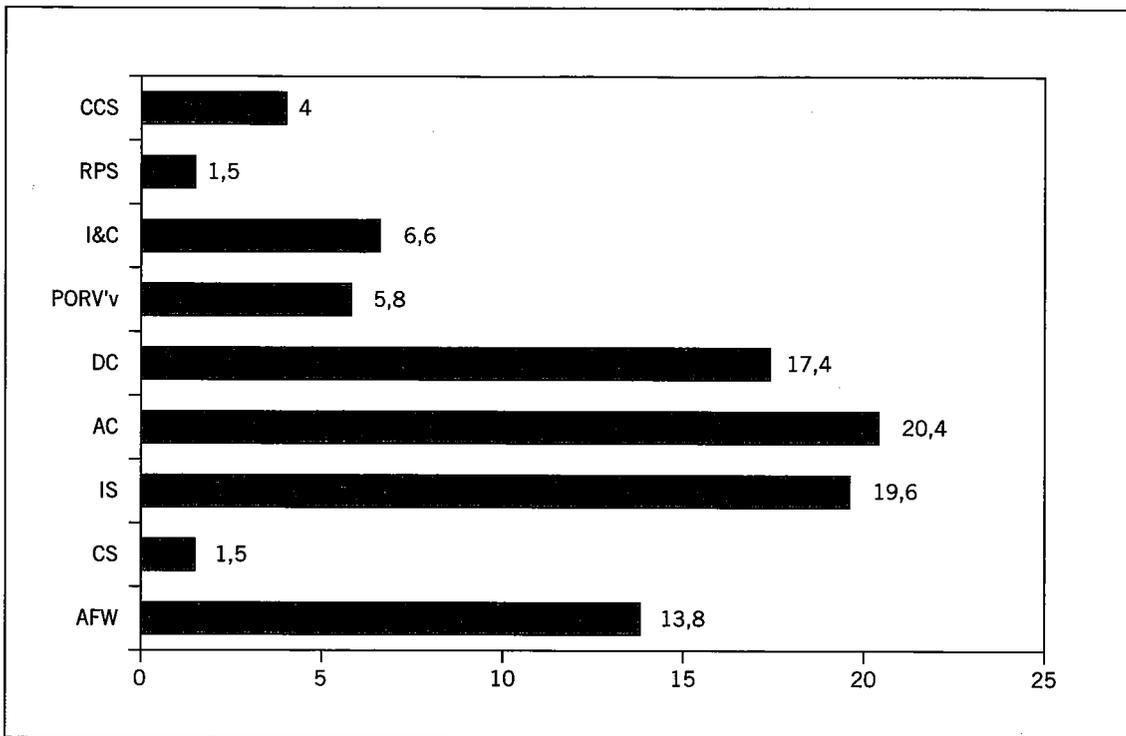


Figura 3. *Importancia de Sistemas*

Los sucesos básicos con mayor contribución a la Frecuencia de Daño al Núcleo se listan en la tabla 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 2. *Sucesos básicos más importantes*

Suceso	Importancia	Descripción
1F0AACONTH	1.56E-01	Fallo del operador en el control del AFW
1FD1DEYBLH	1.11E-01	Acción humana dependiente <i>Feed & Bleed</i>
1ONBVEGCDF	9.79E-02	Pérdida de función del ondulator EGCOD
1FOIHRECAH	9.58E-02	Fallo del operador en el paso a recirculación a ramas frías del sistema IH
1GDGD000BR	7.90E-02	Generador Diesel GD-2 falla en operación

Tabla 2. Sucesos básicos más importantes (continuación)

Suceso	Import.	Descripción
1F1HRECAH	6.40E-02	Fallo del operador en el paso a recirculación a ramas frías del sistema IH
1TB360001S	5.43E-02	Turbobomba 36P01 falla al arranque
1GDGD000BS	4.61E-02	Generador Diesel GD-2 falla al arranque
1VA100037C	3.01E-02	Válvula de seguridad 10037 falla al cierre
1M2AA00B2M	2.83E-02	Tramo B2 indisponible por mantenimientos
1VM300078A	2.78E-02	Válvula motorizada (de parada turbobomba) VM-3078 falla a la apertura
1BM14001AL	2.75E-02	Fallo de causa común al arranque de las bombas motorizadas 14P01 A/B
10NBVEGCAF	2.57E-02	Pérdida de función del ondulator EGCOA
MVM300078A	2.56E-02	Fallo parte mecánica VM-3078
1FORRMANUH	2.48E-02	Fallo del operador en la apertura manual de los caminos de alivio
1F1A1SPREH	2.41E-02	Operador no aísla e iguala presiones
1CBBV7A1RF	2.33E-02	Pérdida de función del rectificador fuente de alimentación A27A-1R
1NECALIVIO	2.20E-02	Necesidad de alivio de presión
1RECAXT1BE	2.14E-02	Fallo a la energización del relé 27-XT1/9A
1RECAXT2BE	2.14E-02	Fallo a la energización del relé 27-XT2/9A
1RESQR19BD	2.12E-02	Fallo a la desenergización del relé R19/CN08
1M1AA00B1M	2.10E-02	Tramo B1 indisponible por mantenimientos
1VM160014A	1.90E-02	Válvula motorizada VM-1614 falla a la apertura
1VM14010BA	1.90E-02	Válvula motorizada VM-1410B falla a la apertura
1GDGD000AR	1.83E-02	Generador Diesel GD-1 falla en operación
1BABDG0BDF	1.80E-02	Pérdida de función de la batería G0B1D
1VM14010AA	1.76E-02	Válvula motorizada VM-1410A falla a la apertura

La figura siguiente muestra las funciones de densidad y de distribución de la probabilidad de la Frecuencia total de Daño al Núcleo, funciones resultado de la propagación de la incertidumbre asociada a cada suceso básico en la ecuación de conjuntos mínimos de fallo que representa la Frecuencia de Daño el Núcleo.

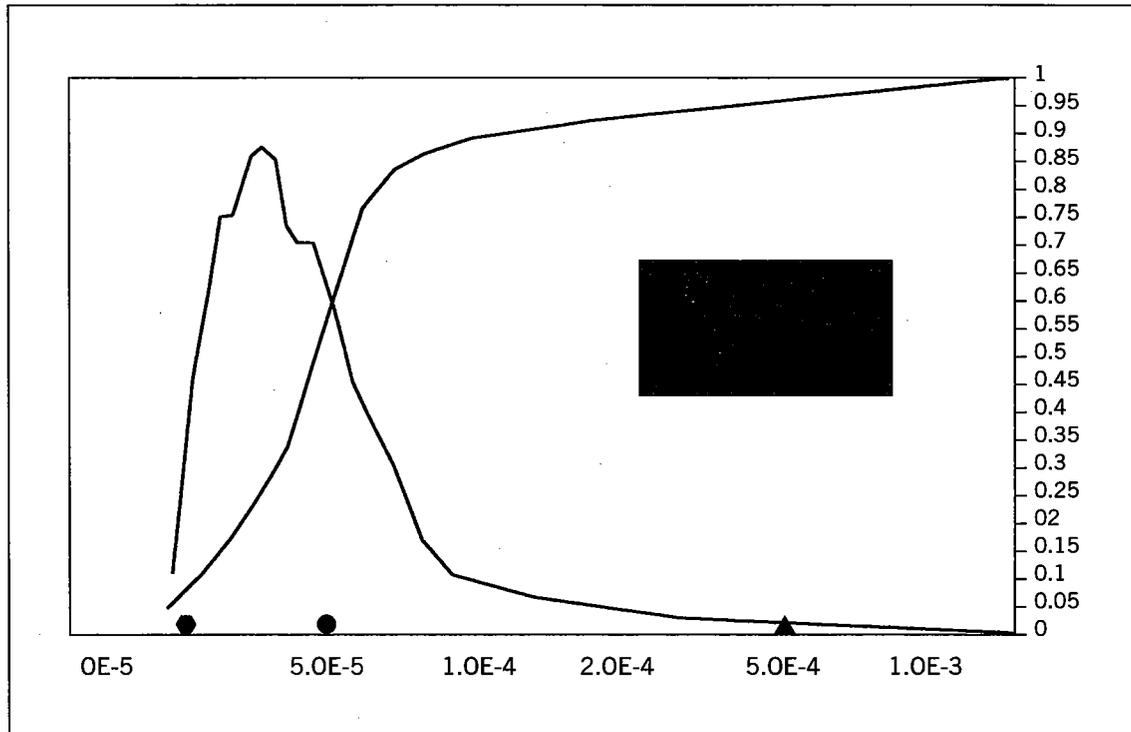


Figura 4. *Funciones de densidad y distribución de la Frecuencia de Daño al Núcleo*

Se han realizado varios análisis de sensibilidad sobre la ecuación total de daño al núcleo. A título de ejemplo, se señalan los siguientes: los fallos de causa común contribuyen un 12% a la Frecuencia de Daño al Núcleo, los fallos humanos un 40.5%, las indisponibilidades debidas a pruebas o mantenimientos un 12.1%, las dependencias humanas entre acciones Tipo 3 un 9.6% y la influencia de haber pasado en la central nuclear de Ascó los Ciclos de Combustible de 12 a 18 meses resulta ser de un 10%.

II.5.2. Resultados del Análisis de Inundaciones Internas

La Frecuencia de Daño al Núcleo debida a Inundaciones Internas ha sido obtenida analizando todos los escenarios causados por una inundación interna en la central con entidad suficiente para provocar un suceso iniciador y cuantificando 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 $1.42E-05$ /año.

La figura siguiente muestra las contribuciones relativas a la Frecuencia de Daño al Núcleo debida a inundaciones para los distintos edificios en los que se origina la inundación y para las fuentes de inundación contempladas. Las inundaciones originadas en el Edificio de Control son las que contribuyen en mayor medida al riesgo y el sistema origen de inundación más importante es el Sistema de Protección Contra Incendios.

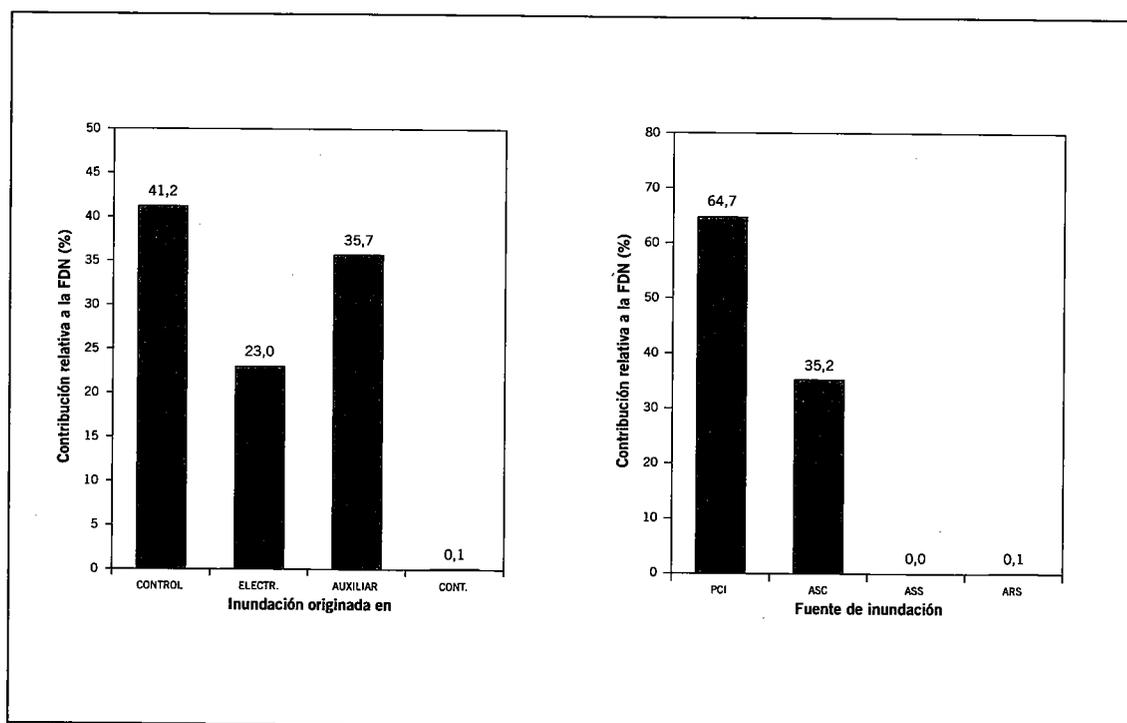


Figura 5. Resultados del Análisis de Inundaciones Internas

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.

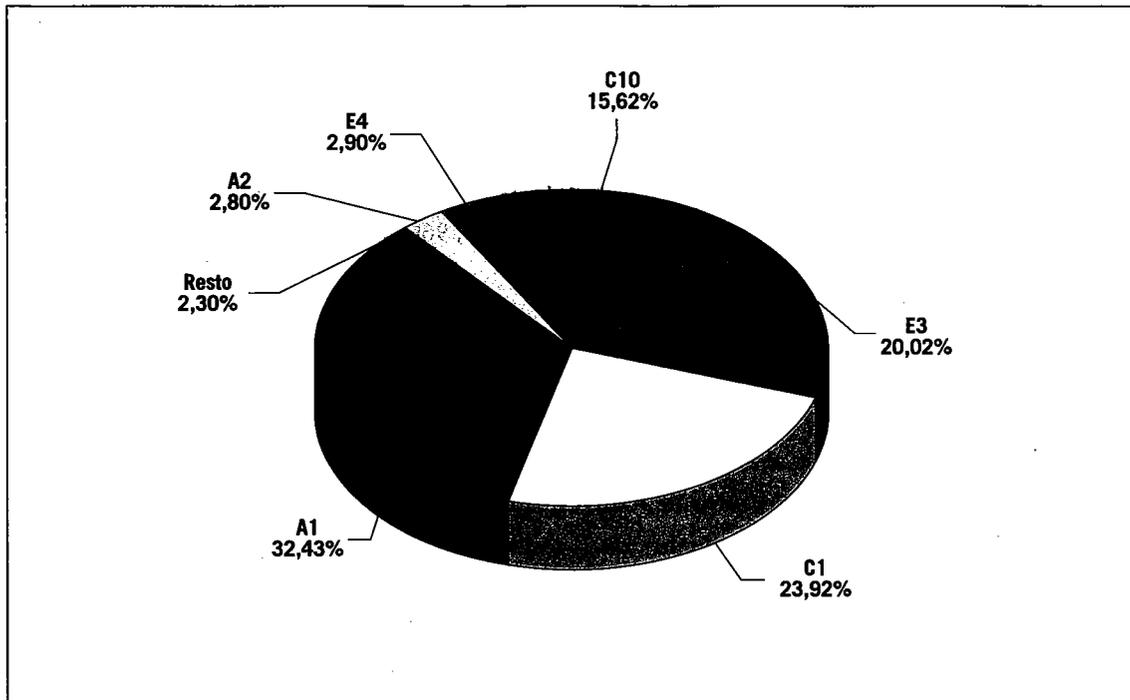


Figura 6. *Importancia de Escenarios de Inundaciones Internas*

Destacan por su importancia los siguientes escenarios:

- A1: Rotura de tubería del Sistema de Agua de Servicio de Componentes en el Edificio Auxiliar o de los intercambiadores de calor 44EO5A ó B con caudal de $3.33\text{m}^3/\text{s}$, dañando a las Bombas de Evacuación de Calor Residual y de Carga cuando el agua se acumule finalmente en el fondo del edificio.
- C1: Rotura de tubería del Sistema de Agua de Protección Contra Incendios en el área IC05 del Edificio de Control con caudal de $0.29\text{ m}^3/\text{s}$, dañando los Cargadores de Baterías y Onduladores de ambas divisiones cuando el agua alcance dichos equipos en el edificio.
- E3: Rotura de tubería del Sistema de Agua de Protección Contra Incendios en el área IE04 del Edificio de Penetraciones Eléctricas con un caudal de $0.29\text{ m}^3/\text{s}$, dañando los Cargadores de Baterías y Onduladores del Edificio de Control al trasvasarse la inundación a este último edificio.

