

## Influencia de la fiabilidad humana en la evaluación del impacto en el riesgo de cambios de CLO

P. Martorell, S. Martorell, I. Martón, M. Saiz (Univ. Politécnica de Valencia)  
*Departamento de Ingeniería Química y Nuclear, Universidad Politécnica de Valencia*  
[pabmaray@etsii.upv.es](mailto:pabmaray@etsii.upv.es)

**Resumen** – *El tratamiento y estudio de las incertidumbres epistémicas resulta de especial importancia en la aplicación del análisis probabilista de seguridad a la toma de decisiones informadas en el riesgo, tal y como señala la guía reguladora 1.174[1] (Regulatory Guide 1.174, RG1.174). Concretamente, la RG 1.177 [2] particulariza la evaluación del impacto en el riesgo referida a cambios en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF). Partiendo del marco definido por dichas guías reguladoras, se evaluará el efecto de las incertidumbres epistémicas asociadas al análisis de fiabilidad humana en el contexto de las Condiciones Límites de operación. Como ejemplo de aplicación, se realizará un estudio de sensibilidad del tiempo de Inoperabilidad (Completion Time, CT) del Sistema de Extracción del Calor Residual.*

### 1 INTRODUCCIÓN

El análisis de fiabilidad humana (*Human Reliability Analysis*, HRA) se desarrolla dentro del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de una central nuclear, con el fin de determinar la influencia de la actuación humana en la seguridad de la planta. El HRA comprende las siguientes tareas por este orden:

- Identificación de los errores humanos
- Modelado de los errores humanos de forma trazable dentro del APS, a nivel de árbol de eventos y árbol de fallos.
- Cuantificación de la probabilidad de error humano PEH.

#### 1.1 Tipos de errores

La NEA [3] clasifica tres tipos de errores en función del momento de la acción respecto al inicio de un transitorio:

- Tipo A: acciones humanas pre-iniciador. En este grupo se engloban acciones como mantenimiento, reparación, calibración y prueba de equipos.
- Tipo B: acciones humanas que pueden causar un iniciador. Estos errores conllevan a dejar indisponibles componentes. Se modelan explícitamente en el APS.
- Tipo C: Acciones humanas post-iniciador. Suceden cuando se intenta activar una función de seguridad, usar un sistema alternativo o ejecutar acciones de recuperación. Representan la mayor contribución a la Frecuencia de Daño al Núcleo FDN (*Core Damage Frequency*, CDF).

Las acciones humanas post-iniciador son especialmente significativas en condiciones de parada debido al descenso de automatización en la operación. De esta manera, se distinguen tres tipos:

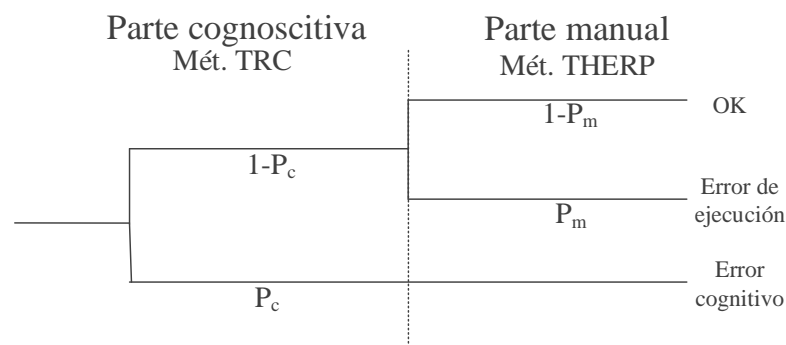
- Tipo C1: acciones humanas procedimentadas en respuesta a un accidente.
- Tipo C2: acciones humanas que pueden conducir a un empeoramiento de la planta.
- Tipo C3: acciones humanas improvisadas de recuperación.

La presente ponencia centrará su contenido en las acciones humanas post-iniciador.

## 2 MODELADO DE LA PEH

Las centrales nucleares españolas han utilizado históricamente la metodología SHARP (*Systematic Human Action Reliability Procedure*) [4] para llevar a cabo el análisis de fiabilidad humana. SHARP no es un método de cuantificación por sí mismo, sino un marco metodológico para incorporar el efecto de la actuación humana en el APS de forma sistemática. La metodología SHARP recomienda distintas técnicas para realizar las tareas de cuantificación.

