

# Avances metodológicos relevantes en algunas áreas de Análisis Probabilistas de Seguridad (APS)

M.<sup>a</sup> B. Pereira, F. Pérez Martín, A. García Romero y P. Fernández Ramos

**De los requisitos de la Instrucción de Seguridad IS 30 del CSN se desprende la necesidad de adaptar las metodologías de realización de los APS según las mejoras más significativas que se identifiquen en las diferentes tareas de un APS.**

**La amplia experiencia en el desarrollo de Análisis Probabilistas de Seguridad hace que muchas áreas de análisis se encuentren bastante consolidadas mientras que otras presentan amplias posibilidades de desarrollo.**

**Se presentan en este artículo de manera resumida los avances metodológicos más relevantes en algunas áreas de APS, entre las que cabe destacar las áreas de análisis de incendios y fiabilidad humana.**

*The requirements of CSN (Spanish Nuclear Safety Council) Safety Instruction IS 30 make apparent the need to adapt the methodologies for carrying out PSAs taking into account the most significant improvements identified in the different PSA activities.*

*Ample experience in the development of Probabilistic Safety Analyses has meant that although some areas of analysis are fairly well consolidated, others still present many opportunities for further development.*

*This article provides an overview of the most important methodological advances in some PSA areas, most notably in fire and human reliability analysis.*

## INTRODUCCIÓN

Los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) se vienen desarrollando en España desde la década de 1980, de manera que se puede afirmar que en el sector nuclear español se dispone de una amplia experiencia en el desarrollo de este tipo de análisis. El nivel de detalle de los APS españoles y su alcance hace que estos análisis constituyan una poderosa herramienta de análisis de la seguridad de las centrales nucleares españolas.

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) publicó el 9 de junio de 2010 la Instrucción de Seguridad IS-25 sobre los criterios y requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares.

En esta instrucción de seguridad se establece que "Los APS deberán realizarse y actualizarse de acuerdo con metodologías probadas que reflejen el estado del conocimiento y teniendo en cuenta la experiencia internacional disponible".

De estos requisitos se desprende la necesidad de adaptar las metodolo-

gías de realización de los APS según las mejoras más significativas que se identifiquen en las diferentes tareas de un APS.

En apartados sucesivos se presentan de manera resumida los avances metodológicos más relevantes en algunas áreas de APS.

## ANÁLISIS DE DATOS

Se describen algunos aspectos metodológicos aplicados en el área de análisis de datos.

### Análisis de tendencias en las estimaciones de los datos específicos

Los análisis de tendencias se describen en documentos de referencia como los NUREG/CR-6823 y NUREG/CR-5750. Y más recientemente, en el ASME/ANS RA-Sa 2009, donde explícitamente se recomienda su aplicación (punto IE-C7). Para estudiar la tendencia en el tiempo de los datos específicos se emplean las técnicas estadísticas que aplican a series temporales, buscando predecir el comportamiento en el tiempo. Para hacer este tipo de análisis se debe disponer



**M.ª BEGOÑA PEREIRA PAGÁN**

es ingeniera industrial, especialidad Técnicas Energéticas, ETSIIM de la UPM. Responsable de Análisis de Datos de APS. Departamento de Seguridad de Empresarios Agrupados.



**FERNANDO PÉREZ MARTÍN**

es ingeniero naval (Especialidad Tecnología Nuclear) por la ETSI Navales de Madrid,. Desde 2004 es el Jefe de Proyecto de Ingeniería del APS/IPE de CN Almaraz.



**ANTONIO GARCÍA ROMERO**

es ingeniero industrial, especialidad ETSIIM de la UPM. Actualmente es ingeniero en la Sección de Estudios y Fiabilidad del Departamento de Seguridad de Empresarios Agrupados. Responsables del APS de Incendios de CN Almaraz.



**PEDRO FERNÁNDEZ RAMOS**

es ingeniero industrial, especialidad Técnicas Energéticas, ETSIIM de la UPM. Experiencia profesional de 32 años en Empresarios Agrupados. Actualmente es Jefe de la sección de Estudio y Fiabilidad del departamento de Seguridad de Empresarios Agrupados.

de suficientes datos, es decir, de un cierto número de fallos y un cierto número de horas o demandas –según el tipo de fallo a investigar– o, en el caso de frecuencias de incidentes, de un  $n^o$  significativo de sucesos atribuibles al mismo grupo de iniciadores.

A modo de ejemplo, se analizará el iniciador de disparo de reactor y turbina, basándose en la experiencia de centrales nucleares PWR-Westinghouse españolas (cinco unidades). Representando los datos en función del tiempo (Figura 1), se puede observar una clara disminución de la frecuencia de ocurrencia a medida que transcurren los años. Lo que conlleva a plantearse si emplear los datos históricos a origen o sesgar un período inicial. Esta cuestión la recomienda el propio documento de ASME y tiene una lógica fuerte ya que el objetivo de un modelo de APS es representar de la forma más realista posible la frecuencia esperada de ocurrencia.

