

Nuclear España

LA REVISTA DE LOS PROFESIONALES DEL SECTOR NUCLEAR

Nº 343 • SEPTIEMBRE BIS 2013

39 REUNIÓN ANUAL



25-27 septiembre 2013

SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA

PROGRAMA Y SINOPSIS DE LAS PONENCIAS





Nuclear España

LA REVISTA DE LOS PROFESIONALES
DEL SECTOR NUCLEAR

NÚMERO 343 BIS. SEPTIEMBRE 2013



ENTIDAD DE UTILIDAD PÚBLICA
Campoamor, 17, 1.º - 28004 MADRID
Tels.: 91 308 63 18/62 89
Fax: 91 308 63 44
sne.1974@sne.es
www.sne.es

- 2 PRESENTACIÓN
- 3 ORGANIZACIÓN
- 4 SALUDAS
- 5 PROGRAMA GENERAL
- 6 EXPOSICIÓN COMERCIAL
- 7 SESIONES PLENARIAS
- 8 ACTOS SOCIALES
- 9 VISITAS PARA ACOMPAÑANTES
- 10 ÍNDICE DE LAS SESIONES TÉCNICAS
- 11 SESIONES MONOGRÁFICAS
- 12 SESIONES TÉCNICAS
- 123 SESIONES PÓSTER
- 136 CURSOS "APRENDE MÁS DE..."

39 REUNIÓN ANUAL



25-27 septiembre 2013
SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA



Esta publicación está asociada a la AEEPP, que a su vez es miembro de CEOE, CEPYME, EMMA y FIPP.



Edita  SENDA EDITORIAL, S.A.

Directora: MATILDE PELEGRÍ
Consejero de Redacción: COMISIÓN DE PUBLICACIONES DE LA SNE - Traducciones Inglés: SARA L. SMITH
Diseño y Maqueta: CLARA TRIGO y JOSÉ RIBERA - Administración y suscripciones: LOLA PATIÑO
c/ Isla de Saipán, 47. 28035 MADRID
Phone: (34) 91 373 47 50 • Fax: (34) 91 316 91 77 • e mail: nuclear@gruposenda.net
Suscripción: España: 113€ + IVA - Europa: 221€ Otros: 226€

Imprime: IMGRAF, S.L.

Depósito legal: M-22.829/1982 - ISSN: 1137-2885

SOCIOS COLECTIVOS

ACCIONA INGENIERIA AMARA, S.A.
APPLUS NORCONTROL, S.L.U.
AREVA MADRID
AREVA NC
ASOC. NUCLEAR ASCO - VANDELLOS II
ASTEKO Ingeniería
CC.NN. ALMARAZ - TRILLO AIE
CEGELEC, S.A.
CESPA CONTEN, S.A.
CIEMAT
COAPSA CONTROL, S.L.
COLEGIO INGENIEROS C. Y P.
COLEGIO N. INGENIEROS ICAI
COPIASA INDUSTRIAL S.A.U
ELECOR, S.A.U.
EMPRESARIOS AGRUPADOS
ENDESA GENERACION, S.A.
ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS
ENWESA OPERACIONES
EPRI

EQUIPOS NUCLEARES, S.A.
EULEN, S.A.
EXPRESS TRUCK S.A.U.
GAMESA, CANTAREY REINOSA, S.A.U.
GAS NATURAL, SDG, S.A
GE - HITACHI NUCLEAR ENERGY INTERNACIONAL
GEOCISA
HELGESON SCIENTIFIC SERVICE
HIDROELECTRICA DEL CANTABRICO, S.A.
IBERDROLA GENERACION S.A.U.
IBERDROLA INGENIERIA Y CONSTRUCCIÓN S.A
IDOM INGENIERIA INTERNACIONAL
INGECIBER S.A.
LABORATORIOS EICHROM
LOGISTICA Y ACONDICIONAMIENTOS INDUSTRIALES, S.A.
MANTENIMIENTOS, AYUDA A LA EXPLOTACION Y SERVICIOS, S.A.
MARSEIN, S.A.
MEDIDAS AMBIENTALES S.L

MOMPRESA
MONCOBRA
NUCLEONOR, S.A.
NUKEM TECHNOLOGIES GMBH
PROINSA
PROSEGUR
PRYSMIAN CABLES Y SISTEMAS
RINGO VALVULA S.L.L.
SENER INGENIERIA Y SISTEMAS
SGS Tecnos, S.A.U.
SIEMSA INDUSTRIA, S.A.
TECNALIA
TECNASA
TECNATOM, S.A.
TECNICAS REUNIDAS
UNESA
VECTOR & WELLHEADS ENGINEERING, S.L.
WESTINGHOUSE ELECTRIC SPAIN
WESTINGHOUSE ELECTRIC SWEDEN
WESTINGHOUSE TECHNOLOGY SERVICES, S.A.

