

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

CSN

Colección
Otros Documentos
12.1999

CSN



CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

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

Colección
Otros Documentos CSN
Referencia: ODE-04.06

© 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: 84-87275-96-6
Depósito Legal: M. 15.043-1999

 Impreso en papel reciclado

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 Almaraz	27
II.1 Descripción de la central	29
II.2 Alcance del APS	30
II.3 Organización	31
II.4 Metodología	32
II.5 Resultados del APS	33
II.6 Mejoras realizadas en la central	42
III. Resumen de la evaluación del APS	47
III.1 Introducción	49
III.2 Plan de Proyecto y procedimientos	51
III.3 Sucesos iniciadores y árboles de sucesos	53
III.4 Análisis de sistemas	55
III.5 Análisis de datos	57
III.6 Análisis de fiabilidad humana	59
III.7 Análisis de dependencias y fallos de causa común ..	62
III.8 Cuantificación y análisis de resultados	63
III.9 Análisis de incendios	65
III.10 Identificación de temas que podrían estudiarse con mayor detalle	68

IV. Conclusiones	71
V. Referencias	77
VI. Anexos	85
1. Carta del CSN a la central nuclear de Almaraz solicitando la realización de un APS	87
2. Criterios a seguir por la propuesta de un Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Almaraz	89
3. Carta del CSN a la central nuclear de Almaraz indicando la aceptación del APS	93

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 1986 y 1991, en relación al Proyecto de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la central nuclear de Almaraz, de acuerdo con lo requerido por el CSN como consecuencia del Programa Integrado de Realización y Utilización APS en España, 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 desembocar en posibles accidentes. El nivel de detalle y el punto de vista cuantitativo del análisis permiten la discriminación por su importancia para la seguridad de todos los diversos aspectos contenidos en los modelos que se construyen, lo que supone quizá el mayor valor añadido de los APS respecto a análisis anteriores, o clásicos, de la seguridad y lo que es la base para sus aplicaciones posteriores.

En el capítulo II se hace un breve resumen del Proyecto del APS de la central nuclear de Almaraz, de su alcance, 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 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 apartado 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 los EEUU denominado *Reactor Safety Study* (RSS). La organización sucesora de la AEC, la *United States Nuclear Regulatory Commission* (NRC) culminó dicho proyecto y lo publicó en 1975. El RSS fue desde su publicación la referencia metodológica de este tipo de análisis de seguridad, si bien que, naturalmente, la mayor parte de sus aspectos se ha ido perfeccionando con el tiempo. Las técnicas del RSS se fundamentan en técnicas de análisis de fiabilidad desarrolladas para campos como los mencionados al principio.

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

El accidente que tuvo lugar en los EEUU en 1979, en la central nuclear de *Three Mile Island* (TMI), supuso un primer acontecimiento importante que comenzó a hacer sospechar que la ya tradicional aproximación determinista debía ser complementada de alguna forma con aproximaciones que tuvieran más explícitamente en cuenta el concepto de la probabilidad de accidentes, o del riesgo en definitiva. El accidente real de TMI estaba fuera de la base de diseño, pero era una secuencia de posible accidente detectada y analizada en el RSS. Tras ello, la NRC intensificó sus programas de investigación en el Análisis Probabilista de Riesgos y se comenzó a discutir en 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 primera edición del Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España, editado por el CSN en 1986 y que se ha revisado en su edición 2.^a de 1998. No obstante, y para ser coherentes con la definición tradicional de riesgo dada por la NRC, se va a mantener dicha definición a lo largo de esta obra.

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

Ese proceso de identificación y estimación es lo que se ha dado en llamar Nivel 1 de los APS. Este primer nivel es el que cuenta con una metodología más desarrollada y validada, de tal manera que es al que todavía llega la mayoría de los APS que se han llevado y se están llevando a cabo en el mundo. Este nivel está enfocado y pone énfasis en todo lo que respecta a la prevención de accidentes, puesto que, por la naturaleza del análisis, estudia en profundidad la posibilidad de los accidentes y la fiabilidad de los medios y sistemas de seguridad con que cuenta una central para pre-

venirlos. Resumiendo, a grandes rasgos, en los siguientes apartados I.2, I.3 y I.4, de este capítulo los conceptos fundamentales de la metodología de este Nivel 1, en cuanto a su desarrollo lógico y su cuantificación, se puede ver el porqué del beneficio que este nivel supone en lo que respecta a la prevención de accidentes. En el apartado I.5 se hace una breve reseña de las metodologías de análisis de los otros dos niveles de los APS, el 2 dedicado al estudio probabilista del recinto de contención de los productos radiactivos una vez liberados desde el núcleo al interior de dicho recinto, y el 3 o análisis de las consecuencias de las liberaciones de esos productos radiactivos después de un posible fallo de la contención. Finalmente, en el apartado I.6 se mencionan algunas limitaciones y problemas que siguen teniendo estos análisis de seguridad y su difusión y que están haciendo más paulatina la expansión de su uso en aplicaciones directamente relacionadas con la regulación, que, a pesar del avance tecnológico que han supuesto los APS en el conocimiento de todos los aspectos relativos a la seguridad, aún sigue basándose en los principios clásicos deterministas.

I.2. Árboles de sucesos

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

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

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

Estos *árboles de sucesos*, aunque gran parte de los mismos puedan venir configurados por los análisis termohidráulicos realizados en el Capítulo XV de los Estudios de Seguridad clásicos, tienen una base radicalmente diferente y más completa. El número de sucesos que se estudian en el Capítulo XV es limitado y pretende ser una envolvente de diversas categorías de transitorios que pueden suceder en la operación de las centrales nucleares. El número de transitorios a analizar mediante árboles de sucesos no tiene en principio límite y las condiciones representadas por las diversas ramificaciones se salen normalmente de los análisis de dicho Capítulo XV. Esas condiciones se pueden analizar con análisis termohidráulicos nuevos y más detallados, si el esfuerzo compensa por tratarse de secuencias más probables conducentes a posibles daños al núcleo del reactor.

En los *árboles de sucesos* se representan los sucesos iniciadores y las ramificaciones que tienen lugar según tengan éxito o estén indisponibles las subsiguientes funciones/sistemas/acciones. Para cada una de 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 de cada suceso iniciador del grupo.

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

1.3. Árboles de fallos

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

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

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

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

lisis sobrepasa y es mucho más completo que el análisis clásico determinista, según el que 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 cabeceros de los árboles de sucesos, es decir, los responsables directos de las funciones de seguridad. Así pues, los árboles de fallos de los APS son de grandes dimensiones y representables normalmente mediante transferencias entre sus diversas páginas. A pesar de las dimensiones de estos diagramas lógicos, se puede deducir de lo descrito que la 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 desa-

rollo 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 los EEUU, en que gran parte del análisis de detalle que, en lo descrito, se efectúa en el trazado de los árboles de fallos, se efectúa en el de los árboles de sucesos, que son de gran tamaño y que tratan de expresar explícitamente las dependencias entre sistemas originadas por los sistemas de soporte a los sistemas frontales.

1.4. Datos y fiabilidad humana

Antes se ha indicado que las probabilidades de los sucesos básicos se pueden analizar 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, pues-

to que, psicológicamente, se trata de tareas muy diferentes. Las primeras suelen ser tareas rutinarias del trabajo normal de explotación de la central, tales como pruebas, mantenimientos o calibraciones, mientras que las segundas son tareas anormales o, incluso, en emergencia, en las que la formación, la tensión, la capacidad de análisis o el tiempo son parámetros, entre otros, fundamentales.

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

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

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

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

Finalmente, hay otra necesidad de datos en los APS. Estos son los que tienen que ver con posibles causas comunes originarias de fallos concurrentes en diferentes componentes del mismo

tipo o localización, por ejemplo. Aunque hay diversas técnicas para considerar las causas comunes, la cuantificación de los parámetros básicos de dichas técnicas sigue siendo un problema, por la escasez de experiencia estadística en este tipo de fallos. Normalmente, se consideran estos parámetros de forma acotante, dando un valor alto a los mismos, una vez incluidos en los árboles de fallos. El mayor trabajo de análisis está en identificar entre qué sucesos o componentes considerar la posibilidad de causas comunes y su acoplamiento con parámetros que las representen.

Una vez cuantificada la probabilidad de todos los sucesos incluidos en los modelos del APS, es decir, en los árboles de sucesos y de fallos, estas probabilidades se utilizan para cuantificar las probabilidades de las secuencias y la global de la frecuencia de fusión o deterioro del núcleo. A los CCF resultantes se les puede hacer un análisis de las posibles acciones de recuperación que se podrían llevar a cabo en la realidad en caso de producirse los sucesos que los componen. Esas acciones de recuperación devolverían alguno de los componentes de un CCF a situación de éxito, eliminando con ello el propio CCF. Como las acciones de recuperación no tienen “éxito seguro”, en realidad la consideración de una acción de ese tipo lo que hace es introducir un nuevo suceso en el CCF correspondiente y multiplicar su probabilidad por la del fallo en la acción de recuperación.

Los parámetros que caracterizan las probabilidades de los sucesos básicos son estadísticos o conforman distribuciones, luego, en realidad, lo que hay que propagar a través de los modelos 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, 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 comúnmente aceptada y no tiene gran complicación, por ser en cierto modo similar a la tradicional de los Estudios de Seguridad para estimar las consecuencias radiológicas o dosis en caso de accidentes con bajas tasas de fugas de la contención. Los parámetros de entrada básicos, además de los términos fuente, están en las frecuencias de diversos parámetros meteorológicos, en datos demográficos y en el análisis del desarrollo de los planes de emergencia.

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

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

No obstante, esta situación se ha paliado algo haciendo uso de metodologías de análisis de la contención simplificadas y mediante el aprovechamiento de los aspectos de dichos análisis que

ya ofrecen más garantías sobre lo acertado y completo de los mismos, dejando aquellos aspectos donde se han identificado mayores incertidumbres, hasta que los trabajos de investigación consoliden algún método para su consideración. Esta línea simplificada es la de alguna manera propuesta en los análisis de contención propuestos en las guías del *Individual Plant Examination Program*, IPE, de la NRC, que es referenciada como una guía aceptable y apropiada para este Nivel 2 de los APS españoles.

II. El APS de la central nuclear de Almaraz

II. El APS de la Central Nuclear de Almaraz

II.1. Descripción de la central

La central nuclear de Almaraz consta de dos unidades gemelas con un Sistema Nuclear de Producción de Vapor (NSSS) cada una, formado por un reactor de agua ligera a presión (PWR) de Potencia Térmica Autorizada de 2.696 Mw y Potencia Eléctrica de 930 Mw. Estas unidades no comparten edificios que afecten a la seguridad nuclear con excepción del edificio de control. Se halla situada en el municipio de Almaraz (Cáceres) entre la carretera N-V y el embalse del arroyo de Arrocampo. La central es propiedad de Iberdrola (53%), Compañía Sevillana de Electricidad (36%) y Unión Eléctrica-Fenosa (11%).

La Unidad 1 entró en funcionamiento en mayo de 1981, significando el inicio de la explotación de la segunda generación española de centrales nucleares. La Unidad II fue acoplada a la red en octubre de 1983.

El suministrador del NSSS es Westinghouse. La dirección del proyecto corrió a cargo de Empresarios Agrupados, junto con el titular. Las ingenierías fueron Westinghouse, Empresarios Agrupados y Gibbs & Hill, Inc. La central estadounidense considerada bajo el concepto de "central de referencia" de central nuclear de Almaraz es la de North Anna, unidades 1 y 2. Otras centrales estadounidenses con diseños similares en algunos sistemas son las de Farley y Virgil Summer.

Cada Unidad está equipada con tres circuitos de refrigeración. Su diseño mecánico, termohidráulico y nuclear es similar al de otras unidades de diseño Westinghouse, en lo que se refiere al NSSS y a los principales sistemas de seguridad. Estos sistemas de seguridad son principalmente el de refrigeración de emergencia del núcleo (SIS), con sus subsistemas de alta y de baja presión, y el de refrigeración del recinto de contención (RC). La refrigeración externa es abierta al embalse de Arrocampo.

Otros sistemas responsables directos de funciones de seguridad, o frontales en la terminología de los APS descrita en el capítulo 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 concreta de cada central, son los encargados de la refrigeración de los componentes de los sistemas de seguridad, esto es, el sistema de refrigeración de componentes (CCW), el de refrigeración de servicios esenciales (SW), el de ventilación de las salas de ubicación de componentes de seguridad y, en esta central, el de refrigeración del edificio de turbina. Otros sistemas so-

porte son los encargados del suministro eléctrico de potencia y de control, esto es, los sistemas de corriente alterna, 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 al generador diesel, el sistema del secuenciador de salvaguardias y el sistema de estado sólido para actuación de las salvaguardias tecnológicas.

Todos los sistemas mencionados son analizados y modelizados en el APS de la central nuclear de Almaraz.

II.2. Alcance del APS

El CSN decidió requerir a la central nuclear de Almaraz la realización de un APS simultáneamente con la decisión de aprobar la Primera Edición del Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España en junio de 1986. Así, con fecha de 4 de julio de 1986, el Presidente del CSN emitió la carta con dicha petición. En el Anexo 1 de este informe se incluye copia de dicha carta con los criterios de realización del APS adjuntos a la misma recogidas en el Anexo 2.

La filosofía del Programa Integrado es, en cuanto a la realización de los APS, la de requerir específicamente a cada central la realización de los proyectos correspondientes de una forma escalonada en el tiempo y en el alcance, de manera que se favorezca la asimilación de la metodología y el llevar a cabo los proyectos con recursos fundamentalmente españoles. Cada APS se revisará después hasta llegar a un alcance común, marcado por la Segunda Edición del Programa Integrado.

Así pues, el APS de la central nuclear de Almaraz, segundo APS español y primero de los realizados en el marco del Programa Integrado fue requerido con un alcance algo superior al del primer APS español, el de la central nuclear de Santa María de Garoña, estudio pionero solicitado por el CSN en 1983 y realizado y evaluado entre 1984 y 1985. El alcance de este APS fue el de un APS de Nivel 1 para los iniciadores originados durante la operación a plena potencia del reactor. Adicionalmente a dicho alcance, el CSN requirió que se analizase en el APS de la central nuclear de Almaraz también el riesgo originado por la posible declaración de incendios en la central durante esa operación a plena potencia y la fiabilidad de los sistemas activos de la contención, con poca influencia en el Nivel 1 del APS, pero fundamentales para un futuro Nivel 2. Se utilizó la Unidad I como base para el análisis, pero el requerimiento del CSN incluyó, y así lo llevó a cabo la central nuclear de Almaraz, la realización de un análisis de identificación de las interfases y diferencias de diseño de la Unidad II respecto a la Unidad I, evaluando el impacto de dichas diferencias.