El método de la *media móvil* en estadística es utilizado para analizar un conjunto de  $m$  datos en modo de puntos para crear series de promedios. Una media móvil es la media aritmética de  $n$  datos anteriores ( $n < m$ ). Se usa para demanda estable, sin tendencia ni estacionalidad; suaviza las fluctuaciones de plazos cortos, resaltando así las tendencias o ciclos de plazos largos. En esta técnica elemental de predicción, mientras más grande sea  $n$ , mayor será la influencia de los datos antiguos. En contrapartida, si se selecciona un  $n$  bajo, se tendrán en cuenta sólo los datos más recientes. Por tanto, la elección de  $n$  influenciará decisivamente todo análisis. En el caso que se analiza, dado que se dispone de 25 años (125 años-reactor) de experiencia, se han seleccionado dos periodos para establecer las medias móviles, 5 y 10 años. En las figuras 2 y 3 se puede observar sobre la frecuencia histórica acumulada (línea azul), las frecuencias medias por intervalos de 5 y 10 años (línea verde) y las líneas de tendencia de la media móvil para dichos intervalos de tiempo (línea roja).

La tendencia descendente no se ve afectada por el intervalo seleccionado para establecer la media móvil, lo que da un indicio de su veracidad: la frecuencia de disparo del reactor y turbina baja; la diferencia reside en que, precisamente por ello, si se toman medias móviles de cinco años,

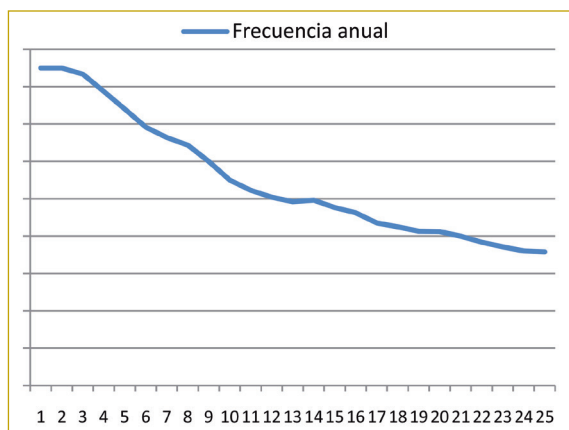


Figura 1. Frecuencia anual.

el decrecimiento se manifiesta más rápido que si se tomaran 10 años. Traducido a valores, si se hace la media de los 25 años, se tiene una frecuencia de  $1,43E+01$  /a. Si se tomaran los últimos cinco años, la frecuencia sería de  $5,60E-01$  /a (poco más de un tercio). Si fueran 10 años los considerados, se obtendría  $7,20E-01$  /a (prácticamente la mitad).

En el APS se establece que el suceso iniciador de disparo de reactor y turbina sigue una distribución gamma de parámetros  $\alpha = n^o$  de disparos (179) y  $\beta = n^o$  años (125). Se observa que los percentiles del 95 % y 5 % (límites superior e inferior de la distribución para un intervalo de confianza

del 90 %) van confluyendo en el tiempo, manifestando que la tendencia decreciente es estable (Figura 4).

### Probabilidad de no recuperación de energía eléctrica exterior

Se ha hecho una comparación entre los valores estimados en el NUREG/CR-6890 y en los APS españoles en cuanto a la probabilidad de no recuperación. De la información incluida en el NUREG/CR-6890 se deduce que tanto la frecuencia de pérdidas de energía eléctrica exterior como las duraciones

asociadas a éstas dependen en gran medida del área geográfica en que se encuentren las plantas así como de las características propias de la red. Esta conclusión, a su vez, es avalada por el documento de EPRI, recientemente publicado, en el que además, se especifica que para estos últimos casos, es decir, LOOP originados por causas ajenas a la planta, es importante disponer de alternativas autónomas de reposición de energía y que las centrales de EE UU no necesariamente cuentan con las centrales hidráulicas de arranque autónomo. Se ha concluido, por tanto, que el NUREG/CR-6890 no es directamente aplicable a los APS españoles por los siguientes motivos:

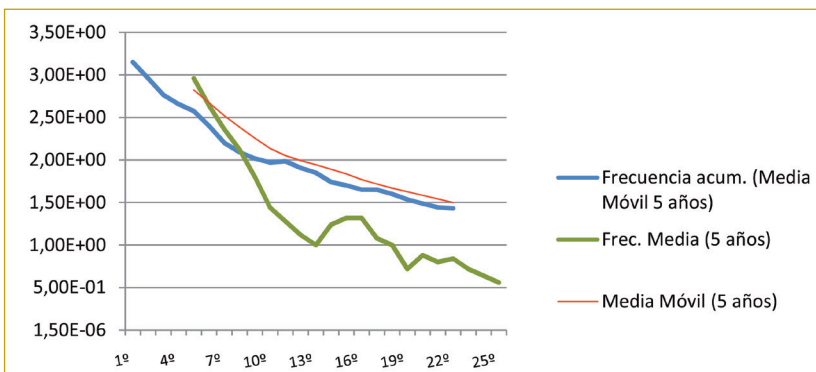


Figura 2. Frecuencia acumulada (media móvil 5 años).