En el NUREG-1842 [5] se divide en dos fases distintas la forma de cuantificar la PEH para una acción humana post-iniciador: la fase cognitiva y la fase manual (Figura 1).



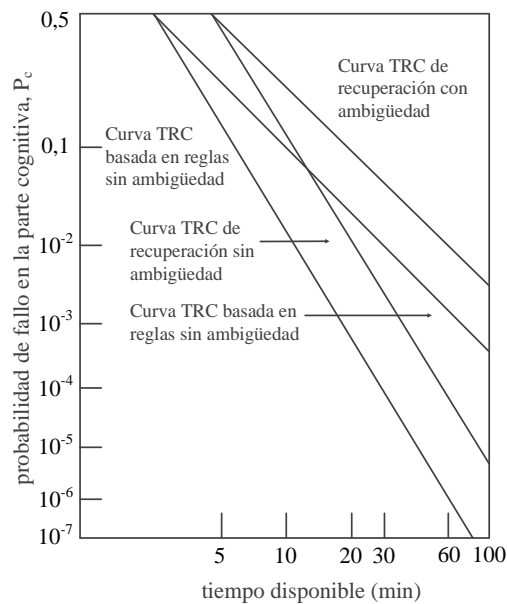
**Figura 1. Cuantificación de la PEH para una acción humana post-iniciador**

De esta manera, la PEH puede ser expresada de la siguiente forma:

$$HEP = P_c + (1 - P_c)P_e \quad (1)$$

Donde  $P_c$  = probabilidad de error cognitiva, y  $P_m$  = probabilidad de error manual. Asumiendo errores de omisión y errores de comisión en ambas fases, los métodos de análisis de la fiabilidad humana más comúnmente utilizados para el estudio de post-iniciadores son:

- Para la fase de diagnóstico, el método TRC (*Time Reliability Correlations*) usa una distribución lognormal multivariable para calcular la probabilidad de que un operador responda satisfactoriamente dentro de un tiempo determinado a una situación. Este sistema de cuantificación depende principalmente de tres factores: tiempo disponible, si es un acción basada en reglas (acciones procedimentales) o basada en el conocimiento (no procedimentales), y si existe ambigüedad en la definición de la acción (Figura 2). Además, el método TRC emplea el índice de probabilidad de éxito extraído del SLIM (*Success Likelihood Index Methodology*) [7] para tener en cuenta el efecto de otros factores de influencia (entrenamiento/experiencia, carga de trabajo, stress, procedimientos, etc) identificados por expertos que desarrollan el análisis de fiabilidad humana. La influencia de los factores de influencia se refleja en un multiplicador que modifica el valor base de PEH obtenido a través de las curvas.



**Figura 2. Curvas TRC para determinar  $P_c$**

- La técnica de predicción del error humano (*Technique for Human Error Rate Prediction*, THERP) [8] para la fase manual: El objetivo de esta metodología es calcular la probabilidad de éxito al ejecutar las actividades necesarias para completar la tarea. THERP representa gráficamente en un árbol de eventos las distintas actividades, siendo una representación formal de la secuencia de acciones, asignando un valor de PEH a cada rama. Estos valores se infieren de una amplia base de datos, conformada a partir de datos de planta y juicio de expertos. Del mismo modo que en la fase cognitiva, THERP también aplica un número limitado de factores de influencia (principalmente, experiencia/entrenamiento y stress) como multiplicado del valor base.

Entre otros, estos métodos son recomendados en el NUREG-1842 [5]. Por esta razón, serán los empleados para calcular la PEH.

### 3 EVALUACIÓN DEL IMPACTO EN EL RIESGO APLICADO A CLO

#### 3.1 Modelado del riesgo

La RG 1.174 [1] señala que la idoneidad de un APS debe ser medida en términos relativos a su alcance, el nivel de detalle y la aceptabilidad técnica. Además, la RG 1.177 [2] señala que otro criterio de calidad de un APS sea su capacidad de evaluar en términos de seguridad los cambios en las ETF que sean requeridos y la influencia que el APS posee en justificar dichos cambios.