En la carta de petición del APS se marcan asimismo los objetivos del proyecto, que se pueden resumir en tres principales, de acuerdo a los objetivos del Programa Integrado:

- Identificar las secuencias de sucesos que con mayor probabilidad pudieran dar lugar a un deterioro o fusión del núcleo del reactor y evaluar su frecuencia de ocurrencia.
- Identificar los puntos débiles para la seguridad del diseño, procedimientos o prácticas de los operadores, para mejorarlos en lo que sea factible.
- Desarrollar un modelo probabilista de la central que sirva de base para diferentes aplicaciones y toma de decisiones en aspectos adicionales a la propia realización del APS.

II.3. Organización

Para dar cumplimiento a lo solicitado por el CSN, la central nuclear de Almaraz organizó un Proyecto que tuvo unos tres años de duración, desde finales de 1987 a principios de 1991.

La Dirección del Proyecto, siguiendo lo requerido por el CSN, fue ejercida por personal de la propia organización de la central nuclear de Almaraz. Así mismo, la central aportó medios humanos al proyecto, consistentes en cuatro personas, dos de ellas a tiempo completo, una de la organización de Operación (por requerimiento del CSN) y otra de los servicios técnicos. El objetivo de implicar lo más posible a personal de la central nuclear de Almaraz era para promover el mejor conocimiento posible de la tecnología del APS, y del APS concreto de esta central, entre el personal de la misma, lo que se considera fundamental para las posteriores aplicaciones.

El personal del Proyecto en sí, incluyendo la Jefatura del Proyecto y la Garantía de Calidad Técnica fue aportado por dos empresas de ingeniería españolas, Empresarios Agrupados y Uitesa. Hasta un total de 18 personas de esas empresas formaron parte de dicho equipo, con diversas dedicaciones. Hubo personas encargadas, como Jefes de Tarea, de la coordinación de las principales tareas del Proyecto, esto es, análisis de datos, análisis de sistemas, análisis de secuencias y cuantificación, análisis de fiabilidad humana, análisis de fallos de causa común y análisis de incendios. También personal de estas empresas se encargó de una tarea considerada fundamental en la realización de estos proyectos, la Garantía de Calidad Técnica, en la que se revisaban internamente todos los informes intermedios de tarea antes de ser remitidos a la evaluación externa del CSN.

La central nuclear de Almaraz también contrató para este Proyecto los servicios de la empresa estadounidense NUS Corporation, que aportó una persona a tiempo completo y otras tres

con dedicación parcial. Este personal se encargó de asesorar al personal del proyecto y favorecer la transferencia y asimilación de la tecnología.

Según información de la central nuclear de Almaraz, el total de esfuerzo en horas-persona (h-p) facturados por las empresas contratistas fue de 71.547. El coste final del Proyecto, sin incluir el esfuerzo del personal de la central nuclear de Almaraz, fue de 386 millones de pesetas.

Hubo una revisión externa a la de la propia organización del Proyecto, que fue realizada por la compañía eléctrica estadounidense Yankee Atomic, con un esfuerzo total de 250 h-p.

Finalmente, como se explica con mayor detalle en el capítulo III de este informe, también hubo personal del CSN asignado a tiempo completo a la evaluación continua e interactiva de este Proyecto. La dedicación se estima en dos personas a tiempo completo y otras tres personas a tiempo parcial, suponiendo unas 15.000 h-p.

II.4. Metodología

De acuerdo con el requerimiento del CSN (ver Anexo 2), la guía metodológica básica usada en el Proyecto de APS de la central nuclear de Almaraz fue la contenida en los dos volúmenes del documento de la USNRC, NUREG/CR-2815, en su Revisión 1 de agosto de 1985. Esta Guía de Procedimientos para APS fue preparada por la USNRC como documento base para la realización de APS en aquel país de acuerdo con lo que iba a ser el *National Reliability Evaluation Program*. Este Programa no fue finalmente llevado a cabo en los EEUU, donde hasta 1988 no se tomó la decisión de requerir la realización de estudios de riesgo a todas las centrales nucleares estadounidenses. En ese sentido, España se adelantó varios años a la decisión final tomada en EEUU y utilizó la guía metodológica de lo que iba a ser en aquellos años un programa estadounidense similar al español.

Las orientaciones metodológicas del NUREG/CR-2815 fueron seguidas por la central nuclear de Almaraz a la hora de desarrollar un Manual de Procedimientos detallado para cada una de las tareas principales en las que se descompone un APS. Los Procedimientos de este Proyecto fueron evaluados de forma prioritaria por el CSN al poco tiempo de ser preparados y emitidos, tal y como se describe en el capítulo III. En general, la metodología detallada seguida por la central nuclear de Almaraz respondió al “estado del arte” del momento, representando incluso un avance, en algunos aspectos, respecto a lo recogido en el NUREG/CR-2815. La metodología de análisis de datos específicos, con el desarrollo de una Base Genérica de Datos y la realización de actualizaciones bayesianas es un ejemplo.

También se utilizó metodología avanzada con respecto a lo expresado en el NUREG/CR-2815 en la realización del Análisis de Fallos de Causa Común, llevando a cabo un extenso análisis de la aplicabilidad de los sucesos reales de fallos dependientes habidos y recogidos en Bancos de Datos como el del *Nuclear Power Experience*. Se mejoró también el Análisis de Sistemas, sobre todo en nivel de detalle y de documentación. El Análisis de Fiabilidad Humana supuso también un avance en el uso de las curvas del modelo *Human Reliability Curves*, complementándolas con el análisis de la tarea manual de la acción a efectuar por el operador en cada caso. Otro punto importante es el uso intensivo que se hace en este APS de la posibilidad de considerar acciones de recuperación, lo que es importante desde el punto de vista de la seguridad, pues, de alguna forma, permite tener previstas acciones concretas a tomar, en caso de llegarse en la realidad a las situaciones que se están analizando. También es de destacar el gran número de análisis de sensibilidad que se decidió llevar a cabo sobre los aspectos especialmente inciertos de la metodología del Análisis de Incendios.

Se puede decir, en definitiva, que los procedimientos preparados y seguidos en el desarrollo del APS de la central nuclear de Almaraz eran unos procedimientos de trabajo adecuados para su tiempo y, en muchos aspectos, avanzados. Los mismos fueron usados como base de los procedimientos de Proyectos de APS posteriores, en algunos casos con las naturales mejoras que iba marcando el paso del tiempo y los desarrollos internacionales, pero en muchos casos y particularmente en el del Análisis de Sistemas, los procedimientos del APS de la central nuclear de Almaraz siguen siendo fundamentalmente la metodología seguida para los APS españoles.

II.5. Resultados del APS

Los resultados cuantitativos de este APS de la central nuclear de Almaraz se pueden exponer de una forma esquemática como se indica en la siguiente tabla. En ella se incluyen los resultados cuantificados para los valores medios de las frecuencias de daño al núcleo (FDN) de cada grupo de sucesos iniciadores analizado en este APS, es decir, las sumas de las frecuencias de las secuencias que conducen a daño al núcleo en cada árbol de sucesos. Se expone asimismo la contribución porcentual de cada grupo de sucesos iniciadores a la frecuencia total de daño al núcleo por iniciadores internos, esto es, excluyendo los incendios, que se exponen por separado.

Para dar algún detalle más valioso que la simple exposición de los valores cuantitativos alcanzados, se incluye a continuación una descripción de los sucesos más importantes que pueden conducir a las secuencias que más contribuyen a la frecuencia de daño al núcleo dentro de cada uno de los seis grupos de sucesos iniciadores más significativos. Esta descripción se ha extraído básicamente de la Sección 8 del referido Informe Final del APS, en su Revisión 1.

Grupos de iniciadores	Frecuencia (/año)	Contribución (%)
LOCAs pequeños	1,16 E-5	30,70
LOCAs medianos	5,83 E-6	15,40
LOCAs grandes	5,66 E-6	15,00
Transitorios (*)	2,83 E-6	7,46
SBO	2,74 E-6	7,26
SGTR (1 tubo)	1,86 E-6	4,91
MSLBs antes de MSIV (**)	1,36 E-6	3,58
SGTR (múltiples tubos)	1,32 E-6	3,50
Pérdida de C.C., tren B	1,08 E-6	2,84
LOCAs en interfases	9,57 E-7	2,53
Pérdida de C.C., tren A	9,49 E-7	2,51
Pérdidas de SW ó CCW	8,44 E-7	2,23
Roturas de Vasija	2,66 E-7	0,70
LOOP	2,48 E-7	0,65
MSLBs después de MSIV	2,19 E-7	0,58
Pérdidas de barra AR1C4	4,37 E-8	0,12
ATWS	1,84 E-8	0,05
IS inadvertida	4,40 E-9	Despreciable
FDN TOTAL	3,78 E-5	100
FDN Incendios	2,11E-5	—

(*) Incluye el Disparo de reactor y Turbina (7,43%), las Pérdidas de Vacío del Condensador (0,03%), las Pérdidas de Agua de Alimentación (despreciable), las Pérdidas del Aire de Instrumentos (despreciable) y las Pérdidas del Sistema de Enfriamiento del Edificio de Turbina (despreciable).

(**) Incluye las Roturas de Línea de Vapor antes de las MSIV (2,70%) y las Roturas de Agua de Alimentación Principal (0,88%).

Estos resultados cuantitativos son analizados y discutidos en detalle en el Informe Final del APS de la central nuclear de Almaraz y corresponden a la versión del APS (Revisión 1) que incluía ya los puntos pendientes identificados por la evaluación del CSN, es decir, son resultados aceptados por el CSN.

II.5.1. LOCAs pequeños

La secuencia más dominante, o que más contribuye a la frecuencia de daño al núcleo por este grupo de iniciadores, es aquella en la que el daño es una consecuencia del fallo de la recirculación de la inyección a baja presión desde los sumideros de la contención. Contribuye en un 90,5% a la FDN por LOCAs pequeños. Los fallos dominantes de esta secuencia son el fallo del operador en el alineamiento del Sistema de Refrigeración de Componentes una vez cambiada la inyección de baja presión a

recirculación, los fallos independientes y de causa común de las válvulas de succión desde los sumideros SII-8811A/B, el fallo al arranque y el mantenimiento de las bombas del Sistema de Evacuación de Calor Residual, el fallo al arranque de la bomba del Sistema de Refrigeración de Componentes CC1-PP-2B y de la bomba del Sistema de Agua de Servicios Esenciales SW1-PP-01B y el fallo de causa común residual al arranque de las bombas del Sistema de Evacuación de Calor Residual. Las acciones de recuperación, es decir, las acciones que se han analizado y que podrían efectuarse una vez declarada la secuencia accidental para devolver alguno de sus sucesos a un estado de éxito, que se han postulado en este caso, son las conducentes a la recuperación de los fallos independientes de válvulas motorizadas y de los fallos de causa común de las mismas.

La otra secuencia dominante para los LOCAs pequeños, aunque mucho menor contribuyente que la anterior, sólo un 5,64%, es la que conduce a daño al núcleo al fallar el Sistema de Inyección a Alta Presión. Los fallos dominantes son, aparte de los propios de las bombas del sistema y de las bombas de refrigeración de componentes y de servicios esenciales, los de apertura de las válvulas SII-8926A/B y SII-8906 del Sistema de Inyección a Alta Presión y el fallo a permanecer abierta de la CS1-8481 del Sistema de Control Químico y Volumétrico y el fallo de causa común residual a la apertura de las válvulas LCV-115B/D del Sistema de Control Químico y Volumétrico. Las acciones de recuperación postuladas son la recuperación de los fallos independientes y de los fallos de causa común en las válvulas motorizadas. Otros fallos importantes son la pérdida del suministro eléctrico en la batería DC1-1B1, el fallo a continuar operando de la unidad enfriadora VA1-HX65A de la sala de la bomba de carga y la pérdida de función del transmisor de caudal CC1-FT3413.

II.5.2. LOCAs intermedios

La única secuencia del árbol de sucesos de este grupo de iniciadores que contribuye en más de un 5% a la FDN por LOCAs intermedios es la que conduce a daño al núcleo por fallo de la recirculación a alta presión de la inyección de seguridad. Dicha contribución es de un 98,86%. Los fallos dominantes en esta secuencia son los de los transmisores de presión RH1-600A/B que enclavan las válvulas de interconexión entre los sistemas de alta y de baja presión en el modo de recirculación (pese a haberse postulado su recuperación), los fallos independientes y de causa común a la apertura de las válvulas de succión de los sumideros, los de las válvulas de los intercambiadores de calor residual CC1-HV3430/3431 y los de las válvulas de interconexión entre alta y baja presión RH1-8706A/B, el fallo al arranque y de causa común de las bombas del Sistema de Evacuación de Calor Residual y su mantenimiento y el de las bombas de componentes y servicios de tren B. Otros fallos muy importantes son los del operador en las acciones de apoyo a la recirculación a alta presión y al cambiar de inyección de alta presión a recirculación. Las acciones de recuperación postula-

das son las de los fallos independientes y de causa común de las válvulas motorizadas y la recuperación en el alineamiento al modo de recirculación del sistema de inyección a alta presión al anular la señal de los transmisores PT600A/B.

II.5.3. LOCAs grandes

Hay cuatro secuencias dominantes para este grupo de sucesos iniciadores. La mayor contribuyente, en un 43,47%, es la que conduce a daño al núcleo al fallar el Sistema de Inyección a Baja Presión en el modo de recirculación a ramas frías. Los fallos dominantes son los fallos de causa común residual al cierre en las válvulas CC1-HV3426/3428 y a la apertura entre las válvulas CC1-HV3430/3431 y los fallos independientes y de causa común de las válvulas de succión de los sumideros SI1-8811A/B y SI1-8812A/B. En el caso concreto de las acciones del operador para el alineamiento de la recirculación, su contribución no es muy grande debido a que las acciones para la recirculación a baja presión son automáticas y a que el resto de las acciones corresponden a la recirculación del Sistema de Aspersión de la Contención, únicamente requerido para mantener la integridad del sumidero de la contención, por lo que esa probabilidad de fallo humano vendrá multiplicada por la probabilidad de fallo del sumidero en esas circunstancias.

La siguiente secuencia en contribución a la FDN es la que conduce a daño al núcleo al fallar la descarga de los acumuladores. Los fallos dominantes son los de las válvulas 8956A/B/C y 8948A/B/C, debido a que, dado el tamaño de la rotura, uno de los acumuladores descarga directamente a la contención y, por tanto, con el fallo de una válvula fallará la descarga de otro, no cumpliéndose el criterio de éxito requerido. La contribución de esta secuencia a la FDN por LOCAs grandes es de un 27,35%.

Una tercera secuencia contribuye un 13,13%. Es la que conduce a daño al núcleo al fallar el Sistema de Inyección a Baja Presión en el modo de inyección. Los fallos dominantes incluyen fallos de causa común residual al arranque de las motobombas RHAPRH01/02 del Sistema de Evacuación de Calor Residual, el mantenimiento de las mismas, el fallo al arranque de las bombas motorizadas SW1-PP01B y de la bomba CC1-PP-2B, el fallo de la señal lógica de los módulos A517K, A517J, A313B y A216A y el fallo de las válvulas de retención SI1-8958A y RH1-8740A.

