



José Alfredo LANTARON GUTIERREZ es Licenciado en Ciencias Físicas y Diplomado en Ingeniería Nuclear. Entre 1978 y 1980 fue becado por el gobierno alemán (DAAD) y por la OIEA en el Kernforschungszentrum Karlsruhe (Alemania). De 1980 a 1982 trabajó en el Departamento de Seguridad de Empresarios Agrupados, estando destinado entre 1982 y 1983 en el TÜV-Stuttgart (Alemania), pasando posteriormente al Departamento de Revisión de Proyectos. De 1986 a 1988 fue Jefe del Proyecto de Accidentes en el Programa de Tecnología Nuclear del CIEMAT. En 1988 se incorporó al CSN, trabajando en accidentes severos (Proyectos PHEBUS, ACE), siendo destinado en 1990 a la USNRC (Washington), EE.UU., ocupándose de la metodología y revisión de estudios IPE, nivel 2, de CC.NN. americanas. En enero de 1992 se incorpora al área de APS del CSN, donde lleva a cabo la evaluación de los IPE españoles.

ANÁLISIS PROBABILISTAS DE SEGURIDAD DE NIVEL 2

J. A. LANTARON

ANTECEDENTES

El "Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España" (1), de 1986, definía las características más importantes del mismo, de entre las que cabe destacar, (a) que el requerimiento específico a cada central sería hecho de forma desfasada en el tiempo, con objeto de emplear de forma óptima los recursos nacionales, y (b) que inicialmente el nivel requerido sería el Nivel 1, pero previendo un alcance progresivamente creciente, indicándose también que, si se validase una metodología para niveles superiores, pudiera ser posible comenzar con otros niveles, como secuencias de escape de radionucleidos.

Con anterioridad a la aparición del Programa Integrado en España, en 1985 ya la NRC había emitido un plan para tratar los temas del accidente severo en las plantas comerciales existentes en los Estados Unidos. Con este fin la Comisión de la NRC desarrolló una metodología para implementar este plan, comunicando el mismo a las compañías eléctricas americanas, mediante la publicación de la Generic-Letter 88-20 "Individual Plant Examination(IPE) for Severe Accident Vulnerabilities -10 CFR 50.54 (f)" (2), en Noviembre de 1988, es decir, con posterioridad al Programa español. Con este documento se requería a las compañías eléctricas la realización de un estudio individual de las plantas, dirigido a encontrar las potenciales vulnerabilidades de cada planta frente a los accidentes severos.

INTRODUCCION

En 1989, el Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear decidió seleccionar (3) a C.N. José Cabrera como instalación para realizar el siguiente APS del Programa Integrado.

En este caso, además de los objetivos y alcance del Nivel 1, se requería el Nivel 2, que añade al Nivel 1 el análisis de los procesos involucrados en el accidente y su efecto en la respuesta de la contención. Es decir, además de estimar las frecuencias de sucesos con fusión de núcleo, se trata de estimar, cuándo y cómo se producirá el fallo de la contención, y cuál será la cantidad de material radiactivo liberado al medio ambiente. Este nivel no llega a estimar el riesgo, pero permite una cuantificación de la importancia relativa de las secuencias que dan lugar a una fusión del núcleo y a una emisión de productos de fisión al exterior.

El alcance de los APS requeridos ha ido aumentando conforme a lo previsto en el Programa Integrado, incluyendo finalmente la realización del estudio de APS de Nivel 1 y de Nivel 2 en todos los modos de operación, y considerando todos los posibles sucesos externos.

OBJETIVOS

Al requerimiento a C.N. José Cabrera, de la realización del Nivel 2 del APS, le han seguido C.N. Vandellos II (4) y C.N. Trillo (5), con los siguientes objetivos:

- Analizar probabilísticamente el comportamiento del edificio de contención, en caso de los diferentes tipos de posibles accidentes con daño al núcleo, para llevar a cabo su función de retención de los productos de fisión en su interior. Asimismo, se indica que para ello se estimarán las cantidades de radionucleidos, asociadas a cada modo de fallo identificado en la contención, para cada tipo de accidente con daño al núcleo, así como las características de las emisiones al exterior para cada modo, y se estimará la probabilidad condicionada de cada modo de fallo de la contención, llegando al resultado de este análisis

probabilista de la contención, consistente en la estimación de la frecuencia anual de cada categoría de liberación o término fuente.

