

Primer ejercicio

C-14: Análisis Probabilista de Seguridad

Índice

1. Definición de APS. Riesgo residual	2
2. Niveles del APS y su relación con la defensa en profundidad	3
3. Desarrollo de un APS de nivel	3
3.1 Familiarización con la planta; identificación de sucesos iniciadores	3
3.2 Delineación de los árboles de sucesos	4
3.3 Árboles de fallos	5
3.4 Análisis de fiabilidad humana.....	7
3.5 Análisis de datos	7
3.6 Cuantificación	8
3.6.1 Álgebra de Boole	9
3.6.2 Cálculo de probabilidad	9
3.6.3 Conjuntos mínimos de fallo.....	9
3.7 Análisis de resultados	11
3.7.1 Medidas de importancia.....	11
3.7.2 Cálculo de incertidumbres	11
4. Referencias	12

Resumen ejecutivo

El objeto del análisis de transitorios del capítulo XV del Estudio Final de Seguridad es la verificación de que la planta está debidamente protegida contra accidentes cuya frecuencia de ocurrencia se sitúa por encima de un cierto valor umbral. En este tipo de análisis no se consideran fallos múltiples de los sistemas de protección o de los componentes que los integran, ya que la frecuencia de ocurrencia de estos escenarios sería muy baja debido a la alta fiabilidad de los componentes empleados en la industria nuclear y al criterio del fallo único.

A pesar de todo pueden darse secuencias accidentales con fallos múltiples de muy baja frecuencia, por debajo del umbral considerado en el EFS, pero que conducen al daño del núcleo del reactor, por lo que puede que su contribución al riesgo de la planta no sea despreciable.

La estimación de dicha contribución, denominado *riesgo residual*, es el objeto del Análisis Probabilista de Seguridad (APS).

Relación con otros temas

- 1er ejercicio, C2.
- 1er ejercicio, C8.
- 3er ejercicio, SN1.
- 3er ejercicio, SN13.
- 3er ejercicio, SN26-30.

1. Definición de APS. Riesgo residual

Toda central nuclear está expuesta a la ocurrencia de transitorios accidentales que pueden amenazar las barreras de protección contra la liberación de productos de fisión y de radiactividad en general. La limitación de los daños producidos por dichos transitorios, en función de su frecuencia de ocurrencia, es el objeto del análisis de transitorios recogido en el capítulo XV del Estudio de Seguridad (SAR), documento oficial de explotación requerido en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Los transitorios estudiados se agrupan, en el caso de centrales PWR, en cuatro categorías definidas en función de las frecuencias acumuladas y de los daños máximos permitidos, según el estándar ANSI N-18.2. En el caso de centrales BWR el estándar de referencia es el ANSI-212. Aplicando las definiciones de seguridad nuclear, habrá de verificarse que a mayores frecuencias de ocurrencia, menores son los daños sufridos.

En cualquier caso resulta inviable considerar todos los transitorios imaginables, ya que por debajo de cierta frecuencia su ocurrencia comienza a ser inverosímil y en la mayoría de los casos representarían situaciones catastróficas más perjudiciales en sí mismas que los eventuales daños que producirían en una central nuclear. Es por ello que los SAR únicamente consideran accidentes por encima de una cierta frecuencia umbral. Los transitorios de menor frecuencia no cubiertos por el análisis suelen denominarse como *más allá de las bases de diseño*.

Es importante mencionar que el análisis de transitorios del capítulo XV no considera fallos múltiples de los sistemas de protección o de los componentes que los integran. Esta suposición se fundamenta en el alto grado de fiabilidad de los equipos y componentes empleados en las centrales nucleares y en el criterio de fallo único.

El informe WASH-1400 [1] ya apuntaba, no obstante, que la contribución al riesgo de la central de los accidentes más allá de la base de diseño podría no ser despreciable, lo que se confirmó con la ocurrencia del accidente de TMI-2. Esa contribución es justamente lo que se denomina *riesgo residual*.