Finalmente, una cuarta secuencia contribuye en un 12,72%. Es la que conduce a daño al núcleo al haber fallado el Sistema de Inyección a Baja presión en el modo de recirculación a ramas calientes. Los fallos dominantes, aparte de los indicados antes de forma general (válvulas de succión desde los sumideros, válvulas de la refrigeración de componentes, etc.), son los debidos a mantenimiento de los tramos en la descarga de las bombas del sistema, el error del operador en el realinea-

miento a ramas calientes y el fallo a la apertura de la válvula 8859 en la descarga del sistema a ramas calientes. Las acciones de recuperación postuladas para esta secuencia son las de los fallos independientes y de causa común de válvulas motorizadas y la recuperación de los fallos eléctricos de la válvula SI1-8859. Para las otras secuencias dominantes descritas antes no se postularon acciones de recuperación por tratarse de secuencias muy rápidas y tener, por tanto, poco tiempo disponible para la realización de esas acciones humanas.

II.5.4. Transitorios genéricos

Como se ha indicado en la tabla, el único suceso iniciador de este grupo que contribuye apreciablemente a la FDN es el Disparo de Reactor y Turbina, debido, sobre todo, a la relativamente alta frecuencia de ocurrencia del propio suceso iniciador. Para este suceso se ha considerado la recuperación del Sistema de Agua de Alimentación Principal ante el fallo del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar, únicamente si el disparo no se ha producido por “Alto Nivel en un Generador de Vapor”. Por otra parte, aparecen como claramente dominantes, en general, la indisponibilidad por mantenimiento del tramo de suministro de vapor a la turbobomba del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar, el fallo del operador en el control de ese sistema, el fallo de la turbobomba y el de la válvula de suministro de vapor a la misma.

Dos son las secuencias fundamentales que contribuyen en la FDN por este grupo de iniciadores. Una contribuye un 20,19% y la otra un 70,81%. La primera conduce a daño al núcleo al fallar el Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar y el Sistema de Inyección a Alta Presión en modo de recirculación, habiendo tenido éxito el *Feed & Bleed*. La segunda conduce a daño al núcleo al fallar dicho Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar y fallar la operación de *Feed & Bleed*.

Los fallos más dominantes son los fallos del operador al realizar las acciones a corto plazo en el cambio de inyección a recirculación, en el control de las motobombas y en el arranque del tren B de componentes y servicios ante fallo de la unidad de ventilación de la sala de motobombas de tren A. Adicionalmente cabe destacar los fallos asociados a la turbobomba, ya mencionados antes de forma general, y también el fallo de causa común de las motobombas, el mantenimiento de la unidad de ventilación de sala de las motobombas de tren A, los fallos de causa común residual a la operación de las válvulas de control de agua de alimentación AF1-FV1681A/1682A y el fallo a permanecer abiertas de las válvulas CC1-101 y CC1-105 (válvulas de componentes a las unidades de refrigeración de sala de las motobombas) como consecuencia del no arranque automático del tren B de componentes y servicios esenciales. Las acciones de recuperación postuladas fueron la alineación al modo de recirculación del sistema de inyección a alta presión anulando la señal de los transmisores PT600A/B, la apertura de las válvulas MS1-4783/4/5 de suministro de vapor a la turbobomba

anulando la lógica de rotura de tuberías actuada por mala calibración de los instrumentos, la recuperación de los fallos independientes de las válvulas motorizadas SI1-8809A/B, la recuperación de los fallos de causa común de las válvulas RH1-8706A/B, la apertura de las válvulas de control de las motobombas cerradas durante pruebas y la de la válvula manual AF1-183 cerrada durante la prueba de la turbobomba. También se consideraron la apertura de las válvulas de control de las motobombas en posición incorrecta después de pruebas y la apertura de la mencionada válvula AF1-183 mal posicionada después de la prueba de la turbobomba.

Con respecto a la segunda secuencia mencionada, los fallos dominantes son los del operador al controlar el Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar, al realizar el *Feed & Bleed* y en el arranque del tren B de componentes y servicios. También son importantes los fallos a la apertura de las válvulas de alivio del presionador RC1-PCV444A/445, el fallo de la turbobomba AF1-PP-2 al arranque, el mantenimiento en el tramo de suministro de vapor a la misma, el fallo a la apertura de la válvula de suministro de vapor a la turbobomba (MS1-HV4789) y el mantenimiento de la barra 1A4 y de la unidad de ventilación de tren A de refrigeración de sala de las motobombas. Las acciones de recuperación postuladas en este caso han sido las aplicables ya descritas en la secuencia anterior y la recuperación del error humano sobre las válvulas de aislamiento de las válvulas de alivio del presionador RC1-8000A/B, la posibilidad de recuperar la energía exterior antes de una hora y la recuperación de los fallos de causa común de las válvulas CS1-LCV115B/C y los de las SI1-8801A/B.

II.5.5. Rotura de tubos de un generador de vapor

Como se recoge en la tabla 1 (pág. 34), la contribución a la frecuencia total de daño al núcleo como consecuencia de este grupo de sucesos iniciadores es de un 7,95%, siendo la parte correspondiente a un solo tubo del 4,57% y de un 3,38% la de la rotura múltiple de tubos.

En estos sucesos iniciadores, tanto en rotura de un tubo como en roturas de múltiples tubos, dado que se requiere la actuación del operador para mitigar los posibles daños al núcleo, los errores del mismo aparecen como dominantes en el conjunto del suceso. Dentro de los posibles errores el más dominante es el error en la despresurización y enfriamiento del primario a corto y largo plazo. Para el caso de roturas múltiples, al requerirse el funcionamiento del Sistema de Evacuación de Calor Residual, también aparece como dominante el error asociado al funcionamiento del mismo, esto es, el control del enfriamiento. Dentro de los fallos de componentes, el más importante es el fallo de causa común al cierre de las válvulas de aislamiento de vapor principal. Finalmente, también aparecen la pérdida de función de las barras 1A3 y 1D3, así como el mantenimiento del centro de fuerza 1B4B.

Cinco son los tipos de secuencia que más contribuyen al riesgo por estos sucesos. Aplicando únicamente a la rotura de un tubo, es un contribuyente importante la secuencia que conduce a daño al núcleo al fallar al cierre la válvula de alivio del presionador y estar indisponible el Sistema de Evacuación de Calor Residual. Los fallos dominantes son los propios de las válvulas de alivio del presionador al cierre y la pérdida del suministro eléctrico a las válvulas motorizadas de aislamiento del Sistema de Evacuación de Calor Residual. La única acción de recuperación postulada ha sido la de puentear los permisivos de presión del primario de las válvulas de aislamiento del Sistema de Evacuación de Calor Residual. La contribución de esta secuencia a la frecuencia de daño al núcleo por rotura de un tubo de un generador de vapor es del 3,76%.

Aplicando únicamente a la rotura múltiple de tubos hay dos secuencias dominantes. La primera es la que conduce a daño al núcleo al fallar el enfriamiento y despresurización del primario a corto plazo y del Sistema de Evacuación de Calor Residual. Los fallos dominantes son los errores humanos en realizar las acciones necesarias, esto es, enfriamiento y despresurización y alineamiento del sistema. Los fallos mecánicos más importantes son los de las válvulas de aislamiento y los de las bombas del Sistema de Evacuación de Calor Residual. Las acciones de recuperación postuladas fueron la recuperación del fallo de causa común de las válvulas de refrigeración de componentes de los intercambiadores de calor de evacuación de calor residual y de las de aislamiento de servicios no esenciales y el puenteo de los permisivos de presión del primario de las válvulas de aislamiento del Sistema de Evacuación de Calor Residual. La contribución de esta secuencia a la FDN por rotura múltiple de tubos es del 19,09%.

La segunda secuencia importante aplicable sólo a la rotura múltiple es la que conduce a daño al núcleo al fallar el aislamiento y el Sistema de Evacuación de Calor Residual. Los fallos dominantes son el fallo de causa común de las válvulas de aislamiento de vapor principal y los errores humanos de alineamiento del Sistema de Evacuación de Calor Residual y de aislamiento de la rotura. También son importantes los fallos de las válvulas motorizadas de refrigeración de componentes a los intercambiadores de calor residual y los de las válvulas del Sistema de Evacuación de Calor Residual, esto es, las de aislamiento y las de interconexión con el tanque de recarga, así como la pérdida de función de los transmisores de presión del primario RC1-IP402/3, que permiten las aperturas de las válvulas de aislamiento de Evacuación de Calor Residual. Las acciones de recuperación postuladas han sido el puenteo del permisivo de presión del primario para apertura de las válvulas de aislamiento del Sistema de Evacuación de Calor Residual y el aislamiento alternativo de los dos generadores de vapor intactos. La contribución de esta secuencia a la FDN de la rotura múltiple de tubos de un generador de vapor es del 19,68%.

Finalmente, hay dos tipos de secuencias que afectan tanto a la rotura de uno como a la de múltiples tubos. La primera conduce a daño al núcleo al fallar el enfriamiento y despresurización a corto y largo plazo. Los fallos dominantes son los errores humanos en el enfriamiento y despresuri-

zación y la pérdida de suministro eléctrico de tren A, que ocasiona la pérdida del aire de instrumentos. Las acciones de recuperación postuladas han sido la apertura de las válvulas de aislamiento de las válvulas de alivio del presionador en posición incorrecta después de pruebas, el alineamiento de los compresores diesel auxiliares ante fallos propios del aire de instrumentos y la recuperación del suministro eléctrico a la barra 1A3. La contribución de esta secuencia es de un 32,51% a la FDN de la rotura de un tubo y de un 35,05% a la de roturas múltiples.

La segunda secuencia que afecta a los dos tipos es la que conduce a daño al núcleo al fallar el aislamiento el generador de vapor afectado y el enfriamiento y despresurización a largo plazo. Los fallos dominantes son los propios de los operadores a realizar dichas acciones y el fallo de causa común de las válvulas de aislamiento al cierre. Las acciones de recuperación postuladas fueron el aislamiento de los generadores de vapor intactos y la recuperación del suministro eléctrico a la barra 1A3. Adicionalmente, para el caso de rotura múltiple, se ha postulado el alineamiento de los compresores diesel auxiliares. La contribución de esta secuencia a la FDN es del 60,17% para el caso de rotura de un tubo y del 24,38% para el caso de rotura múltiple.

II.5.6. Pérdida de energía exterior (Pérdida total de AC)

El criterio que se siguió para la cuantificación de las secuencias correspondientes a este suceso iniciador fue el de postular los máximos tiempos disponibles para la recuperación de la energía exterior como aquéllos en que se produce la recuperación. Sin embargo, esta situación puede considerarse como conservadora, dado que, si bien la probabilidad de no recuperación disminuye, aumentan las probabilidades de todas las acciones humanas (desconexión de cargas, alineamiento desde el parque y reconexión), así como la probabilidad de fallo de los sellos de las bombas del primario. Los fallos dominantes son los errores del operador en el arranque de los equipos una vez recuperada la energía exterior, los fallos asociados a la turbobomba del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar, el fallo de los generadores diesel y de su refrigeración y el fallo de las baterías.

Tres son las secuencias dominantes. Una de ellas conduce a daño al núcleo al fallar la recuperación a largo plazo (4 horas). Los fallos dominantes son los de los generadores diesel, el error del operador en el re arranque de equipos y los fallos de las bombas de componentes y servicios esenciales. La única acción de recuperación postulada ha sido la del alineamiento de interruptores a barras 1A3 ó 1A4 ante fallo de las baterías y una vez recuperada la energía exterior. La contribución de esta secuencia a la frecuencia de daño al núcleo por este suceso iniciador es del 18,90%.

Una segunda secuencia conduce a daño al núcleo al fallar la turbobomba de agua de alimentación auxiliar, recuperar la energía exterior en 4.840 segundos y no poder inyectar agua con

las motobombas. Los fallos dominantes en esta secuencia son los de las bombas del Sistema de Agua de Servicios Esenciales y del Sistema de Agua de Refrigeración de Componentes y los fallos de la turbobomba (mantenimiento del tramo de suministro de vapor, fallo de la propia turbobomba, pérdida del inversor 2 y fallo de la válvula de suministro de vapor MS1-HV4789). Se postularon las siguientes recuperaciones: la anulación de la lógica de rotura de líneas, actuada por mala calibración de los instrumentos, para abrir las válvulas MS1-4783/4/5 de suministro de vapor a la turbobomba y la apertura de la válvula AF1-183 mal posicionada después de la prueba de la turbobomba. La contribución de esta secuencia a la frecuencia de daño al núcleo por el iniciador de pérdida de suministro eléctrico externo es del 12,42%.

Finalmente, una tercera secuencia es la mayor contribuyente a la FDN por este iniciador. Su contribución es del 67,08% y se trata de la secuencia que conduce a daño al núcleo al fallar la turbobomba de agua de alimentación auxiliar y no recuperar energía exterior en 4.840 segundos. Los fallos dominantes son el error del operador en el re arranque de equipos (analizados dentro de la probabilidad de no recuperación de energía exterior), los fallos de los generadores diesel, los de las baterías y los fallos de la turbobomba. Las recuperaciones consideradas son las mismas que las descritas para la secuencia anterior.

Hay que mencionar que la central nuclear de Almaraz realizó los análisis de incertidumbre estadística a los resultados y que, según ese análisis la media del valor total de la FDN por sucesos internos era la que se expone en la tabla 1 (pág. 34), $3,78 \text{ E-5/año}$, obteniéndose también otros valores interesantes de la distribución: la mediana, $3,17 \text{ E-5/año}$, el percentil del 5%, $1,17 \text{ E-5/año}$, y el percentil del 95%, $1,52 \text{ E-4/año}$.

Finalmente, en este APS se realizaron numerosos análisis de sensibilidad a algunos aspectos dudosos y de cuyo impacto se quería tener una visión más fiel. En concreto, se analizaron, entre otros casos, la sensibilidad de los resultados cuantitativos a la eliminación de los fallos de causa común (-24% en el valor de la FDN), a la asignación de valores genéricos de la bibliografía de la USNRC para el fallo de bombas y válvulas motorizadas (-20,1%), a la asignación de los percentiles del 5% y del 95% a todos los sucesos básicos, a la asignación de los percentiles del 5% y del 95% a las acciones humanas, al cambio del factor de *stress* en determinadas acciones humanas (+19,3%), a la utilización de un factor beta genérico para fallos de causa común (+5,8%), a la asignación de fallos de causa común genéricos a los componentes del sistema RPS (+5,8%) y a la asignación de probabilidades de no recuperación de energía eléctrica exterior coherentes con la bibliografía de la industria estadounidense (+8,7%).