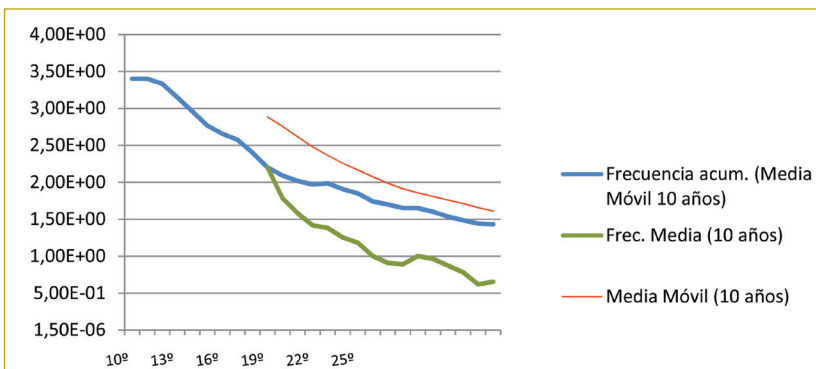


Figura 3. Frecuencia acumulada (media móvil 10 años).

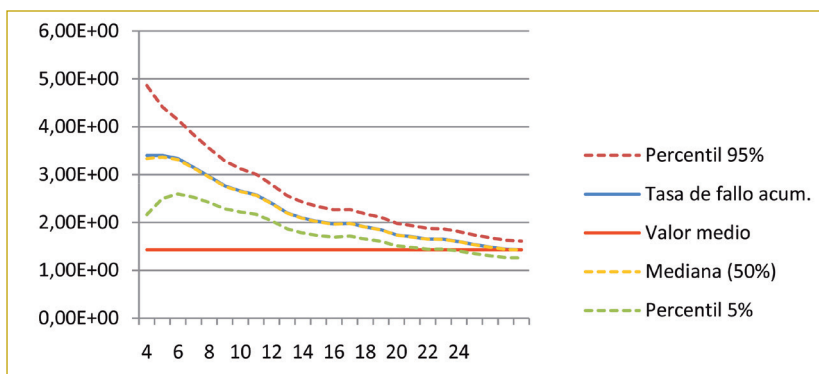


Figura 4. Percentiles 5 % y 95 %.

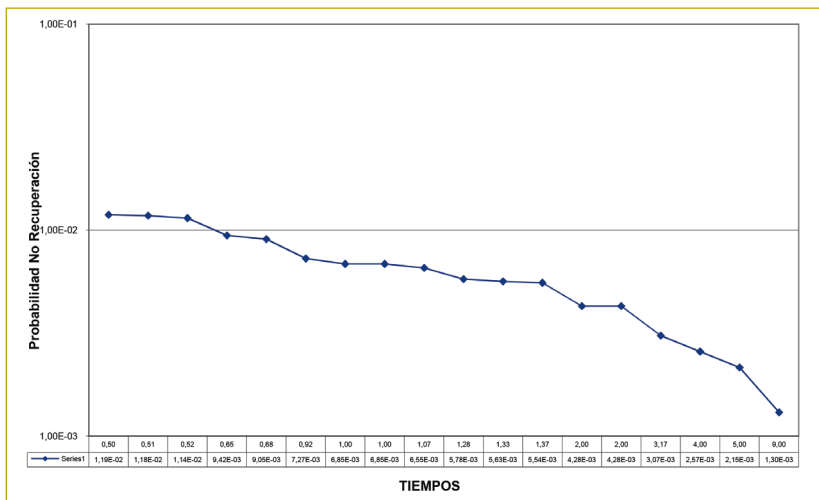


Figura 5. Probabilidad de no recuperación de energía eléctrica exterior.

- Aspectos metodológicos diferentes: el NUREG/CR-6890 no tiene en cuenta la metodología de convolución empleada ampliamente en España.
- No aplicabilidad de la experiencia de EE UU a las centrales nucleares españolas, ni la red es la misma ni las condiciones ambientales adversas extremas son trasladables a los emplazamientos españoles. El sistema eléctrico español dispone de mecanismos adecuados para el restablecimiento rápido y seguro de la red de transporte a partir de la formación de una serie de islas eléctricas.
- Desde el punto de vista cuantitativo, el NUREG/CR-6890 tiene en cuenta la recuperación a través de la central hidráulica en la secuencia de SBO mientras que en la propuesta española, dicha circunstancia no se modela explícitamente en los cabezales de los árboles de suceso, sino que está considerada en el propio cálculo de la probabilidad de no recuperación.

Tras analizar la experiencia española y aplicando la metodología estadística del NUREG/CR-6890, se ha desarrollado una ecuación aplicable a las centrales españolas:

$$PNR(t) = 4/13[1-DISTR.LOG.NORM(t;-2.990;0.940)] + 9/13 \times K \times [1-DISTR.LOG.NORM(t;-2.119;2.426)]$$

Siendo  $t$  la variable tiempo. Existirá un tiempo mínimo ( $t_{min}$ ) requerido para la actuación de la central hidráulica, con lo que la expresión genérica de la probabilidad de no recuperación se dividirá en dos intervalos de tiempo:

- Para  $0 < t < t_{min}$ :  $K = 1$

$$PNR(t) = 3,08E-1 [1-DISTR.LOG.NORM(t;-2.990;0.940)] + 6,92E-1 [1-DISTR.LOG.NORM(t;-2.119;2.426)]$$

- Para  $t \geq t_{min}$ :  $K$  tomará el valor correspondiente a cada central nuclear española en función de la disponibilidad de la central hidráulica. Con objeto de poder establecer una probabilidad de no recuperación genérica orientativa, se puede considerar un valor conservador de  $5,00E-2$  (Figura 5), como un límite superior para las centrales nucleares españolas:

$$PNR(t) = 3,08E-1 [1-DISTR.LOG.NORM(t;-2.990;0.940)] + 3,46E-2 [1-DISTR.LOG.NORM(t;-2.119;2.426)]$$

#### Base de datos genérica entre las centrales nucleares españolas

Se ha desarrollado una Base de Datos Genérica (BDG) de consenso entre las centrales nucleares españolas

y el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), de forma que, en la actualidad, se emplean los mismos datos genéricos de los análisis probabilistas de seguridad. En dicha BDG, se recogen los límites físicos para cada tipo de componente, las hipótesis aplicadas y los criterios generales adoptados en la selección de las fuentes, junto con el tratamiento necesario para el uso adecuado de los datos.

Para determinados componentes principales (bombas motorizadas, generadores diesel, ventiladores, unidades de refrigeración, enfriadores y compresores) se ha acudido a la experiencia histórica de las centrales nucleares españolas, uniformizando la información y manteniendo la coherencia entre los datos empleados. Para el resto de componentes, la fuente de datos genérica preferentemente analizada para su uso ha sido el NUREG/CR-6928.

#### ANÁLISIS DE INUNDACIONES INTERNAS

Recientemente se ha procedido a actualizar los APS de inundaciones internas teniendo en cuenta las directrices de la Guía 1019194 de EPRI *Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment*. Las Figuras 6 y 7 reflejan el proceso de análisis.

La nueva metodología de EPRI en relación con el análisis de inundaciones, supone un cambio en relación con la estimación de las frecuencias de aparición de los focos de inundación ya que se basa en el análisis de datos reales clasificados por tamaños de roturas y sistemas afectados, en vez de por las características geométricas de los focos de inundación, como se realizaba en la revisión anterior. Además introduce algunos aspectos adicionales a tener en cuenta (p.e. análisis de efectos del rocío, chorros, látigos...) y supone una mejora en la sistematización y requisitos de documentación del análisis.

#### ANÁLISIS DE INCENDIOS

La Instrucción de Seguridad IS-30 sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares ha sido publicada recientemente (BOE de 16 de febrero de 2011)

La IS-30 requiere un APS de incendios, al menos para la condición de operación a potencia. Además, permite la posibilidad de utilizar análisis y conclusiones probabilistas como alternativa al cumplimiento de requisitos deterministas previa solicitud de cambio de la base de licencia.

Es en este contexto en el que algunas centrales han solicitado ya el

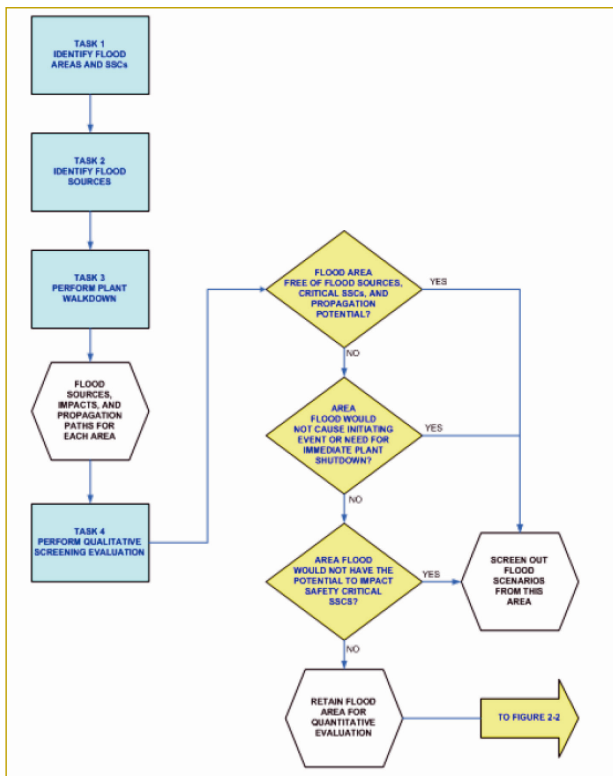


Figura 6. Proceso de análisis de inundaciones.

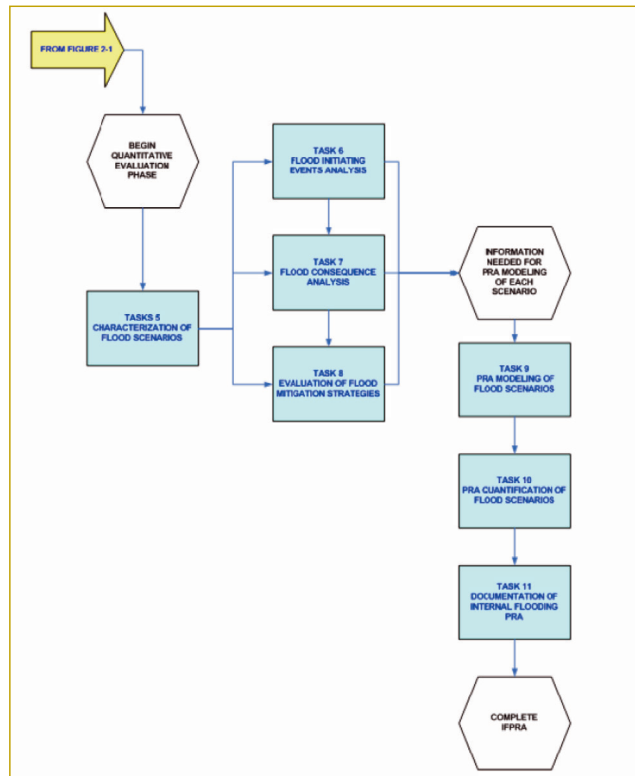


Figura 7. Proceso de análisis de inundaciones (cont.).