Los análisis de sensibilidad realizados sobre los resultados obtenidos del Análisis de Inundaciones Internas arrojan, entre otros, los siguientes resultados:

- La obstrucción del 50% de los drenajes en la cota 35.00 del Edificio de Control (en lugar del 20% considerado en el análisis) produciría un incremento en la FDN de un 5.56%.
- Si el análisis no contemplase las roturas grandes en tuberías de baja energía (rotura en cizalladura) se obtendría una reducción en la FDN del 95, 96%.

II.5.3. Resultados del Análisis de Incendios

La Frecuencia de Daño al Núcleo debida a Incendios se ha obtenido analizando todos los incendios postulables en todas las áreas/zonas de fuego de la central con entidad suficiente para producir el disparo del reactor y cuantificando las secuencias de accidente definidas en los árboles de sucesos de progresión del incendio construidos específicamente, 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 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 $7.93E-06$ /año.

La figura 7 muestra las contribuciones relativas a la Frecuencia de Daño al Núcleo debida a incendios para los distintos edificios en los que se origina el fuego y para los tipos de origen de fuego contemplados.

Destacan como mayores contribuyentes al riesgo los incendios originados en el Edificio de Control. El origen del fuego que contribuye en mayor medida a la Frecuencia de Daño al Núcleo debida a incendios es el aislamiento de cables.

Los análisis de sensibilidad realizados con los resultados del Análisis de Incendios obtenidos proporcionan los siguientes resultados: la eliminación del Sistema de CO₂ supondría un incremento de la FDN debida a incendios del 2.6% y la contribución máxima de las propagaciones de incendios desde cabinas representa el 4.29%.

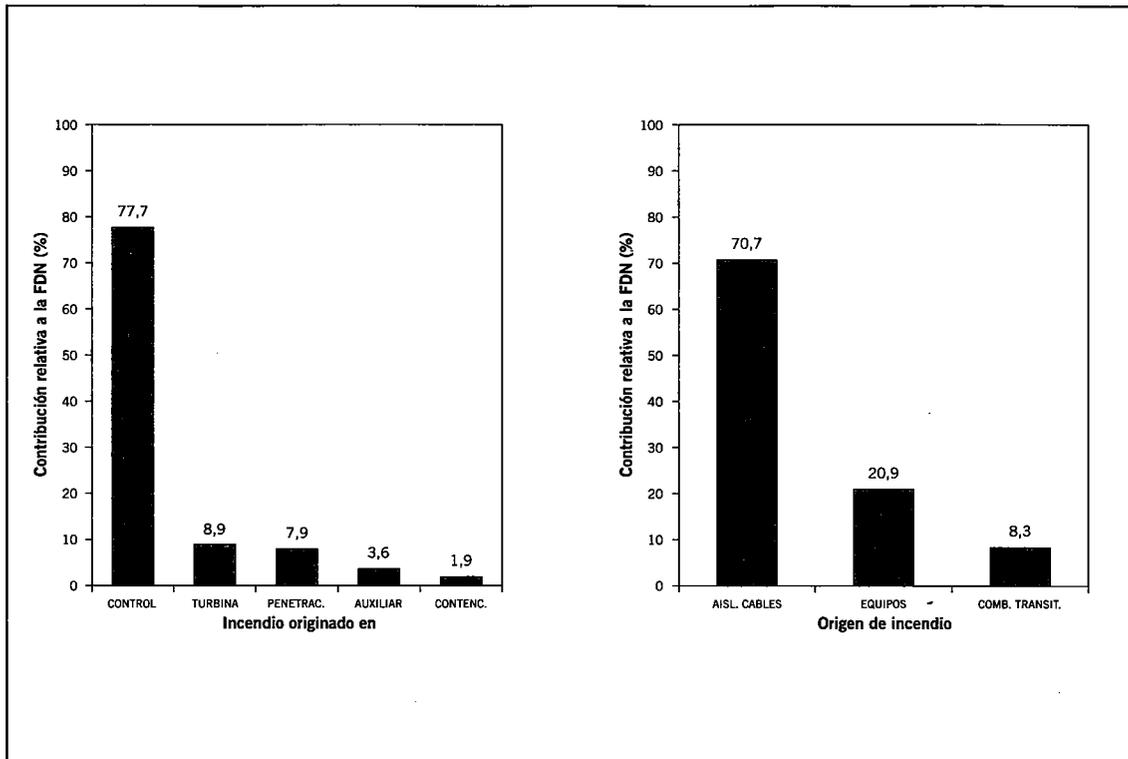


Figura 7. Resultados del Análisis de Incendios

II.5.4. Conclusiones de la Asociación Nuclear de Ascó (ANA) sobre los resultados

Como conclusiones del estudio cabe destacar:

- Los valores puntuales finales de Frecuencia de Daño al Núcleo obtenidos para sucesos iniciadores internos y para inundaciones internas pueden catalogarse de satisfactorios en comparación con estudios análogos de otros APSs realizados para plantas del mismo diseño tipo PWR.
- Cabe catalogar el riesgo asociado a incendios en la central nuclear de Ascó de muy satisfactorio en comparación con estudios análogos de otros APSs, sin que haya sido necesaria la adopción de medidas, durante el transcurso del Proyecto, para mejorar la seguridad de la planta (los sistemas de Protección Contra Incendios se consideran suficientes).
- El APS de la central nuclear de Ascó ha servido para la mejora de una serie de aspectos en aras a mejorar la seguridad de la planta, que han sido desarrollados como Procedimientos de Planta y Estudios de Modificación de Diseño y han sido implantados en la central.

- Del estudio de las diferencias entre las Unidades I y II se concluye que el análisis realizado para la Unidad I es totalmente aplicable a la Unidad II, pudiendo afirmarse que la Frecuencia de Daño al Núcleo obtenida para la Unidad I debida a sucesos iniciadores internos y a incendios en la central sería básicamente análoga a la que se obtendría para la Unidad II. Sin embargo, del análisis comparativo entre las dos unidades del riesgo asociado a inundaciones internas se concluye que la Frecuencia de Daño al Núcleo debida a inundaciones en la Unidad II de la central nuclear de Ascó sería inferior a la obtenida en la Unidad I.
- La actualización del modelo del APS en la revisión 1, así como el grado de detalle con que se ha llevado a cabo el análisis, permiten disponer a ANA de una herramienta totalmente validada para la realización de aplicaciones APS.

II.6. Mejoras realizadas en la central

Con este apartado se pretende ofrecer algunas de las principales modificaciones de diseño propuestas o informadas por el Proyecto APS de la central nuclear de Ascó. Se ha optado por reproducir la información correspondiente de la revisión 1 del Informe Final del APS, donde ANA enumera y describe brevemente las principales modificaciones. No obstante conviene recordar que ANA, por requerimiento de la evaluación del CSN, mantiene un registro de todas las propuestas de modificación de diseño (ó de cualquier otro tipo) solicitadas desde el Proyecto APS, así como del estado de cada una.

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. Estos estudios una vez aprobados por ANA, han sido desarrollados en detalle e implementados en la central nuclear de Ascó.

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 implementadas en la central nuclear de Ascó y consideradas en la revisión 1 del APS:

- Proyecto de mejora a realizar por la compañía ENHER, por la cual la recuperación de la energía exterior en barras del parque de 110 kV, desde la central de Ribarroja, después de una supuesta pérdida de potencia exterior se realizará en un plazo máximo de 10 minutos.

- Utilización de los actuales equipos de extracción de humos y CO₂ para la ventilación de las salas de Instrumentación de Emergencia del Edificio de Control (Salas de Onduladores y Cargadores de Baterías). La modificación provee un medio redundante a las actuales unidades de HVAC de las salas eléctricas del Edificio de Control (81B06A/B), para impedir que se alcance una temperatura inadmisibles en dichas salas. En caso de fallo de las unidades de HVAC existentes, una señal de alta temperatura en la sala correspondiente arrancarían ambos ventiladores de humos y CO₂ que pasan a ser alimentados por los trenes eléctricos de emergencia A y B.
- Cambio en la alimentación eléctrica de los canales de actuación de las válvulas VM-1410A/B. Los canales que dan permisos de apertura de las válvulas citadas están alimentados por el tren contrario a las mismas. La modificación consiste en eliminar este cruce de trenes.
- Redundancia de los relés auxiliares de las cadenas de detección de mínima tensión. La modificación consiste en disponer relés redundantes en la lógica de detección de mínima tensión y disparo de cargas.
- Redistribución de equipos en los relés de Disparo de Cargas Esenciales y Secuenciador. La modificación consiste según el criterio de éxito en agrupar los equipos funcionalmente en serie en un mismo relé de disparo de cargas o del secuenciador y en distinto relé los equipos que funcionalmente se consideran en paralelo, con el fin de optimizar las causas de fallo de los mismos.
- Actuación manual desde Sala de Control en automático de los Generadores Diesel. Consiste en instalar un botón pulsador en paralelo a las señales automáticas de arranque del Generador que evita que el operador tenga que controlar manualmente la velocidad y excitación en un arranque manual, disminuyéndose la probabilidad de fallo de la acción humana.
- Actuación manual del Secuenciador tras pérdida total de c.a. (*Station Blackout*). Consiste en la instalación de un botón pulsador en Sala de Control, que simula el permiso de "Interruptor del Generador Diesel conectado". Dicho permiso se requiere para el funcionamiento del secuenciador de PPE y no podía existir cuando la recuperación de c.a. proviene de la red exterior y no de un Generador Diesel, con lo que no se arrancaba el secuenciador.
- Alimentación eléctrica a la VCF-3602 (control de caudal de la turbobomba de Agua de Alimentación Auxiliar). Esta válvula (alimentada por la barra G1D) tiene dependencia del tren A de c.a. regulada para el control. La modificación consiste en que dicha dependencia se elimina pasando el control de la VCF-3602 a depender exclusivamente de G1D.

- Modificación posición al fallo de la VCF-3608 (control de caudal de la motobomba B de Agua de Alimentación Auxiliar).

Actualmente en caso de pérdida de tensión de 15 V c.c. de las fuentes de alimentación la válvula citada cierra. La modificación consiste en un cambio en la lógica para invertir el comportamiento de la válvula que pasa a abrir al fallo.

- Arranque automático del Sistema de Agua de Servicios de Salvaguardias tras la pérdida del Sistema de Agua de Servicio de Componentes.

En funcionamiento normal, el Sistema de Refrigeración de Salvaguardias se refrigera mediante el Agua de Servicio de Componentes.

En caso de transitorios, no arranca automáticamente el Sistema de Agua de Servicio de Salvaguardias, por lo que éste ha de arrancarse manualmente en caso de pérdida de Servicio de Componentes. La modificación consiste en derivar una señal automática desde el actual lazo de presión en la descarga de las bombas de Agua de Componentes, para arrancar Servicio de Salvaguardias y evitar tener que realizar esta acción humana con poco margen de tiempo.

- Sustitución de relés continuamente energizados en :
 - 81B06A/B (Unidades HVAC salas equipo eléctrico Edificio Control).
 - 81B45A/B (Unidades enfriadoras sala de control de los Generadores Diesel)
 - La lógica de arranque de los sistemas de ventilación y unidad enfriadora de las salas de los Generadores Diesel.

Los citados componentes disponen en sus circuitos de control de relés que precisan c.c. para su funcionamiento continuo. La modificación consiste en la sustitución de estos relés por otros de c.a., eliminando la dependencia con la c.c. para su operación continuada.

- Eliminación de relés basculantes de los circuitos de control de equipos APS.

La modificación, que afecta a los circuitos de control relacionados con el APS, consiste en que las señales de Disparo de Cargas Esenciales (DCE) disparen directamente los equipos no impidiendo el arranque manual de los mismos por fallo de los relés basculantes, por no quedar memorizado el disparo en dichos relés (Ref.7)

- Interruptor de nivel redundante para el arranque automático de las bombas de transferencia de gas-oil desde el tanque de almacenamiento al tanque diario.

La modificación consiste en hacer redundante la señal de bajo nivel que produce el arranque de las bombas de transferencia de gas-oil. Por otra parte se elimina la dependencia de c.c. para dicha señal, cambiándose a c.a. del mismo CCM que alimenta la bomba.

Todas las modificaciones de diseño citadas anteriormente, así como modificaciones en procedimientos, han sido ya implementadas en planta, a excepción de la indicada en último lugar que está previsto incluirla en la próximas recargas.

II.6.2. Modificaciones en planta consideradas a petición del APS de inundaciones

Durante la ejecución de los trabajos, y como consecuencia de los resultados de los análisis de inundaciones, se propusieron, por parte del APS, una serie de mejoras en el diseño de la planta que dieron lugar a estudios de modificación de diseño. Estos estudios una vez aprobados por ANA, han sido considerados e implementados en la central nuclear de Ascó o están en curso de su cumplimentación, y se han considerado como incluidos en el APS.

El desarrollo de la cuantificación de inundaciones ha contemplado los modelos de árboles de fallos que incluyen las modificaciones de diseño derivadas del APS, al objeto de mantener la coherencia global del Proyecto.

A continuación se indican conceptualmente las modificaciones específicas de diseño (relacionadas con el APS de inundaciones) y consideradas en la revisión 1 del APS de inundaciones internas:

1. Modificación de las Estaciones de control de Tuberías PCI frente a las Cabinas de Disparo del Reactor.

La modificación evita el disparo del reactor por chorro directo de tuberías del Sistema de Protección Contra Incendios en la cota 35.00 del Edificio de Control a las cabinas de los interruptores de disparo del reactor, ya que dichas tuberías permanecerán secas al haberse trasladado la estación controladora PCI. Esta protección elimina escenarios con rociado directo y disparo del reactor inmediato.

2. Instalación de Barreras contra Inundación en salas de equipo eléctrico (onduladores/cargadores) del Edificio de Control.

La modificación consiste en la instalación de una tajadera metálica de 30 cm. de altura en las puertas PCI nº 103 y 108 de las salas de cargadores/onduladores de div. A y B en la cota 35.0 del Edificio de Control.

La modificación conlleva a retardar la inundación en las salas de cargadores y onduladores a fin de aumentar los tiempos disponibles para la realización de los aislamientos de las inundaciones.

3. Colocación de impermeabilización exterior en los muros desmontables de comunicación de las zonas de los pasillos con las salas de las bombas RHR (cota 23.00) del Edificio Auxiliar.

La modificación consiste en la instalación de una lámina de PVC (butilo) instalada en vertical y pegada con un pegamento estanco que cubra toda la zona de los bloques aislantes. El apoyo de esta lámina sobre la estructura garantiza la integridad de la misma en caso de producirse una inundación, evitándose el paso de agua almacenada en los pasillos exteriores a través de las paredes de los muros desmontables de los citados recintos.

4. Instalación de manetas para bloqueo de arranque automático de las bombas PCI.

La modificación evita la necesidad de mantener constantemente en modo manual la señal de paro de las bombas PCI C/93P01 (eléctrica) y C/93P02 (diesel) para evitar un vertido adicional de agua, en caso de una rotura de tubería en el sistema PCI, posibilitando una mejora de la gestión del escenario de inundación por parte del grupo de operación.