Para terminar esta exposición muy sintetizada de los resultados del APS de la central nuclear de Almaraz, hay que mencionar los resultados del Análisis de Incendios, que arrojaron el valor medio

de la FDN que se muestra en la tabla 1, es decir, $2,11 \text{ E-}5/\text{año}$. La metodología de este análisis fue todo lo detallada y meticulosa que permitió el “estado del arte”, descomponiendo el análisis en una fase de análisis selectivo en la que se revisaron todas las áreas y zonas de la central para seleccionar mediante cálculos e hipótesis acotantes aquéllas donde hay mayor riesgo por incendios y que fueron analizadas en una segunda fase de análisis detallado. Se realizó una gran cantidad de análisis de sensibilidad debido a lo incierto de algunos de los parámetros que intervienen en los modelos desarrollados. De ellos se dedujo que los parámetros más significativos que contribuyen a la incertidumbre del análisis son la probabilidad de fallo en la extinción del incendio por medios manuales, la propagación al exterior de incendios iniciados en el interior de Centros de Control de Motores, de paneles, cabinas, etc., los incendios en cables (frecuencias, probabilidad de ocurrencia de cortocircuitos, parámetros físicos), el tratamiento de los combustibles transitorios o la probabilidad de fallo de las barreras antifuego.

Finalmente, hay que mencionar que, de acuerdo a lo requerido por el CSN, la central nuclear de Almaraz realizó un análisis de las diferencias e interfases entre las Unidades I y II de la central, dado que el estudio se hizo tomando como base la Unidad I. El objetivo de este análisis era comprobar si los resultados obtenidos para la Unidad I eran válidos para la Unidad II y, en caso de encontrar diferencias, evaluar su impacto en los resultados. Las conclusiones fueron que no existen diferencias significativas entre ambas unidades que resten validez a los resultados obtenidos en el análisis de sucesos internos. Desde el punto de vista de incendios, hay algunas diferencias más significativas, como son la ubicación del panel de parada remota en la zona EL-12-01 en la Unidad II, en lugar de la SA-04-04 de la Unidad I, aspecto favorable para la Unidad II, la posibilidad de perder las dos bombas de refrigeración de componentes en la zona AU-01-10 o la posibilidad de contribución significativa de las zonas EL-06-02 y EL-06-03 de la Unidad II.

II.6. Mejoras realizadas en la central

El Proyecto APS se realizó sobre el estado del diseño y de la documentación de la central el 30 de abril de 1987. Dada la importancia de algunas modificaciones de diseño o de programas de revisión de procedimientos que estaban en marcha al comienzo del Proyecto, se decidió darles crédito ya en el análisis. Se trata de la incorporación del cuarto generador diesel y de la consideración de las *Emergency Response Guidelines* (ERG), como referencia de unos nuevos Procedimientos de Operación en Emergencia (POE). También se incluyeron algunas modificaciones de diseño que habían sido puestas en marcha independientemente del APS, tales como la de mejora de la fiabilidad del Sistema de Disparo del Reactor, de acuerdo a un incidente habido en la central estadounidense de Salem. Esta modificación consistió en proporcionar disparo automático del reactor a través de las bobinas de disparo en paralelo (*shunt*). Otra modificación considerada fue la llevada a

cabo para eliminar el disparo de la central por señal de disparo de las bombas de refrigeración del reactor, mediante la cual se requiere la pérdida de dos barras de corriente alterna regulada para que se llegue a producir el disparo del reactor. Finalmente, otra modificación considerada de este tipo fue la preparada para mantener la integridad del tanque de agua de alimentación auxiliar ante posibles sobrepresiones y colapsamientos. Todas estas modificaciones fueron discutidas en la evaluación del APS por el CSN y el APS ha supuesto una corroboración de su importancia.

Hubo otras modificaciones de diseño cuya conveniencia fue detectada durante la realización del APS, propuestas por el mismo y llevadas a cabo, total o parcialmente, durante el Proyecto, que les dio crédito. Tres son las más importantes. Se trata, primero, de la que se estimó conveniente considerar durante la fase de análisis de resultados de la primera versión del APS y que consistió fundamentalmente en la adición de una nueva batería, un cargador y un panel de distribución de 125 V de corriente continua, que alimentara a una serie de cargas relacionadas con el funcionamiento de la turbobomba de agua de alimentación auxiliar. Con esta modificación de diseño se mejoraron ostensiblemente los resultados correspondientes al iniciador de pérdida de una barra de corriente continua, así como, aunque en menor medida, el resto de los sucesos iniciadores en que se requiere el Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar. Otra modificación se identificó durante el Análisis del Sistema de Estado Sólido para actuación de las salvaguardias tecnológicas y consistió en hacer factible la detección del fallo de los fusibles 6FU1 y 6FU2 de dicho sistema. Como consecuencia, la pérdida de continuidad de alguno de esos fusibles excita ahora la alarma de “*General Warning*” del sistema. La tercera modificación de diseño llevada a cabo durante el APS e identificada en el mismo fue la que permitió eliminar el suceso iniciador de pérdida de la ventilación de la Sala de Control y que consistió en la incorporación de extractores de techo en cabinas de protección 7300 de Westinghouse.

Finalmente, en cuanto a modificaciones de diseño, hay que mencionar algunas que se han llevado a cabo con posterioridad al APS, en algún caso recomendadas directamente por él o en otros casos valoradas como muy convenientes a la hora del análisis de los resultados y que significarán mejoras adicionales de la seguridad detectables en las cuantificaciones de futuras actualizaciones del APS. Cuatro modificaciones de este tipo son destacables. La primera es la dotación a los circuitos de control de las válvulas de alivio del presionador de doble alimentación de corriente continua, lo que mejorará sensiblemente la fiabilidad de dicha función y, en particular, la del *Feed & Bleed*. Otra muy importante, y sobre la que el personal del Proyecto APS insistió, es el cambio en el diseño de la actuación de apertura y cierre de válvulas para el realineamiento de la inyección de seguridad desde el modo de inyección hasta el modo de recirculación, de tal manera que de una situación inicial, modelizada en la Revisión 1 del APS a que se refiere este informe, en que dicha actuación era semiautomática y requería la actuación del operador, en algunas secuencias con muy poco tiempo disponible, se ha pasado a una actuación automática que mejora-

rá claramente los resultados de las secuencias en que se requiere la recirculación y que son muchas, dada la consideración del *Feed & Bleed* en muchos árboles de sucesos. Otras dos modificaciones fueron sugeridas a lo largo de la realización y evaluación del APS y, finalmente, se han llevado a cabo, aunque no se pueda decir que haya sido únicamente con los argumentos del APS. Se trata de la modificación en la indicación del caudal de inyección de agua de alimentación auxiliar a los generadores de vapor, que anteriormente necesitaba la realización de sumas por el operador de los caudales expuestos en diversos indicadores, dificultando la acción de control de este sistema, una de las acciones humanas más importantes, como se ha indicado, del APS. Esta modificación se decidió llevarla a cabo como consecuencia del Proyecto de Revisión Detallada del Diseño de la Sala de Control. La otra se trata del cambio en el tipo de actuador de las válvulas de aislamiento de las líneas que penetran la contención para purga del hidrógeno y que son utilizadas muy frecuentemente en operación normal para igualación de presiones. Esos actuadores eran eléctricos y ahora son neumáticos, ganándose con ello sustancialmente en cuanto a fiabilidad del sistema de aislamiento de la contención en caso de *Station Blackout*. Dicha mejora del diseño fue discutida durante el análisis del sistema de aislamiento de la contención realizado en este Proyecto de APS, pero las argumentaciones finales para llevar a cabo la modificación las ha debido de aportar la realización del Nivel 2 del APS, llevado a cabo con posterioridad.

Hay otro tipo de mejoras en la seguridad y son las llevadas a cabo mediante modificaciones de procedimientos. En la tabla 8.76 del Informe Final del APS, la central nuclear de Almaraz recoge en forma esquemática las descripciones y referencias de esos cambios (más de 50 entradas en dicha tabla). En resumen, se puede decir que, durante el desarrollo del APS se hizo una revisión sistemática de los procedimientos asociados a funciones y sistemas de seguridad. Esa revisión incluye las Revisiones A y 0 de los Procedimientos de Operación de Emergencia, que, como se ha indicado, se estaban desarrollando en paralelo al Proyecto APS usando como referencia las ERG de Westinghouse y que se beneficiaron de los comentarios que iban surgiendo de la realización del APS.

Aparte de los POEs, el Proyecto APS propuso e hizo que se modificaran numerosos procedimientos de planta para:

- Mejorar la realización de determinadas pruebas periódicas, ampliando sus objetivos (16 casos). Ejemplos: IR1-PV-20.6A (asegurar la operabilidad de las dos líneas de aspiración de las motobombas del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar o AF), IR1-PV-20.6C (asegurar la operabilidad de los tres caminos de alimentación de vapor a la turbobomba del Sistema AF).
- Garantizar la operabilidad de sistemas bajo determinadas circunstancias de operación (12 casos). Ejemplos: OP1-IA-78, ES.0-1 (asegurar caudal de refrigeración de componentes a

las unidades enfriadoras de las motobombas de AF tras un disparo), OP1-IF-40 (inclusión de medidas alternativas para evitar aumento de temperatura en Sala de Control por pérdida de las unidades de aire acondicionado).

- Corregir erratas y errores en la denominación de equipos, posición de válvulas, etc. (22 casos).

Otro tipo de procedimientos que se vieron beneficiados de modificaciones propuestas por el APS fueron las Gamas de Mantenimiento, elaborándose nuevas gamas para garantizar la prueba periódica de determinados componentes (seis casos). Ejemplos: EW1-4581 (prueba de relés de transferencia de alimentación de continua 1A2 y 1A5, así como de contactos estacionarios de interruptores 52/1A11, 52/12A2-1, 52/1A25, 42-1S/1A1, 1A2 y 1A5, 42-2S/1A1, 1A2 y 1A5, 52Sb/1A11, 1A12 y 1A15), MOG-6981 (verificar el estado de las válvulas de aislamiento de la válvula NI1-HV4047B de aporte de nitrógeno al tanque de AF).

Otros cambios de procedimientos implicaron también cambios de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, como el motivado por la minimización del tiempo de puesta en servicio de la línea de derivación del Tanque de Inyección de Boro en caso de necesidad por fallo de la inyección a través del camino normal de inyección (el interruptor de la válvula SI1-8912 pasó a estar insertado en vez de extraído, estando la válvula bloqueada en Sala de Control).

También hubo cambios motivados por la deseada optimización de pruebas y mantenimientos, como la optimización de los mantenimientos de la turbobomba de AF, la reducción de tiempos de indisponibilidad en bombas comunes o la disminución de tiempos muertos entre operabilidad real de componentes tras mantenimiento y levantamiento de los descargos correspondientes.

Finalmente, es de destacar el uso que ya se hizo de este APS durante su realización para la definición de estrategias para mejora de la seguridad, tales como el aprovechamiento de recursos compartidos entre las dos Unidades de la central. Así, se desarrollaron los procedimientos OP1-IF-40 (recuperación de agua de servicios esenciales alineando una bomba desde la otra Unidad) y OP1-IF-41 (recuperación de agua de refrigeración de componentes alineando una bomba desde la otra Unidad).

III. Resumen de la evaluación del APS

III. Resumen de la evaluación del APS

III.1. Introducción

Como se recogía en la edición 1.^a del Programa Integrado, la evaluación de los APS en España, y del APS de la central nuclear de Almaraz en particular, se realizó, hasta la publicación de la edición 2.^a del Programa Integrado, de acuerdo al concepto de Evaluación Continua e Interactiva.

En síntesis, una Evaluación Continua e Interactiva, como la de los APS españoles, consiste en un seguimiento en paralelo de todas las Tareas que se realizan a lo largo del Proyecto, de tal manera que los comentarios y conclusiones de tareas parciales 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 cuando a los humanos, del orden de 100.000 horas-persona). Si la realización de la evaluación fuera *a posteriori* del proyecto, el consumo de recursos del CSN (del orden de 15.000 horas-persona en la evaluación continua e interactiva) debería de ser mucho mayor para llegar al mismo nivel de detalle en la evaluación, las conclusiones de la evaluación tardarían mucho más tiempo en obtenerse y, por tanto, originarían mayor coste a la central al tener que «reabrir» el Proyecto un largo tiempo después, o bien, la evaluación no se realizaría en el mismo nivel de detalle. Esta última situación es la que se da en general en los EEUU debido al hecho de que la NRC no puede tener recursos para realizar este tipo de evaluación interactiva de más de cien APS efectuados simultáneamente. El hecho de que las evaluaciones no sean detalladas implica un menor conocimiento de las hipótesis y contenidos de cada APS y, por tanto, una mayor desconfianza y, en general, menor aplicabilidad de los mismos en los usos que se vislumbran de los APS y que la misma NRC empieza a llevar a cabo y a apoyar.

Así pues, la evaluación del APS de la central nuclear de Almaraz se realizó de forma continua e interactiva. Para ello se asignó una persona a las oficinas del Proyecto desde mediados de 1987, comienzo del mismo, hasta finales de 1989 en que se dio por concluida la Revisión 0 del Informe Final. Otra persona adicional se asignó a las oficinas del Proyecto durante 1988, en que se

llevó a cabo la evaluación de la mayor parte de la Tarea de Análisis de Sistemas, y otras tres personas, a tiempo parcial, apoyaron desde el CSN el trabajo de las dos anteriores y realizaron la evaluación de las Tareas de sus especialidades.

La evaluación se plasmaba normalmente 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 internos de Tareas, estos se entregaban al CSN. La evaluación de esos informes se realizaba haciendo uso de la misma documentación de detalle usada por los analistas del Proyecto y que se encontraba en las oficinas. Tras la evaluación se elaboraban listas de comentarios y preguntas, contenidos en una Agenda de Reunión. En la reunión se discutían los comentarios y respuestas del personal del Proyecto, recogidos después de unas Notas o Actas de Reunión, que se remitían al CSN. El personal del CSN aprobaba o comentaba el contenido de las Notas, que se devolvían al Proyecto, a través de la Dirección Técnica, conteniendo ya la identificación de los Pendientes de cada informe intermedio que se debían incorporar en revisiones posteriores de los mismos y en el Informe Final.

A lo largo de la evaluación, se llevaron a cabo 31 reuniones de este tipo, con sus correspondientes Actas, en las que se recogen los comentarios y preguntas del CSN, así como su resolución. A título orientativo, el número de comentarios y preguntas discutidas en estas reuniones fue del orden de 1.500.

En octubre de 1989, la central nuclear de Almaraz remitió al CSN la Revisión 0 del Informe Final del APS, en la que faltaban por incorporar algunos de los Pendientes del CSN y faltaban por evaluar las últimas Tareas del Proyecto. Tras la evaluación de las mismas y la incorporación de todos los Pendientes, en diciembre de 1990, se remitió al CSN la Revisión 1 del APS, que se comprobó incorporaba todos los Pendientes y se aprobó por carta de la Dirección Técnica de 9 de abril de 1991. En el Anexo 2 del presente informe se incluye copia de dicha carta de aprobación.