La estimación del riesgo residual, que supone una extensión del capítulo XV, es el objeto del Análisis Probabilista de Seguridad (APS). El calificativo de probabilista proviene del estudio de la fiabilidad de los sistemas y componentes, que en el APS se considera de manera más detallada respecto de lo aplicado en el análisis de transitorios clásico. De ahí que el capítulo XV de los SAR se considere la expresión de la denominada *metodología determinista* de estimación de riesgos, calificativo que puede inducir a error ya que en dicho tipo de análisis sí se consideran aspectos probabilísticos, aunque aparecen

recogidos únicamente a través de las frecuencias de los sucesos iniciadores sin considerarse posibles fallos de equipos o componentes de los sistemas de mitigación.

La consideración de la fiabilidad de los equipos en el APS implica el uso de técnicas totalmente diferentes a las aplicadas en el análisis clásico de transitorios, por lo que aparentemente son problemas totalmente distintos. No obstante es necesario recordar que ambas técnicas tratan en último término de estimar el riesgo asociado a una central nuclear, aunque en rangos diferentes de frecuencia de ocurrencia de daño. Se trata pues de estudios complementarios y en ningún caso alternativos.

El informe NUREG/1150 [2] explica en detalle la metodología APS aplicada a centrales nucleares.

2. Niveles del APS y su relación con la defensa en profundidad

La liberación de productos de fisión al medio ambiente se previene mediante la interposición de una serie de barreras de protección, en lo que supone la aplicación práctica del principio de *defensa en profundidad*. Para que los productos de fisión logren escapar de una barrera, es condición necesaria que hayan escapado de las barreras anteriores, por pérdida de su integridad o de su capacidad de confinamiento.

Esta observación permite estructurar los APS en varios niveles, clasificados según la barrera de protección estudiada en cada caso. Surgen así los tres niveles característicos de todo APS:

- Nivel I, que se ocupa de aquellas secuencias que conducen al daño severo al núcleo.
- Nivel II, que se ocupa de las secuencias que implican fallo del recinto de contención y por tanto escape de productos radiactivos.
- Nivel III, que finalmente trata de estimar los daños producidos al público, el medio ambiente y el patrimonio como consecuencia de los escapes radiactivos.

En términos generales, el nivel I suele estar más asociado a la prevención de los accidentes con fusión del núcleo, el nivel II a la mitigación, y el nivel III a la gestión de los accidentes.

En lo sucesivo se hará hincapié en la descripción de un APS nivel I.

3. Desarrollo de un APS de nivel I

3.1 Familiarización con la planta; identificación de sucesos iniciadores

El primer paso consiste en identificar aquellos sucesos que pueden provocar condiciones en las que se requiere el disparo del reactor. La evolución de estos accidentes, de no ser neutralizados por los sistemas de protección y/o las salvaguardias tecnológicas, conduciría al daño del núcleo del reactor. Tales sucesos son típicamente accidentes con pérdida de refrigerante, pérdida de energía eléctrica exterior, pérdida de sistemas soporte, transitorios y sucesos externos tales como incendios, inundaciones y seísmos.

Para la identificación de los sucesos iniciadores se acude a diversos tipos de fuentes:

- Experiencia operativa previa, tanto de otras centrales nucleares (categorías de iniciadores del documento EPRI NP-2230) como de la propia central.
- Accidentes analizados en el capítulo XV del EFS.
- Métodos analíticos, entre los que se encuentran el Estudio Jerárquico de Posibles Causas de disparo y el FMEA (Análisis de Modos y Efectos de Fallos).

3.2 Delineación de los árboles de sucesos

A continuación se deben estudiar las *funciones de seguridad* necesarias para evitar que el iniciador provoque un daño severo al núcleo. Típicamente, dichas funciones de seguridad son:

- Subcriticidad del reactor.
- Refrigeración del reactor.
- Control de la presión en el Sistema de Refrigeración del Reactor.
- Extracción del calor residual.