cambio de su base de licencia a la NFPA 805, y en ese cambio se plantea el uso de análisis probabilistas de incendios.

El NUREG/CR-6850 de septiembre de 2005 se presenta como una metodología detallada para el desarrollo de análisis probabilistas de incendios aceptables dentro del contexto de NFPA 805. A lo largo de su aplicación al desarrollo de numerosos APS de incendios ha dado lugar a un proceso de temas abiertos o en desarrollo que se ha plasmado en un conjunto de *Frequently Asked Question* (FAQs) muchas de las cuales se han resuelto y se han recogido en un reciente Suplemento 1 al NUREG/CR-6850 publicado en septiembre de 2010.

A continuación se describen brevemente algunos de los aspectos más destacables de la metodología.

### Frecuencias de incendios

Las frecuencias de incendios se determinan para diferentes tipos de orígenes de incendios que a su vez se clasifican, en algunos casos en función de la localización.

Las frecuencias de incendio se dan para el total de los orígenes de cada tipo en la planta, lo que hace necesario determinar el número de componentes de cada tipo que hay o en su caso distribuir las frecuencias de incendio asociadas a orígenes no con-

tables (por ejemplo, incendios por actividades de corte y soldadura).

La aplicación de este método hace que las frecuencias de incendio en presente variaciones de una planta a otra según sea el número de componentes contabilizado en cada planta.

Aún así, el método es claro y sistemático sobre una base estadística amplia.

### Análisis de circuitos eléctricos

La metodología de análisis probabilista del NUREG/CR-6850 presenta

una descripción detallada de los posibles modos de fallo que pueden ser inducidos por el incendio. Esto permite disponer de criterios sistemáticos para el análisis de circuitos eléctricos e identificar los modos de fallo que se pueden considerar asociados a los diferentes cables relacionados con dichos circuitos de control o alimentación a equipos requeridos en el APS.

Para determinar la posible ocurrencia de cortocircuitos que ocasionen actuaciones espurias de equipos, se consideran tanto posibles cortocircui-

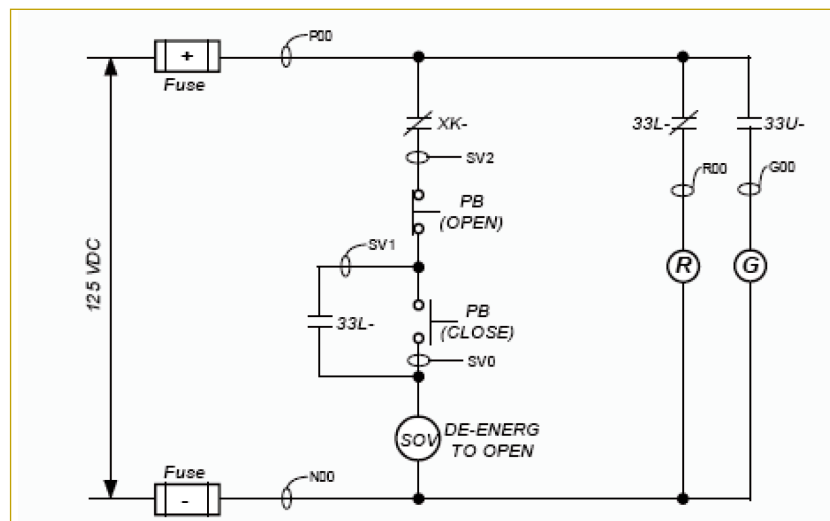


Figura 8. Esquema de control típico.

| ID #                                       | SCENARIO                     | DESCRIPTION                                                                                                                                    | NOTES                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    | PLANT DESING    |
|--------------------------------------------|------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------|
| <b>RCS INVENTORY CONTROL/RCS INTEGRITY</b> |                              |                                                                                                                                                |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |                 |
| 2                                          | Loss of all RCP Seal Cooling | Spurious opening of valves causing flow diversion away from seals, AND.<br>Spurious isolation of CCW flow to thermal barrier heat exchanger.   | Flow diversion away from seal injection could be caused by spurious opening of charging injection valves. Note, spurious opening of #1 seal bypass valve is judged to not fail seal injection function due to orifice restricting bypass flow to ~1gpm (Reference Letter #OG-09-156).<br>See notes for Scenario #1, Loss of all RCP Seal Cooling.<br>Westinghouse plants, refer to Letter #OG-09-156 Revision 1 of White Paper on Westinghouse Reactor Coolant Pump Seal Behavior for Fire Scenarios.                                                                                                                                                                    | B&W<br>CE*<br>W |
| 3                                          | Thermally Shocking RCP Seals | Loss of all seal cooling to any RCP(s). See Scenarios 1&2, AND<br>Spurious re-initiation of seal cooling (i.e., seal injection or CCW to TBHX) | Scenario is assumed to cause RCP seal failure and a subsequent RCP seal LOCA, challenging the RCS Inventory Control Function.<br>Westinghouse Tech Bulletin 04-22 Rev.1 (Reference 11) provides summary of issue. Tech Bulletin references provide additional detail.<br>Westinghouse plant please refer to Letter #OG-09-156 Revision 1 of White Paper on Westinghouse Reactor Coolant Pump Seal Behavior for Fire Scenarios.<br>*CE plants generally do not have seal injection and can lose seal cooling for an extended period of time without increased seal leakage. These plants can lose all seal cooling due to spurious isolation of CCW. Refer to WCAP-16175. | B&W<br>CE*<br>W |