Como actividad final, la Dirección Técnica solicitó a la central nuclear de Almaraz que llevara a cabo una presentación al personal del CSN del desarrollo, conclusiones y aplicaciones futuras del APS, lo que se realizó el 24 de mayo de 1991 en el Salón de Actos del CSN, con asistencia de dos Consejeros, el Director Técnico y el personal técnico del CSN de otras Areas que tuvo interés en el tema.

En los siguientes subapartados de este capítulo III se sintetizarán las evaluaciones realizadas 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 Árboles de Sucesos.
- 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.

Previamente a todas ellas se realizaron actividades de evaluación al Plan de Proyecto general y a los Procedimientos de las Tareas específicas, que fueron objeto de las primeras reuniones de evaluación.

Como se ha indicado antes, el proceso de identificación de los Pendientes de la evaluación del CSN se encuentra documentado en detalle en las 31 Notas de Reunión habidas durante la evaluación. Dichas Notas de Reunión se referenciarán en los subapartados posteriores y forman parte de la documentación del Proyecto, disponiéndose de copia en el Area de APS y Factores Humanos (APFU) del CSN y, al tramitarse siempre vía la Dirección Técnica, en el Proyecto de la central nuclear de Almaraz de la SCN y/o en el Archivo General del CSN. En todas esas Notas de Reunión es en donde se contienen todos los detalles de la evaluación realizada.

III.2. Plan de Proyecto y procedimientos

Tras la carta del Presidente del CSN con la petición de realización del APS, se da un plazo a la central para que remita el Plan de Proyecto, o documento general en que se plasmen las líneas que va a seguir el Proyecto para cumplir los objetivos marcados por la mencionada carta.

En el caso de la central nuclear de Almaraz, la elaboración del Plan de Proyecto y evaluación posterior por el CSN, lo que es condición previa al inicio en sí del Proyecto, fue realizado de forma especialmente cuidadosa pues, como en muchos otros aspectos, el APS de Almaraz era el iniciador de una forma de trabajar, de una organización de APS y de un alcance del mismo, que después han seguido un tanto en su proceso los proyectos posteriores. Así pues, en la evaluación del Plan de Proyecto se realizaron en este APS cuatro reuniones, descritas en las Notas de Reunión siguientes:

- AL-25, del 13 de noviembre de 1986
- AL-34, del 20 de febrero de 1987
- AL-35, del 26 de febrero de 1987
- AL-39, del 10 de abril de 1987

En estas reuniones se comenzaron a discutir aspectos organizativos del Proyecto y aspectos generales de la metodología a seguir, siendo, pues, ante todo aclaratorias de los requisitos generales que el CSN había marcado al requerir el APS.

La primera fase en sí de la evaluación se refirió a la evaluación de los Procedimientos del Proyecto. En el caso de Almaraz esta fase fue especialmente minuciosa y detallada por ser el primer APS del Programa Integrado en que se elaboraba un Manual de este tipo, no realizado formalmente en el APS, pionero y anterior, de Santa María de Garoña. La menor experiencia de los analistas y la posibilidad, después confirmada, de que los Procedimientos de este APS fueran la base de los de los APS posteriores, hizo que se dedicara un esfuerzo especial en realizar una evaluación detallada y lo más rápida posible de los mismos de manera que sentaran un método lo más consolidado posible de trabajo para cada Tarea técnica en sí.

La evaluación se plasmó en cinco reuniones, descritas en las Notas de Reunión siguientes:

- AL-46, del 22 de mayo de 1987
- AL-49, de los 11 y 12 de junio de 1987
- AL-50, del 16 de junio de 1987
- AL-51, del 25 de junio de 1987
- AL-56, del 28 de agosto de 1987

Y también, parcialmente, en la posterior AL-69, en la que se realimentó al Procedimiento de Análisis de Sistemas desde la evaluación de los análisis en sí de los primeros sistemas.

Los aspectos más interesantes y de mayor discusión se refieren al Procedimiento Administrativo de interacción entre el CSN y el Proyecto, que hubo de escribirse de nuevo, debido al hecho de que era el primer APS en que el personal del CSN era el asignado directamente a las oficinas del Proyecto, y el Procedimiento de Análisis de Sistemas, en el que hubo mucha discusión respecto del nivel de detalle del análisis para identificar dependencias en los modos de fallo de componentes distintos y que, en gran parte, vino motivada por la falta de experiencia práctica de los analistas, ya que se llegó más fácilmente a acuerdos una vez realizados los análisis de los primeros sistemas.

En general, todo el Manual de Procedimientos fue reeditado al final del Proyecto incluyendo la experiencia adquirida en cada una de las tareas y los comentarios acordados con el personal del CSN. Hay que reconocer que la central nuclear de Almaraz ha puesto a disposición de los APS de centrales posteriormente requeridas su Manual, de forma que dichos proyectos se han beneficiado del trabajo realizado en este APS y en esta evaluación, completando después los Procedimientos o mejorándolos de acuerdo con nuevas experiencias.

III.3. Sucesos iniciadores y árboles de sucesos

Esta Tarea, que básicamente consiste en la identificación de los sucesos que pueden ser iniciadores de secuencias de sucesos posteriores que conduzcan a accidentes con daño al núcleo y en la delimitación mediante árboles de sucesos, de dichas posibles secuencias, es la tarea que compone algo así como el «esqueleto» del APS y es la que más se realimenta de tareas posteriores, como Análisis de Sistemas, de Datos y de Fiabilidad Humana.

Tal y como se describe con mayor grado de detalle a continuación, la evaluación realizada para esta Tarea, una vez introducidos los cambios que se derivaron de la misma, se puede concluir que arrojó resultados **satisfactorios** sobre la calidad de dicha Tarea de Análisis de Sucesos Iniciadores y Árboles de Sucesos, esto es, de Delineación de Secuencias de Accidente.

La evaluación realizada se plasmó en tres reuniones específicas, recogidas en las Notas de Reunión siguientes:

- AL-61, del 21 de octubre de 1987
- AL-70, del 16 de junio de 1988
- AL-86, de los 15 y 19 de septiembre de 1989

Y también, parcialmente, en otras, como la AL-65, AL-76, AL-87 y AL-93, ya que es una Tarea, como se ha indicado, que interactúa y se realimenta de otras varias.

Aunque para tener una visión más clara de los resultados de la evaluación hay que acudir, como en todos las Tareas del APS, a la documentación de detalle contenida en las Notas de Reunión, algunos de los aspectos más destacables de dichos resultados se pueden resumir así:

- Se introdujo el transitorio específico de pérdida del HVAC de Sala de Control, que, más tarde, se pudo suprimir del análisis, debido a la aprobación de una Modificación de Diseño consistente en la instalación de ventiladores autónomos en las cabinas del sistema de protección de estado sólido, añadidos a los existentes en las cabinas de control.
- Se aportó documentación adicional sobre sucesos iniciadores de la que no se disponía en el Proyecto.
- Se incluyó el análisis de roturas de líneas de alta presión conectadas al primario, que atraviesan la contención y en operación normalmente, como iniciadoras de LOCAs en interfase, si se produce posteriormente el fallo de sus válvulas de aislamiento.

- Se diferenció entre rotura de un tubo del generador de vapor y rotura de múltiples tubos, como sucesos iniciadores distintos, en cuanto a la disponibilidad de tiempo para acciones humanas y medios disponibles para algunas funciones de seguridad, como la despresurización del primario.
- Se modificó sustancialmente el análisis de las pérdidas de agua de servicios y de agua de componentes, que inicialmente se pretendían analizar considerando puenteo de señales y funcionamiento cíclico de algunos equipos.
- Se modificó el árbol de sucesos de los ATWS para considerar las posibilidades (1% de los casos) de que en el momento del suceso iniciador se esté operando con un coeficiente de temperatura del moderador superior al crítico y de que (50% de los casos) dicho coeficiente sea inferior a -20 pcm/°F y no se requiera el disparo de turbina, de acuerdo a las conclusiones del NUREG-0460 sobre el tema de los ATWS.
- Se introdujo, como suceso iniciador específico, la pérdida de la barra de corriente alterna regulada 1C4.
- Se incluyeron las acciones de disminución del caudal de inyección de seguridad por medio de posibilidades alternativas en algunas secuencias de rotura de tubos del GV o de LOCA pequeño.
- Se introdujo la necesidad de tener operable una bomba de carga para recuperar la central después de un SBO.
- Se analizó el impacto de una rotura de tubos inducida por un iniciador de rotura de línea de vapor principal no aislable o con fallo del aislamiento.

La anterior relación no pretende ser exhaustiva, sino dar una idea del detalle del análisis y de la evaluación efectuada. En general, como ya se ha indicado, esta Tarea, una vez introducidos los cambios, se puede concluir que se realizó de forma satisfactoria, si bien hay aspectos, que se indican en el apartado III.10 de este informe, en los que hay incertidumbre o falta de medios para consolidar un tratamiento probabilista, como, por ejemplo, la posibilidad de rotura de los sellos de las bombas de refrigerante primario en caso de pérdida de inyección y refrigeración de los mismos, o la probabilidad de recuperación del suministro eléctrico exterior en función del tiempo transcurrido desde su pérdida. Estos aspectos están tratados normalmente mediante análisis de sensibilidad en los actuales APS.

III.4. Análisis de sistemas

Esta Tarea es la que mayor número de horas-persona necesita en la realización del APS y en su evaluación posterior por el CSN. Básicamente, consiste en el estudio de los sistemas mediante la técnica de los árboles de fallos, con los que se pueden analizar los fallos de componentes básicos del sistema, o 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. Normalmente es la Tarea que más recursos necesita ya que se tienen que analizar en detalle alrededor de veinte sistemas en el caso de los PWR, como Almaraz.

Tal y como se describe con mayor grado de detalle a continuación, la evaluación realizada para esta Tarea, una vez introducidos los cambios que se derivaron de la misma, se puede concluir que arrojó resultados **muy satisfactorios** sobre la calidad de dicha Tarea de Análisis de Sistemas.

La evaluación realizada se plasmó en cuatro reuniones específicas, recogidas en las Notas de Reunión siguientes:

- AL-69, de los 27, 28 y 29 de junio de 1988
- AL-71, del 8 de septiembre de 1988
- AL-75, de los 20 y 21 de diciembre de 1988
- AL-93, de los 7 y 14 de marzo de 1990

Y también, parcialmente, en otras, como la AL-76.

Especialmente en esta Tarea, para tener una visión más clara de los resultados de la evaluación, hay que acudir a la documentación de detalle, ya que, como se ha indicado, el análisis se efectúa con tal grado de detalle 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:

- Se detectó un error sistemático de modelización de los sistemas que estaba originando la no consideración de un modo de fallo en secuencias en que hubiera sistemas en éxito y sistemas en fallo. Como consecuencia de ello, se separó el modelo de los relés en el fallo de la bobina y el fallo de los contactos, para aquellos relés que actuaban componentes en diversos sistemas por diferentes contactos.

- Se detectó otro error sistemático en el análisis y modelización de pérdidas de alimentación eléctrica a canales de instrumentación con biestable final. Se estaba considerando que la pérdida de alimentación originaba siempre el valor nulo de la variable medida, lo que no tiene nada que ver con la variable, sino con el tipo de biestable. Hubo que realizar un Cuaderno de Cálculo para analizar todos los canales de este tipo y, como consecuencia del mismo, modificar los modelos en algunos casos, como canales de nivel en el sistema de lavado de las rejillas de la estructura de toma del agua de servicios.
- Se introdujo un modo de fallo adicional de bombas en caso de SBO, debido al fallo de la desenergización de relés de la cadena de mínima tensión, que puede mantener la señal de disparo de las bombas una vez recuperada la tensión en las barras de salvaguardias.
- Se realimentó al Procedimiento de Análisis de Sistemas, incluyendo la elaboración de ciertas tablas y matrices nuevas, como la de Instrumentación, que mejoraron la documentación general de los análisis y previnieron de errores sistemáticos como los descritos anteriormente.
- Se realimentó la Tarea y Procedimiento de Análisis de Datos para considerar como fallo de válvulas motorizadas el fallo del interruptor fin de carrera, ya que puede originar, además del fallo de la propia válvula, el de otras que tengan permisivos procedentes de dicho tipo de interruptor de otras. Inicialmente se estaba modelizando bien, pero no se contabilizaban los fallos en el Análisis de Datos.
- Se introdujo un modo de fallo nuevo, a permanecer cerrada, de la válvulas de *bypass* de los cambiadores del sistema RHR.
- Se introdujo en la modelización del sistema de agua de servicios esenciales el modelo de la lógica de los relés de mínima tensión del octavo escalón.
- Se realizaron análisis de aumento de temperaturas en varias salas en caso de pérdida de ventilación, que se usaron para determinar criterios de éxito de algunos sistemas de ventilación.
- Se modificó el modelo del sistema de refrigeración del edificio de turbina, para incluir la dependencia de ambas barras de corriente continua.
- Se realizaron múltiples cambios en la modelización de sucesos no incluidos inicialmente de indisponibilidades por mantenimiento de componentes, así como de posibles errores de calibración.

- En general, se mejoró la documentación final en que se plasmaba el análisis efectuado, mediante mejor descripción de abundantes hipótesis o de lógicas de control.

Como ya se ha indicado, en general esta Tarea, después de introducidas las mejoras identificadas en la evaluación del CSN y de superarse un primer periodo de tiempo en que la falta de experiencia de los analistas se dejaba entrever en una falta de homogeneidad en la calidad de los análisis y de su documentación, se puede concluir que se realizó de forma muy satisfactoria, quedando realizados unos análisis de gran detalle y una documentación de gran calidad que pueden y están siendo usados por el Proyecto de la central nuclear de Almaraz para diversos usos. Así mismo, en esta Tarea es donde se identificaron la mayor parte de las modificaciones de diseño, de procedimientos de prueba y de gamas de mantenimiento que la central nuclear de Almaraz identifica en su Informe Final del APS (Capítulo 2 del Informe Resumen del APS y tabla 8.76 del volumen 4, de 22, del Informe Final).

III.5. 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, hay que generar bases genéricas de datos de fallos e indisponibilidades de componentes y de frecuencia de sucesos iniciadores, que luego se actualizan bayesianamente con la experiencia específica de la central al respecto. Para analizar esa experiencia hay que revisar la documentación de planta que recoge en detalle la información necesaria: libros de sala de control, histórico de actividades, órdenes de trabajo, registros de mantenimiento, informes de disparos, informes de sucesos notificables, etc. Con esta información se cuantifican números de fallos de componentes, horas de operación, número de demandas, horas de indisponibilidad por mantenimiento, número de incidentes de cada tipo, 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 de detalle para tener una visión más clara de los resultados de la evaluación.