JUNTA DIRECTIVA

Presidente: Francisco LÓPEZ GARCÍA.
Vicepresidente: José Ramón TORRALBO ESTRADA.
Tesorero: Pedro ORTEGA PRIETO.
Secretario General: Enrique PASTOR CALVO.
Vocales: Antonio COLINO MARTÍNEZ, Luis Enrique HERRANZ PUEBLA, Pablo LEÓN LÓPEZ, Luis MARTÍNEZ ANTÓN, Emilio MÍNGUEZ TORRES, Juan ORTEGA DELGADO, Roque Luis PEREZAGUA LÓPEZ y Juan José SERNA GALÁN

COMISIÓN TÉCNICA

Presidente: Juan BROS TORRAS.
Vocales: Jorge ALDAMA SECADES, Gonzalo ARMENGOL GARCÍA, Francisco BENÍTEZ, Ángel BENITO RUBIO, José Antonio CARRETERO, Rodrigo CUESTA PÉREZ, Marisa GONZÁLEZ GONZÁLEZ, Jorge JIMÉNEZ RODRÍGUEZ, Fernando LEGARDA, Francisco MARTÍN-FUERTES HERNÁNDEZ, Luis MARTÍNEZ ANTÓN, Luis ULLOA ALLONES, José VICENTE ZURIAGA RODRÍGUEZ y Fernando VEGA FERNÁNDEZ

COMISIÓN DE PROGRAMAS

Presidente: Jesús FORNIELES REYES.
Vocales: Alberto ABÁNADES VELASCO, Rodrigo CUESTA PÉREZ, Almudena DÍAZ MONTESINOS, Carlos GÓMEZ RODRÍGUEZ, Antonio GONZÁLEZ JIMÉNEZ, Ángel LOPERA, Adrián LÓPEZ MADRONES, Santiago LUCAS SORIANO, Andrés MUÑOZ CERVANTES, Manuel PRIETO URBANO, Alfonso VINUESA CARRETERO y José Mª ZAMARRÓN CASINELLO.

COMISIÓN DE REDACCIÓN DE LA REVISTA

Presidente: José Luis MANSILLA LÓPEZ-SAMANIEGO.
Vicepresidenta: Ángela CORTÉS MARTÍN.
Vocales: José Luis BUTRAGUEÑO CASADO, Daniel DE LORENZO MANZANO, Pedro Luis GONZÁLEZ ARJONA, Gonzalo JIMÉNEZ VARAS, Miguel MILLÁN LÓPEZ, Matilde PELEGRÍ TORRES, José César QUERAL SALAZAR, José RIBERA MORENO, Miguel Ángel RODRÍGUEZ GÓMEZ, Carmen ROIG BARREDA, Miguel SÁNCHEZ LÓPEZ y Carmen VALLEJO DESVIAT.

COMISIÓN DE COMUNICACIÓN

Presidente: Eugeni VIVES LAFLOR.
Vocales: Jesús CRUZ HERAS, José Luis ELVIRO PEÑA, Montse GODALL VIUDEZ, Isabel GÓMEZ BERNAL, José Luis MANSILLA LÓPEZ-SAMANIEGO, Nuria MORAL FERNÁNDEZ, Piluca NÚÑEZ LÓPEZ y Matilde PELEGRÍ TORRES.

COMISIÓN JÓVENES NUCLEARES

Presidente: Raquel OCHOA VALERO.
Vicepresidente: Alfonso VINUESA CARRETERO.
Vocales: Alfonso BARBAS ESPA, Almudena DÍAZ MONTESINOS, Alberto FORONDA DELGADO, Gonzalo JIMÉNEZ VARAS, José GARCÍA LARUELO, Nuria MORAL FERNÁNDEZ, Claudio NOGUERA PEREIRO, Silvia ORTEGA LES, Patricia RUBIO OVIEDO y Javier SÁENZ DE SANTA MARÍA VALÍN.