Figura 9. Ejemplos de escenarios MSO.

tos entre hilos del mismo cable como cortocircuitos entre hilos de distintos cables que comparten la misma conducción.

El método de análisis se basa en analizar el efecto que tiene el cortocircuito de cada uno de los hilos de los circuitos de control con un hilo energizado (método *hot probe*).

La aplicación sobre el circuito de la Figura 8 implica el análisis del efecto del contacto de cada hilo marcado en el esquema con un hilo energizado. Por ejemplo el efecto en el hilo SV0 supone la energización del solenoide.

La metodología del NUREG/CR-6850 proporciona también métodos para estimar, cuando se considere necesario, las probabilidades de ocurrencia de diferentes modos de fallo de cables.

El proceso de identificación de cables y su relación con diferentes modos de fallo de equipos es la tarea que requiere más recursos para el desarrollo de un APS de incendios. Es necesario alcanzar un compromiso adecuado entre el grado de detalle del análisis y el esfuerzo requerido que permita abordar los análisis con un coste razonable.

#### Actuaciones espurias múltiples

Dentro del concepto de actuaciones espurias múltiples se incluye básicamente la coincidencia de varias actuaciones espurias que pueden resultar en diversas condiciones.

- Actuaciones espurias dentro del mismo tren o redundancia de un sistema.
- Actuaciones espurias en diferentes trenes o redundancias.
- Actuaciones espurias en diferentes sistemas que realizan o pueden realizar la misma función.

- Actuaciones espurias en diferentes sistemas o componentes resultando en una situación no considerada previamente.

El documento de referencia NEI-00-01 Rev.2, presenta una lista de escenarios de actuaciones espurias múltiples (MSO) que entran básicamente en algunos de los grupos anteriores. La figura 9 recoge un ejemplo de escenarios de MSO.

#### FIABILIDAD HUMANA EN SUCESOS EXTERNOS

En los últimos años se ha producido un gran desarrollo en la metodología de realización de los APS de incendios, recogida básicamente en el NUREG/CR-6850, *Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities*, cuya última revisión es del 2005. En ese documento se define el proceso para identificar los errores humanos involucrados en la mitigación de los iniciadores producidos por un incendio y asignarles los valores de *screening*.

Además, se señalan las consideraciones iniciales a tener en cuenta para evaluar cómo se ven afectados los factores de forma en el análisis detallado.

Posteriormente, en 2007 EPRI y la NRC iniciaron un proyecto de cooperación para el desarrollo de una guía explícita de cálculo de los errores humanos en el APS de incendios. Como resultado de este proyecto, en julio de 2012 la NRC aprobó el NUREG-1921, que desarrolla en detalle el proceso de identificación y análisis cuantitativo y cualitativo de las acciones humanas en el contexto de incendios.

Recientemente, el Consejo de Seguridad Nuclear ha solicitado que dicho documento se use en la realización de los APS de incendios.

#### Principales consideraciones del NUREG-1921

La metodología de fiabilidad humana para los APS de incendios recogida en el NUREG-1921 se basa en los siguientes aspectos:

- *Identificación de las acciones humanas incluidas en el APS de incendios.*

Indica los pasos a seguir para la identificación y la definición de las acciones humanas del operador y su instrumentación asociada necesaria para mitigar los escenarios de incendios

- *Análisis cualitativo de las acciones humanas.*

Describe la metodología para identificar y analizar los factores que afectan a cada una de las acciones humanas modeladas en el APS de Incendios. Estos factores se utilizarán posteriormente en la cuantificación de las acciones humanas.

- *Análisis cuantitativo.*

Se describen tres metodologías para la asignación de valores de probabilidad a los errores de las acciones humanas. Estas metodologías son: *screening*, *scoping* y análisis detallado.

En cuanto al análisis detallado, se proporciona una guía de cómo aplicar tres métodos, HCR/ORE y CBDTM (mediante HRA Calculador) y Atheana.

En las centrales americanas de utilizan los dos primeros mayoritariamente.