Tal y como se describe con mayor grado de detalle a continuación, la evaluación realizada para esta Tarea, una vez introducidos los cambios que se derivaron de la misma, se puede concluir que arrojó resultados muy satisfactorios sobre la calidad de dicha Tarea de Análisis de Datos.

La misma se plasmó en seis reuniones específicas, recogidas en las Notas de Reunión siguientes:

- AL-65, de los 17 y 18 de octubre de 1987
- AL-67, del 26 de febrero de 1988
- AL-77, del 22 de febrero de 1989
- AL-82, de los 24 y 25 de abril de 1989
- AL-87, del 31 de octubre y el 2 de noviembre de 1989
- AL-88, del 7 de noviembre de 1989

Y también, parcialmente en la AL-70.

A modo de resumen no exhaustivo de los resultados, se pueden destacar los aspectos siguientes:

- Se modificaron los datos de la base genérica para algunos tipos de componentes y modos de fallo, como el del fallo al cierre de válvulas de alivio, y el tratamiento estadístico de las fuentes de datos genéricos para otros tipos de componentes, como las baterías.
- Se separaron datos genéricos de fallo, según el rango de tensión de operación, de algunos componentes eléctricos, como transformadores, barras o interruptores.
- Se mejoró la forma de tratar los datos de alguna fuente genérica, como la IEEE-Std-500.
- Se sugirieron mejoras al método de ajuste de los datos genéricos a funciones beta o gamma, de fácil tratamiento posterior en la actualización bayesiana.
- Se incluyeron indisponibilidades por mantenimiento inicialmente no incluidas en el análisis, como la del tren A del sistema de corriente alterna.
- Se mejoraron los criterios de fallo usados y documentados para clasificar un mantenimiento correctivo como originado por fallo catastrófico de algunos tipos de componentes, como rejillas autolimpiables, válvulas de control o válvulas motorizadas.
- Se introdujeron criterios de fallo adicionales en componentes como transformadores, secuenciadores o módulos de control lógico universal.
- Se especificó mejor la inclusión de la experiencia del personal de explotación cuando se hizo uso de la misma para alguna estimación.

- Se incorporaron a la estadística tiempos de operación de algunos componentes, como las bombas de lavado de rejillas.
- Se modificaron los números de demandas y tiempos de operación de componentes que habían sido sometidos a cambios de diseño como consecuencia de algún fallo, como el caso de los cargadores de baterías.
- Se corrigieron cálculos de frecuencias de ocurrencia de LOCAs en interfase por algunas líneas y modos de fallo, como acciones humanas en la línea de succión del RHR o causas comunes en las de inyección a baja presión.
- Se corrigieron los modelos de cuantificación de la frecuencia de los sucesos iniciadores de pérdida de agua de servicios y de agua de componentes.
- Se redujo la población de generadores de vapor, con la que hacer la estadística de rotura de tubos, a la de los generadores Westinghouse.
- Se sugirió un modelo para considerar la dependencia de las probabilidades de fallo a la demanda con las frecuencias de prueba de componentes, que fue el usado finalmente en este APS.
- Se excluyeron de la muestra de relés aquellos que no estaban modelizados en los sistemas.

En general, se puede concluir que esta Tarea resultó finalmente una de las de más calidad de este APS, incluso superior a la mayoría de APS posteriores, dejando incorporado al trabajo del personal de la central una información y estructura que ha de resultar de gran interés general. Esta experiencia debería de usarse para beneficio de otros proyectos, como el DACNE, en donde la central nuclear de Almaraz debería de tener mayor peso.

III.6. Análisis de fiabilidad humana

En esta Tarea se analizan los posibles errores humanos que se pueden producir a lo largo de una secuencia de accidente y que aparecen como sucesos básicos en los árboles o como cabeceros en los árboles de sucesos. Así mismo, se cuantifica su probabilidad. Los errores humanos pueden ser latentes, o realizados antes del suceso iniciador y que se manifiestan durante la secuencia, como errores de realineamiento tras mantenimiento; también pueden ser errores posteriores al iniciador en las acciones del operador para tratar de mitigarlo. Ambos tipos de errores se analizan y cuantifican de

forma distinta, haciendo uso de técnicas de Análisis de Tareas, los primeros, y de correlaciones probabilidad-tiempo disponible y también análisis de los procedimientos de operación en emergencia, los segundos.

Esta Tarea requiere, por consiguiente, un análisis de detalle de los Procedimientos de la planta, ya sean de mantenimiento, prueba, calibración, algunos administrativos, de operación normal y, sobre todo, en emergencia.

Tal y como se describe con mayor grado de detalle a continuación, la evaluación realizada para esta Tarea, una vez introducidos los cambios que se derivaron de la misma, se puede concluir que arrojó resultados **muy satisfactorios** sobre la calidad de dicha Tarea de Análisis de Fiabilidad Humana.

La evaluación de esta Tarea se plasmó en cinco reuniones específicas, recogidas en las Notas de Reunión siguientes:

- AL-83, del 3 de julio de 1989
- AL-85, de los 5 y 6 de septiembre de 1989
- AL-91, del 21 de diciembre de 1989
- AL-95, del 18 de abril de 1990
- AL-96, del 25 de abril de 1990

Con las mismas puntualizaciones de los apartados anteriores, es decir, que los detalles recogidos en dichas Notas son los que dan la visión más exacta de los resultados de la evaluación, se pueden destacar, a modo de resumen, los siguientes aspectos de dichos resultados:

- Se ajustaron todos los valores estimados de las probabilidades de error humano a medias de distribuciones lognormales, a partir de las medianas incluidas en las fuentes de probabilidades básicas de error, como el NUREG/CR-1278.
- Se modificaron los tiempos disponibles para la realización de algunas acciones importantes, como el cambio a recirculación desde el sumidero de la contención, en algunas secuencias de LOCA, o la despresurización hasta entrada del RHR, en algunas secuencias de SGTR.
- Se modificó en general la forma de considerar el reparto del tiempo disponible en secuencias en que se pueda llegar a deterioro del núcleo por varios errores del operador tras el iniciador.

- Se modificó la clasificación del nivel de *stress*, como factor de forma en el análisis de algunas acciones, como la entrada del RHR en secuencias de SGTR con fallo del aislamiento de las líneas de vapor y fallo al cierre de las válvulas de alivio del primario, o el arranque de sistemas tras la recuperación de energía eléctrica exterior en SBO.
- Se modificó la clasificación del tipo (Destreza, Reglas o Conocimiento) de comportamiento del operador en caso de algunas acciones importantes, como la del re arranque de sistemas tras SBO.
- Se incluyó el análisis de nuevas acciones manuales, como las necesarias para la puesta en marcha del RHR en caso de rotura de tubos o la de disminución del caudal de inyección de seguridad durante el enfriamiento del primario en caso de SGTR o LOCA pequeño.
- Se incluyó el análisis de nuevos pasos dentro del análisis de algunas acciones, como la suma de caudales desde la turbobomba y desde las motobombas durante el control del agua de alimentación auxiliar.
- Se modificó el análisis de dependencias entre el Jefe de Turno y el Ayudante de Jefe de Turno en la realización de los pasos de POE necesarios para realizar acciones tras iniciadores, analizando las dependencias en los pasos concretos y no a nivel global.
- Se realizó un análisis de dependencias entre acciones humanas de fallos en el realineamiento de componentes o de calibración (conocidas como Tipo 1 en la metodología de análisis de fiabilidad humana).
- Se introdujo, en los análisis de las acciones de calibración, el análisis de la posibilidad de dejar mal alineadas las válvulas de raíz de las líneas de toma para transmisores.
- Se añadieron y suprimieron análisis de acciones de calibración en algunos instrumentos del sistema de actuación de salvaguardias tecnológicas.
- Se revisaron los análisis de las calibraciones de la instrumentación del sistema de gas-oil de los generadores diesel.
- Se realizaron análisis de la propagación de incertidumbres a través del análisis de acciones típicas, para llegar a factores de error genéricos que aplicar a los diversos tipos de acciones.
- Se analizaron las dependencias entre acciones humanas tras el iniciador (conocidas como Tipo 3) y acciones de recuperación posterior (conocidas como Tipo 5).

- Se introdujo la posibilidad de errores mecánicos durante la realización por parte del operador de acciones de recuperación.
- Se modificaron algunos sucesos dentro del análisis de acciones de recuperación, como las acciones sobre agua de servicios y agua de componentes para recuperar la ventilación de la sala de motobombas del agua de alimentación auxiliar.
- Se modificaron muchos de los tiempos disponibles para acciones de recuperación.
- Se introdujo, tras su procedimentación, una acción de recuperación nueva, consistente en el alineamiento del agua de servicios o del agua de componentes de una Unidad a la otra para recuperar algunos modos de fallo de dichos sistemas.

En general y como ya se ha indicado, esta Tarea del APS se puede concluir que se realizó finalmente de forma muy satisfactoria, sobre todo teniendo en cuenta que era la primera vez que se realizaba en España con el alcance y nivel de detalle con que se abordó en este APS. En el APS de Garoña el análisis se centró sólo en algunas acciones importantes de las de Tipo 3, es decir, tras un iniciador. Aunque, en algunos aspectos, los análisis de fiabilidad humana de este APS han sido mejorados en APS posteriores, el APS de Almaraz sentó las bases metodológicas de todos los posteriores.

III.7. 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 ejemplos podemos citar defectos en el proceso de fabricación, errores de diseño del componente, trabajos de mantenimiento mal enfocados, etc.

Los sucesos de causa común se consideran entre componentes de trenes redundantes normalmente. Dado el nivel de detalle de los análisis de sistemas, la inclusión de sistemas soporte, como las ventilaciones, o el análisis de incendios realizado adicionalmente, lo que en documentos y bases de datos genéricos para estadísticas de este tipo de sucesos se consideran fallos de causa común pueden no ser tal en un APS concreto como el de Almaraz. Por esta razón, en este APS, se decidió realizar un análisis del Nuclear Power Experience (NPE) para seleccionar únicamente aquellos sucesos de causa común que fueran «residuales» para este APS y esta central, y no las estadísticas genéricas.

Se realizó un gran esfuerzo en ese sentido en esta Tarea, que no se ha vuelto a realizar en ningún APS posterior. La evaluación del CSN se centró sobre todo en el método usado para cuantificar los sucesos básicos incluidos en los modelos de los APS, más que en las clasificaciones efectuadas por el Proyecto de los sucesos del NPE. Estos análisis son siempre discutibles y muchas veces los registros y descripciones del NPE no permiten una fácil clasificación por no llegar al nivel de detalle necesario. Aún con todo, se comentaron y discutieron algunos de los sucesos del NPE y su clasificación para este APS.

Tal y como se describe con mayor grado de detalle a continuación, la evaluación realizada para esta Tarea, una vez introducidos los cambios que se derivaron de la misma, se puede concluir que arrojó resultados **satisfactorios** sobre la calidad de dicha Tarea de Análisis de Dependencias y Fallos de Causa Común.

La evaluación se plasmó en una reunión de evaluación que se describe en la Nota de Reunión siguiente:

- AL-90, del 15 de diciembre de 1989

Los resultados de la evaluación de esta Tarea, dada la dificultad de los análisis estadísticos y, en general, la no totalmente consolidada metodología que existe al respecto, aunque ha mejorado algo en los últimos años, se concretaron básicamente en la inclusión en el análisis de algunos componentes más, como las válvulas de alivio y las de seguridad, en la mejora de la documentación y de las hipótesis y en la realización de nuevos análisis de sensibilidad.

En general, se puede concluir que, dadas las circunstancias de la metodología y los datos para esta Tarea, menos importantes en los APS detallados, como los españoles, la Tarea se realizó en el APS de Almaraz de una forma satisfactoria y con una calidad no alcanzada posteriormente para los análisis de fallos de causa común en ninguno de los APS españoles posteriores.

III.8. 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 de fallos, CCF) son 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 Almaraz se usó un CYBER de la serie 900 y el paquete informático UITAPS, con el SETS como código básico. Este ordenador y programas han quedado a disposición del APS de la central nuclear de Almaraz y se están mejorando posteriormente, ya que cuando se realizó el APS se fue consolidando y, en cierto sentido, terminando el desarrollo del UITAPS, usado en APS posteriores.

Estas circunstancias dieron lugar a ciertos problemas en la cuantificación de este APS, así como a retrasos en esta Tarea. La evaluación del CSN se centró, por consiguiente, en las recomendaciones que se estimaron convenientes para mejorar el paquete informático y los procedimientos usados para la cuantificación.

Tal y como se describe con mayor grado de detalle a continuación, la evaluación realizada para esta Tarea, una vez introducidos los cambios que se derivaron de la misma, se puede concluir que arrojó resultados **satisfactorios** sobre la calidad de dicha Tarea de Análisis de Dependencias y Fallos de Causa Común.

Hubo una reunión de evaluación concreta al respecto, que se describe en la Nota de Reunión siguiente:

- AL-76, del 13 de enero de 1989

Y también se trató el tema, parcialmente, en las AL-35 y AL-93.

La evaluación resultó, como se ha indicado, en recomendaciones sobre la mejora del sistema y procedimientos de cuantificación, como, por ejemplo, el uso de ciertos códigos de UITAPS o la forma de introducir las acciones de recuperación en el proceso informático.

Respecto al análisis de resultados, en este APS se realizó, y se documenta exhaustivamente, un detallado análisis de importancias, que pueden servir de base para aplicaciones del APS. Se realizaron también análisis de sensibilidad a ciertos aspectos, como las causas comunes. En la evaluación del CSN se requirió la realización de algunos análisis de sensibilidad adicionales, como el suceso de causa común de fallo mecánico de los interruptores de disparo del sistema de protección del reactor o a las probabilidades de no recuperación de la energía exterior en función del tiempo transcurrido desde su pérdida. Estos análisis arrojan luz sobre el peso de determinadas hipótesis, o aspectos poco consolidados, como algunos de los descritos en el apartado III.10 de este informe.

En resumen, esta Tarea fue realizada en el APS de la central nuclear de Almaraz de una forma satisfactoria, dadas las dificultades informáticas iniciales y al desarrollo de parte del paquete informático en paralelo a este Proyecto. APS posteriores se han beneficiado de este trabajo y, también con posterioridad, la central nuclear de Almaraz ha mejorado notablemente sus herramientas informáticas para el APS, si bien todavía no se puede considerar que sean las óptimas para unas aplicaciones sistemáticas y sencillas que se pudieran prever del APS en el futuro.

III.9. Análisis de incendios

El análisis probabilista del riesgo de incendios fue requerido por primera vez en España para su realización en este APS de la central nuclear de Almaraz. La Tarea consta de dos etapas. El análisis selectivo se realiza en la primera, que consiste en, mediante criterios cuantitativos, seleccionar 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, con frecuencias de incendios obtenidas de bases de datos con experiencia genérica en centrales nucleares, y considerando efectos destructivos instantáneos en los equipos contenidos en cada zona. También se considera la posibilidad de propagación a zonas adyacentes y los fallos aleatorios en equipos fuera de la zona. En esta etapa hay que identificar todos los equipos en cada zona, lo que es especialmente minucioso en el caso de los 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 por incendio en cada zona. Aplicando un criterio selectivo, se desechan 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 y su propagación internamente a la zona, hasta alcanzar, o no, los equipos en ella contenidos. También se analizan 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 puedan 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 mayoría de las ocasiones, 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.