Dichas funciones de seguridad pueden ser desempeñadas por uno o varios sistemas a los que se denomina frontales. A su vez, dichos sistemas frontales pueden depender funcionalmente de otros sistemas a los que se denomina soporte. Todo sistema, bien sea frontal o soporte, debe tener definidos unos criterios de éxito en función de las variables de proceso, cuyo cumplimiento asegura que el sistema será capaz de satisfacer la función encomendada.

El número de iniciadores posibles es obviamente infinito, por lo que el estudio de las secuencias individuales resulta inviable. Por esta razón los iniciadores se reúnen en grupos para los que la evolución del accidente es similar. La agrupación se hace en función del tipo de iniciador, de la evolución esperada y del tipo de protecciones demandadas. De aquí en adelante, y salvo que se exprese lo contrario, se entenderá por iniciador cualquiera de estos grupos, al margen de que pueda englobar un gran número de sucesos iniciadores. Este concepto de agrupamiento es totalmente equivalente al de los transitorios que se incluyen en cada una de las categorías estudiadas en los análisis del capítulo XV de los Estudios de Seguridad.

La evolución de los accidentes a partir de un suceso iniciador se representa mediante un árbol de sucesos, que contiene un conjunto de los sistemas que intervienen en la mitigación del accidente. A los sistemas que aparecen en los árboles de sucesos se les denomina cabeceros. El posible éxito o fracaso de cada cabecero da lugar a la aparición de dos secuencias, cada una con consecuencias eventualmente diferentes. La figura 1 ilustra un ejemplo de uno de estos árboles. Si el número de funciones de seguridad, también denominadas cabeceros, que se contemplan en el árbol es N , resulta obvio que el número de secuencias que se pueden derivar de un iniciador es 2^N . No

obstante ésta es una cota superior, ya que algunas combinaciones resultan físicamente imposibles.

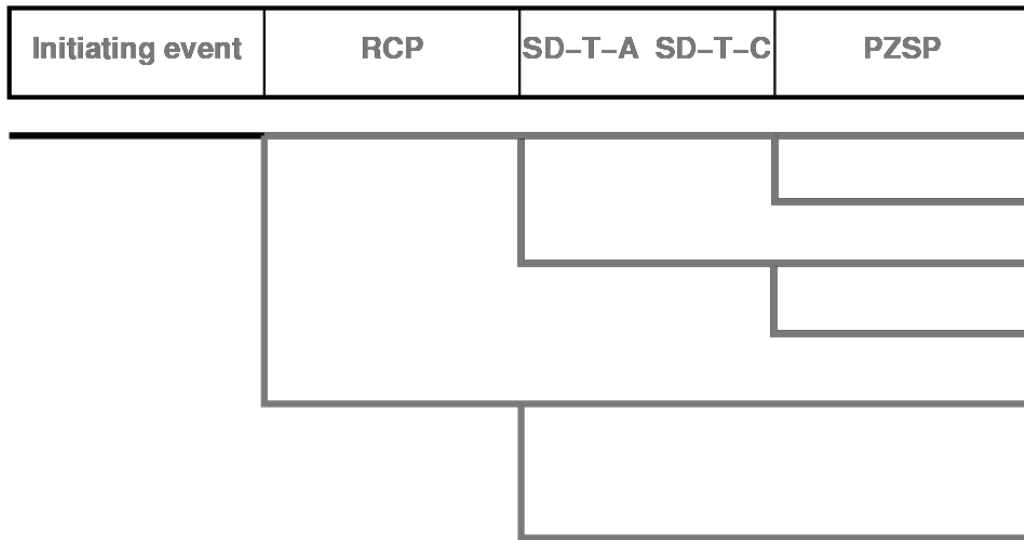


Figura 1: Ejemplo de árbol de sucesos.