5. Cambios en Procedimientos (gamas) de la central nuclear de Ascó.

La modificación ha consistido en la variación del intervalo de pruebas (fijándose cada 6 meses) de los interruptores de nivel que dan alarma de inundación en los Edificios de Control y Auxiliar.

II.6.3. Modificaciones consideradas a petición del APS de incendios

Aunque como consecuencia de los resultados obtenidos en la revisión 0 del APS de incendios, no se propusieron mejoras en el diseño de la planta, debe indicarse que las modificaciones de diseño (a petición del APS) contempladas en el APS de sucesos internos, han sido contempladas en el desarrollo de la cuantificación de incendios, a través de los modelos de árboles de fallos que incluyen dichas modificaciones de diseño al objeto de mantener la coherencia global del proyecto.

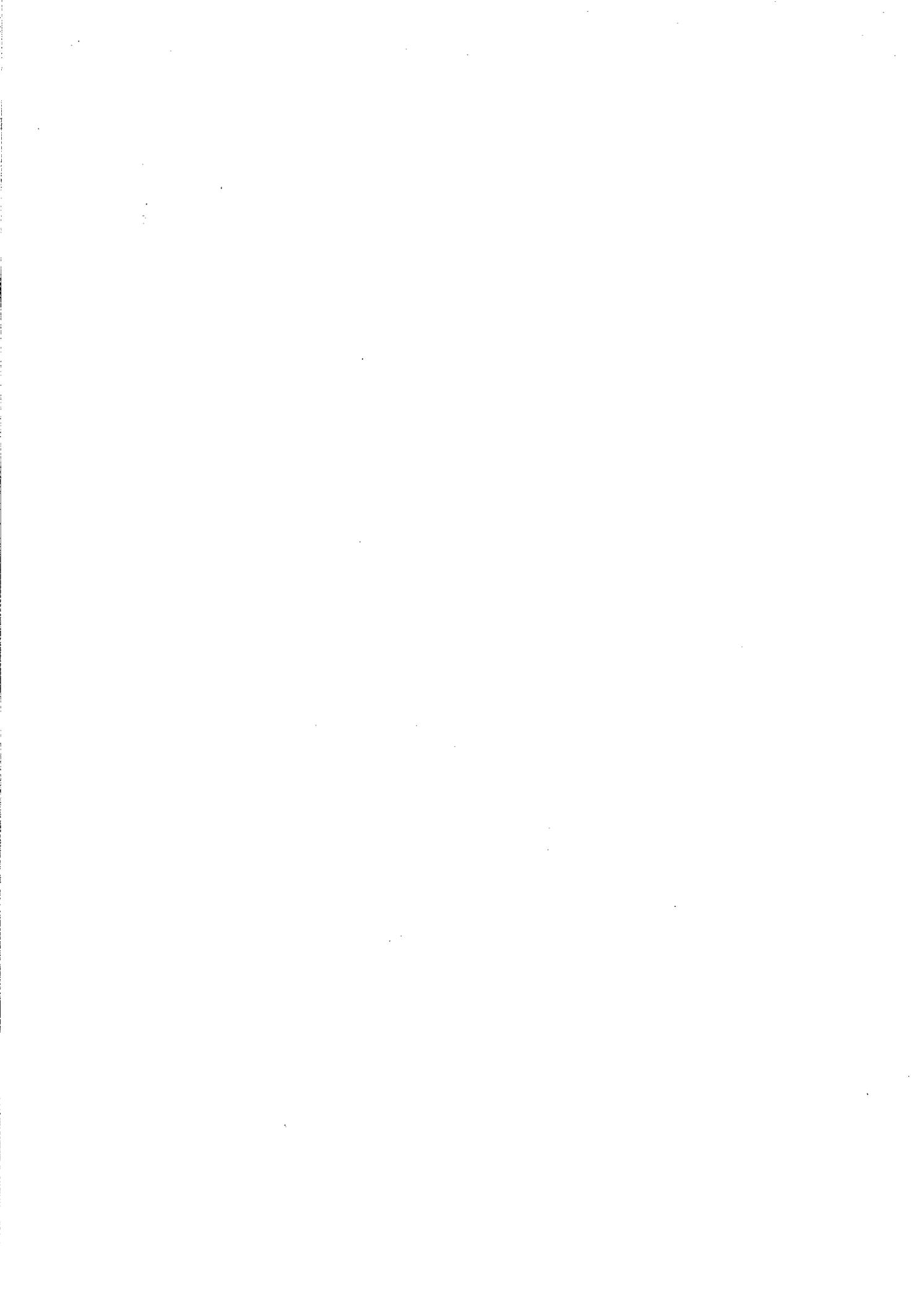
Respecto a lo anterior, cabe señalar que, de todas las modificaciones de diseño derivadas del análisis del APS de sucesos internos, únicamente han afectado al desarrollo del propio análisis de incendios (recorridos cables, paneles,...) las siguientes:

- Utilización de los actuales equipos de extracción de humos y CO₂ para la ventilación de las salas de Instrumentación de Emergencia del Edificio de Control (Salas de onduladores y cargadores de baterías). La modificación provee un medio redundante a las actuales unidades de HVAC de las salas eléctricas del Edificio de Control (81B06A/B), para impedir que se alcance una temperatura inadmisibles en dichas salas. En caso de fallo de las unidades de HVAC existentes, una señal de alta temperatura en la sala correspondiente arrancarían ambos ventiladores de humos y CO₂ que pasan a ser alimentados por los trenes eléctricos de emergencia A y B.

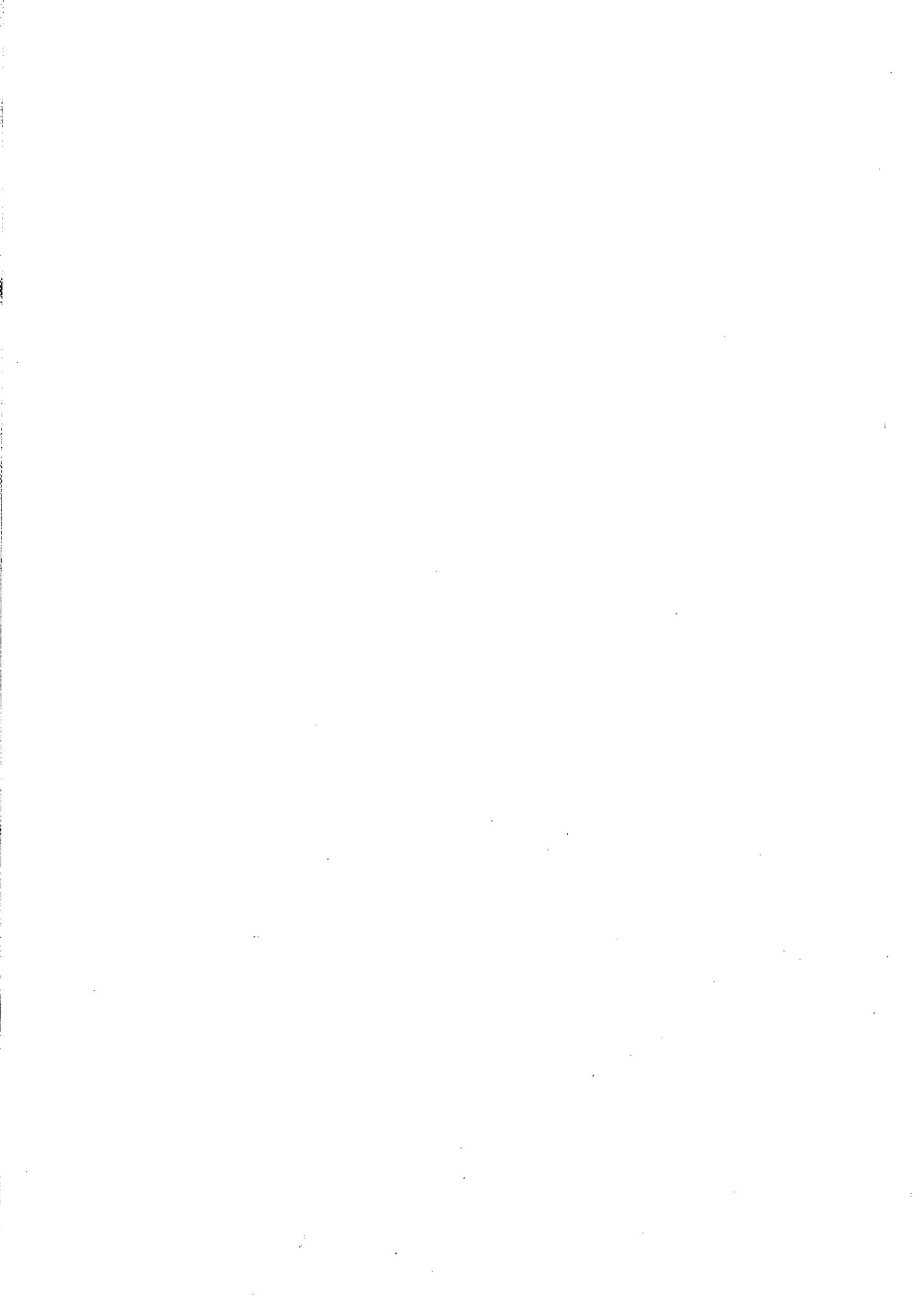
- Alimentación eléctrica a la VCF-3602 (control de caudal de la turbobomba de Agua de Alimentación Auxiliar).

Esta válvula (alimentada por la barra G1D) tiene dependencia del tren A de c.a. regulada para el control. La modificación consiste en que dicha dependencia se elimina pasando el control de la VCF-3602 a depender exclusivamente de G1D.

Esta modificación afecta a los paneles y al ruteado de los cables de control de la válvula. Estas modificaciones afectan sólo al área/zona de incendio FS04/0187 (Edificio de Agua de Alimentación Auxiliar) y no han tenido repercusión directa sobre el análisis detallado.



III. Evaluación del APS de la central nuclear de Ascó



III. Evaluación del APS de la central nuclear de Ascó

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 de la central nuclear de Ascó 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 (típicamente tres años), 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 (en cuanto a los humanos superior a 100.000 horas-persona). Si la realización de la evaluación es *a posteriori* del proyecto, el consumo de recursos del CSN (del orden de 15.000 horas-persona en la evaluación continua e interactiva del primer APS español requerido según el Programa Integrado) 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 EEUU debido al hecho de que la NRC no puede tener recursos para realizar 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, por tanto, una mayor desconfianza 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 Ascó, el proceso de evaluación seguido por el CSN fue el mismo que en los demás APS españoles hasta 1990. Es decir, se contaba con un técnico del CSN asignado permanentemente en las oficinas del Proyecto en Barcelona. Esta persona actuaba de enlace

entre el Proyecto y el resto del personal del Consejo en Madrid. Sin embargo, desde finales de 1990, la evaluación no contó con ese enlace debido a dificultades de personal y administrativas en el CSN, resultando por tanto más compleja la comunicación con el Proyecto y por tanto su evaluación continua e interactiva.

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 Cofrentes, requerido en tercer lugar según el Programa Integrado, se encontraba en una fase álgida de trabajo, habiéndose recibido en el CSN la revisión 0 de su Informe Final en julio de 1990. En julio de 1993 concluyó la evaluación de este APS por parte del cuerpo técnico del CSN.

Este solapamiento fue debido, básicamente, al retraso en el comienzo del Proyecto de la central nuclear de Ascó y a la precipitación en la finalización de las últimas tareas del APS de la central nuclear de Cofrentes con respecto a la marcha de las primeras, que no con respecto a su planificación inicial.

No obstante, los hitos fundamentales de la evaluación del APS de la central nuclear de Ascó pudieron mantenerse, evaluándose los informes preliminares mientras duró el Proyecto en sí hasta noviembre de 1992. En esta fecha ANA dio por concluido el Proyecto de APS con el envío al CSN de la última parte de la revisión 0 del Informe Final. A partir de entonces se realizó desde las oficinas del Consejo la evaluación de las tareas a las que no se había podido hacer un seguimiento en paralelo, especialmente el Análisis de Incendios, el de Inundaciones Internas, el de Datos y el de Fiabilidad Humana.

La evaluación se plasmaba en el proceso que se describe a continuación. Tras la elaboración, y revisión por la Garantía de Calidad Técnica interna al Proyecto, de los **Informes de Tarea**, estos se entregaban al CSN. Se realizaba la evaluación de esos informes 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, recogidos 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 plasmaron los Acuerdos y Puntos Pendientes identificados. A lo largo de la evaluación se llevaron a cabo 25 reuniones de este tipo, con sus correspondientes Actas, en las que se recogen los comentarios y preguntas del CSN, así como su resolución [Ref. 4 y de la 7 a la 30].

En marzo de 1992, ANA remitió al CSN [Ref. 31] la revisión 0 del Informe Final del APS de Nivel 1 para Sucesos Internos del Grupo I de la central nuclear de Ascó y el análisis de diferencias con el Grupo II [Ref.32]. Se incluían también los Análisis de Aislamiento de Contención y de Extracción de Calor de Contención. En dicha revisión 0 ya se incluían comentarios del cuerpo técnico del CSN en la mayoría de las Tareas de Sucesos Internos, a excepción de las Tareas de Datos (parcial), Fiabilidad Humana, Análisis de Resultados y Cuantificación. En junio de ese mismo año ANA remitió al CSN [Ref. 33] la revisión 0 del Análisis de Inundaciones Internas para el Grupo I y diferencias con el Grupo II [Ref. 34]. En noviembre de 1992 ANA remitió al CSN [Ref. 37] la revisión 0 del Informe Final del Análisis de Incendios Internos para el Grupo I y el análisis de diferencias para el Grupo II [Ref. 38]. En definitiva, en noviembre de 1992, ANA completó la remisión al CSN de la revisión 0 del Informe Final del APS. Esta revisión 0 representaba el estado de la planta en cuanto a diseño y procedimientos correspondiente a enero de 1992.

En septiembre de 1992 ANA envió al CSN [Ref. 35] la revisión 1 del Manual de Procedimientos [Ref. 36].

Tras la evaluación de las últimas Tareas del APS, en junio de 1994 el CSN transmitió a la central nuclear de Ascó un compendio de todos los Puntos Pendientes resultantes de la evaluación (Actas de Reunión APS-1 a APS-22), con la salvedad de los asociados a determinadas parcelas de la tarea de Análisis de Datos que, por el número de mejoras a incorporar en la Revisión del Informe, se discutieron con la central nuclear de Ascó en paralelo a la preparación de la revisión 1 del Informe Final del APS (Actas de Reunión APS-23 y APS-24).

En abril de 1995, el CSN solicitó formalmente a ANA [Ref. 40] la revisión del Informe Final del APS, revisión 0, para incorporar todos los Puntos Pendientes identificados en la evaluación.

En abril de 1996 ANA remitió al CSN [Ref. 41] la revisión 1 del Informe Final del APS de Nivel 1 para Sucesos Internos del Grupo I de la central nuclear de Ascó y el análisis de diferencias con el Grupo II [Ref. 42]. Se incluían también los Análisis de Aislamiento de Contención y de Extracción de Calor de Contención. Además de realizar la revisión para incluir los comentarios del cuerpo técnico del CSN a la revisión 0, ANA aprovechó la revisión 1 para actualizar el modelo del APS incluyendo todas las modificaciones de diseño y procedimientos habidas entre enero de 1992 y noviembre de 1995 en el Grupo I, algunas tan importantes como la del Generador Diesel de SBO, Generadores de Vapor, etc. En mayo de 1996 ANA remitió al CSN [Ref. 43] la revisión 1 del Análisis de Inundaciones Internas para el Grupo I y diferencias con el Grupo II [Ref. 44]. En julio de 1996 ANA remitió al CSN la revisión 1 del Informe Final del Análisis de Incendios Internos para el Grupo I y el análisis de diferencias para el Grupo II [Ref. 45]. En definitiva, en julio de 1996, ANA completó la remisión al CSN de la revisión 1 del Informe Final del APS, según lo requerido en la carta de julio de 1987. Esta revisión 1 del APS está basada en el Grupo I de la central nuclear de Ascó, con la documentación, diseño y procedimientos de la planta correspondiente a noviembre de 1995.