Tal y como se describe con mayor grado de detalle a continuación, la evaluación realizada para esta Tarea, una vez introducidos los cambios que se derivaron de la misma, se puede concluir que arrojó resultados **satisfactorios** sobre la calidad de dicha Tarea de Análisis de Incendios.

La evaluación del CSN se plasmó en dos reuniones específicas, que se describen en las Notas de Reunión siguientes:

- AL-78, del 14 de marzo de 1989
- AL-94, de los 15, 16, 19 y 20 de marzo de 1990

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

- Se incluyó en la cuantificación de las frecuencias de incendios de cada zona el análisis de posibles incendios significativos que hubiera habido en la central nuclear de Almaraz.
- Se analizó con mayor detalle el método seguido en la cuantificación de la frecuencia de incendios originados en cables y, en particular, se realizaron análisis de sensibilidad a la frecuencia de incendios en la sala de cables.
- Se comprobó la cobertura de zonas de detección por los detectores, en aquellas zonas con sistemas automáticos de extinción de incendios.
- Se reanalizó la base genérica de datos de incendios, con el fin de tratar de identificar sucesos potencialmente importantes originados en combustibles transitorios.
- Se modificó la curva de ajuste de la probabilidad de respuesta de los equipos de operación a un incendio en función del tiempo.
- Se analizaron con mayor detalle algunos equipos de los sistemas de protección, como las válvulas de inundación, incluyendo la frecuencia de sus pruebas o mantenimiento.
- Se corrigieron errores en las tablas en que se documentaban los daños a sistemas zona a zona y también en las adyacentes, en caso de propagación a través de barreras que hubieran fallado.
- Se modificaron los análisis de fiabilidad humana en las acciones a realizar en caso de incendio en la sala de control.

- Se realizaron numerosos análisis de sensibilidad adicionales, como a las causas comunes de fallo de los detectores, las frecuencias de incendios en paneles fuera de sala de control o la posibilidad de disparos manuales tras un incendio.
- Se mejoró la documentación del análisis detallado, incluyendo, por ejemplo, croquis de disposición de equipos en todas las zonas analizadas.
- Se mejoraron partes de los modelos simplificados usados para considerar la posibilidad de fallos aleatorios en equipos no afectados por el incendio, como es el caso de los fallos de las válvulas de inyección de seguridad en incendios que afecten a un tren.
- Se incluyeron componentes como posibles originarios de incendios que inicialmente no se consideraban, como es el caso de las bombas.
- Se realizaron análisis de sensibilidad a los análisis de propagación de incendios en el código COMPBRN III, variando el conjunto de parámetros físicos del aislamiento de cables para las zonas más críticas.
- Se detectaron y analizaron mejoras que se deberían realizar al código COMPBRN para tratar de modelizar más precisamente la propagación física de los incendios. Estas mejoras se han realizado en APS posteriores.

En general y como ya se ha indicado, se puede concluir que esta última Tarea de este APS se realizó finalmente de forma satisfactoria, en especial teniendo en cuenta que era la primera vez que se realizaba en España un estudio de este tipo. Se sentaron las bases metodológicas que después se han usado en APS posteriores, en las que se ha asentado y, en algunas partes, mejorado el método. La realización de este análisis obligó a llevar a cabo una documentación y un proceso que no se había efectuado anteriormente, por lo que se trata de un Proyecto que resultó de gran interés para el Proyecto de la central nuclear de Almaraz en sí y que, entre otras cosas, permitió con posterioridad realizar un análisis de cumplimiento con el Apéndice R del 10CFR50 de una manera más razonada y detallada que la aplicación estricta de la normativa, identificándose exenciones razonables a algunos aspectos de la misma, y zonas adicionales no incluidas en una aplicación estricta del Apéndice R y que merecían su inclusión en un programa de mejoras de las protecciones contra incendios en la central nuclear de Almaraz. Esta aplicación posterior del APS, o más exactamente, de los detalles y conocimiento adquirido en su desarrollo, es la aplicación de más envergadura que se ha efectuado hasta el momento del análisis efectuado durante el Proyecto APS de esta central.

III.10. Identificación de temas que podrían estudiarse con mayor detalle

De la realización de un análisis muy detallado de la seguridad de una central, como es el caso del APS de la central nuclear de Almaraz, 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 a 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 porque sean aspectos en los que haya 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, siguiendo, muy posiblemente, un proceso parecido de identificación, es decir, la realización de análisis detallados, pero a la vez manteniendo una visión global de la seguridad, como son los APS. En algunos de estos puntos ya se venían realizando, o se han realizado desde entonces, actividades en las centrales o en el CSN. No obstante, se mantienen en el presente informe, dado su carácter recopilatorio.

Lógicamente, estos temas son abordables desde, al menos, dos puntos de vista que, en modo alguno, son incompatibles, sino 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/ AL0/ PEP/9401/1, en el que se resume la evaluación efectuada del APS de la central nuclear de Almaraz, 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
Pérdida del sumidero último de calor	NO	ALTA	La importancia de este tema genérico viene dada para futuros estudios de sucesos externos por la estructura de toma común a las dos unidades.
Fallo de los sellos de las RCP	SI (PWR)	Variable	Independizando el sistema de inyección e esos sellos del sistema de inyección de seguridad se mitiga la importancia de este tema. Algunos PWR han implantado ya mejoras.
Estudios de ventilación	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.
<i>Station Blackout</i>	SI	ALTA	La importancia está relacionada con la de los tres temas anteriores.
Recuperación del suministro eléctrico externo	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 <i>Station Blackout</i> . Asociado a estudios de fiabilidad de la red eléctrica.
Cambio de inyección a recirculación en la IS	SI (PWR)	Variable	En Almaraz, este cambio era semiautomático, lo que aumentaba el riesgo en secuencias de LOCAs con poca contrapresión en contención.
Dependencias entre el control del AAA y el <i>Feed & Bleed</i>	SI (PWR)	MEDIA	Derivadas de que la instrumentación empleada para decidir sobre el fallo de un sistema (AAA) coincide con la empleada para iniciar el sistema "redundante" (<i>Feed & Bleed</i>).
Sobrellenado de los GV por mal control del AAA	SI (PWR)	MEDIA	La acción de control de caudal del AAA en Almaraz tenía dificultades y se podía dar especialmente esa situación de fallo en el control.
Cambio en la succión de las bombas de carga para IS	SI (PWR)	Variable	Una mejora en la lógica de control del realineamiento de la succión de las bombas de carga mejoraría la fiabilidad del SIS de alta presión.
Estudios termohidráulicos	SI	ALTA	La precisión de los APS españoles ha ido mejorando a medida que se ha ido disponiendo de herramientas de simulación para estimar, de forma específica para cada planta, criterios de éxito de sistemas, evolución de secuencias o tiempos disponibles para las acciones humanas.
Despresurización ordenada del primario	SI(PWR)	Variable	En escenarios de LOCA pequeño o rotura de tubos la despresurización del RCS necesita de alternativas que, en principio, no estaban en POEs.
Líneas de mínimo caudal de las bombas del SIS de 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.

Tema	Genérico	Importancia	Breve Resumen
Refrigeración de los compresores del aire de instrumentos	NO	MEDIA	Esta refrigeración depende de un sistema que queda indisponible en muchos transitorios; aunque hay compresores de reserva, no se analizó la fiabilidad de su puesta en servicio.
Posiciones de puertas y barreras	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.
Diseño del PCI	SI	ALTA	El APS concreto de la central nuclear de Almaraz aportó luz sobre una más eficaz aplicación de la normativa de diseño de este sistema de PCI.
Extinción de incendios en equipos eléctricos	SI	BAJA	En algunas zonas sólo está previsto como medio de extinción de incendios el uso de sistemas de extinción manual por agua, lo que podría generar daños adicionales en equipos eléctricos no afectados.
Instrucciones de operación en caso de incendios	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.).
Efectos de los sucesos externos sobre las acciones humanas	SI	ALTA	La influencia que la pérdida de equipos (p.ej. instrumentación), que los efectos directos sobre los operadores (p.ej. humos) y que los efectos directos sobre la actuación de las brigadas contra incendios pueden tener para la fiabilidad de las acciones humanas debería ser mejor analizada, dada su potencialmente alta contribución al riesgo.
Pruebas funcionales de sistemas y componentes	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.
Formación de operadores y simulación de secuencias	SI	ALTA	El reentrenamiento de los operadores debería incluir la simulación de secuencias de accidente identificadas como importantes por los APS.
Fallos de equipos más contribuyentes	NO	BAJA	Este tipo de resultados indica dónde es más conveniente mantener un control más estricto para que no se deteriore, o incluso mejore, la probabilidad de fallo o indisponibilidad de esos equipos.

IV. Conclusiones

IV. Conclusiones

Como síntesis final de lo expuesto en los capítulos anteriores, se pueden extraer las siguientes conclusiones principales de todo el proceso de realización y evaluación del APS de la central nuclear de Almaraz:

- La central nuclear de Almaraz ha realizado un APS de acuerdo con lo requerido por el CSN en junio de 1986, 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 Almaraz 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 procedimientos derivados 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 Almaraz están en consonancia con los de la mayor parte de los APS publicados de reactores de agua a presión. Es decir, un riesgo en el orden de E-5 por año, con los LOCAs, el SBO y los SGTR como sucesos iniciadores con mayor contribución.
- De la evaluación continua a interactiva llevada a cabo por el CSN durante el proyecto, se desprende la conclusión de que una vez incorporados todos los resultados de la evaluación, el APS de la central nuclear de Almaraz 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 esos puntos se recogen en el apartado III.10 de este informe. Esos aspectos son en buena medida genéricos y no específicos únicamente de esta central. Así, también en este APS se han identificado aspectos potencialmente importantes para la seguridad en otras centrales y que serán tenidos en cuenta en los APS de las mismas. En el mismo apartado III.10 de este informe también se mencionan algunos de ellos.

- El APS realizado es, de acuerdo con la filosofía del Programa Integrado de APS, 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 posteriores APS de otras centrales. El riesgo o en otros modos de operación distintos de la plena potencia, 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.
- La central nuclear de Almaraz ha mantenido un grupo de trabajo con posterioridad a la finalización del APS que ya, por iniciativa propia, está llevando a cabo el análisis de algunos aspectos de esa ampliación del alcance. Este mismo grupo de trabajo ha realizado trabajos de mejora de la estructura informática y propuesto algunas aplicaciones del APS.
- Este grupo de trabajo ha entregado ya al CSN para su evaluación los análisis del resto de los aspectos necesarios para cumplir con el mismo alcance que el de los APS del resto de las centrales nucleares españolas, esto es, el Nivel 2 del APS y los análisis de inundaciones internas y del resto de los sucesos externos. Sólo le queda así por desarrollar el APS para otros modos de operación, que, según los acuerdos alcanzados en el seno del Grupo Mixto de trabajo formado entre las centrales nucleares y el CSN, está a la espera de los resultados y conclusiones de la realización y evaluación de los estudios “piloto” llevados a cabo para las centrales de Ascó y de Santa María de Garoña. También faltaría el análisis de riesgos a realizar en su momento de los riesgos asociados a otras fuentes de radiactividad del interior de la central, en particular de las piscinas de combustible.
- Así mismo, la central nuclear de Almaraz, fruto del trabajo de ese grupo que ha mantenido desde la finalización del Proyecto al que se refiere este informe, ha entregado al CSN la Revisión 2 del APS de Nivel 1, en la que los resultados varían, no sólo por la actualización de modelos y de datos por cambios en la planta, sino también por la frecuencia asignada a los LOCAs basada en los últimos datos procedentes de la experiencia reciente en los EEUU, lo que, como es lógico, hace disminuir la importancia relativa de los LOCAs frente a los transitorios.
- La aplicación del APS más interesante hasta la fecha ha sido la aportación realizada al análisis del cumplimiento con el Apéndice R al 10CFR50, relativo a la protección contra incendios. Las actividades conjuntas de los especialistas en estos sistemas y de los miembros del grupo APS en la central nuclear de Almaraz, así como los de los especialistas similares en el CSN, han arrojado resultados muy satisfactorios sobre la forma más racional de llevar a cabo el programa de mejoras de la protección contra incendios que representa el Apéndice R.

- La aplicación anterior del APS es uno de los mejores ejemplos hasta la fecha de aplicación de APS en España. 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 muy minucioso, 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 Almaraz, 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 2.^a Edición del Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España.

V. Referencias

V. Referencias

- [1] *Reactor Safety Study. An assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants.* WASH-1400 (NUREG-75/014). USNRC. Octubre, 1975.
- [2] *Programa Integrado de realización y utilización de los Análisis probabilistas de Seguridad en España.* Edición 1.^a CSN. Agosto de 1986.
- [3] *Programa Integrado de realización y utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) en España.* Edición 2.^a CSN. Colección Otros Documentos n.º 7.1998.
- [4] *Regulatory Approaches to PSA. Report on the Survey of National Practices.* OCDE/GD(96)7. NEA/CNRA/R(95)2. 1996.
- [5] *Severe Accidents Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants.* NUREG-1150. 3 Volúmenes. USNRC. Diciembre, 1990 y enero, 1991.
- [6] *Carta del CSN a CN Almaraz, CSN/ALM/42/86.* “Realización de un Análisis Probabilista de Seguridad (APS)”. 4 de julio de 1986.
- [7] *Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide.* NUREG/CR-2815, Rev.1. 2 Volúmenes. USNRC. Agosto, 1985.
- [8] *Propuesta para la realización de un Análisis Probabilista de Seguridad para C.N. Almaraz (Plan de Proyecto Preliminar).* CN Almaraz. Enero, 1987.
- [9] *Acta de Reunión AL-25.* “Presentar el estado actual de los trabajos relacionados con el Análisis Probabilista de Seguridad”. 13 de noviembre de 1986.
- [10] *Acta de Reunión AL-34.* “Comentar la *Propuesta para la realización de un Análisis Probabilista de Seguridad para CN Almaraz*, entregada por CNA al CSN con fecha 3 de febrero de 1987”. 20 de febrero de 1987.
- [11] *Acta de Reunión AL-35.* “Presentar al CSN la estructura informática del Proyecto de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CNA”. 26 de febrero de 1987.
- [12] *Acta de Reunión AL-39.* “Responder a las preguntas planteadas por el CSN sobre el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CNA”. 10 de abril de 1987.