- *Análisis de acciones humanas de recuperación.*

Las acciones de recuperación se seleccionarán basándose en el examen de los conjuntos mínimos de fallo dominantes en la ecuación de daño al núcleo del APS de incendios y decidiendo si existe el tiempo y las condiciones necesarias para la realización de la acción de

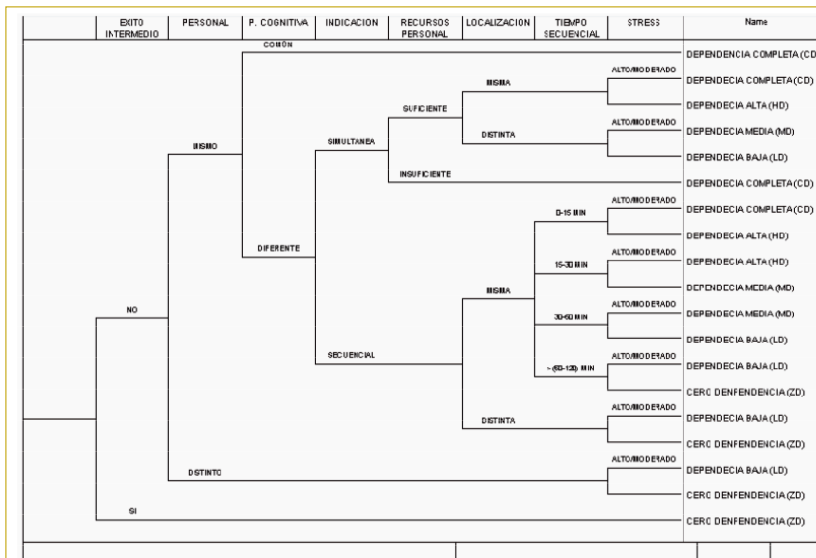


Figura 10. Diagrama de dependencias de acciones humanas.

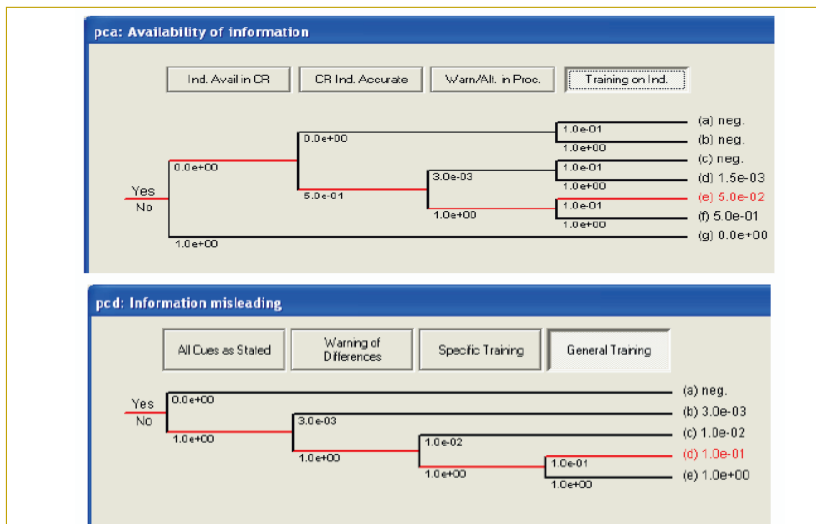


Figura 11. Árboles de decisión metodología CBDTM.

| CENTRAL | ACCIÓN | $\sigma$    |                 |                 |
|---------|--------|-------------|-----------------|-----------------|
|         |        | VALOR MEDIO | LÍMITE INFERIOR | LÍMITE SUPERIOR |
| BWR     | CP1    | 0,7         | 0,4             | 1,0             |
|         | CP2    | 0,58        | 0,2             | 0,96            |
|         | CP3    | 0,75        | 0,59            | 0,91            |
| PWR     | CP1    | 0,57        | 0,26            | 0,88            |
|         | CP2    | 0,38        | 0,07            | 0,69            |
|         | CP3    | 0,77        | 0,5             | 1,2             |

Tabla 1.

recuperación. Se dan las directrices a seguir para realizar este análisis.

- *Análisis de dependencias entre acciones humanas.* Incluye una metodología para analizar las dependencias entre las acciones humanas que intervienen en el APS de incendios. El análisis de dependencias es una de las tareas más importantes. Actualmente esta tarea se realiza a mano tras cada cuantificación. El *HRA Calculator* hace ese análisis incorporando el árbol para rea-

lizar este análisis descrito en el NURE-1921.

La Figura 10 recoge el árbol incluido en el NUREG-1921 para realizar el análisis de dependencias.

- *Análisis de incertidumbres.* Contempla la necesidad de realizar análisis de sensibilidad e incertidumbres para evaluar el impacto de aquellas hipótesis y/o factores de forma que contribuyan significativamente a las probabilidades de fallo de las acciones humanas mo-

deladas y a la frecuencia de daño al núcleo.

### Análisis de la metodología HCR/ORE

Este método se basa en una correlación entre el tiempo disponible para realizar la parte cognitiva de la acción humana y el tiempo de respuesta del Grupo de Operación.

La correlación se realiza con una función lognormal. Los parámetros de dicha función son los tiempos ya mencionados y la variabilidad entre los diferentes turnos de operación, que se introduce como la desviación típica ( $\sigma$ ) de la función normal asociada a la lognormal, caracterizando la probabilidad de error según la proporción entre el tiempo disponible y el de respuesta. La variabilidad ( $\sigma$ ) se selecciona en función del tipo de central nuclear (PWR o BWR) y del tipo de acción. Esta metodología considera tres tipos de acciones CP1, CP2 o CP3 en función del momento en el que se debe ejecutar la acción.