En esta fecha finalizó la recarga del Grupo I. En ella se implantaron todos los Estudios de Modificaciones de Diseño que incluye esta revisión 1 del APS.

En el apartado de referencias del presente informe se mencionan las cartas de petición del APS, de aprobación del Plan de Proyecto, de solicitud de revisión del Informe Final (revisión 0) del APS y de remisión de los Informes Finales [Ref. 2, 5, 31, 33, 37, 40, 41, 43 y 45].

En los subapartados de este capítulo 3 se sintetizarán las evaluaciones realizadas del Plan de Proyecto [Ref. 3], de la revisión 0 del Manual de Procedimientos [Ref. 6] 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.

Como se ha indicado antes, el proceso de identificación de los Pendientes de la evaluación del CSN se encuentra documentado en detalle en las 25 Actas de Reunión habidas durante la evaluación. Asimismo el listado, preparado por el CSN en junio de 1994 y remitido a ANA, de todos los Puntos Pendientes resultantes de la evaluación, con la salvedad de los asociados a determinadas parcelas de la tarea de Análisis de Datos, se encuentra recogido en un Informe Interno del CSN [Ref. 39]. 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 y, al tramitarse siempre vía la Dirección Técnica, en el Proyecto de la central nuclear de Ascó de la Subdirección General de Centrales Nucleares y/o en el Archivo General 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 de junio de 1987 [Ref. 2], en la que se requería la realización del APS de la central nuclear de Ascó, se da un plazo a la central para que remita el Plan de Proyecto, o documento general donde se plasman las líneas que va a seguir el Proyecto de APS de la central nuclear de Ascó (en adelante, el Proyecto) para cumplir los objetivos marcados por el CSN en dicha carta.

La revisión 0 del Plan de Proyecto [Ref. 3] fue emitido por ANA en junio de 1988 y presentado al CSN en julio de ese mismo año.

La evaluación del Plan de Proyecto por el CSN, al igual que en el resto de Proyectos de APS, fue condición previa al inicio en sí del Proyecto. La evaluación se plasmó en un Acta de Reunión:

- AS-30 [Ref. 4].

En esta reunión, celebrada en septiembre de 1988, se discutieron aspectos organizativos del Proyecto y aspectos generales de la metodología a seguir, siendo, pues, ante todo aclaratoria de los requisitos generales que el CSN había marcado al requerir el APS.

A continuación se resumen los principales comentarios que transmitieron los técnicos del CSN a ANA respecto al Plan de Proyecto:

- El elevado número de empresas participantes en el Proyecto no debe tener implicaciones negativas en su calidad por el hecho de anteponerse intereses específicos de las mismas.
- La Dirección Técnica efectiva del Proyecto debe ser siempre mantenida o compartida por el personal de ANA, que debe participar y conocer todos los aspectos técnicos del Proyecto.
- Con este Proyecto de APS se pueden sentar las bases para futuras aplicaciones sistemáticas de los modelos desarrollados y convenientemente simplificados para ello.
- Las primeras fases del Proyecto no deben verse perjudicadas por su asignación específica a especialistas que están llevando a cabo trabajos en las últimas fases del Proyecto de APS de la central nuclear de Almaraz.
- No se deben trasladar sistemáticamente aspectos del Proyecto de APS de la central nuclear de Almaraz, sino que todas las tareas deben ser desarrolladas y analizadas específicamente para la central nuclear de Ascó.

En octubre de 1988 ANA emitió la revisión 1 del Plan de Proyecto [Ref. 3].

En diciembre de ese mismo año el CSN informó a ANA [Ref. 5] de la aprobación del Plan de Proyecto, y de su revisión, del APS de la central nuclear de Ascó. Con ello ANA podía proceder de manera efectiva a la iniciación de su Proyecto.

III.3. Manual de Procedimientos

La evaluación del Proyecto propiamente dicha comienza con la evaluación de la revisión 0 del Manual de Procedimientos [Ref. 6].

Los Procedimientos del Proyecto APS de la central nuclear de Ascó, en líneas generales, están basados en los desarrollados para el APS de la central nuclear de Almaraz. Asimismo el Proyecto de la central nuclear de Ascó se realimentó de la experiencia adquirida por algunos analistas y de los comentarios de evaluación realizados por los técnicos del CSN durante el Proyecto de la central nuclear de Almaraz. Todo ello respondía a la estrategia planteada y promovida por el Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España [Ref. 1]. No obstante, y respondiendo también a lo establecido en el Programa Integrado, ANA hizo un esfuerzo considerable por diseñar un Manual de Procedimientos propio o específico para su Proyecto aportando su propia experiencia, a la vez que adaptándolo a sus necesidades y particularidades.

En consecuencia, desde el CSN se abordó una evaluación del Manual, tanto de los Procedimientos Administrativos, como de los de Garantía de Calidad Técnica, como de los Procedimientos Técnicos de las diferentes Tareas.

Esta evaluación se plasmó en dos Actas de Reunión:

- APS-01 [Ref. 7].
- APS-02 [Ref. 8].

A continuación se resumen algunos de los resultados más destacables que fueron consecuencia de la evaluación de la revisión 0 del Manual de Procedimientos:

- Se creó un archivo con el registro de las modificaciones de diseño y de procedimientos de la central nuclear de Ascó propuestas por el Proyecto APS, así como de todo su proceso hasta, en su caso, aprobación e implantación.
- Se estableció que el acceso de los técnicos del CSN al Archivo del Proyecto fuera libre, sin restricciones.
- Se acordó que la tramitación de Actas y otros documentos oficiales del Proyecto se realizaría a través de la Dirección Técnica del CSN.
- Se modificaron las Guías de Verificación de Documentos Técnicos en lo relativo al Análisis de Sistemas para que incluyeran explícitamente la revisión que se debe realizar de las transferencias entre Sistemas, designaciones de Puertas Lógicas y Sucesos Básicos, etc.

En general los Puntos Pendientes identificados en esta Tarea fueron poco significativos salvo el primero de los mencionados anteriormente. Lógicamente era el fruto de la forma de trabajar según el Programa Integrado [Ref. 1] que, debido al desfase entre los diferentes Proyectos, permitió en este caso la transferencia de experiencias entre los mismos.

En septiembre de 1992 ANA envió al CSN [Ref. 35] la revisión 1 del Manual de Procedimientos [Ref. 36].

III.4. Sucesos Iniciadores y Árboles de Sucesos

Esta Tarea consiste básicamente en la identificación de los sucesos que pueden ser iniciadores de condiciones accidentales, en la identificación de las funciones de seguridad que deben asegurarse para mitigar los sucesos iniciadores, en la identificación de los sistemas frontales encargados de cumplir las funciones de seguridad, en la identificación de los sistemas soporte requeridos para el correcto funcionamiento de los sistemas frontales, en la determinación de los criterios de éxito de los sistemas de mitigación (tanto frontales como soporte), en el agrupamiento de los sucesos iniciadores según los sistemas necesarios para mitigarlos y sus criterios de éxito y, por último, en la delineación mediante árboles de sucesos de las secuencias de accidente asociadas a cada grupo de sucesos iniciadores. Esta Tarea constituye, en cierto modo, el esqueleto del APS y es la que más se realimenta de Tareas posteriores tales como Análisis de Sistemas, de Datos y de Fiabilidad Humana.

La evaluación realizada se plasmó en dos Actas de Reunión específicas o monográficas, si bien, como se deduce de lo anterior, en las Actas de Reunión de otras Tareas también se han tratado temas de Delineación de Secuencias de Accidente. Las dos Actas de Reunión monográficas son:

- APS-03 [Ref.9].
- APS-06 [Ref.12].

Aunque para tener una visión más clara de los resultados de la evaluación hay que acudir, como en todas las Tareas del APS, a la documentación de detalle contenida en las citadas Actas de Reunión, a continuación se resumen algunos de los resultados más destacables de la misma:

- Consideración del suceso iniciador de Pérdidas del Sistema HVAC de Salas de Equipo Eléctrico en el Edificio de Control.
- En el suceso de pérdida de inventario del primario a través de la mesa de sellado de la instrumentación nuclear por rotura en cizalladura de un tubo guía, se analizó el camino de drenaje hacia el sumidero de la cavidad del reactor y el volumen de refrigerante que se perdería antes de que se drenase hacia los sumideros de contención. Todo ello con el fin de evaluar si se podría llegar a perder la capacidad de recirculación de la Inyección de Seguridad.

- Modificación de los árboles funcionales del cabecero L1 «Extracción de Calor del Secundario» para no dar crédito en LOCAs Muy Pequeños a la reposición del Sistema de Agua de Alimentación Principal. Aunque esta reposición está contemplada en el POE-FR-H.1, no se le dio crédito al no disponerse del tiempo necesario para su realización efectiva.
- Modificación similar a la anterior para el suceso de Rotura de Tubos del Generador de Vapor (SGTR), si bien en este caso el control del Agua de Alimentación se encuentra en el cabecero O1 «Control de la fuga al Secundario».
- Inclusión del suceso de Rotura Inducida de Tubos del Generador de Vapor por despresurización brusca del Secundario. Se modeló la posibilidad de esta rotura inducida en los tres sucesos iniciadores de Roturas de Líneas de Vapor Principal (aguas abajo de las MSIVs, aguas arriba de las MSIVs dentro de Contención y aguas arriba de las MSIVs fuera de contención) y en el suceso iniciador de Rotura de Líneas de Agua de Alimentación aguas abajo de las válvulas de retención dentro de Contención. Asimismo se postuló el fallo en modo enclavada abierta de las válvulas de alivio de los GVs tras haber sido requerida su apertura, y se analizaron sus efectos en las secuencias.
- Realización de numerosos análisis termohidráulicos específicos para la central nuclear de Ascó (del orden de veinte) requeridos para estimar correctamente los criterios de éxito de sistemas, los tiempos disponibles para las acciones humanas y delinear de forma precisa las secuencias de accidente. En cuanto a este tipo de cálculos ANA ha pasado de una situación inicial en la que básicamente los cálculos eran realizados por Westinghouse con TREAT (si bien en la revisión 0 del APS ya se contaba con tres cálculos realizados con RELAP), a la situación actual en la que adicionalmente a lo anterior cuenta con cálculos realizados por un Grupo de ANA con RELAP ante demanda del Grupo de APS y cálculos realizados por el propio Grupo de APS con MAAP.
- Realización de otros análisis para obtener de forma más precisa los criterios de éxito de los sistemas en las secuencias, tales como los correspondientes a los Ventiladores de las Torres de Salvaguardias, Ventilación de Salas de Equipo Eléctrico en el Edificio de Control y Ventilación de Salas de los Generadores Diesel.

La anterior relación no pretende ser exhaustiva, sino dar una idea del detalle del análisis y de la evaluación efectuada.

Es destacable, adicionalmente, que dadas las características de esta Tarea, se vio modificada posteriormente a medida que se fueron incorporando los resultados de la evaluación de otras Tareas del

APS, en especial de la de Fiabilidad Humana. En general, la calidad final de esta Tarea resultó buena en comparación con el estado del arte en aquel momento, y está en la línea de la de todos los APS españoles a este respecto, es decir, es satisfactoria, contando con el estado actual de la metodología.

III.5. 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. Este importante consumo de recursos viene dado porque se tienen que analizar en detalle más de veinte sistemas en el caso de las centrales PWR, como la central nuclear de Ascó. Básicamente consiste en el estudio de los sistemas mediante la técnica de los árboles de fallos. Con ellos se pueden analizar los fallos de componentes básicos del sistema, ó de otro tipo de sucesos, que pueden llevar a que un sistema determinado no pueda satisfacer su criterio de éxito y origine un suceso negativo en el árbol de sucesos.

Esta Tarea también se realimenta de otras, como el Análisis de Datos y el de Fiabilidad Humana.

En el caso del APS de la central nuclear de Ascó, al igual que en Proyectos anteriores, no fueron evaluados detalladamente todos los sistemas. Se seleccionaron y analizaron aquellos que se consideró podrían tener mayor impacto en el estudio y en la seguridad de la planta. Esta selección representó del orden del 60 % de los sistemas modelados.

La evaluación realizada se resume en cinco Actas de Reunión. En cada una se trató específicamente sobre uno o varios sistemas:

- APS-05 [Ref. 11].
- APS-08 [Ref. 14].
- APS-09 [Ref. 15].
- APS-11 [Ref. 17].
- APS-12 [Ref. 18].

Especialmente en esta Tarea, para tener la visión más clara de los resultados de la evaluación, hay que acudir a la documentación de detalle, ya que, como se ha indicado antes, el análisis se efectúa en un grado de minuciosidad tal que la comprensión total hay que buscarla en documentos básicos como diagramas de control y cableado, gamas de mantenimiento o procedimientos de prueba, por ejemplo. No obstante, se pueden resumir algunos de los aspectos más destacables de dichos resultados del siguiente modo:

- Consideración en los modelos de la posibilidad de obturación de las rejillas de los Sumideros de Contención como consecuencia de materiales desprendidos en el transcurso de un accidente y que sean arrastrados hasta las mismas. Este comentario aplica a la Fase de Recirculación, tanto del Sistema de Aspersión de la Contención como del Sistema de Inyección de Seguridad.
- Análisis y justificación en el estudio de las cargas esenciales y no esenciales que pueden estar funcionando en operación normal antes de una demanda del Secuenciador y que deberá el Diesel aguantar en los arranques si fallasen individualmente cada uno de los relés de Disparo de Cargas Esenciales (DCE) y No Esenciales (DCNE) y el relé K-30.
- Incorporación a los modelos del impacto que los actos de mantenimiento sobre componentes de determinados Sistemas pueden tener sobre otros Sistemas. En concreto, el impacto que el mantenimiento de las válvulas VM-1411A/B y VM-1602 y VM-1605 puede tener sobre todos los Sistemas que aspiran del Tanque de Agua de Recarga (Aspersión de Contención, Inyección de Seguridad de Alta Presión y de Baja Presión) y no sólo sobre los Sistemas a los que pertenecen.
- Establecimiento de criterios precisos sobre la forma de considerar en el APS las posibles aperturas prematuras (antes de la demanda) de los interruptores de corriente continua para control de los interruptores de potencia de 6.9 kV.
- Modificación de matrices de pruebas, de mantenimientos y de instrumentación para corregir varios tipos de errores que afectaban a temas como tiempos entre pruebas, componentes realineados, requisitos de vigilancia aplicables, etc., en diferentes sistemas modelados en el APS, tales como Agua de Servicios de Salvaguardias, Agua de Refrigeración de Salvaguardias, Inyección de Baja Presión y Extracción de Calor Residual, etc. Modificación de errores diversos en matrices de dependencias.
- Justificación de la no consideración en los modelos del fallo a permanecer cerradas de las válvulas VM-1612 y VM-1614, colocadas en la aspiración de las bombas del Sistema de Inyección a Baja Presión desde el Sumidero de la Contención y que a su vez unen este último con el RWST, lo cual conduciría a un vaciado rápido del RWST.

En general la evaluación de sistemas en el APS de la central nuclear de Ascó 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.