- [13] *Carta del CSN a CN Almaraz, CSN/ALM/20/87*. “Plan de Proyecto para la realización de un Análisis Probabilista de Seguridad (APS)”. 12 de marzo de 1987.
- [14] *Plan de Proyecto del Análisis Probabilista de Seguridad de CN Almaraz*. CN Almaraz. Junio, 1987.
- [15] *Acta de Reunión AL-46*. “Responder comentarios del CSN a procedimientos del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 22 de mayo de 1987.
- [16] *Acta de Reunión AL-49*. “Discutir comentarios del CSN a procedimientos del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 11 y 12 de junio de 1987.
- [17] *Acta de Reunión AL-50*. “Discutir comentarios del CSN a procedimientos del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 16 de junio de 1987.
- [18] *Acta de Reunión AL-51*. “Discutir comentarios del CSN a procedimientos del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 25 de junio de 1987.
- [19] *Acta de Reunión AL-56*. “Discutir comentarios del CSN al procedimiento APS-P-012 del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz sobre límites de componentes”. 28 de agosto de 1987.
- [20] *Manual de Procedimientos del Análisis Probabilista de Seguridad de C.N. Almaraz*. Rev.1. CN Almaraz. 28 de agosto de 1987.
- [21] *Acta de Reunión AL-61*. “Discutir comentarios del CSN a los informes técnicos APS-I-001 y APS-I-002 del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 21 de octubre de 1987.
- [22] *Acta de Reunión AL-65*. “Discutir comentarios del CSN al informe técnico APS-I-003 y tareas previas del Proyecto de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 17 y 18 de diciembre de 1987.
- [23] *Acta de Reunión AL-67*. “Discutir comentarios del CSN al método propuesto para realizar la actualización bayesiana de los datos del Proyecto de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 26 de febrero de 1988.
- [24] *Acta de Reunión AL-70*. “Discutir comentarios del CSN a los informes técnicos APS-I-004 y APS-I-015 de árboles de sucesos y definición de secuencias y a tareas previas del Proyecto de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 16 de junio de 1988.

- [25] *Acta de Reunión AL-69*. “Discutir comentarios del CSN a los informes técnicos APS-I-005, APS-I-006 y APS-I-007, correspondientes al análisis de los sistemas de agua de alimentación auxiliar, rociado de la contención e inyección a baja presión y evacuación de calor residual, generados en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 27, 28 y 29 de junio de 1988.
- [26] *Acta de Reunión AL-71*. “Discutir comentarios del CSN a los informes técnicos APS-I-012, APS-I-020 y APS-I-021, correspondientes al análisis de los sistemas de agua de servicios esenciales, barras de corriente continua y barras de corriente alterna regulada, generados en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 8 de septiembre de 1988.
- [27] *Acta de Reunión AL-75*. “Discutir comentarios del CSN a los informes técnicos generados en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad de CN Almaraz, APS-I-018 y APS-I-022, correspondientes al análisis del sistema de actuación de las salvaguardias tecnológicas y sistema de corriente alterna, así como comentarios sobre diversos sistemas también modelados en el APS, como sistema de aire de instrumentos (APS-I-023), sistema de enfriamiento del edificio de turbina (APS-I-027), válvulas de alivio del presionador (APS-I-017) y otros sistemas”. 20 y 21 de diciembre de 1988.
- [28] *Acta de Reunión AL-76*. “Discutir los temas pendientes de las Notas de Reunión AL-69 y AL-70 y presentar al CSN el proceso a seguir en la cuantificación final de secuencias de accidente del APS de CN Almaraz”. 13 de enero de 1989.
- [29] *Acta de Reunión AL-77*. “Discutir los comentarios del CSN al documento técnico APS-I-013, “Indisponibilidad por pruebas y/o mantenimiento” del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 22 de febrero de 1989.
- [30] *Acta de Reunión AL-78*. “Discutir los comentarios del CSN al documento técnico APS-I-019, “Evaluación de frecuencias de incendio, identificación de transitorios y estimación de probabilidad de daño a sistemas para el análisis selectivo de incendios”, generado en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 14 de marzo de 1989.
- [31] *Acta de Reunión AL-82*. “Discutir los comentarios del CSN al documento técnico APS-I-010, “Estimación específica de fallos, demandas y tiempos de operación de componentes de CN Almaraz”, generado en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 24 y 25 de abril de 1989.

- [32] *Acta de Reunión AL-83*. “Discutir los comentarios del CSN al informe técnico 01-FZ-4030/APS-I-010, correspondiente al análisis preliminar de fiabilidad humana”. 3 de julio de 1989.
- [33] *Acta de Reunión AL-85*. “Discutir los comentarios del CSN al informe técnico APS-I-033, “Análisis detallado de las acciones humanas tipo 3”, generado en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 5 y 6 de septiembre de 1989.
- [34] *Acta de Reunión AL-86*. “Discutir los comentarios del CSN al informe técnico APS-I-040, “Árboles de sucesos y delineación de secuencias de accidentes”, generado en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 15 y 19 de septiembre de 1989.
- [35] *Carta de CN Almaraz al CSN, AL-CSN-89/579-C*. “Envío Informe Final del APS”. 26 de octubre de 1989.
- [36] *Acta de Reunión AL-87*. “Discutir los comentarios del CSN a los informes técnicos APS-I-031, “Frecuencias de sucesos iniciadores internos”, APS-I-037, “Sucesos especiales” y a los cuadernos de cálculo APS-C-016 (Pérdida de CC ó SW) y APS-C-018 (Pérdida de HVAC de Sala de Control), generados en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 31 de octubre y 2 de noviembre de 1989.
- [37] *Acta de Reunión AL-88*. “Discutir los comentarios del CSN a los informes técnicos APS-I-003, Ed. 3, “Base de datos genérica de componentes”, APS-I-010, Ed. 3, “Estimación específica de fallos, demandas y tiempos de operación de componentes de CN Almaraz” y APS-I-024, Ed. 1, “Análisis bayesiano”, generados en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 7 de noviembre de 1989.
- [38] *Carta del CSN a CN Almaraz, CSN-C-DT-89-618*. “Análisis Probabilista de Seguridad” (requiriendo su revisión). 1 de diciembre de 1989.
- [39] *Acta de Reunión AL-90*. “Discutir los comentarios del CSN al informe técnico APS-I-032, “Análisis de dependencias y fallos de causa común”, generado en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 15 de diciembre de 1989.

- [40] *Acta de Reunión AL-91*. “Discutir los comentarios del CSN a los cuadernos de cálculo 01-CZ-4010, “Mantenimientos que afectan a componentes con indicación en Sala de Control y que requieren su realineamiento”, 01-CZ-4017, “Cálculo de indisponibilidades por error humano asociado a realineamientos después de pruebas y mantenimiento” y 01-CZ-4020, “Cálculo de la indisponibilidad asociada a errores humanos debidos a calibraciones”, generados en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 21 de diciembre de 1989.
- [41] *Acta de Reunión AL-93*. “Discutir comentarios del CSN a la Revisión 2 de los sistemas modelados en el APS de CN Almaraz, así como a las secuencias de accidente y al Informe Final del APS. Igualmente se trataron los comentarios del CSN a las Notas de Reunión AL-82, AL-83, AL-85, AL-86, AL-87, AL-88, AL-90 y AL-91”. 7 y 14 de marzo de 1990.
- [42] *Acta de Reunión AL-94*. “Discutir los comentarios del CSN a los informes técnicos APS-I-019, “Evaluación de frecuencias de incendios, identificación de transitorios y estimación de probabilidad de daño a sistemas para el análisis selectivo de incendios”, Edición 2, APS-I-038, “Resultados del análisis selectivo de incendios”, Edición 1, y APS-I-039, “Análisis detallado de incendios”, Edición 1, generados en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 15, 16, 19 y 20 de marzo de 1990.
- [43] *Acta de Reunión AL-95*. “Discutir los comentarios del CSN al informe técnico 01-FZ-4041/APS-I-041, “Acciones de recuperación”, generado en el desarrollo del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de CN Almaraz”. 18 de abril de 1990.
- [44] *Acta de Reunión AL-96*. “Determinar los criterios a seguir para la obtención de los parámetros asociados a las acciones humanas consideradas en el APS de CN Almaraz”. 25 de abril de 1990.
- [45] *Carta de CN Almaraz al CSN, AL-CSN-90/716-C*. “Revisión 1 del Informe Final del Análisis Probabilista de Seguridad (APS). 21 de diciembre de 1990.
- [46] *Análisis Probabilista de Seguridad. Informe Final. Revisión 1*. 22 Volúmenes. CN. Almaraz (Compañía Sevillana de Electricidad, S.A., Hidroeléctrica Española, S.A., Iberduero, S.A., Unión Eléctrica-Fenosa, S.A.). Diciembre, 1990.
- [47] *Carta del CSN a CN Almaraz, CSN-C-DT-91-163*. “Análisis Probabilista de Seguridad” (aceptando la Revisión 1 del APS como cumplimiento con lo requerido). 10 de abril de 1991.

- [48] *Análisis Probabilista de Seguridad. Informe Resumen.* CN Almaraz (Compañía Sevillana de Electricidad, S.A., Hidroeléctrica Española, S.A., Iberduero, S.A., Unión Eléctrica-Fenosa, S.A.). Mayo, 1991.
- [49] *Informe Resumen de la Evaluación del Análisis Probabilista de Seguridad de la CN Almaraz, CSN/IEV/APFU/AL0/PEP/9401/1.* CSN/DT/SAN/APFU. Enero, 1994.

VI. Anexos

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



*El Presidente
del
Consejo de Seguridad Nuclear*

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR
1 JUL 1986
SALIDA n.º 6192

Francisco Pascual Martínez

Madrid, de Junio de 1986

CENTRAL NUCLEAR DE ALMARAZ
C/Claudio Coello, 123
28006 - MADRID

N/Refa: CSN/ALM/42/86

A la Att. de D. Alfredo Les Floristan

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

Muy Sr. mío:

El informe del 31.12.83 (CSN/IS/5/83), del CSN al Congreso de los Diputados y al Senado, expresaba la decisión de requerir a todas las centrales nucleares españolas la realización de APSs.

Al objeto de conseguir el máximo beneficio de este tipo de análisis, la Dirección Técnica de este CSN elaboró una Propuesta de Programa Integrado que fué remitida, para comentarios, a 25 Organizaciones, entre las que se encontraba C.N. de Almaraz.

Una vez considerados los comentarios recibidos, el Pleno del CSN en su reunión del día 25 de Junio, decidió aprobar la nueva Propuesta de Programa Integrado, seleccionando la C.N. de Almaraz como primera instalación, de las incluidas en el programa, en realizar un APS.

Como Anexo a esta carta se incluyen los Criterios Generales a seguir por C.N. Almaraz en la preparación de una propuesta detallada de realización que incluya tanto los aspectos técnicos como organizativos y que habrá de ser aceptada por este Consejo de Seguridad Nuclear antes de su ejecución.

Atentamente,

Anexo: Criterios
C/c. CEAP
EVARI.

Anexo 2. Criterios a seguir por la propuesta de un Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Almaraz

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 fiabilidad del sistema de rociado y del de 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, siempre que no sea en menoscabo de dicha orientación, se considera positivo que la central nuclear de Almaraz 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 Almaraz deberá cumplir, al menos, los requisitos establecidos en la Guía de Procedimientos publicada por la U.S. 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 Almaraz 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 rociado y aislamiento de la contención, dentro del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Almaraz, 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, la central nuclear de Almaraz 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 la central nuclear de Almaraz 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 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. C.N. Almaraz deberá dar las oportunas facilidades a dicho personal para que puedan realizar una completa evaluación del análisis.

4. Programa

- La central nuclear de Almaraz 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 1 de octubre de 1986. Una vez aceptada por el CSN, la central nuclear de Almaraz dispondrá de aproximadamente 18 meses para su ejecución. Es conveniente que la central nuclear de Almaraz no realice compromisos firmes con otras empresas u organizaciones hasta que su propuesta haya sido aceptada.

Anexo 3. Carta del CSN a la central nuclear de Almaraz indicando la aceptación del APS



Madrid, 9 de abril de 1991

Consejo de Seguridad Nuclear

*Ins. N.º 11
28010 Madrid*

2128

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

N. Ref.: CSN-C-DT-91-163
CNALM-ALM-91-17

ASUNTO: ANALISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD.

Muy Sr. mio:

Hemos recibido la Revisión efectuada por Vdes. del Informe Final del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la C.N.Almaraz. Con ello, se da por satisfecho el requerimiento efectuado por el Pleno del CSN del día 25 de Junio de 1986, transmitido por carta del CSN a C.N.Almaraz del día 30 de Junio de 1986. Hemos comprobado que, básicamente, esta revisión ha seguido lo exigido por la evaluación que la Dirección Técnica del CSN ha venido haciendo durante el Proyecto de APS.

Así pues se considera efectivamente que C.N.Almaraz ha cumplido, por medio de esta revisión, con lo que en dichas fechas el CSN requirió y que, adicionalmente, este cumplimiento lo ha sido mediante un APS realizado minuciosamente y recogido en una documentación de una alta calidad.

No obstante, se considera igualmente que C.N. Almaraz debe de llevar a cabo aún algunas acciones relativas al mencionado requerimiento:

- a) Algunos aspectos importantes del APS se encuentran documentados en informes denominados Cuadernos de Cálculo, que no son considerados anexos al informe final, aunque son referenciados en él muy a menudo. Dado que el fundamento técnico de muchos aspectos del APS está recogido en dichos Cuadernos de Cálculo, C.N.Almaraz deberá remitir a este CSN una copia de la última revisión de todos ellos, a la mayor brevedad posible. Un ejemplo destacado de lo anterior es el Cuaderno de Cálculo APS-C-016, en el que se analiza la pérdida de los sistemas de agua de servicios y de agua de componentes y que no se incluye en el informe final sino para mencionar los resultados cuantitativos.



Departamento de Seguridad Social

José María Díaz
25040 Madrid

- b) La documentación del APS deberá de complementarse asimismo con un "Informe Resumen" más breve en que se presente el análisis realizado, sus principales resultados y conclusiones de una manera concisa. La necesidad de dicho Resumen ya se les indicó por esta Dirección Técnica cuando nos presentaron la primera revisión del APS el 8 de Noviembre de 1989.
- c) Asimismo, el personal del APS de C.N. Almaraz ha de realizar una breve presentación del estudio al personal técnico de esta Dirección Técnica tal y como asimismo ya se les indicó en la presentación referida en el punto anterior. Se propone en principio un día en la semana que se inicia el 20 de Mayo de 1991 para dicha presentación.

Por último, hay que recordar que el alcance del APS de C.N. Almaraz es, de acuerdo con el Programa Integrado de APS en España emitido por este CSN en 1986, de un alcance inferior a los APS que se han requerido con posterioridad. Por tanto, es conveniente que se sigan manteniendo recursos por parte de C.N. Almaraz en 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.

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

Jacobo Díaz Díaz
DIRECTOR TECNICO

C.c.: CEAP
APFU