Finalmente, a cada secuencia se debe asociar un estado final del núcleo (dañado o no dañado). Atendiendo al conservadurismo inherente a todo análisis de seguridad, un árbol de sucesos bien delineado debe asegurar que:

1. Si una secuencia no conduce a daño al núcleo, ninguna de las secuencias reales contenidas en dicho grupo conduce realmente al daño.
2. Si una secuencia conduce a daño al núcleo, al menos una de las secuencias contenidas en dicho grupo conduce realmente al daño, aunque eventualmente otras no lo hagan.

3.3 Árboles de fallos

Los sistemas de protección que implementan las funciones de seguridad están formados en general por un gran número de componentes susceptibles de fallo. La probabilidad de éxito o fallo de los sistemas depende en consecuencia de la fiabilidad de los componentes que los integran, a través de las múltiples combinaciones de fallos de éstos. La fiabilidad de un sistema, en función de la fiabilidad de sus componentes básicos, se recoge mediante una expresión Booleana cuya estructura está directamente relacionada con la configuración del propio sistema.

La fiabilidad de los sistemas se estudia mediante los denominados *árboles de fallos*, que consisten en un método lógico deductivo para obtener la ecuación Booleana mencionada anteriormente. Partiendo del criterio de fallo del sistema, también llamado *top event*, se identifican las posibles causas básicas en términos de fallos de los componentes. La ecuación Booleana se suele representar de forma gráfica mediante puertas lógicas, como en el ejemplo de

la figura 2. La aplicación del Álgebra de Boole en el contexto de esta tarea se desarrolla más ampliamente en la sección 3.6.