En general, basándose en la experiencia de APSs previos y posteriores, la evaluación del CSN de este aspecto del APS de la central nuclear de Ascó puede concluir que esta Tarea se ha llevado a cabo en este APS de una forma muy satisfactoria y, tal vez, es el ejemplo de mayor calidad entre los APSs españoles, que ya de por sí tienen una calidad general muy alta al respecto.

III.6. Análisis de Datos

Esta Tarea, aunque menos consumidora de recursos en horas-persona que la de Análisis de Sistemas, es quizá la que exige el trabajo más minucioso de todo el APS. Tiene como objetivo la realización de las cuantificaciones, estadísticas en su mayor parte, de las probabilidades, frecuencias e indisponibilidades de los sucesos básicos contenidos en los árboles de fallos y de sucesos, con excepción de los que tienen que ver con errores humanos.

Para ello, 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 en muchos casos bayesianamente con la experiencia específica de la central. Para analizar esa experiencia hay que revisar toda la documentación de planta que recoge en detalle la información necesaria, como son los Libros de Sala de Control, Histórico de Actividades, Órdenes de Trabajo, Registros de Mantenimiento, Informes de Disparo, 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.

Así pues, se trata de otra Tarea de un gran nivel de detalle, por lo que también aquí hay que acudir a la documentación referenciada para tener la visión más clara de los resultados de la evaluación. Esta se plasmó en seis Actas de Reunión monográficas y una más (APS-13) compartida con la Tarea de Análisis de Dependencias y Fallos de Causa Común:

- APS-04 [Ref. 10].
- APS-07 [Ref. 13].
- APS-10 [Ref. 16].
- APS-13 [Ref. 19].
- APS-14 [Ref. 20].
- APS-23 [Ref. 29].
- APS-24 [Ref. 30].

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

- Resolución de las inconsistencias detectadas en la Base de Datos Genérica inicialmente empleada en el Proyecto mediante la utilización de la incluida en la revisión 1 del NUREG/CR-4550: «Generic ASEP».
- Establecimiento de criterios para las agrupaciones de componentes a los que no se les hubiera detectado ninguna indisponibilidad, así como de los valores asignados a las indisponibilidades.
- Homogeneización de los criterios definidos para la estimación de Indisponibilidades por Pruebas y Mantenimientos con los utilizados para calcular las Horas de Operación y el Número de Demandas de los componentes considerados en el alcance de Datos Específicos.
- Identificación de dos Informes de Sucesos Notificables del Grupo II de la central nuclear de Ascó a partir de los cuales se observaba que los dos Generadores Diesel (GD) se encontraron indisponibles simultáneamente durante tres minutos cuando se estaba realizando un Procedimiento de Vigilancia. Esto implicó la consideración en el análisis de la indisponibilidad conjunta de ambos GDs en Mantenimiento, así como un punto de partida para el análisis de posibles causas comunes.
- Revisión del alcance de Datos Específicos en base a los componentes modelados y sus modos de funcionamiento.
- Se completó el análisis de la experiencia de operación del Grupo I, al identificarse nuevos fallos e indisponibilidades, algunas de las cuales modificaban no sólo las estimaciones de los datos, sino los modelos de los sistemas.
- Se hicieron coherentes los sucesos básicos de los sistemas con los datos estimados y con la base de datos del Proyecto.
- Petición del APS a Planta para que se realice una prueba mensual al secuenciador para disponer de la información adecuada en posteriores ediciones del APS que permita modelar este componente en demanda. En la revisión 1 del APS es aceptable modelar el secuenciador en espera debido a que se ha detectado algún fallo en un bajo número de demandas, lo cual penalizaría este suceso básico.
- De acuerdo con los expertos del CSN en este tema, se identificó que la prueba trimestral realizada sobre las baterías del Sistema de Corriente Continua no podía ser considerada como prueba adecuada del correcto funcionamiento de las mismas para escenarios que demandasen su funcionamiento durante un período de tiempo prolongado, como serían las Pérdidas

Totales de Corriente Alterna de larga duración. Por tanto el intervalo entre pruebas de estas baterías, que inicialmente se había modelado como trimestral, pasó a ser igual al intervalo entre Recargas para esos escenarios, ya que actualmente la única prueba que responde a los requisitos exigibles a las baterías durante los mismos es la realizada durante las Recargas de Combustible.

- Se detectó un caso particular de LOCA de interfase fuera del Recinto de Contención (línea de inyección a ramas calientes), relacionado con la ejecución de una prueba trimestral sin las debidas garantías de integridad de las dos válvulas de retención situadas aguas abajo. La elevada frecuencia obtenida aconsejaba la realización de una modificación de diseño tendente a detectar los fallos al cierre de las retenciones antes de realizar la prueba, o la modificación del procedimiento y frecuencia de aplicación de la prueba.
- La consideración de las probabilidades de no recuperación de corriente exterior durante las secuencias de Pérdida Total de Corriente Alterna, había sido incorrectamente dividida en intervalos, lo cual había conducido a erróneas truncaciones de términos y a una reducción de los resultados finales.
- Modelación de los fallos de causa común teniendo un tren del sistema en funcionamiento y el/los otro/s en espera. Es indudable el desacoplamiento producido en muchos de los mecanismos de fallo al estar en distinta situación operativa los componentes semejantes, por ello se propuso la modificación del β utilizado para estos casos. Es el primer APS español donde se ha considerado esta modelación de los fallos de causa común.

En general esta Tarea, tras las modificaciones originadas por la evaluación del CSN, ha quedado también en un nivel satisfactorio, a pesar de las dificultades que el Proyecto atravesó.

III.7. Análisis de Fiabilidad Humana

La Tarea de Análisis de Fiabilidad Humana constituye un proceso sistemático de análisis de las acciones que realizan o pudieran tener que realizar las personas que trabajan en una central nuclear, de tal manera que permite identificar, analizar, describir, modelar y cuantificar potenciales errores humanos con influencia en la seguridad nuclear. Su objetivo es evaluar la influencia del ser humano en el riesgo asociado a la explotación de la planta.

Básicamente los errores humanos se pueden clasificar en dos grandes categorías. La primera son los errores humanos latentes, es decir, errores cometidos pero no detectados con anterioridad al suceso

iniciador y que se manifestarán durante la secuencia accidental. Un ejemplo son los errores de realineamiento de equipos tras pruebas. La segunda gran categoría son los errores humanos de respuesta, es decir, errores del Turno de Operación en la gestión de un incidente. Ambos tipos de errores se analizan y cuantifican de forma distinta, haciendo uso de técnicas específicas.

Esta Tarea requiere, por tanto, un análisis y conocimiento detallado de los Procedimientos de Planta, en general, de Prueba, Mantenimiento, Calibración, algunos de los Administrativos, Operación Normal y, sobre todo, de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POEs) específicos de la central.

La evaluación de esta Tarea se plasmó en cuatro Actas de Reunión monográficas:

- APS-16 [Ref. 22].
- APS-18 [Ref. 24].
- APS-19 [Ref. 25].
- APS-21 [Ref. 27].

Con las mismas puntualizaciones hechas para las tareas anteriores, es decir, que los detalles están recogidos en las Actas de Reunión señaladas anteriormente, y que en éstas se da una visión más exacta de los resultados de la evaluación, se puede destacar, a modo de resumen, lo siguiente:

- Incorporación, a las matrices de pruebas de los Sistemas, de aquellos requisitos de vigilancia a los que se dé crédito en el análisis como métodos de verificación de la posición en que se encuentran determinados componentes, principalmente válvulas.
- Realización de análisis de sensibilidad para modelar el suceso iniciador de Rotura Múltiple de Tubos en un Generador de Vapor, dado que, aunque la frecuencia de ocurrencia de este suceso como iniciador es menor a la rotura postulada en el APS (equivalente a $1''$), sin embargo la probabilidad de fallo en la mitigación es mayor debido a la reducción de los tiempos disponibles para la respuesta del Turno de Operación (llenado más rápido del Generador de Vapor dañado).
- Inclusión en POEs de nuevos pasos relativos a acciones no procedimentadas anteriormente. Pasos en los que se recoge la respuesta a alarmas indicativas de malfuncionamiento de equipos que resultaron importantes para la gestión de las secuencias accidentales y que al no estar procedimentados (y por tanto requerirse su modelación como acciones de recuperación) conducían a unas probabilidades de error humano significativas.

- Modelación de la función de protección de los sellos de las Bombas de Refrigerante del Reactor (BRRs) al recuperar Energía Eléctrica Exterior tras un escenario de Pérdida Total de Corriente Alterna (SBO). Este escenario podría conducir a un LOCA por los sellos de las BRRs, por lo que se requirió su modelación. Para ello se han modelado las acciones humanas correspondientes y los Subsistemas: Reposición de Agua de Refrigeración de Salvaguardias a las Barreras Térmicas de las BRRs e Inyección a Cierres de las BRRs.
- Propuesta de un método de análisis basado en integrales de convolución aplicadas al producto de las correspondientes funciones de probabilidad de recuperación de Energía Eléctrica Exterior (EEE) y de error humano en las acciones posteriores a la recuperación de la EEE. Así se evita que el tiempo disponible para recuperar la planta tras la pérdida y posterior recuperación de la EEE (por ejemplo tiempo de duración de las baterías) se reparta en el análisis de forma un tanto arbitraria entre tiempo para recuperar tensión en el parque y tiempo para realizar las acciones humanas.
- Identificación de la dependencia entre la acción humana de control del Agua de Alimentación Auxiliar al Generador de Vapor (GV) y la acción humana de *Feed and Bleed* (F&B). Dependencia derivada de que la instrumentación utilizada (nivel en rango estrecho del GV y caudal de agua aportado al GV) para considerar en éxito o en fallo el control del Agua de Alimentación Auxiliar, en un POE de Recuperación Óptima, es la misma instrumentación empleada en el Árbol de Estado de la Función Crítica de Seguridad Sumidero de Calor (FCS-H) para decidir si es necesario o no iniciar el POE-FR-H.1 en cuyo seno se ejecuta el F&B. En definitiva, que una misma instrumentación podría hacer fallar varios «sistemas», en principio considerados habitualmente como redundantes, encargados de asegurar una misma función de seguridad que es la Extracción de Calor del Primario.
- Reconsideración de los modelos de acciones humanas importantes del Turno de Operación modeladas en la mitigación de los sucesos iniciadores inducidos por incendios o inundaciones internas para tener en cuenta los efectos de estos sucesos externos sobre las acciones humanas.
- Establecimiento de criterios y consecuente revisión de los conjuntos mínimos de fallo de las secuencias accidentales para analizar posibles dependencias entre errores del Turno de Operación en la gestión de escenarios accidentales y posibles errores humanos latentes que dejasen en condiciones inadecuadas a equipos que el Turno necesitaría para gestionar el escenario, tales como fallos de causa común por incorrecta calibración de canales de instrumentación, etc.

- Emisión de Notas Técnicas del APS dirigidas a los Grupos de Operación con el fin de exponer Estrategias Óptimas de Recuperación (acciones que actualmente no están procedimentadas) de determinados fallos significativos identificados en el APS. Tal es el caso de la recuperación del fallo a la apertura de las válvulas de aspiración del Sumidero de Contención desde el Sistema de Inyección de Seguridad a Baja Presión cuando se está pasando de la Fase de Inyección a la de Recirculación.
- Transmisión al Departamento de Operación de Ascó de numerosos comentarios sobre los POEs surgidos de la evaluación de esta Tarea del APS. Se destacan los comentarios sobre los POEs relacionados con SBO (serie ECA-0.X). Como consecuencia de ello se han producido modificaciones en los POEs, se están haciendo consultas al Grupo de Propietarios de centrales Westinghouse WOG (necesidad de destacar o señalar en los POEs los pasos que son de acción continua), etc.

También en este caso la evaluación del CSN ha de concluir que, tras un largo proceso de realización y evaluación, la calidad final en esta Tarea ha resultado muy satisfactoria, con avances metodológicos importantes en relación a los APSs anteriores.

III.8. Análisis de Dependencias y Fallos de Causa Común

Esta Tarea del APS tiene como objetivo el considerar de forma global sucesos que puedan ser causa común de fallos de componentes redundantes. Estas causas han de ser adicionales a las ya modeladas en el APS, es decir, son consideradas las causas comunes «residuales», no incluidas en el APS, bien por ser de difícil o imposible tratamiento probabilista, bien por ser causas en principio desconocidas. Como ejemplo pueden citarse defectos en el proceso de fabricación, errores de diseño del componente, trabajos de mantenimiento mal enfocados, 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 como fallos de causa común muchas de las dependencias analizadas por separado en el APS de la central nuclear de Ascó. 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 se plasmó en un Acta de Reunión, compartida con la Tarea de Análisis de Datos:

- APS-13 [Ref. 19].

Algunos resultados de la evaluación se exponen a continuación, si bien se debe insistir en la observación de que para tener una idea más precisa de los mismos, es necesario utilizar la documentación de detalle:

- Se indicó que el método del factor β no era recomendable para componentes con un alto grado de redundancia (superior a dos), por lo que el análisis para estos casos debía ejecutarse con otros métodos disponibles más apropiados. El comentario aplicó por ejemplo a las válvulas de las tuberías de aspiración del RHR desde las ramas calientes del Sistema de Refrigerante del Reactor (tres válvulas en cada tren), a las válvulas de derivación de las Unidades de Refrigeración de Contención del Sistema de Refrigeración de Salvaguardias y a las válvulas de seguridad de los Generadores de Vapor.
- Modificación de la metodología de cálculo del factor β de los Generadores Diesel, para hacerlo más específico, más adaptado a las características de la central nuclear de Ascó, en base a directrices de EPRI, en lugar de utilizar los valores proporcionados en referencias (NUREG) más antiguas.

Dadas las dificultades metodológicas generales que tiene este aspecto de los APS, la evaluación del CSN puede concluir que la calidad con que se ha llevado a cabo esta Tarea en el APS de la central nuclear de Ascó es suficiente y coherente, en general, con el estado del arte en el momento de su realización.

III.9. Cuantificación y Análisis de Resultados

En 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, y la cuantificación de las mismas a partir de las probabilidades de los sucesos, obtenidos en otras Tareas. Las ecuaciones booleanas obtenidas son suma de productos booleanos de sucesos, de tal manera que cada producto booleano (o conjunto crítico o mínimo de fallos) es una combinación de sucesos que se han de dar para llegar al deterioro del núcleo representado por esa secuencia.

Los códigos que se utilizan han de manejar modelos consistentes en la combinación de árboles de fallos de gran tamaño, lo que implica un gran consumo de tiempo del ordenador usado. En el caso de la central nuclear de Ascó se utilizó en principio el paquete informático UITAPS, con el SETS como código básico, instalado en un VAX primero y en un CONVEX después. Posteriormente se utilizó el paquete informático ARIES que constituye una versión actual de UITAPS basada en ordenadores personales (PCs). La central nuclear de Ascó realizó y documentó la validación de este paquete. Por parte del CSN, la evaluación del paquete informático UITAPS ya 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. En cuanto a la utilización del paquete ARIES, se consideró que no afectaba a los resultados al utilizar el mismo código base (SETS) adaptado para PCs. La central nuclear de Ascó está preparando las herramientas informáticas para su utilización en las aplicaciones futuras.

En consecuencia no se celebró ninguna reunión monográfica de evaluación sobre esta Tarea.