De forma resumida, los tipos de acciones son:

- CP1: son acciones simples muy claras en los procedimientos, que deben realizarse al llegar al paso correspondiente del procedimiento, si no se indica ninguna condición temporal adicional en cuyo caso aplican los dos tipos siguientes.
- CP2: son acciones en respuesta a una determinada señal (alarma, o valor de un parámetro), pero que su realización depende del momento en que se alcance un determinado valor en otro parámetro.
- CP3: son acciones en las que el Grupo de Operación debe responder antes de que se alcance un determinado valor de un parámetro.

El valor de  $\sigma$  se selecciona de la Tabla 1 en el rango entre el límite superior e inferior, en función de una mayor o menor variabilidad entre los turnos de operación.

La fórmula a aplicar para la obtención de los valores de probabilidad es:

$$P_c = 1 - \Phi[\ln(T_w/T_{1/2})/\sigma]$$

### Análisis de la metodología CBDTM

Este método responde a las siglas Cause Based Decision Tree Method y lo usa EPRI de forma aislada o conjuntamente con el HCR/ORE

La metodología contempla una serie de árboles de decisión. Los cuatro primeros analizan la interfase hombre-máquina y cuatro restantes la calidad de los procedimientos. A continuación se indican estos árboles:

- Pca: analiza la información disponible.
- Pcb: analiza la atención.
- Pcc: analiza el error en la lectura de datos o en la comunicación.
- Pcd: analiza la ambigüedad en la información.
- Pce: analiza el salto de un paso en un procedimiento.
- Pcf: analiza el error de interpretación de una instrucción.
- Pcg: analiza el error de interpretación de una lógica.
- Pch: analiza la violación deliberada de los procedimientos.

La Figura 11 recoge un ejemplo de este tipo de árboles.

#### **Análisis de la herramienta de cuantificación *HRA calculator***

El *HRA Calculator* es una herramienta de cuantificación indicada en el NUREG-1921 de uso muy extendido en Estados Unidos.

Los aspectos principales del programa son:

- Métodos para la evaluación de la fiabilidad humana.
- Manejo de los datos para los análisis de fiabilidad humana.
- Método para el análisis de dependencias.
- Capacidad de generación de informes.

#### **CONCLUSIONES**

Las metodologías de APS se encuentran bastante consolidadas en bastantes áreas realizándose avances puntuales de gran interés como los que se han mostrado en el área de datos.

Los análisis de inundaciones se han consolidado a partir de la aplicación de la metodología de EPRI descrita en este artículo.

Las metodologías que se están aplicando en el desarrollo de los APS de incendios suponen un análisis de gran detalle.

Este nivel de detalle está implicando un importante esfuerzo de recur-

sos para el desarrollo de los análisis. Este esfuerzo se debe al volumen de información que es necesario manejar y desarrollar en relación con la identificación y análisis de los cables relacionados con diferentes modos de fallo de equipos.

Por otra parte, el número de escenarios de incendio que es necesario incluir en los análisis detallados es muy elevado.

Los análisis de incendios que se están desarrollando a partir del NUREG/CR-6850 proporcionan una herramienta para la mejora de la seguridad en caso de incendio y para las aplicaciones basadas en el riesgo.

La utilización de la metodología descrita NUREG-1921 supone una de los análisis de fiabilidad humana de los APS de Incendios. Por otro lado, la utilización del *HRA Calculator* será muy útil para la sistematización y estandarización de los análisis de fiabilidad humana de incendios.

Se considera que en el futuro la utilización del NUREG-1921 y del *HRA Calculator* se extienda a los APS de internos y de inundaciones.

#### **REFERENCIAS**

- [1]. Instrucción IS-25, de 9 de Junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios y requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares.
- [2]. NUREG/CR-6823. Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk assessment. November 2002.
- [3]. NUREG/CR-5750. Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987-1995. Febrero 1999.
- [4]. Addenda to ASME/ANS RA\_S-2008. Standards for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications. February 2009.
- [5]. Indicadores para la Gestión del Mantenimiento Industrial. Administración de Empresas. Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia. 2007.
- [6]. Frequency Determination Method for Cascading Grid Events: PRA Grid-LOOP Modeling for the Nuclear Industry. EPRI, Palo Alto, CA: 2009. 1020164.
- [7]. Estudio comparativo sobre la probabilidad de no recuperación de energía eléctrica exterior tras una pérdida total. Rev. 1. Noviembre 2011.
- [8]. UNESA CEN-35. Rev. A. Documento base de datos genérica de las centrales nucleares españolas. Abril 2013.
- [9]. EPRI-1019194 Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment. Final Report, December 2009
- [10]. Instrucción IS-30, de 19 de enero de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares.
- [11]. NFPA 805. Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants. 2001 Edition
- [12]. NUREG/CR-6850, 'Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities', 2005.
- [13]. NUREG/CR-6850 Supplement 1. "Fire Probabilistic Risk Assessment Methods Enhancements". September 2010.
- [14]. NEI-00-01 Rev.2. "Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis" Mayo 2009
- [15]. NUREG-1921, "EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines", May 2012.■