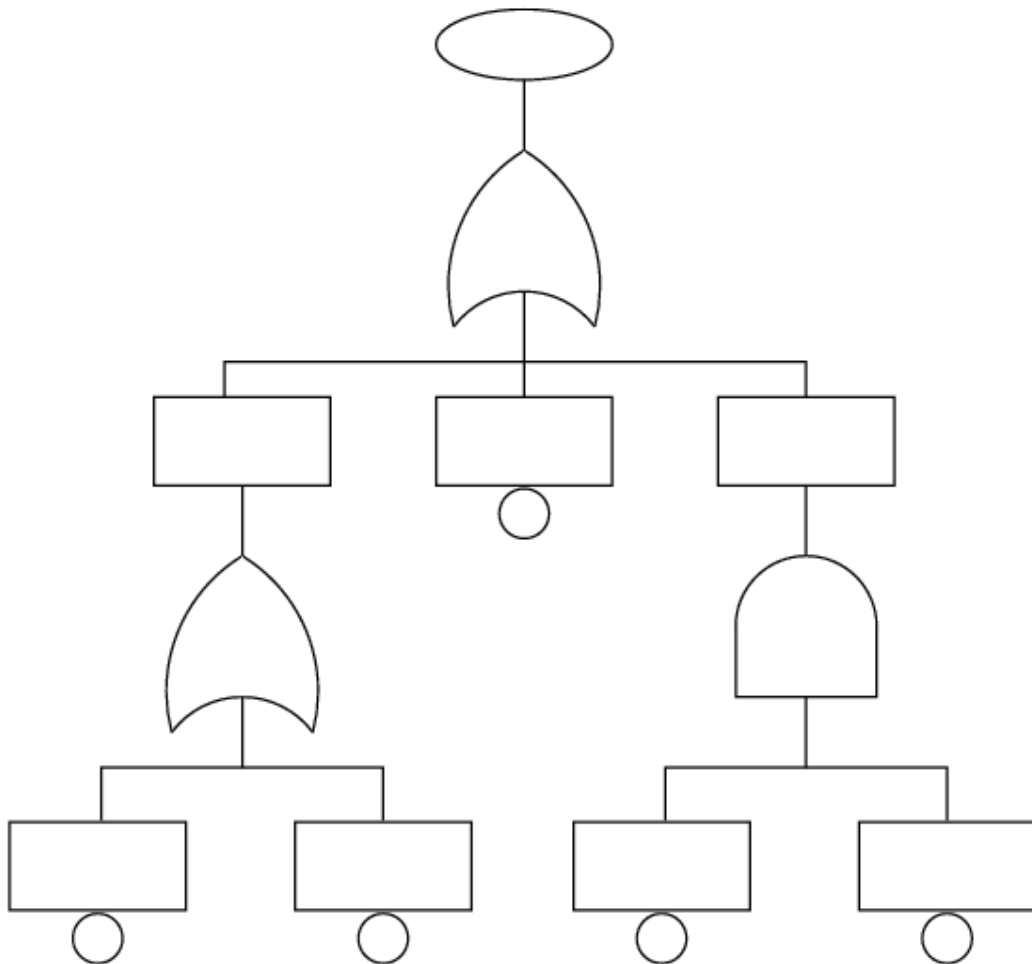


Figura 2: Ejemplo de árbol de fallos.

En los árboles de fallos se pueden encontrar los siguientes tipos de sucesos:

- *Puertas (gate events)*. Son las salidas de las puertas lógicas, y que por tanto pueden expresarse como combinación de otros sucesos.
- *Top events*. Son los sucesos en los que culminan los árboles de fallos, cada uno de los cuales representa éxito o fallo de un cabecero.
- *Sucesos básicos (basic events)*. Son aquellos que ya no pueden desarrollarse mediante un subárbol. Es decir, no son la salida de ninguna puerta lógica. La probabilidad debe suministrarse como un dato de entrada, como una de las actividades propias del análisis de datos descrito en la sección 3.5.
- *Sucesos casa (house events)*. Son aquellos que resultan de las condiciones de contorno impuestas a la operación del sistema por el accidente considerado. Sirven además para agregar o eliminar partes del árbol, con lo que se consigue representar diversos modos de operación de los sistemas.

- *Sucesos especiales*. Dependen de la evolución dinámica de la planta o de configuraciones especiales.

3.4 Análisis de fiabilidad humana

El análisis de secuencias conducentes al daño al núcleo se realiza en una ventana temporal mayor que la típica en el análisis de transitorios del capítulo XV, en la que se demandan intervenciones humanas recogidas en los Procedimientos de Operación en Emergencia (POEs). Las actuaciones humanas pueden intervenir en los árboles de fallos y de sucesos de manera similar a los sistemas de protección automáticos. En los árboles de fallos aparecen los errores en las actividades de apoyo a los automatismos y fallos humanos que se encuentran latentes y no se revelan hasta la actuación del sistema (por ejemplo un fallo en la calibración). Las peculiaridades de los seres humanos entendidos como sistema que interactúa con la planta hacen que el análisis de fiabilidad humana se considere como un capítulo aparte dentro de un estudio de APS.

Las actividades objeto de estudio en el análisis de fiabilidad humana abarcan las que pueden provocar el fallo latente de los sistemas, que como se ha dicho se incluyen en los árboles de fallos; las acciones que pueden provocar el disparo del reactor, estudiadas al calcular la frecuencia del iniciador; las acciones contenidas en los POEs, que determinarán las actuaciones a tomar durante el accidente y que pueden incluirse en los árboles de fallo o en los cabeceros de los árboles de sucesos. Finalmente, el análisis se ocupa también de las posibles acciones de recuperación realizadas por el turno de operación; estas recuperaciones suelen incluirse en una fase de postproceso de la ecuación de daño al núcleo. Se incluyen factores de tipo psicológico y ergonómico tales como la fatiga, la rutina, el exceso de confianza, la correcta interpretación de las instrucciones, etc.

3.5 Análisis de datos

Las tareas desarrolladas hasta ahora constituyen únicamente un modelo, que debe ser alimentado con datos para poder obtener una estimación cuantitativa del riesgo residual. Se debe dar valores numéricos a la frecuencia de los sucesos iniciadores y a la probabilidad de los sucesos básicos de los árboles de fallos.