Por este motivo, el modelado del APS original debe ser reformulado en base a revisar las capacidades particulares del mismo en relación al análisis de cambios en los tiempos de Inoperabilidad (CT), así como el tratamiento de las fuentes de incertidumbre.

Las incertidumbres paramétricas y aleatorias se engloban dentro de la propia estructura probabilista del APS. Clásicamente, son caracterizadas en los valores que adquieren las probabilidades de distribución de los parámetros del modelo. Sin embargo,

existen diferentes opciones o alternativas sobre cómo deben ser formuladas. Algunos ejemplos incluyen el modelo de las acciones humanas, los FCC, el envejecimiento de equipos, mantenimiento efectivo, etc. En este caso, se referirá al modelado de las acciones humanas. Los errores humanos son uno de los inputs de la toma de decisiones informadas en el riesgo.

### 3.2 Evaluación del impacto en el riesgo

La evaluación del riesgo se cuantifica a través de las métricas de riesgo adoptadas en la literatura para analizar los cambios en los CT. Para el tratamiento de las incertidumbres de modelo y de parámetros se proponen los tradicionales estudios de sensibilidad y la evaluación de incertidumbres respectivamente, este último basado en el enfoque probabilístico para la formulación y propagación de la incertidumbre según lo establecido por la técnica de muestreo de Monte Carlo.

La cuantificación del impacto en el riesgo se desarrolla a partir de los resultados del APS, los cuales son usados para determinar el valor de los indicadores de riesgo, al mismo tiempo que se incluye el tratamiento apropiado de las incertidumbres asociadas. Las medidas de riesgo básicas aplicables en la evaluación del impacto en el riesgo de CT son:

- Riesgo condicional dado por las CLO
- Incremento del riesgo condicional
- Riesgo simple anual

Estos indicadores pueden ser formulados, adoptando la FDN referencia de media del riesgo que se extrae del uso del APS nivel 1, respectivamente de la siguiente manera:

$$\Delta CDF_M = CDF_1 - CDF_0 \quad (2)$$

$$ICCDP_M = d_M \cdot \Delta CDF_M \quad (3)$$

$$CDF_M = f_M \cdot ICCDP_M = u_M \cdot \Delta CDF_M \quad (4)$$

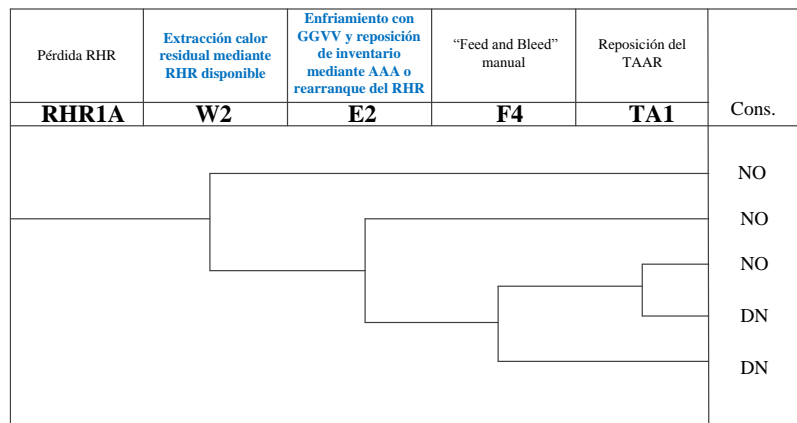
## 4 CASO DE APLICACIÓN

### 4.1 Descripción del problema

El caso de aplicación consiste en estudiar la influencia del factor humano en cambios en las CLO para el arranque manual del RHR. Siguiendo la metodología propuesta en la RG 1.174 se evaluará el impacto en el riesgo producto del cambio propuesto.

La maniobra de arranque manual del RHR se encuentra dentro de la secuencia accidental correspondiente a la pérdida del RHRS en Modo de Operación 4 (parada caliente). Dicha secuencia forma parte del APS en Otros Modos (APSOM) de un reactor PWR. Las funciones de seguridad que incluyen la acción de arranque del RHR son los cabeceros W2 y E1 del árbol de eventos de la Figura 3.