Entre los objetivos se indica que, como parte del análisis probabilista de la contención descrito en el párrafo anterior, se analizará la probabilidad de los sistemas de aislamiento y de extracción de calor de la contención para realizar sus funciones en los diferentes casos de posibles accidentes con daño al núcleo. Los posibles fallos de dichos sistemas formarán parte de las posibles secuencias de sucesos, que conduzcan al posible fallo de la contención de diferentes modos. Se identificarán y analizarán, así mismo, de forma detallada las secuencias de sucesos que constituyen accidentes de pérdida de refrigerante del núcleo a través de sistemas que atraviesan la contención.

Al aumentar el alcance del estudio, en cuanto a la realización del Nivel 1 y del Nivel 2, en todos los modos de operación, y la consideración de todos los posibles sucesos externos, se han ampliado los objetivos del estudio a:

- La estimación y análisis de la probabilidad de accidente con daño al núcleo, partiendo de situaciones en que el reactor esté inicialmente no sólo a potencia, sino en cualquier modo de operación.
- La estimación de la probabilidad de ocurrencia de situaciones con daño al núcleo, debido a la declaración o propagación de incendios en el interior de la central, a inundaciones originadas tanto por fuentes internas como por fuentes externas a la central y a movimientos sísmicos en el emplazamiento de la central, así como, al menos, un análisis de cribado de todos los posibles riesgos por otros sucesos externos.

METODOLOGIAS

El CSN, en sus comunicaciones a las compañías eléctricas, en las que requiere la realización individual de los análisis probabilísticos de seguridad, menciona la metodología a emplear, en lo que respecta al Nivel 2, indicándose que, deberán seguirse las líneas generales indicadas por la USNRC en su Generic-Letter 88-20, y en sus Apéndices y referencias. En lo relativo a otros modos de operación, distintos del de plena potencia, deberán considerarse las metodologías empleadas en los estudios de APS más recientes, que tratan este punto, realizados en países como Francia, Estados Unidos o Suecia.

También el CSN se ha referido a la metodología a emplear en la realización del análisis de riesgos por incendios e inundaciones, indicando, que al menos de-

berán cumplirse los requisitos indicados en el NUREG/CR-2815 (6), y en lo relativo al análisis de riesgos por movimientos sísmicos, se consideran aceptables las dos alternativas propuestas en el documento NUREG-1407 (7).

En el "Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad" de 1986 ya se menciona someramente el proceso y contenido del Nivel 2 de APS.

En Estados Unidos, en Agosto de 1989, con la publicación del NUREG-1335 (8), la U.S. Nuclear Regulatory Commission establecía las guías a seguir con respecto al formato y contenido de los estudios a realizar.

En España, ante la propuesta al CSN, por parte del GPE PWR de un Plan de Acción para la realización de los IPEs por las centrales PWR españolas, el CSN manifestó la conveniencia de iniciar el Nivel 2 de APS con una participación paralela de todas las centrales, con el fin de desarrollar el Plan presentado.

El GPE PWR elaboró un Plan de Actuación más detallado para la realización de los IPEs, y constituyó un grupo ad-hoc para su desarrollo, que posteriormente elaboró un documento de tipo metodológico para definir las guías generales en la realización de los IPEs. Este documento (9), define el alcance y contenido de estos estudios, e intenta que sea aplicable a todas las centrales PWR españolas, teniendo en cuenta las circunstancias específicas de cada una.

El objetivo fundamental de este documento es establecer una metodología básica de realización de los IPEs, siguiendo las criterios incluidos en la Generic-Letter 88-20, sus suplementos, referencias, y documentos de apoyo, como el NUREG-1335.