A la hora de cuantificar la frecuencia de los sucesos iniciadores se suelen distinguir cuatro tipos de eventos:

- Sucesos que nunca han ocurrido en la industria nuclear mundial, tales como grandes roturas en el RCS o en línea de vapor. La frecuencia se calcula entonces con técnicas estadísticas dando un valor tal que la probabilidad de observación en el tiempo global de operación es suficientemente baja.

- Sucesos que han ocurrido alguna vez. Se calcula la frecuencia teniendo en cuenta el número de sucesos y el tiempo de operación de todas las plantas tecnológicamente asimilables.
- Sucesos que dependen de parámetros locales, tales como la pérdida de energía eléctrica exterior. Se determina la frecuencia en función de la historia de la propia central.
- Sucesos que dependen de aspectos tecnológicos propios de cada central. La frecuencia se estima mediante técnicas de árboles de fallos.

Para calcular la probabilidad de fallo de los sucesos básicos se agrupan los componentes según diversos criterios, tales como tipo, modos de fallo o por sistemas. Dentro de cada grupo resultante se analizan los datos operativos de los componentes, que incluyen el tiempo de operación, la frecuencia de revisión, el número de fallos y el de demandas, etc. Dada la alta fiabilidad de los componentes usados en la industria nuclear, muchas veces no existe una experiencia operativa lo suficientemente amplia como para poder estimar la probabilidad de fallo de los componentes. En ese caso se suele acudir a bases de datos genéricas obtenidas a través de la experiencia operativa nuclear mundial o de pruebas realizadas sobre los componentes. En el caso de que ocurra en la planta objeto de estudio un incidente relativo a alguno de los componentes, su probabilidad de fallo se revisa mediante el método de inferencia bayesiana. De esta manera, el dato de probabilidad arrastra una parte genérica y otra particular derivada de la experiencia operativa de la planta. Otros datos que deben calcularse son las probabilidades de indisponibilidad de componentes por pruebas y mantenimiento.

Otra labor a realizar en el análisis de datos es el estudio de los llamados *fallos de causa común*, que pueden hacer que los fallos de los componentes no sean independientes entre sí. Esto puede deberse a defectos en el diseño de los componentes, procedimientos de mantenimiento erróneos, etc.

Por último, los datos deben llevar asociada una banda de error que permita estimar la incertidumbre o margen de confianza de la frecuencia de daño al núcleo calculada en el APS.

3.6 Cuantificación

La tarea de cuantificación consiste en la obtención de resultados del APS en términos de la frecuencia de daño al núcleo de cada secuencia definida en la tarea de delineación de secuencias (sección 3.2), la frecuencia de cada conjunto de secuencias definidas en los árboles de sucesos y la frecuencia global de daño al núcleo de la central, sumando las contribuciones de todos los iniciadores. Adicionalmente se obtienen las llamadas medidas de importancia de sucesos, componentes y sistemas, útiles en las aplicaciones directas de los resultados del APS (por ejemplo al mantenimiento).

Esta tarea se alimenta de todas las anteriores, en cuanto que usa los árboles de sucesos como definición de las secuencias accidentales y los árboles de fallos que forman parte de los árboles funcionales, que a su vez son los cabeceros de los árboles de sucesos. Las frecuencias de los sucesos iniciadores y las probabilidades de fallo obtenidas en la tarea de análisis de

datos, junto con los datos de fiabilidad humana de la correspondiente tarea constituyen los elementos básicos del cálculo.

3.6.1 Álgebra de Boole

Se ha visto ya que la representación en árboles de fallos se hace por medio de puertas de tipo AND y OR. Las secuencias de los árboles de sucesos vienen representadas por el estado de los cabeceros. El daño al núcleo se producirá entonces con ciertas combinaciones de cabeceros fallados, lo que puede representarse por una puerta AND. Las combinaciones de puertas AND y OR se tratan mediante el Álgebra de Boole. Esta estructura matemática se construye sobre objetos que pueden tomar dos valores, 1 y 0, y responde a las reglas para las operaciones binarias AND (o producto, denotada por \bullet) y OR (o suma, denotada por $+$). Otra operación importante es la negación NOT (representada de varias maneras, una de las más extendidas es una barra sobre la variable negada).