En relación con el tema de la cuantificación es reseñable que en julio de 1995, ANA remitió al CSN [Ref. 46] la versión completa del Informe Final sobre Modularización del APS de la central nuclear de Ascó [Ref. 47]. Es este un trabajo que tiene como objetivo, después de haber llevado a cabo un Análisis de Sistemas más detallado, la simplificación y modularización de los árboles de fallos de los distintos sistemas considerados en el APS de la central nuclear de Ascó (Nivel 1 y Operación a Potencia) con objeto de reducir los tamaños de los modelos (compactación) para agilizar el proceso de cuantificación del APS en una estructura informática de PCs. El objetivo último de agilizar el proceso de cuantificación del APS es facilitar su puesta al día para emplearlo en previsibles futuras aplicaciones.

La presentación de resultados de este APS se consideró muy adecuada dada la exhaustividad y claridad de la misma. Así, entre los resultados se incluyen los árboles de sucesos de todos los sucesos iniciadores indicando las secuencias que contribuyen a la frecuencia de daño al núcleo (las que han pasado el nivel de truncación), el valor de frecuencia de las mismas, el número de conjuntos mínimos de fallo de cada secuencia, listados por suceso iniciador y secuencia de todos los conjuntos mínimos de fallos que han pasado el nivel de truncación junto con su valor, etc. Todo ello hace sencilla la revisión, no sólo desde el punto de vista cuantitativo, sino especialmente cualitativo de los resultados del APS, así como su interpretación. El APS de la central nuclear de Ascó es el único que ha incluido en su Informe Final de APS una presentación tan adecuada de los resultados de la cuantificación.

Con respecto al análisis de resultados, en este APS se realizó, y se documenta exhaustivamente, un detallado análisis de importancias, que puede servir de base para aplicaciones del APS. Se realizaron también análisis de sensibilidad, algunos solicitados en el proceso de evaluación, tales como: eliminación de fallos de causa común, consideración de que no se producen errores humanos ni con anterioridad a los incidentes ni en la gestión de los mismos, eliminación de los sucesos que representan indisponibilidades por Pruebas o Mantenimiento, no consideración de dependencias entre los errores humanos en la gestión de incidentes, consideración de la Rotura Múltiple de Tubos del Generador de Vapor, etc. Estos análisis arrojan luz sobre el peso de determinadas hipótesis, o aspectos poco consolidados.

Como ya se ha indicado, la conclusión de la evaluación del CSN es que esta Tarea se ha llevado a cabo de forma muy satisfactoria.

III.10. Análisis de Incendios

Esta Tarea se divide en dos etapas principales. La primera o Análisis Selectivo consiste en, mediante criterios cuantitativos, discriminar las zonas de la central donde el riesgo es mayor. Para ello, se consideran incendios en todas las zonas en que se descompone la central, utilizando valores de frecuencia de incendios obtenidos de bases de datos que utilizan experiencia genérica de centrales nucleares, y considerando efectos destructivos instantáneos en todos los equipos ubicados en cada zona. También se considera la posibilidad de propagación a zonas adyacentes, así como los fallos aleatorios habituales en equipos fuera de la zona origen del incendio. En esta etapa se deben identificar todos los equipos presentes en cada zona de fuego, lo que es especialmente minucioso en el caso de cables.

Con las ecuaciones de daño al núcleo del resto del APS, o con ecuaciones simplificadas, se cuantifica la probabilidad de que se produzca daño al núcleo como consecuencia del incendio en cada zona. Aplicando un criterio selectivo, se desestiman para un análisis más detallado aquellas zonas que impliquen frecuencias de daño al núcleo no significativas.

Las zonas seleccionadas se analizan de una forma mucho más detallada, teniendo en cuenta con precisión la localización de todos los posibles orígenes de incendio en cada zona de fuego y su propagación internamente a la zona, hasta alcanzar, o no, los equipos en ella contenidos. También se analiza en detalle la eficacia de los medios de detección y supresión, considerados de forma más genérica en el análisis selectivo, así como la presencia de medios adicionales de protección. De esta segunda etapa, se obtienen los resultados totales de frecuencias de fusión del núcleo para cada zona, por incendios que se pueden declarar en cada una de ellas.

Esta Tarea es otra de las particularmente minuciosas que se llevan a cabo en los APS. En gran parte, ello es debido a la necesaria identificación de todos los equipos contenidos en cada zona, con el objetivo de estimar posibles daños. El caso de los cables es el más significativo, pues, en la mayor parte de los casos, hay que seguir y documentar su ruteado por la central, cable a cable, como paso previo. Esto da lugar a documentación de claro interés general desarrollada en los APS.

La evaluación del CSN se plasmó en dos Actas de Reunión específicas:

- APS-15 [Ref. 21].
- APS-20 [Ref. 26].

Como en la mayor parte de las Tareas, para apreciar en detalle los resultados de la evaluación hay que acudir a la documentación en detalle, aunque se pueden resumir algunos aspectos destacables de dichos resultados de la siguiente manera:

- Modificación de la frecuencia de incendio asignada a algunas zonas en el Análisis Selectivo.
- Revisión de las probabilidades de fallo de compuertas y penetraciones en el Análisis Selectivo.
- Reconsideración de los incendios en zonas que afectan a las Bombas de Carga, ya que no sólo se ve afectada la función de Inyección de Seguridad, sino que la situación generada no es estable a largo plazo.
- Realización de un análisis de sensibilidad respecto al valor utilizado de probabilidad de propagación de un incendio desde el interior de una cabina al exterior, dadas las incertidumbres asociadas al mismo.
- Reanálisis de las acciones del Turno de Operación en respuesta a los transitorios de la planta para tener en cuenta cómo se ven afectadas por la pérdida de instrumentación provocada por el fuego. Es decir, se ha analizado para cada zona de fuego la instrumentación que resultaría afectada por el incendio de entre aquella instrumentación que tendría que utilizar el Turno de Operación para gestionar el escenario accidental, analizándose su impacto en la fiabilidad de las acciones del Turno. Este tema ha sido novedoso en los análisis de fiabilidad humana en incendios, siendo el APS de la central nuclear de Ascó el primero en incorporarlo ante la solicitud del CSN.
- Modificación de la metodología empleada para evaluar la frecuencia de incendios originados en combustibles transitorios, para tener en cuenta aspectos importantes y específicos de la central como tipos de combustibles (disolventes, aceites, maderas), actividades en las que son utilizados cada uno (limpieza, almacenamiento, mantenimiento, etc.), frecuencia de utilización de los mismos, zonas donde se realizan esas actividades, etc. Este tema también ha sido novedoso en los análisis de incendios.
- Numerosos comentarios pormenorizados al Análisis Detallado. Resultaría muy prolijo enumerarlos. Se destaca que estos comentarios impactaron en la mejora del análisis y en la estimación más precisa de los resultados numéricos del estudio. Algunos ejemplos de errores identificados en determinadas zonas de fuego son: errores en la consideración del suceso iniciador producido por el incendio, error al asumir que el incendio en combustibles transitorios no podía afectar a los cables situados en el interior de los *conduit*, etc.
- Modificación del análisis de los incendios originados en paneles de Sala de Control, considerando diversas etapas de propagación dentro de los paneles y consolas de esta zona debido a su importancia.

- Consideración en el análisis de que un incendio en el panel de transferencias PL-81 puede dejar fuera de servicio todo el control del Tren A.
- Solicitud de un análisis de sensibilidad en el que no se dé crédito al sistema de CO₂ de la Sala de Cables Norte. La razón de tal solicitud es la incertidumbre existente sobre la efectividad de los sistemas de gases para extinguir incendios en áreas abiertas. Este hecho se pone aún más de manifiesto en zonas como la Sala de Cables Norte, que posee un nivel de llenado de bandejas muy elevado, pudiéndose producir los llamados «fuegos profundos» ante los cuales estos sistemas son totalmente inútiles.
- Realización de estudios detallados para diferentes configuraciones de equipos y bandejas de cables utilizando el código de análisis de propagación de incendios COMPBRN.

Como se deduce de lo anterior, la evaluación del CSN concluye que esta Tarea se ha llevado también a cabo de una forma muy satisfactoria, significando también en varios aspectos avances metodológicos muy interesantes con respecto a otros APS, e incluso, al estado del arte en general.

III.11. Análisis de Inundaciones Internas

Esta Tarea tiene una estructura de análisis en etapas similar a la utilizada para la de Análisis de Incendios.

Se realiza una primera etapa de Análisis Selectivo para excluir aquellas zonas de inundación que no suponen un riesgo significativo para la Planta. Esta primera etapa se lleva a cabo en varias fases. En primer lugar se realiza una compartimentación de la central en zonas de inundación. Esta división no es necesaria en edificios en los que una inundación no puede causar simultáneamente un suceso iniciador y daño a equipos relacionados con su mitigación (bien sea directamente o por propagación a otros edificios). Para las zonas definidas se identifican los equipos relevantes existentes, los focos de inundación con capacidad para dañarlos, las posibles vías de comunicación entre zonas (puertas, drenajes, huecos, etc). A continuación se identifican los sucesos iniciadores que se pueden producir por inundación en cada una de las zonas definidas y su previsible propagación para determinar el impacto de la inundación sobre los sistemas de mitigación. Con estos datos ya se pueden excluir algunas zonas del análisis así como sistemas fluidos sin capacidad de causar daños apreciables por inundación.

En una segunda etapa o Análisis Detallado se realiza un estudio pormenorizado de las frecuencias de inundación en cada zona, caudales de vertido de agua de cada foco de inundación, evolución temporal de la inundación en las zonas afectadas, determinando así los daños causados a equipos en fun-

ción del tiempo. Con esta última información se determina la frecuencia de daño al núcleo asociada a cada escenario de inundación.

Esta Tarea, al igual que ocurre con la de Análisis de Incendios, es otra de las particularmente minuciosas de entre las que se llevan a cabo en los APS. No obstante, parte del trabajo realizado en la Tarea de Análisis de Incendios puede ser utilizado en la de Inundaciones Internas. Tal es el caso de localización física de equipos, ruteado de cables, etc; si bien no hay que olvidar que son necesarios datos particulares para cada caso y que las zonas de incendio no tienen por qué coincidir con las zonas de inundación. Así, por poner un ejemplo, mientras que para el Análisis de Incendios un dato importante será la separación o distancia entre bandejas de cables de distinto tren y la posición relativa entre ellas, en el caso de inundaciones por inmersión un parámetro importante será la altura o distancia absoluta de esas bandejas con respecto al suelo. Como ya ocurriera con la documentación de Incendios, esta Tarea de Inundaciones Internas del APS da lugar a documentación de claro interés general.

La evaluación del CSN se plasmó en dos Actas de Reunión específicas:

- APS-17 [Ref. 23].
- APS-22 [Ref. 28].

Algunos resultados de la evaluación se exponen a continuación, si bien se debe insistir en la observación de que para tener una idea más precisa de los mismos, es necesario utilizar la documentación de detalle:

- Consideración en el análisis de que los sellados de penetraciones (eléctricas y mecánicas) que no estén cualificados no son resistentes a cualquier altura de inundación.
- Realización de un análisis acotante de estimación de la probabilidad de propagación de una inundación desde el Edificio de Turbina a Penetraciones Eléctricas.
- Consideración del suceso de Rotura de la Tubería de Agua de Alimentación Principal, en especial en el tramo en que las tuberías atraviesan una zona del Edificio de Penetraciones Eléctricas (adyacente al Edificio de Turbina). Aunque el recorrido es muy corto, aproximadamente 2 metros, se podrían producir daños a equipos.
- Reconsideración del criterio de que no se considerarían aquellas inundaciones que no generasen daños antes de cuatro horas. Se identificaron zonas del Edificio Auxiliar donde podría resultar compleja la identificación de inundaciones provocadas por los Sistemas de Suministro de Agua Potable y de Agua Desmineralizada.

- Modificación de la estimación de probabilidad de detección visual de una inundación, realizándose ahora en base a estimaciones específicas para la central nuclear de Ascó de presencia física de personal en cada zona.
- Consideración en el estudio de inundaciones ocasionadas por la ejecución de pruebas o mantenimientos, las cuales no habían sido contempladas inicialmente.
- Consideración de mayores caudales de agua vertidos por las roturas grandes de tuberías, ya que estos se aproximarán más al caudal de *run-out* de las bombas que al caudal de diseño.
- Realización de cálculos estructurales para determinadas zonas de inundación, con el fin de evaluar la resistencia de los muros a las cargas hidrostáticas producidas por el agua. Así se han identificado escenarios con daños a las bombas del RHR por fallo de los muros de los recintos de las bombas o se ha solicitado el análisis de las implicaciones estructurales que tiene el derrumbamiento del suelo de la zona IE05 en el Edificio de Penetraciones Eléctricas.
- Sustitución de la hipótesis de que cualquier inundación es aislable localmente en un tiempo determinado, común para todos los escenarios, por análisis más específicos de tiempos de aislamiento, según los diferentes escenarios de inundación.
- Identificación de escenario de rotura en alguna de las tuberías comunes a ambos trenes del Sistema de Agua de Refrigeración de Salvaguardias (ARS) que refrigeran la barrera térmica de las Bombas de Refrigerante del Reactor, en el que la utilización de la Instrucción de Fallo IOF-9 no resolvería la inundación e incluso podría conducir a la pérdida total del Sistema ARS al vaciar el agua de los dos trenes por la rotura. Se propuso a Planta una mejora de la Instrucción de Operación. Este tema representó un ejemplo de un comentario genérico mantenido durante la evaluación relativo a la utilización por el Turno de Operación de Instrucciones de Operación que no han sido específicamente diseñadas para hacer frente a inundaciones, lo cual puede incluso agravar más las condiciones del accidente. Los aspectos anteriores generan una situación de ambigüedad en la respuesta que cada Turno podría dar a cada escenario. Por ello se consideró que sería de ayuda a los Turnos de Operación disponer de medios que le facilitasen su actuación. Estos podrían ser desde la utilización en algunas zonas de detección directa con detectores de nivel de agua, hasta la preparación de Instrucciones específicas de respuesta a escenarios importantes de inundación en las que según los casos se facilitase la identificación de la fuente de inundación, el método de aislamiento, las mejores rutas de acceso si hubiera necesidad de aislamientos locales, etc.

- Modificación del diseño de las manetas de las bombas de PCI para que puedan ser bloqueadas desde Sala de Control. Con el diseño anterior las bombas no podían ser bloqueadas desde Sala de Control. Esto obligaría a que en el caso de que este sistema generase una inundación por rotura de una de sus tuberías, un miembro del Turno de Operación tendría que abandonar sus funciones habituales de respuesta al suceso iniciador y sujetar, mantener, la maneta en posición de disparo hasta que la inundación fuera aislada localmente.

También la evaluación del CSN ha de concluir, como en la mayor parte de las Tareas de este APS, la calidad final muy satisfactoria de la misma.

III.12. Identificación de Puntos Pendientes

Una vez finalizada la evaluación de la revisión 0 del Informe Final del APS de la central nuclear de Ascó (a falta de algunos temas de la Tarea de Análisis de Datos), 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 estuvieran ya descritos en las 25 Actas de Reunión correspondientes a cada una de las Tareas señaladas en los apartados anteriores. Es decir, para evitar esa dispersión, el Área APFU decidió recoger en un único informe todos aquellos puntos abiertos o pendientes de la evaluación, de manera que se facilitase el seguimiento posterior de su incorporación en el Proyecto.

Muchos Puntos Pendientes habían sido ya incorporados por ANA en la revisión 0 del Informe Final, por haber sido identificados en el proceso interactivo de evaluación llevado a cabo durante el desarrollo del Proyecto en sí. Las Tareas de Análisis de Incendios, Inundaciones Internas, Fiabilidad Humana y Datos se tuvieron que evaluar con posterioridad a la finalización de la revisión 0 del Informe Final y son las que conllevan mayor número de pendientes no identificados ni incorporados en dicha revisión.