COMISIÓN DE TERMINOLOGÍA

Presidente: Alfonso DE LA TORRE FERNÁNDEZ DEL POZO
Vocales: Agustín ALONSO SANTOS, Leopoldo ANTOLÍN ÁLVAREZ, Eugeni BARANDALLA CORRONS, Miguel BARRACHINA GÓMEZ, José Luis BUTRAGUEÑO CASADO, José COBIÁN ROA, Luis PALACIOS SÚNICO y Ramón REVUELTA LAPIQUE.

COMISIÓN WIN

Presidente: Isabel GÓMEZ BERNAL.
Vicepresidenta: Mª Luisa GONZÁLEZ GONZÁLEZ.
Vocales: Carolina AHNERT IGLESIAS, Inés GALLEGU CABEZÓN, Magdalena GÁLVEZ MORROS, Mª Teresa LÓPEZ CARBONELL, Aurora MARTÍNEZ ESPARZA, Matilde PELEGRÍ TORRES, Trinidad PÉREZ ALCAÑIZ, Mª Luisa PÉREZ-GRIFFO COCHO, Mª Luz TEJEDA ARROYO y Concepción TOCA GARRIDO.

COMITÉ ORGANIZADOR 39 REUNIÓN ANUAL

Presidente: Montserrat GODALL VIUDEZ.
Secretario: Pío CARMENA SERVET.
Tesorero: Gonzalo ARMENGOL GARCÍA.
Presidente del Comité Técnico: Pilar LÓPEZ FERNÁNDEZ.
Vocales: Julio BELINCHÓN VERGARA, Mariano CARRETERO ULECIA, José Luis ELVIRO PEÑA, Manuel FERNÁNDEZ ORDOÑEZ, Maribel GÁLVEZ PALERO, Francisco GONZÁLEZ DE LA PEÑA, Antonio GONZÁLEZ JIMÉNEZ, Raquel OCHOA VALERO, Enrique PASTOR CALVO, Matilde PELEGRÍ TORRES, Pilar SÁNCHEZ BARRENO, Teresa SÁNCHEZ SANTAMARÍA, Francisco Javier VILLAR VERA y Eugeni VIVES LAFLOR.

COMITÉ TÉCNICO 39 REUNIÓN ANUAL

Presidente: Pilar LÓPEZ FERNÁNDEZ.
Secretaría Técnica: Lola PATIÑO RAMOS.
Vocales: Juan B. BLÁZQUEZ MARTÍNEZ, Alfredo BRUN JAÉN, Eva María CELMA GONZÁLEZ-NICOLÁS, Elena DE LA FUENTE ARIAS, Alberto ESCRIVÁ CASTELLS, Laura GALA DELGADO, Francisco GARCÍA ACOSTA, Andrés GÓMEZ NAVARRO, Marisa GONZÁLEZ GONZÁLEZ, Carlos LAGE PÉREZ, Ricardo MORENO ESCUDERO, Silvia ORTEGA LES, Juan José REGIDOR IPIÑA, Rafael RUBIO MONTAÑA y Marta VÁZQUEZ CABEZUDO

Nuclear España no se hace responsable de las opiniones vertidas por los autores.
Ningún artículo puede ser reproducido sin autorización expresa del editor.

23 - 08

METODOLOGÍA DE EVALUACIÓN DEL IMPACTO EN EL RIESGO DE CAMBIOS DE REQUISITOS DE VIGILANCIA DE EQUIPOS DE SEGURIDAD INTEGRANDO TRATAMIENTO Y ANÁLISIS DE INCERTIDUMBRES DE MODELO Y PARÁMETRO

S. Martorell, M. Villamizar, I. Martón, J.F. Villanueva, S. Carlos, A.I. Sánchez

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Los Requisitos de Vigilancia de equipos de seguridad forman parte de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento incluidas en las bases de licencia de operación de Centrales Nucleares, por lo que son centro de atención en el estudio de mejoras para la seguridad de la explotación de la planta utilizando diferentes métodos, tanto deterministas tradicionales como probabilistas.

Esta ponencia presenta una aproximación basada en tres etapas (modelado, cuantificación y análisis) para la evaluación del impacto en el riesgo de cambios en dichos Requisitos de Vigilancia tomando como base el Análisis Probabilista de Riesgos de la planta, la cual integra, por primera vez, la identificación, tratamiento y análisis del efecto de las incertidumbres en la toma de decisiones sobre la aceptabilidad de los cambios propuestos.