3.6.2 Cálculo de probabilidad

Para comprender las operaciones que se realizan en la cuantificación es necesario recordar algunos conceptos del cálculo de probabilidades. En primer lugar, se establece un universo de sucesos, denotado por Ω , cuyos subconjuntos se denominan sucesos del universo, en el que se define una medida de probabilidad P que obedece a los siguientes axiomas, enunciados por Kolmogorov:

1. $\forall A \subset \Omega, 0 \leq P(A) \leq 1$
2. $P(\Omega) = 1$
3. Para $A, B \subset \Omega$ tales que $A \cap B = \emptyset$, $P(A \cup B) = P(A) + P(B)$.

Estos axiomas son suficientes para desarrollar los elementos de la teoría de la probabilidad. Interesa destacar aquí la generalización del tercer axioma para sucesos arbitrarios:

$$P(A \cup B) = P(A) + P(B) - P(A \cap B). \quad (1)$$

Esta relación puede extenderse para sumas de un número arbitrario de sucesos, apareciendo con signos alternados los productos de dos, tres, etc. hasta el número total de sumados. Su importancia se en la sección siguiente cuando se discuta la obtención de la frecuencia de daño al núcleo.

3.6.3 Conjuntos mínimos de fallo

Cualquier ecuación booleana puede reducirse a una suma irreducible de productos de sucesos básicos, cada uno de los cuales se conoce como conjunto mínimo de fallos (CMF) o cut-set. Cada uno de los cut-sets está

formado por una combinación de fallos de componentes multiplicados por un suceso básico que representa la frecuencia del suceso iniciador. La ocurrencia del suceso iniciador y de los fallos de componentes incluidos en un conjunto mínimos de fallos lleva a la fusión del núcleo.

Usando las propiedades del Álgebra de Boole, la ecuación en conjuntos mínimos de fallo que representa el daño al núcleo derivado de una secuencia se obtiene mediante la composición de las ecuaciones de los árboles funcionales asociados a los cabeceros que la definen. La composición se realiza mediante la multiplicación booleana de los cabeceros que están en estado fallado. Los cabeceros en éxito podrían en principio tratarse mediante las reglas de De Morgan e intervenir en la multiplicación. Sin embargo, la complejidad computacional de esta operación no permite hacerlo en la práctica, por lo que se usan las propiedades de aniquilación para eliminar los conjuntos mínimos de fallo que contienen combinaciones imposibles.

La suma de las expresiones booleanas de las secuencias es la función booleana que representa el daño al núcleo. Expresado en fórmulas, la ecuación de daño al núcleo se representa por

$$\sum_i I_i \sum_{N_i} CMF_{ij}$$

donde cada I_i es un iniciador y los CMF_{ij} representan los conjuntos mínimos de fallo de las secuencias del iniciador i .

Debido al gran número de conjuntos mínimos de fallo que pueden aparecer en la ecuación de daño al núcleo, en el proceso de obtención se truncan los conjuntos mínimos de fallo cuya probabilidad se encuentra por debajo de un cierto valor. Los valores usados normalmente están en el rango de 10^{-9} a 10^{-11} .