En consecuencia, como ya se mencionó al principio de este capítulo, en junio de 1994 fue preparado por el Área APFU y remitido a ANA un listado de todos los Puntos Pendientes resultantes de la evaluación, con la salvedad de los correspondientes a las Actas de Reunión APS-23 y 24 [Ref. 29 y 30]. Este listado se encuentra recogido en un Informe Interno del CSN [Ref.39], estando disponible en el Área APFU en forma de Base de Datos de Pendientes.

Lógicamente la relevancia de todos los Puntos Pendientes en un Proyecto de esta envergadura no puede ser homogénea (a título orientativo se indica que el listado anterior contiene 558 Puntos Pendientes, aunque esto no es, en modo alguno, una medida de la calidad ni del Proyecto ni de la evaluación). En cualquier caso a todos ellos se le asignó un número de Pendiente, o número de control, que facilitara su seguimiento posterior.

Por último en el citado Informe Interno se recogía una propuesta de carta a enviar a ANA en la que la DT del CSN solicitaría la incorporación al APS de todos los Puntos Pendientes recogidos en el Informe, proponiendo un plazo estimativo de nueve meses para ello.

En abril de 1995 la DT del CSN remitió esta carta a ANA [Ref. 40], en los términos expresados en el informe anterior (haciendo ya referencia a las dos últimas Actas de Reunión, las cuales se habían celebrado entre las fechas de emisión del informe y de la carta).

Por último, para finalizar este apartado, se destaca que el proceso descrito es, por tanto, una recopilación de un trabajo de evaluación, con criterio y minucioso, realizado por los técnicos del Área APFU del CSN a lo largo de, aproximadamente, seis años de dedicación a tiempo parcial.

Dicha evaluación ha conducido a una nueva revisión del APS de la central nuclear de Ascó (revisión 1) donde, sin entrar en detalles, se puede afirmar globalmente que han sido recogidos, de una forma u otra, los Puntos Pendientes identificados por los técnicos del CSN (además de las modificaciones de diseño y procedimientos producidas en el Grupo I entre ambas revisiones), de tal manera que se puede considerar que esta revisión del APS de la central nuclear de Ascó responde a los requisitos establecidos por el CSN en la carta dirigida a ANA en junio de 1987 [Ref. 2] y que, además, lo hace de una forma muy satisfactoria, lo que se reconoce y agradece de alguna forma en la carta con la que el CSN transmitió a la central nuclear de Ascó su aceptación por haber cumplido con lo requerido en su día por el CSN [Ref. 55] (Ver Anexo 2 del presente informe).

III.13. 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 Ascó, 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 puedan en efecto presentar aspectos novedosos, sino de ratificar la potencial importancia de aspectos detectados durante la evaluación de este APS que, en muchos casos, coincide con la importancia ya concedida previamente por la NRC al identificarlos como temas genéricos, siguien-

do, 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 que 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, CSN/ IEV/ APFU/ AS0/ PEP/ 9703/17, en el que se resume la evaluación efectuada del APS de la central nuclear de Ascó, 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
Cambio del Sistema de Inyección de Seguridad a fase de Recirculación	SI (PWR)	Variable	Conveniencia de realizar estudios monográficos, en detalle, del grado de automatización adecuado para el cambio de fase de Inyección de Seguridad a la de Recirculación.
Cambio del tanque de aspiración de las Bombas de Carga tras LOCAs.	SI (PWR)	Variable	Una mejora en la lógica de control del realineamiento de la succión de las Bombas de Carga mejoraría la fiabilidad del Sistema de Inyección de Seguridad de Alta Presión.
Fallo de los sellos de las Bombas de Refrigeración del Reactor	SI (PWR)	Variable	Independizando el sistema de inyección de los sellos de las BRRs del Sistema de Inyección de Seguridad se mitiga la importancia de este tema. Algunos PWR han implantado ya mejoras.

Tema	Genérico	Importancia	Breve Resumen
Pérdida de la refrigeración de las Bombas de Carga	SI (PWR)	Media	Relacionado con el tema anterior, la pérdida de los sistemas soporte que sirven de sumidero intermedio o último de calor a las Bombas de Carga es un tema hace tiempo conocido e importante. El mejor conocimiento de las condiciones de refrigeración inadecuada que pueden soportar permitiría asignar unas condiciones de riesgo más precisas.
Líneas de Mínimo Caudal de las Bombas de IS a Baja Presión	SI (PWR)	Baja	En PWRs, se necesita un análisis mecánico del tiempo factible de operación de las bombas del RHR con recirculación de mínimo caudal, para ajustar los POEs y los modelos del APS.
Escenario de Pérdida Total de Corriente Alterna	SI	Alta	La importancia está relacionada con la de los temas de fallo de los sellos de las Bombas de Refrigeración del Reactor y de ventilación de salas y equipos.
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.
Estudios de ventilación de salas	SI	Variable	La consideración de la ventilación complica los modelos de los APS y puede ser conservadora, en algún caso, u optimista su exclusión de los modelos, en otros casos. Se necesitan estudios específicos con objetivos similares a los de este APS.
Estudios termohidráulicos	SI	Alta	La precisión de los APS españoles ha ido mejorando progresivamente a medida que se ha ido disponiendo de las herramientas de simulación adecuadas para estimar, específicamente para cada planta, los criterios de éxito de los sistemas de mitigación, la evolución de las secuencias o los tiempos disponibles para las acciones humanas. Este APS fue pionero en esta línea.
Formación y Entrenamiento de Operadores	SI	Alta	El reentrenamiento de los operadores debería incluir la simulación de secuencias de accidente identificadas como importantes por los APS.
Dependencias entre el control del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar y el <i>Feed & Bleed</i>	SI (PWR)	Media	Dependencia derivada de que la instrumentación empleada para decidir sobre el fallo de un sistema (AAA) coincide con la empleada para iniciar el sistema "redundante" (F&B).
Sobrellenado GVs por fallos en el Control del Agua de Alimentación	SI (PWR)	Media	La acción de control de caudal del AAA aparece como el suceso más importante en las medidas de importancia de reducción del riesgo. Merecería la pena su seguimiento en la evaluación de POEs en algunas situaciones.

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

IV. Conclusiones

IV. Conclusiones

Como síntesis final de lo expuesto en las secciones anteriores, se extraen las siguientes conclusiones:

- La central nuclear de Ascó ha realizado un APS de acuerdo con lo requerido por el CSN en junio de 1987, requerimiento que se considera, por consiguiente, satisfecho. En el Anexo 2 se incluye copia de la carta del CSN con la que se comunicaba a la central nuclear de Ascó la aceptación del APS en revisión 1 como cumplimiento de lo que se había solicitado.
- El APS ha permitido y significado una nueva revisión de la seguridad de la central nuclear, por medio del enfoque sistemático y detallado que es inherente a los APS.
- Tras finalizar el Proyecto y teniendo en cuenta las modificaciones de diseño y de procedimientos derivadas del mismo, que se considera han mejorado la seguridad de forma significativa, tanto las estimaciones cuantitativas como el perfil del riesgo de la central nuclear de Ascó están en consonancia con los de la mayor parte de los APS publicados de reactores PWR. Es decir, una frecuencia de daño al núcleo del orden de $1E-5$ /año, con la Pérdida de Energía Eléctrica Exterior, las Pérdidas de Refrigerante Primario, los Disparos de Reactor y Turbina y las Roturas de Tubos en el Generador de Vapor como sucesos iniciadores con mayor contribución.
- De la evaluación llevada a cabo por la DT del CSN, se desprende la conclusión de que, una vez incorporados los resultados de la evaluación, el APS de la central nuclear de Ascó se ha plasmado en un Proyecto cuyas actividades se han realizado en general de forma muy satisfactoria y que se ha recogido en una documentación de gran calidad que puede ser usada también fuera del marco del APS.
- Hay aspectos del análisis que se pueden considerar en cierta medida abiertos, bien por su dificultad en ser tratados de forma probabilista, bien porque el conocimiento sobre los mismos debería de ser ampliado y tratados en mayor profundidad. Algunos de estos puntos se han listado en la tabla del apartado III-13 de este informe (una descripción más detallada de los mismos se encuentra en el informe interno del CSN, CSN/IEV/APFU/AS0/PEP/9703/17).
- También en este APS se han identificado aspectos potencialmente importantes para la seguridad en otras centrales, que serán tenidos en cuenta en los APS de las mismas. En la mencionada tabla del apartado III.13 de este informe también se enumeran algunos de ellos (una descripción más detallada de los mismos se encuentra en el informe interno del CSN, CSN/IEV/APFU/AS0/PEP/9703/17).

- El APS realizado es, de acuerdo con la filosofía del Programa Integrado de APS [Ref. 0], incompleto. Es decir, en una futura revisión del mismo habrá que incorporar aspectos no incluidos en el alcance actual y que ya se están analizando en APS posteriores. El Análisis Probabilista de la Contención en caso de accidente con fusión del núcleo (Nivel 2 del APS) y el análisis del riesgo por todos los posibles sucesos externos son los más importantes. En cuanto al riesgo en otros modos de operación distintos de la plena potencia, la central nuclear de Ascó es una de las dos plantas «piloto» españolas que están abordando estos estudios, habiendo presentado ya al CSN la revisión 0 de dicho estudio [Ref. 56].
- Asimismo, se destaca que ANA mantiene un equipo de trabajo que, además de la finalizada revisión 1 del Informe Final del APS, viene realizando actividades de preparación de su APS para futuras aplicaciones (modularización), de ampliación del alcance (el ya comentado análisis del riesgo en otros modos de operación) y de aplicación (propuesta de supresión del enclavamiento de autocierre de las válvulas de aspiración de las bombas del RHR desde las ramas calientes, propuesta de revisión de ETFs que afectan a barras vitales e inversores, evaluación de la modificación de la frecuencia de pruebas tipo C del Apéndice J, priorización y categorización pruebas válvulas motorizadas (G.L. 89-16), evaluación de la G.L. 96-01, priorización de sucesos para Inspecciones Funcionales de Garantía de Calidad a varios Sistemas, categorización de válvulas neumáticas y de retención para la IST, aplicaciones para la Regla de Mantenimiento, etc.).
- Con respecto al tema de las aplicaciones, no se puede pensar en aplicaciones “ciegas” de los APS. Dentro de los modelos desarrollados en cada Proyecto, hay una serie de condiciones de contorno o hipótesis que han de ser tenidas siempre en cuenta a la hora de proponer aplicaciones. El APS, al ser un estudio de mucho detalle, ha de mantener presentes esos detalles a la hora de las aplicaciones. Este es un campo en el que las actividades de desarrollo y las experiencias irán delimitando mejor su metodología, pero en el que lo más valioso es la aplicación en sí del conocimiento adquirido.
- Sin menoscabo de lo anterior, tanto el proceso de realización y mantenimiento del APS de la central nuclear de Ascó, como la evaluación muy detallada efectuada sobre el mismo por el CSN, hacen que exista una alta confianza y conocimiento de los modelos desarrollados. Esta confianza es el mejor apoyo para fomentar la posibilidad de aplicaciones como las que menciona y promueve la segunda edición del Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España.

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 2.ª)*. Consejo de Seguridad Nuclear, 1998.
- [2] *Carta del CSN a ANA, CSN/ASC/12/87*: «Realización de un Análisis Probabilista de Seguridad (APS)». 16 de junio de 1987.
- [3] *Plan de Proyecto (Rev.0) para el Análisis Probabilístico de Seguridad de CN Ascó*. Junio de 1988. Y *Rev. 1*, octubre de 1988.
- [4] *Acta de Reunión AS-30*: «Propuesta Plan de Proyecto-APS». 26 de septiembre de 1988.
- [5] *Carta del CSN a ANA*: «Plan de Proyecto para la Realización de un Análisis Probabilista de Seguridad (APS)». 14 de diciembre de 1988.
- [6] *Manual de Procedimientos (Rev.0) para el Análisis Probabilístico de Seguridad de CN Ascó*. 4 de abril de 1989.
- [7] *Acta de Reunión APS-01*: «Resolución de Agenda de Comentarios a Procedimientos Administrativos del APS de CN Ascó». 23 de febrero de 1989.
- [8] *Acta de Reunión APS-02*: «Resolución Agenda de Comentarios Procedimientos Garantía Calidad y Técnicos del APS de CN Ascó». 19 y 20 de abril de 1989.
- [9] *Acta de Reunión APS-03*: «Resolución de Agenda de Comentarios CSN a los Informes de Tarea de Sucesos Iniciares y Criterios de Éxito del APS de CN Ascó». 11 de julio de 1989.
- [10] *Acta de Reunión APS-04*: «Resolución Agenda de Comentarios Informe de Tarea Datos Genéricos del APS de CN Ascó». 26 de octubre de 1989.
- [11] *Acta de Reunión APS-05*: «Resolución de Agenda de Comentarios CSN a los Informes de Tarea de los Sistemas de Rociado de Contención (APS-IT-206), Sistema Disparo Reactor (APS-IT-204) y Sistema de Acumuladores (APS-IT-208)». 12 de diciembre de 1989.

- [12] *Acta de Reunión APS-06*: «Resolución de Agenda Comentarios correspondiente al Informe de Tarea APS-IT-103, Rev. 0 Árboles de Sucesos, Definición de Secuencias de Accidente y Estados Finales de Daño al Núcleo». 26 y 27 de febrero de 1990.
- [13] *Acta de Reunión APS-07*: «Resolución Agenda de Reunión de CSN sobre Datos Específicos analizados para el APS de CN Ascó». 28 al 30 de marzo de 1990.
- [14] *Acta de Reunión APS-08*: «Resolución Agenda correspondiente a los Informes de Tarea APS-IT-202, APS-IT-207 y APS-IT-211, correspondientes a los Sistemas Control Presión Primario, Sistema Refrigeración Contención y Secuenciador de Salvaguardias». 21 de junio de 1990.
- [15] *Acta de Reunión APS-09*: «Resolución Agenda Comentarios de CSN correspondientes a Informe de Tarea APS-IT-201, correspondiente al Análisis del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar». 26 de julio de 1990.
- [16] *Acta de Reunión APS-10*: «Resolución de Agenda de Comentarios correspondiente al Informe de Tarea APS-IT-402, Rev.0 `Base de Datos de Indisponibilidades por Pruebas y Mantenimiento del APS de CN Ascó'». 17 y 18 de septiembre de 1990.
- [17] *Acta de Reunión APS-11*: «Resolución de Agenda de Comentarios correspondientes a los Informes de Tarea APS-IT-205, Rev. 0 Sistema de Corriente Alterna de Emergencia de 6.9 kV y 400 V y APS-IT-214, Rev. 0 Sistema de Inyección de Seguridad a Alta Presión». 3 y 4 de diciembre de 1990.
- [18] *Acta de Reunión APS-12*: «Resolución de Agenda de Comentarios correspondientes a los Informes de Tarea APS-IT-210 Sistema de Agua de Servicios y Refrigeración de Salvaguardias y APS-IT-203 `Sistema de Inyección a Baja Presión». 22 y 23 de abril de 1991.
- [19] *Acta de Reunión APS-13*: «Resolución de Agenda de Comentarios correspondientes a los Informes de Tarea APS-IT-501, Rev. 0 Análisis Preliminar de Fallos Dependientes y APS-IT-404, Rev. 0 Informe de Frecuencia de Sucesos Iniciadores Internos». 16 y 17 de julio de 1991.
- [20] *Acta de Reunión APS-14*: «Resolución de Agenda de Comentarios correspondiente a la parte de Demandas y Tiempos de Operación del APS de CN Ascó (Informe APS-IT-403, Rev.0 y APS-CA-403)». 19 al 22 de agosto de 1991.