El documento de "Guías Básicas para el desarrollo de los análisis Individuales de Planta (IPE) en CCNN PWR españolas", actualmente en su Revisión 1, trata a su vez de unificar criterios para la realización de los IPEs en las centrales PWR españolas, lo que, dada la limitación de recursos, puede ser beneficioso para las compañías eléctricas, y también para el CSN en su tarea de evaluación de los estudios.

Aparte de las guías mencionadas, los siguientes documentos y guías son también una referencia obligada en la realización de un APS de Nivel 2.

- PRA Procedure Guide, NUREG/CR-2300 (10), que publicado en 1983, presenta una metodología general aplicable a los 3 niveles del APS, y que ha servido de referencia para otras guías.
- NUREG-1150 (11), junto con sus documentos soporte.

Este estudio realizado para 5 plantas comerciales americanas, representa el estado del arte en la evaluación del

riesgo, debido a los accidentes severos, y se caracteriza fundamentalmente por su alto nivel de detalle en el análisis del Nivel 2 y el extenso tratamiento de las incertidumbres.

La metodología y procedimientos aplicables al Nivel 2, se encuentra en el NUREG/CR-4551 Vol. 1 (12), tratando el volumen 2 (13) de este NUREG sobre la selección de los valores de los parámetros y el empleo de la opinión de los expertos.

- Otras referencias, que pueden ayudar en la estimación y valoración del término fuente son: NUREG/CR-5747 (14), NUREG-1465 (15), etc.

REALIZACION Y CONTENIDO DE UN ESTUDIO DE APS NIVEL 2 (ANALISIS BACK-END)

En la realización de un APS de Nivel 2, (Análisis Back-End), los objetivos fundamentales a tener en cuenta son: en primer lugar, el que el titular de la planta disponga de un marco adecuado para la comprensión y apreciación de los modos de fallo de la contención, del impacto de los fenómenos y características de la planta, y del impacto de las acciones del operador, en el caso de un potencial accidente severo, lo que puede sugerir que determinadas modificaciones de equipos, procedimientos, o entrenamiento adicional, pudieran prevenir o mitigar accidentes severos específicos; en segundo lugar, el extraer del amplio espectro de accidentes creíbles, vulnerabilidades específicas asociadas a la contención y a los sistemas de mitigación de la contención.

Si bien el APS de Nivel 2 consta fundamentalmente de dos partes: (a) análisis de la progresión del accidente y de la respuesta de la contención, y (b) estimación del término fuente, un proceso estructurado de las actividades a realizar dentro del análisis Back-End o Nivel 2 de APS, es el referido en el NUREG-1335 Apéndice A, el cual expone organizada y secuencialmente las tareas a llevar a cabo, que por otra parte al estar interrelacionadas entre sí, permiten algunas desviaciones al mismo.

Los pasos a seguir, indicados en el NUREG-1335 son:

Familiarización con la planta

En esta sección se presentan datos sobre la planta, y la descripción de sistemas de mitigación significativos en la evolución del accidente severo. También se incluyen planos, que pueden aportar información para el tratamiento del progreso del accidente severo.

Parte de este apartado, sería así mismo

una discusión de las acciones del operador y una lista de las operaciones manuales de los sistemas de mitigación.

Agrupamiento de secuencias

Debido a que el número de secuencias de accidente con daño al núcleo es elevado, éstas deben ser agrupadas convenientemente en los llamados Estados de Daño de la Planta o PDS (Plant Damage States), con objeto de poder ser analizadas.

Estos Estados de Daño de la Planta, se definen en función de la operabilidad de los sistemas de la planta, y de ciertas condiciones físicas en el momento de comenzar el deterioro del núcleo. Así, un PDS es un grupo de secuencias de accidente que tienen características similares con respecto a la progresión del accidente y al estado de las salvaguardias tecnológicas de la contención.

La frecuencia de cada PDS será la suma de las frecuencias de todas las secuencias de accidente asociadas a este PDS.

Una vez realizado este agrupamiento, podrían seleccionarse una o más secuencias para representar a cada Estado de Daño de la Planta. En este punto debe tenerse en cuenta, la realimentación de los fenómenos de la contención sobre la disponibilidad de los sistemas necesarios para mitigar el daño al núcleo, extraer el calor de la contención, filtrar radionucléidos, etc.