Con esta ecuación y usando las probabilidades de fallo de los sucesos básicos y las frecuencias de los sucesos iniciadores obtenidas en la tarea de datos se calcula la frecuencia de daño al núcleo de la planta. Para el cálculo se usan las propiedades del álgebra de probabilidades. En particular debería usarse la expresión (1) para la probabilidad de una suma de sucesos; esto no es posible, ya que el número de términos de la probabilidad crece exponencialmente con el número de conjuntos mínimos de fallos y éste es muy grande, por lo que deben hacerse aproximaciones. Las aproximaciones más usuales son las de primer orden (usar sólo la suma de las probabilidades de los CMF) o de segundo (restando las probabilidades de los productos binarios), que dan una cota superior y una inferior respectivamente de la probabilidad. Otra aproximación muy empleada se deduce usando las relaciones de De Morgan y el hecho de que la doble negación es la identidad: de

$$A + B = \overline{\overline{A + B}} = \overline{\overline{A} \cdot \overline{B}} \quad (2)$$

se tiene, usando $P(\overline{A}) = 1 - P(A)$, la siguiente fórmula

$$P(A+B) = 1 - (1 - P(A)) \cdot (1 - P(B)). \quad (3)$$

Esta aproximación se denomina min cut upper bound y da un valor más ajustado que las de primer o segundo orden. La expresión general es como sigue.

$$P(\sum_i CMF_i) = 1 - \prod_i (1 - P(CMF_i))$$

La probabilidad de los conjuntos mínimos de fallo se obtiene haciendo el producto de las probabilidades de los sucesos básicos que lo forman. Si el conjunto mínimos de fallos CMF está dado por el producto $\prod B_k$, su probabilidad será

$$P(CMF) = \prod P(B_k)$$

Esta descomposición sólo es válida si los sucesos básicos son independientes estadísticamente, lo que constituye una hipótesis fundamental de un APS. Para asegurar la independencia estadística se usan técnicas especiales que singularizan los posibles fallos en modo común.

3.7 Análisis de resultados

3.7.1 Medidas de importancia

La ecuación de daño al núcleo proporciona una información muy valiosa sobre el diseño de la planta, ya que identifica cuáles son las combinaciones de iniciador y fallos de sistemas o errores de los operadores que llevan a fusión del núcleo. Cada una de estas combinaciones tiene una probabilidad de ocurrencia, pero un mismo componente puede intervenir en muchas de esas combinaciones. Por ello, se definen distintas medidas de importancia para clasificar los sucesos básicos. Las medidas de importancia usuales son el incremento del riesgo, reducción del riesgo y la medida de Fussell-Vessely.

El incremento del riesgo debido a un componente se define como el valor de la frecuencia de daño al núcleo cuando ese componente está fallado relativo a la frecuencia original de daño al núcleo. Da una idea de la importancia del fallo del componente en la planta.

La reducción del riesgo se define como la relación entre la frecuencia de daño al núcleo y la que se obtendría si el componente funcionase perfectamente. Da una idea de la importancia del funcionamiento correcto del componente.

La medida de Fussell-Vessely de un componente se define como el cociente de la frecuencia dada por todos los CMF que contienen fallos de ese componente y la frecuencia global del daño al núcleo.

3.7.2 Cálculo de incertidumbres

Los valores de probabilidad de los sucesos básicos no pueden considerarse como valores únicos. Son valores obtenidos mediante técnicas estadísticas, que por lo tanto están sujetos a incertidumbre. Como tales, vienen representados por una distribución en la que el valor usado es el valor medio de la distribución. Los resultados obtenidos deben complementarse por medio del cálculo de la incertidumbre asociada al resultado, que se obtiene propagando las distribuciones de incertidumbre de los sucesos básicos. La propagación se hace mediante técnicas de Monte Carlo, con muestreo estratificado, como es la técnica de hipercubo latino, para un número grande de historias (del orden de 10^6).

Como resultado final se obtiene una distribución estadística (tabulada) de la frecuencia de daño al núcleo, de la que se proporcionan el valor medio y los percentiles 5, 50 y 95.

4. Referencias

- [1] Rasmussen, N. *Reactor Safety Study*. Informe WASH-1400 NUREG-75/014, 1975.
- [2] US Nuclear Regulatory Commission. *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants*. Informe NUREG/1150, 1991.