- [21] *Acta de Reunión APS-15*: «Resolución de Agenda de Comentarios correspondiente al Informe Análisis Selectivo. Parte I. Selección Cualitativa de Zonas de Fuego». 14 de mayo de 1992.
- [22] *Acta de Reunión APS-16*: «Resolución de Agenda de Comentarios correspondiente al Informe Final de Fiabilidad Humana relativa a Acciones Humanas posteriores a los Sucesos Iniciadores LOCAs Muy Pequeños, Pérdidas de Energía Eléctrica Exterior y Disparos de Reactor y Turbina». 10 y 25 de noviembre de 1992.
NOTA: Adicionalmente, existen dos cartas, de la DT del CSN a ANA y viceversa, de resolución de comentarios asociadas a temas de este Acta.
- [23] *Acta de Reunión APS-17*: «Resolución de la Agenda de Comentarios correspondiente al Informe Final de Inundaciones Internas». 2 y 3 de marzo de 1993.
- [24] *Acta de Reunión APS-18*: «Resolución de Agenda de Comentarios correspondiente a las Acciones Humanas Tipo 1 en los Sistemas: Agua de Alimentación Auxiliar, HVAC, Inyección de Seguridad de Alta Presión, Generadores Diesel e Inyección de Seguridad de Baja Presión y RHR (Informe APS-IT-302, Rev. 0)». 16 de junio de 1993.
- [25] *Acta de Reunión APS-19*: «Resolución de Agenda de Comentarios relativa a Comentarios Genéricos del Estudio de Fiabilidad Humana y Análisis de las Acciones de Recuperación (Informe APS-IT-302, Rev. 0)». 15 y 16 de junio de 1993.
NOTA: Adicionalmente, existen dos cartas, de la DT del CSN a ANA y viceversa, de resolución de comentarios asociadas a temas de este Acta.
- [26] *Acta de Reunión APS-20*: «Resolución de Agenda de Comentarios correspondiente a Análisis Selectivo (segunda parte) y Análisis Detallado de Incendios (Informes APS-IT-702 y APS-IT-703, Rev. 0)». 16 y 17 de junio de 1993.
- [27] *Acta de Reunión APS-21*: «Resolución de la Agenda de Comentarios relativa a las Acciones Humanas en el iniciador de Rotura de Tubos de un G.V. correspondiente al Informe Final de Fiabilidad Humana (Informe APS-IT-302, Rev. 0)». 13 de diciembre de 1993.
- [28] *Acta de Reunión APS-22*: «Resolución de la Agenda de Comentarios correspondiente al Informe Final de Inundaciones del APS (Informe APS-IT-801, Rev. 0) y Comentarios adicionales a la Nota de Reunión APS-17». 13 y 14 de diciembre de 1993.

- [29] *Acta de Reunión APS-23*: «Resolución Agenda de Comentarios correspondiente al Informe de Tarea APS-IT-403, Rev. 1 Análisis de Datos Específicos del APS de C.N. Ascó». 2, 3, 4, 21, 22, 24 y 25 de noviembre de 1994.
- [30] *Acta de Reunión APS-24*: «Resolución Agenda de Comentarios correspondiente al Informe de Tarea APS-IT-404, Rev. 1 Frecuencia de Sucesos Iniciadores y Sucesos Especiales, y al Cálculo APS-CA-101, Rev. 1 Valores Aplicables a Secuencias de Accidente». 10, 11 y 25 de noviembre de 1994.
- [31] *Carta de ANA al CSN, 219/92/DANA/ST/CSN*: «Informe Final Rev. 0 Análisis Probabilista Seguridad CN Ascó». 15 de marzo de 1992.
- [32] *Informe Final (Rev. 0) del APS de Nivel I para Sucesos Internos* del Grupo I de C.N. Ascó y análisis de diferencias con el Grupo II. Incluye también los análisis de fiabilidad de los Sistemas de Aislamiento de Contención y de Extracción de Calor de Contención. (18 Vol. Principales y 2 Vol. de Apéndices). 28 de febrero de 1992.
- [33] *Carta de ANA al CSN, 522/92/DANA/ST/CSN*: «Informe Final Inundaciones Internas». 18 de junio de 1992.
- [34] *Informe Final (Rev.0) del Análisis de Inundaciones Internas* para el Grupo I de CN Ascó y análisis de diferencias con el Grupo II. (1 Vol.). 18 de junio de 1992.
- [35] *Carta de ANA al CSN, 782/92/ANA/ST/CSN*: «Análisis Probabilista de Seguridad». Rev. 1 del Manual de Procedimientos. 17 de septiembre de 1992.
- [36] *Manual de Procedimientos (Rev.1) para el Análisis Probabilista de Seguridad de CN Ascó*. 7 de septiembre de 1992.
- [37] *Carta de ANA al CSN, 871/92/ANA/DT/CSN*: «Informe Final Incendios Internos del APS». 6 de noviembre de 1992.
- [38] *Informe Final (Rev.0) del Análisis de Incendios Internos* para el Grupo I de CN Ascó y análisis de diferencias con el Grupo II. (4 Vol.) 13 de noviembre de 1992.
- [39] *Informe interno del CSN, CSN/IEVI/APFU/ASO/PEP/9406/45*: «Informe de recopilación de pendientes a incorporar en la revisión Final de la presente versión del APS de CN Ascó» 28 de junio de 1994.

- [40] *Carta del CSN a ANA, CSN-C-DT-95-291*: «Revisión del Análisis Probabilista de Seguridad». 25 de abril de 1995.
- [41] *Carta de ANA al CSN, 225/96/ANA/DT/CSN*: «Envío del Análisis Probabilista de Seguridad de CN Ascó en Rev. 1». 3 de abril de 1996).
- [42] *Informe Final (Rev. 1) del APS de Nivel 1 para Sucesos Internos* del Grupo I de CN Ascó y el análisis de diferencias con el Grupo II. Incluye también los análisis de fiabilidad de los Sistemas de Aislamiento de Contención y de Extracción de Calor de Contención. (18 Vol. Principales y 2 Vol. de Apéndices). 11 de abril de 1996.
- [43] *Carta de ANA al CSN, 378/96/ANA/DT/CSN*: «Envío Informe de Inundaciones Internas, Rev. 1». 28 de mayo de 1996.
- [44] *Informe Final (Rev.1) del Análisis de Inundaciones Internas* para el Grupo I de CN Ascó y análisis de diferencias con el Grupo II. (1 Vol. Principal y 1 Vol. Apéndice). 22 de mayo de 1996.
- [45] *Informe Final (Rev.1) del Análisis de Incendios Internos* para el Grupo I de CN Ascó y análisis de diferencias con el Grupo II. (4 Vol.) 24 de julio de 1996.
- [46] *Carta de ANA al CSN, 556/95/ANA/DT/CSN*: «Análisis Probabilista de Seguridad». 19 de julio de 1995.
- [47] *Informe Final sobre Modularización del APS de CN Ascó*. (6 Vol.). 19 de julio de 1995.
- [48] *Carta de ANA al CSN, 806/95/ANA/DT/CSN*: «Ensayos de Recualificación de las Bombas de Refrigeración del Reactor». 29 de noviembre de 1995.
- [49] *Cálculos de HVAC*:
- *Cálculo nº M-81-16.6 (Rev. 1)*: «Variación de la temperatura de las salas de equipo eléctrico de Edificio de Control en la situación de Pérdida Total de Corriente Alterna».
 - *Cálculo nº M-81-23.1 (Rev. 0)*: «Transitorio de Temperatura en la Elevación + 35.0 del Edificio de Control en caso de fallo de ventilación».
 - *Cálculo nº M-81-23.2 (Rev. 0)*: «Variación de temperatura en Salas de Onduladores por pérdida de ventilación y arranque de las unidades 81A19A y B y/o apertura de puertas».

- [50] *Cálculo nº M-81-10.6 (Rev.0), OIP/UTE/ C-M-116-81: «Cálculo Elevación Temperatura en Sala de Control de los Generadores Diesel».*
- [51] *Carta del CSN a ANA, CSN-C-DT-90-448: «Carta Genérica sobre 'Station Blackout'».* 30 de julio de 1990.
- [52] *Estudio de Modificación de Diseño EMD-1/9073: «Miniflujo Bombas de Carga».*
- [53] *NUREG/CR-6432: «Estimated Net Value and Uncertainty for Automating ECCS Switchover at PWRs».* Febrero de 1996.
- [54] *NEA/CSNI/R(97)13: «Role of simulators in operator training».* Junio de 1998.
- [55] *Carta del CSN a ANA: «Análisis Probabilista de Seguridad».* 11 de abril de 1997.
- [56] *Carta de ANA al CSN, 0389/97/ANA/DT/CSN: «Envío Informe de APS en Otros Modos de Operación».* 10 de junio de 1997.

VI. Anexos



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

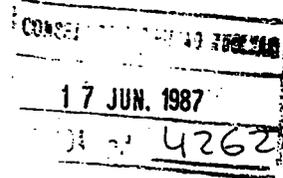


Consejo de Seguridad Nuclear

ASOCIACION NUCLEAR DE ASCO
C/Gerona, 64-66
08009 - BARCELONA
A la Att. D. Juan Alguero

Madrid, 16 de Junio de 1987

N/Refª: CSN/ASC/12/87



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

Muy Sr. mío:

El 25 de Junio de 1986 el Pleno del CSN aprobó el "Programa Integrado de realización y utilización de los APS 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 de Seguridad Nuclear, en su reunión del día 16 de Junio de 1987, decidió seleccionar a la C.N. de Ascó como instalación que debe realizar un Análisis Probabilista de Seguridad.

Como Anexo a esta carta se incluyen los Criterios Generales a seguir por la Asociación Nuclear de Ascó 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 antes de su ejecución.

Atentamente,

Francisco Pascual -
EL PRESIDENTE

Anexo: Criterios
C/c. CEAP
EVARI



Criterios a seguir por la propuesta de un Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Ascó

1. Objetivos

- Identificar los tipos más probables de secuencias de sucesos que podrían llevar a una situación de deterioro o fusión del núcleo del reactor.
- Identificar y analizar de forma más detallada, aún 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 débiles de la seguridad y que contribuyan más a la probabilidad de ocurrencia de accidentes con daño al núcleo.
- Reforzar, mediante cambios de diseño, procedimientos o prácticas operativas, los aspectos identificados como contribuyentes significativos a la probabilidad de ocurrencia de accidentes con daño al núcleo, cuando sea preciso o cuando sea aconsejable 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.
- Analizar la posibilidad y estimar la probabilidad de ocurrencia de situaciones con daño al núcleo del reactor debido a inundaciones originadas por fuentes internas a la central.
- Analizar la fiabilidad de los sistemas de extracción de calor y del aislamiento de la contención para realizar sus funciones cuando sean requeridos en caso de diferentes sucesos iniciadores de posibles secuencias de accidente.
- Disponer en el futuro 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.
- El análisis probabilista a realizar está orientado a la seguridad, sin embargo, sin menoscabo de dicha orientación, será valorado muy positivamente que Asociación Nuclear de Ascó (ANA) incorpore al análisis los aspectos necesarios para permitir también mejorar la disponibilidad de la central, dado que ésta última supondría una mejora adicional en la seguridad.

2. Alcance y metodología

- La metodología a emplear para la realización del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Ascó deberá cumplir, al menos, los requisitos establecidos en la Guía de Procedimientos publicada por la U.S.NRC como NUREG/CR-2815 «Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide». Volumen 1, Revisión 1, de agosto de 1985.
- La metodología a emplear en la realización del análisis de riesgos de incendios del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Ascó deberá cumplir, al menos, los requisitos establecidos en los Capítulos 8 y 10 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, dentro del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Ascó, deberá cumplir, al menos, las líneas generales de realización de análisis de fiabilidad de sistemas y, en particular, las marcadas en análisis similares del sistema de aislamiento de la contención en centrales estadounidenses, como por ejemplo, el «Reactor Safety Study», WASH-1400, de octubre de 1975, y el «Oconee PRA», NSAC/60 de junio de 1984.
- 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.
- La modelación a realizar tomará como base la Unidad I, identificando aquellos aspectos comunes a ambas unidades y diferencias entre ambas unidades, al objeto de permitir una valoración, tanto de cada unidad por separado como de ambas en conjunto.
- Aunque el estudio a realizar no es preciso que tenga un alcance superior al antes indicado, ANA 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. Organización

- En la realización del proyecto habrá de participar personal de ANA y, en particular, personal de explotación, para que los hallazgos efectuados a lo largo y después de la realización del análisis puedan ser implantados más fácilmente en el diseño, procedimientos y prácticas operativas de la central, y para que la modelación de la central represente a ésta de la forma más fiel posible.

- En el caso de que resultara imposible la asignación total y directa de personal de explotación al proyecto, ANA incluirá en su propuesta del Plan de Proyecto, las medidas alternativas adecuadas que garanticen la consecución de los objetivos descritos en el párrafo anterior.
- 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 hubiere, 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. CNA deberá dar las oportunas facilidades a dicho personal para que puedan realizar una completa evaluación del análisis.

4. Programa

- ANA 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 día 31 de diciembre de 1987. Una vez aceptada por el CSN, ANA dispondrá de aproximadamente 18 meses para su ejecución. Es conveniente que ANA 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 Ascó indicando la aceptación del APS

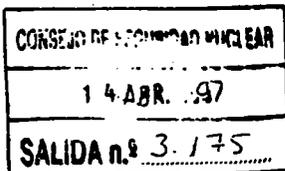
Justo Dorado. 11. 28040 Madrid
Tel: 346 01 00
Fax: 346 05 83

Madrid, 11 de Abril de 1997

CSN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

ASOCIACIÓN NUCLEAR ASCÓ
c/ Tres Torres, 7
08017-BARCELONA



Attn. D. Juan Algueró

ASUNTO: ANÁLISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD

Muy Sr. mío:

Hemos recibido la totalidad de los volúmenes de la Revisión efectuada por Vds. del Informe Final del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la C.N. Ascó. Con ello, se da por satisfecho el requerimiento efectuado por el Pleno del CSN del día 16 de Junio de 1987. Hemos comprobado que, básicamente, esta revisión responde a lo exigido por la evaluación que la Dirección Técnica del CSN ha venido haciendo a lo largo de todo el Proyecto APS.

Así pues, se considera, efectivamente, que C.N. Ascó ha cumplido, por medio de esta revisión, con lo que en dichas fechas el CSN requirió. Este APS ha sido realizado minuciosamente y recogido en una documentación de alta calidad. Se reconoce el esfuerzo llevado a cabo por el Proyecto APS para cumplir con el requerimiento del CSN y para hacerlo; además, incorporando mejoras metodológicas habidas desde las fechas de dicho requerimiento. La alta calidad del APS siempre facilitará las aplicaciones posteriores.

Por último, hay que recordar que el alcance del APS de C.N. Ascó es, de acuerdo con el Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España, inferior a los APS que se han requerido con posterioridad. Por tanto, será necesario que se siga manteniendo recursos por parte de C.N. Ascó dedicados a este tema, puesto que, como ya se recoge en el Programa Integrado, el APS habrá de ser revisado en un próximo futuro hasta llegar a un alcance común con el de todos los APS españoles y, por otra parte, serán necesarios también para ir cumpliendo con el segundo de los objetivos del Programa Integrado, cual es la realización de aplicaciones de los APS.

Sin más, volviendo a reconocer el esfuerzo realizado por C.N. Ascó para cumplir con lo que en su día el CSN requirió, aprovecho la ocasión para saludarle atentamente,


Alfonso Arias Cañete
SECRETARIO GENERAL

C/C SCN, STN —