Determinación de los modos de fallo de la contención

En primer lugar se identificaría una lista de los potenciales modos de fallo de la contención, y a continuación se determina la capacidad estructural de la contención, bien mediante cálculos específicos para la planta en cuestión, o usando cálculos ya realizados para plantas con diseños similares, siempre que sean aplicables.

Desarrollo de los árboles de Sucesos de la Contención (CETs), Containment Event Trees

Dado un Estado de Daño de la Planta, son posibles diferentes escenarios para la propagación del accidente, al mismo tiempo que pueden tener lugar aleatoriamente diversos sucesos, que pueden cambiar el curso del accidente. Los CETs pueden emplearse para organizar el análisis de la contención, describiendo las secuencias de los accidentes, una vez que ha comenzado el daño del núcleo. Un árbol de sucesos de la contención (CET), es en definitiva un modelo lógico para delinear las posibles vías por las que puede progresar una secuencia de accidente, a partir de unas

condiciones iniciales definidas por un Estado de Daño de la Planta.

Existen diferentes modos de desarrollar los CETs, pudiendo variar éstos, desde muy simples (WASH-1400) (16), a muy complejos (NUREG-1150), pero un CET debe desarrollarse de modo que disponga de un número de cabeceros, suficiente como para que puedan tratarse y cuantificarse todos los sucesos importantes que afectan a la respuesta de la contención.

Los sucesos que generalmente se eligen en los CETs son para: representar las incertidumbres en los fenómenos físicos, estimar las acciones de recuperación y de mitigación por los operadores, y estimar las consecuencias de los fallos de determinados sistemas importantes para la seguridad tras la ocurrencia de un fenómeno físico determinado.

Puede emplearse un único CET para la mayoría de los PDS, o bien un CET diferente para cada PDS.

Determinación del momento de fallo y de la respuesta de la contención

La respuesta de la contención debiera determinarse para cada secuencia representativa identificada en los PDS, pero aquí está referida a la respuesta frente a potenciales presiones, tempestades, misiles, calentamiento directo de la contención, bypass, etc., cuya magnitud sea significativa frente a la capacidad estructural de la contención, lo que determinaría, si tiene lugar o no el fallo de la misma, y cuándo y cómo ocurriría este posible fallo.

Existe numerosa bibliografía, conteniendo una gran número de análisis de la respuesta de la contención durante accidentes severos, la cual puede ser útil, siempre que sea aplicable, para determinar la respuesta de la contención de la planta en estudio, siendo una de las fuentes de información más actualizadas el NUREG-1150 y sus documentos soporte.

Determinación del Término Fuente

En esta parte del estudio, debe darse una descripción de las potenciales liberaciones de los productos de fisión, así como del momento, magnitud y características de la liberación de radionucléidos.

Los numerosos estudios y cálculos existentes sobre la liberación de productos de fisión (Término Fuente), durante accidentes severos, pueden ser útiles, siempre que sean aplicables, pero deben tenerse especialmente en cuenta el tipo de las secuencias en la categoría de liberación, así como el momento y características de las liberaciones para cada característica seleccionada para representar la categoría.

Independientemente del método de cálculo empleado, deben tenerse en cuenta y tratarse las incertidumbres inherentes mediante estudios de sensibilidad.

Cuantificación de los CETs

La cuantificación de los árboles de Sucesos de la Contención implica asociar probabilidades a cada una de las ramas del árbol, las cuales se basan en la comprensión de los sucesos que se están considerando. La probabilidad de cada secuencia del árbol puede determinarse multiplicando todas las probabilidades de las ramas, pero deben tenerse en cuenta las dependencias que pudieran existir de puntos de ramas anteriores.

La cuantificación de los CETs dará una estimación de las probabilidades de los diferentes modos de fallo de la contención, sucesos de bypass, o de no fallo de la contención para cada PDS identificado.