La función de seguridad W2 consiste en comprobar que el tren de reserva se encuentra disponible, de forma que pueda reemplazar al tren fallado. Esta maniobra se compone del arranque de la bomba del tren redundante y de los sistemas soportes requeridos.



**Figura 3. Árbol de eventos: pérdida del RHR en Modo 4**

La función de seguridad E1, contempla los generadores de vapor (GGVV) como medio alternativo de evacuación del calor residual. De forma conservadora señala la necesidad de recuperar el inventario de dos GGVV a través de las motobombas del sistema de agua de alimentación auxiliar (AAA). Este cabecero recoge la posibilidad de volver a arrancar posteriormente el RHR, una vez las condiciones de presión y temperatura del primario lo permitan

A pesar de lo mencionado en la descripción del cabecero W2, en el caso de aplicación se tendrá en cuenta la posibilidad de arrancar el tren de reserva del RHR, en consonancia con el análisis termohidráulico realizado de la secuencia accidental. El operador posee una ventana temporal dependiente del momento en que tiene lugar el iniciador. La PEH asociada a la acción de arranque de la bomba del RHR viene fuertemente relacionada con el tiempo disponible.

## 4.2 Escenarios modelados

En primer lugar se han inferido las ventanas temporales mediante simulaciones termohidráulicas comprendidas las condiciones iniciales y finales que definen el Modo 4. Tres intervalos temporales distintos han sido considerados. (Tabla 1)

**Tabla 1. Descripción de las ventanas temporales**

Ventana temporal	Descripción	Cabecero	Sistema
TH1	Fallo del operador en el arranque del RHR	W2	RHRS
TH2	Fallo del operador en el arranque del RHR	E1	RHRS
TH2+TH3	Fallo del operador en el arranque de las motobombas del AFWS	E1	AAA

- TH1: tiempo para arrancar el tren de reserva del RHR, entre el inicio del Modo 4 hasta que los umbrales de presión y temperatura sean excedidos, impidiendo esta operación.
- TH2: intervalo temporal que incluye la evacuación de calor mediante los GGVV y la reposición de inventario a través de las motobombas del sistema de AAA con el fin de estabilizar las condiciones de planta.
- TH3: esta ventana temporal se solapa con TH2, como resultado del enfriamiento de los GGVV, con el consiguiente descenso de los valores de presión y temperatura del primario que permiten volver a arrancar el RHR.

De esta forma, se presentan tres ventanas: TH1, TH2 y una tercera ventana la cual señala el tiempo disponible para evacuar calor del primario a través de las válvulas de alivio de los generadores de vapor junto con la reposición de inventario a través del sistema de AAA, que es producto de la suma de TH2 + TH3.

### 4.3 Resultados para la PEH

Una vez se han determinado las ventanas temporales a través del análisis termohidráulico, estas deben ser traducidas en términos de PEH.

De acuerdo al modelado de fiabilidad humana explicada con anterioridad, dos técnicas serán empleadas para llevar a cabo el análisis de fiabilidad humana, que incluye el APSOM. Por un lado, para la fase diagnosis, se ha empleado el método TRC. La influencia directa de las distintas ventanas temporales obtenidas de las simulaciones termohidráulicas se refleja directamente en la cuantificación de la PEH a mediante esta técnica. Por otro lado, la parte manual de la acción ha sido calculada usando el método THERP.

La modelización de la PEH mediante el HRA propuesto resulta en una distribución log-normal con los siguientes parámetros característicos.