Cada modo de fallo identificado para cada PDS tendrá un único término fuente. Debido al elevado número de Términos Fuente, es práctica corriente reducir éstos a un número inferior de categorías de liberación representativas.

El número de Categorías de Liberación seleccionadas debe de ser el suficiente como para que cada Término Fuente individual pueda ser representado adecuadamente por una de las categorías de liberación.

La frecuencia de cada Término Fuente representativo se determina sumando todas las frecuencias finales del CET, para cada PDS correspondiente.

Estudios de sensibilidad

En la Generic-Letter 88-20 ya se indica que la cuantificación de los CETs, debe incluir el tratamiento de las incertidumbres. Sin entrar en el extenso tratamiento de las incertidumbres del NUREG-1150, puede ser suficiente un estudio de sensibilidad bien estructurado, con objeto de determinar e identificar aquellos parámetros del estudio que puedan tener los efectos mas significativos sobre la probabilidad o momento del fallo de la contención y sobre la magnitud del término fuente.

Si bien se han identificado una serie de parámetros que puedan tener un efecto importante sobre el fallo de la contención y el término fuente, y cuya lista se incluye en el NUREG-1335, dependiendo de la configuración de la contención que se está considerando, puede ser necesario despreciar algunos o añadir otros nuevos.

Una vez identificados los parámetros y establecido los rangos de incertidumbre de los mismos, el CET debe recuantificarse variando estos parámetros, dentro

de sus rangos, con objeto de determinar aquellos parámetros que tienen efectos mayores sobre el fallo de la contención y la magnitud del Término Fuente. Con la información resultante pueden identificarse aquellas áreas sobre las que se podrían llevar a cabo mejoras potenciales, o extraer conclusiones sobre las vulnerabilidades de la planta.

CONSIDERACIONES SOBRE EL ESTADO DE LOS IPE EN ESPAÑA

Si bien ya se ha mencionado en los primeros apartados los objetivos y programa actual de los APS de nivel 2 requeridos por el CSN, aquí sólo cabe matizar, sobre su situación actual, que el primer IPE requerido por el CSN a C.N. José Cabrera se encuentra en una fase muy avanzada de realización, estando actualmente evaluándose en el CSN los primeros informes correspondientes al Nivel 2, el de C.N. Vandellós II se encuentra en su fase inicial, y el de C.N. Trillo aún no ha comenzado.

Con la información remitida hasta la fecha al CSN, las evaluaciones y auditorías se han venido concentrando en la herramienta de cálculo elegida (código MAAP), para simular los accidentes severos y el cálculo del Término Fuente, más concretamente sobre los estudios de sensibilidad.

En este sentido, hay que tener en cuenta que las incertidumbres asociadas a la fenomenología de los accidentes severos, así como las limitaciones en modelos con los que MAAP trata de simular dichos fenómenos, determinan apreciablemente los resultados de los cálculos, por lo que en la medida de lo posible se considera acertado conocer hasta qué punto las limitaciones de modelos del código y las incertidumbres todavía existentes en la fenomenología contribuyen en los resultados de los cálculos.

A su vez, con objeto de asegurarse que los estudios IPE van a dar unas estimaciones razonables de las consecuencias de las secuencias de los accidentes severos, se han identificado una serie de parámetros del código MAAP, de entre los que cabe destacar: el que determina el calor latente del eutéctico de la masa del núcleo fundida, el coeficiente de transferencia térmica entre el corium fundido y la costra solidificada, los tiempos que tarda en romper la vasija tras contactar con el núcleo fundido, el coeficiente que determina la refrigerabilidad del debrís, las fracciones de debrís capaces de interaccionar con el gas de la contención, etc., ante los cuales determinados fenómenos pueden ser más sensibles y sobre los que debiera realizarse análisis de sensibilidad.

CONCLUSIONES

Con C.N. José Cabrera, han comenzado en España los primeros APS de Nivel 2, al que siguen los estudios de C.N. Vandellós II y de C.N. Trillo, y conforme al Programa Integrado seguirán el resto de las centrales.