**Tabla 2. PEH obtenido para cada ventana temporal**

Ventana temporal	Media	Desviación típica	Percentil 95	Percentil 5
TH1	6.170E-01	3.389	1.350E-01	5.228E-03
TH2	3.884E-05	0.233	1.045E-04	6.630E-12
TH2+TH3	6.642E-04	0.484	3.570E-04	2.322E-09

### 4.4 Evaluación del impacto en el riesgo

Una vez obtenida la distribución de PEH para cada ventana temporal considerada, se realiza un estudio de sensibilidad donde se comparan los siguientes casos:

- **Caso base (CT = 1h):** de acuerdo al árbol de eventos del APSOM para la secuencia accidental estudiada, no es posible arrancar el tren de reserva del RHR debido a la premura del incremento en la temperatura y presión del primario, que sobrepasa los límites para recuperar el sistema. Como consecuencia, la PEH asociadas a los intervalos TH1 y TH2 adquirirá el valor de la unidad, esto es, se presupone seguro el fallo del operador. El CT para el caso base es de 1 hora. Este caso representa la estimación más conservadora.
- **Caso sensibilidad PEH 1 (CT = 1h):** es posible arrancar el tren de reserva del RHR con una PEH modelada tal como en el apartado anterior, sacando provecho de los tiempos disponibles inferidos de las simulaciones termohidráulicas. El CT para este caso sigue siendo el mismo que en el caso base, una hora.
- **Caso sensibilidad PEH 24 (CT = 24h):** como en el anterior caso, extendiendo el tiempo de Inoperabilidad de 1 a 24 horas.

Mediante el APS se calculan medidas de riesgo,  $CDF_1$  y  $CDF_0$ , tomando  $10^{-13}$  como límite de truncación. A través de la ecuación 2 es posible cuantificar la medida de riesgo condicional,  $\Delta CDF_M$ . Además, el máximo tiempo de Inoperabilidad ha sido adoptado, para calcular la segunda métrica de riesgo,  $ICCDP_M$ . La frecuencia de superar las CLO ha sido estimada a partir de datos de planta,  $f_M = 0,00137$ , la cual es necesaria para cuantificar el riesgo anual,  $CDF_M$ .



## 4.5 Análisis del impacto en el riesgo

Este apartado presenta la validez de los resultados respecto a los criterios de aceptación. En primer lugar, el par  $\{CDF, \Delta CDF\}$  ha de encontrarse en la región de decisión establecida por la RG 1.174 (Figura 4). Los valores medios para el caso base tanto como para los casos de estudio de sensibilidad contemplados corroboran que el cambio se incluye dentro de la región apropiada. A su vez, los percentiles también se encuentran confinados en ella.

Además, para el caso de ETF se debe comprobar que también cumple el criterio de aceptación de la RG 1.177 en referencia al par de medidas  $\{CDF_1, ICCDP\}$  (Figura 5). Para el caso base, el valor medio de  $CDF_1$  se encuentra fuera de la región apropiada. A través del modelado de la fiabilidad humana, el caso de sensibilidad PEH (CT=1h) satisface estos umbrales, tanto para su valor medio como para los percentiles. Esto permite aumentar el tiempo de Inoperabilidad, pero no hasta el valor propuesto de 24 horas. Usando los valores del percentil 95, la medida más restrictiva, el tiempo máximo de Inoperabilidad permitido para permanecer en la región apropiada se determina usando la Ecuación 2:

$$CT = 5,66h \approx 5h \quad (5)$$

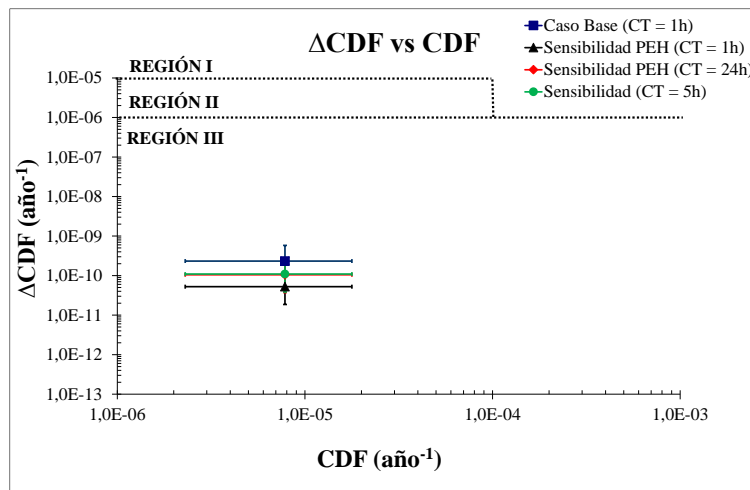


Figura 4. Impacto del cambio de CT en  $\{CDF, \Delta CDF\}$

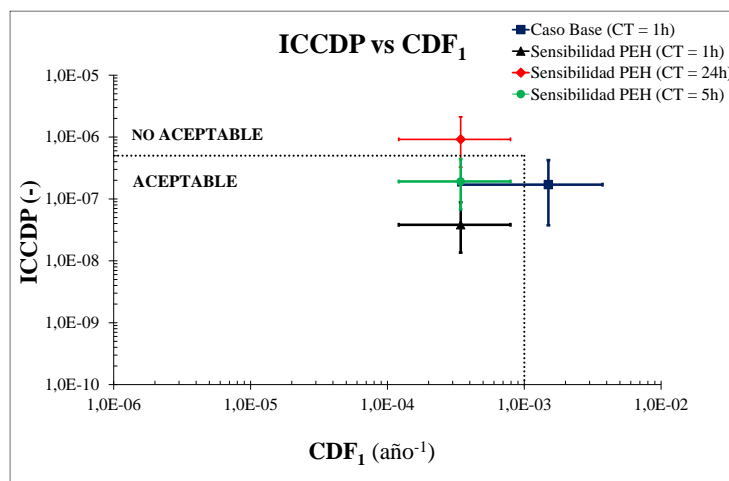


Figura 5. Impacto del cambio de CT en  $\{CDF_1, ICCDP\}$

## 5 CONCLUSIONES

El objetivo de esta ponencia es mostrar el efecto de las incertidumbres asociadas a la fiabilidad humana en el contexto de los cambios en las CLO.

Como ejemplo de aplicación se estudia el arranque manual del RHR de un reactor PWR. La consideración de modelos de actuación humana más realistas, a través la metodología de análisis de fiabilidad humana, permite llevar a cabo modificaciones en las CLO dentro del marco de las guías reguladoras RG 1.174 y RG 1.177.

Los resultados del caso de estudio muestran las mejoras alcanzables siguiendo dicha metodología. En primer lugar, introduciendo una función de distribución de la PEH se logran mejoras en todas las medidas de riesgo. En el caso del par {CDF1, ICCDP}, incluyendo los valores medios y los percentiles en la región apropiada que delimita la RG 1.177, se admite un cambio en las CLO del RHR, pudiendo extender el tiempo de Inoperabilidad en 5 horas.

Consecuentemente, la presente ponencia expone los beneficios de utilizar el análisis de fiabilidad humana en el APS para mejorar y realizar cambios en las CLO de determinados sistemas, lo cual resulta de suma importancia en sistemas críticos como es el caso del RHR.

## 6 REFERENCIAS

- [1] RG 1.174. "An Approach For Using Probabilistic Risk Assessment In Risk-Informed Decisions On Plant-Specific Changes To The Licensing Basis", Revision 2, USNRC, 2011.
- [2] RG 1.177. "An Approach For Plant-Specific, Risk-Informed Decision making: Technical Specifications", Revision 1, USNRC, 2011.
- [3] NEA/CSNI/R(98)1. "Critical Operator Actions: Human Reliability Modeling and Data Issues" OECD NEA, 1998.
- [4] Hannaman, G.W. and Spurgin A.J. 1984. Systematic Human Action Reliability Procedure, EPRI NP-3583. Electric Power Research Institute. Monterey, CA.
- [5] U.S. Nuclear Regulatory Commission. 2006. Evaluation of Human Reliability Analysis Methods against Good Practices. NUREG-1842. Washington, DC.
- [6] Embrey, D.E., Humphreys, P., Rosa, E.A., Kirwan, B., and Rea. K. 1984. SLIM-MAUD: An Approach to Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgment, NUREG/CR-3518, Vols. I & II. Brookhaven National Laboratory. Washington, DC.
- [7] Hall, R. E, Fragola, J. R. & Wreathall, J. 1982. Post Event Human Decision Errors: Operator Action Tree/ Time reliability Correlation, NUREG/CR-3010, Brookhaven National Laboratory
- [8] Swain, A.D. & Guttman, H.E.1983. Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278. Sandia National Laboratories. Washington, DC.