Los objetivos de estos análisis probabilistas de la contención son, por una parte, desarrollar una apreciación global del comportamiento del accidente severo, comprender las secuencias de accidente severo mas probables que pudieran ocurrir en la planta y conocer cuantitativamente dentro de lo posible la probabilidad global de daño al núcleo y de las liberaciones de material radiactivo al medio ambiente, y, por otra, si fuera necesario, reducir esta probabilidad global obtenida modificando adecuadamente los procedimientos, componentes y sistemas, que podrían ayudar a prevenir o mitigar los accidentes severos.

Las incertidumbres asociadas tanto a la fenomenología de los accidentes severos, como a la modelación, a veces simplificada, por los códigos, añade más incertidumbre a la cuantificación del análisis de la progresión del accidente y a la estimación del Término Fuente; por otra parte, la capacidad de los códigos para realizar cálculos realistas depende de las hipótesis y juicio de los expertos de los Proyectos, por lo que un análisis adecuado de las incertidumbres permitirá conocer dónde se encuentran estas incertidumbres y cómo pueden afectar a las medidas que pudieran tomarse durante un accidente.

Si bien el momento y modo de fallo de la contención, son los objetivos prioritarios en los estudios IPE, la liberación y transporte del material radiactivo, a través del sistema primario, de la contención y de edificios auxiliares, debe considerarse en la misma medida, pues un tratamiento adecuado del Término Fuente y de las incertidumbres asociadas, permitirá evaluar en determinadas secuencias acciones del operador o mejoras de equipos, así como servir de apoyo en las emergencias, además de que pudiera ser un input realista para el CSN para una posible realización en un futuro de análisis de riesgos, es decir, un APS de Nivel 3.

REFERENCIAS

- (1) Consejo de Seguridad Nuclear, "Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España," Agosto 1986.
- (2) Generic Letter 88-20, "Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities 10 CFR \$50.54 (f)", November 23, 1988.

(3) Carta del CSN a UNION-FENOSA, "Realización de un análisis probabilista de seguridad (APS)," del 20 de Junio de 1989.

(4) Carta del CSN a Asociación Nuclear de Vandellós, "Realización de un análisis probabilista de seguridad (APS)," del 18 de Octubre de 1990.

(5) Carta del CSN a Central Nuclear de Trillo, "Realización de un análisis probabilista de seguridad (APS)," del 18 de Julio de 1991.

(6) M. McCann et al., "Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide," Brookhaven National Laboratory, Rev. 1 to NUREG/CR-2815, Vol. 1 and 2, August 1985.

(7) USNRC, "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities," NUREG-1407, Final Report, June 1991.

(8) USNRC, "Individual Plant Examination: Submittal Guidance," NUREG-1335, Final Report, August 1989.

(9) GPC PWR, "Guías básicas para el desarrollo de los análisis individuales de planta (IPE) en Centrales PWR españolas," Rev. 1, Febrero 1993.

(10) J.W. Hickman, "PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants," American Nuclear Society and Institute of Electrical and Electronic Engineers, NUREG/CR-2300, Vols. 1 and 2, January 1983.

(11) USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five US Nuclear Power Plants," NUREG-1150, Vols. 1, 2 and 3, Final Reports, June 1989, December 1990, January 1991.

(12) E.D. Gorham-Bergeon et al., "Evaluation of Severe Accident Risks: Methodology for the Accident Progression, Source Term, Consequence, Risk Integration, and Uncertainty Analysis," Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4551, Vol. 1 Draft Revision 1, SAND86-1309, to be published.

(13) F.T. Harper et al., "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters," Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4551, Vol. 2, Rev. 1, SAND86-1309, December 1990.

(14) H.P. Nourbakhsh, "Estimate of Radionuclide Release Characteristics into Containment under Severe Accident Conditions," Brookhaven National Laboratory, NUREG/CR-5747, Draft Report for Comment, January 1992.

(15) USNRC, "Accident Source Term for Light-Water Nuclear Power Plants" NUREG-1465, Draft Report for Comment, June 1992.

(16) USNRC, "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants," WASH-1400(NUREG-75/014), December 1975.