La viabilidad de la metodología propuesta se ha puesto de manifiesto con los resultados obtenidos en un caso de aplicación para el análisis de cambios en los requisitos de vigilancia del Sistema de Protección del Reactor utilizando un APS de nivel 1. La metodología es coherente con la propuesta por la guía reguladora americana RG 1.174 aplicable a los diseños LWR en centrales españolas, aunque amplía su nivel de desarrollo técnico.

El trabajo presentado forma parte del Proyecto de Investigación ENE2010-17449 dentro del Programa de Energía del Programa Nacional de I+D+i del Ministerio de Ciencia e Innovación.

23 - 09

METODOLOGÍA DE EVALUACIÓN DEL IMPACTO EN EL RIESGO DE CAMBIOS EN TIEMPOS MÁXIMOS DE INDISPONIBILIDAD DE EQUIPOS DE SEGURIDAD INTEGRANDO TRATAMIENTO Y ANÁLISIS DE INCERTIDUMBRES

S. Martorell, M. Villamizar, I. Martón, J.F. Villanueva, S. Carlos, A.I. Sanchez

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Los Tiempos Máximos de Indisponibilidad permitidos de equipos de seguridad forman parte de las Condiciones Límite de Operación incluidas dentro de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las bases de licencia de operación de las Centrales Nucleares. Dicha duración deber ser coherente con su importancia para la seguridad de la central por lo que son objeto de estudio de mejora utilizando métodos de análisis probabilistas de riesgos.

Esta ponencia presenta una aproximación basada en tres etapas (modelado, cuantificación y análisis) para la evaluación del impacto en el riesgo de cambios en dichos Tiempos Máximos de Indisponibilidad tomando como base el Análisis Probabilista de Riesgos de la planta, la cual integra, por primera vez, la identificación, tratamiento y análisis del efecto de las incertidumbres en la toma de decisiones sobre la aceptabilidad de los cambios propuestos.

La viabilidad de la metodología propuesta se ha puesto de manifiesto con los resultados obtenidos en un caso de aplicación para el análisis de cambios en los requisitos de tiempo máximo de indisponibilidad del Sistema de Acumuladores utilizando un APS de nivel 1.

La metodología es coherente con la propuesta por la guía reguladora americana RG 1.177 aplicable a los diseños LWR en centrales españolas, aunque amplía su nivel de detalle desde el punto de vista de desarrollo técnico.

El trabajo presentado forma parte del Proyecto de Investigación ENE2010-17449 dentro del Programa de Energía del Programa Nacional de I+D+i del Ministerio de Ciencia e Innovación.

23 - 10

BANCO DE DATOS INTERNACIONAL DE SUCESOS DE FALLO DE CAUSA COMÚN (ICDE)

M^a B. Pereira Pagán¹, B. Fernández Andújar², M^a R. Morales Castellanos²

¹EMPRESARIOS AGRUPADOS

²CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Como **fallo dependiente** se entiende un suceso en el que se produce el fallo relacionado de varios componentes por una misma causa. El **fallo de causa común (FCC)** es un fallo dependiente en el que dos o más componentes fallan simultáneamente o en un corto espacio de tiempo como resultado directo de una causa común compartida. La causa compartida puede ser funcional o física, por ejemplo, un mismo suministro de energía eléctrica, inundaciones internas, problemas de diseño, etc.

Ante la baja frecuencia de este tipo de sucesos, algunos países miembros de la Agencia de Energía Nuclear de la Organización para la cooperación y el desarrollo económico (OCDE) decidieron crear el Proyecto Internacional Common-Cause Failure Data Exchange (ICDE) con el fin de impulsar la cooperación multilateral en la recogida y el análisis de los datos relacionados con los sucesos de Fallos de Causa Común (FCC).

En el Proyecto ICDE, se han recogido y analizado sucesos de FCC para entenderlos mejor, comprender sus causas y estudiar su prevención, realizando análisis cualitativos de sus causas raíces, con el objeto de determinar cuáles eran las mejores medidas preventivas o de mitigación de sus consecuencias; estableciendo un mecanismo para el intercambio y acumulación de la experiencia obtenida en relación con este tipo de eventos, incluyendo el desarrollo de defensas contra su ocurrencia, tales como indicadores para inspecciones basadas en el riesgo. Últimamente, se ha añadido como objetivo el de registrar características que faciliten la cuantificación de los sucesos básicos de causa común en los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS).

23 - 11

ANÁLISIS DE TENDENCIAS EN LAS ESTIMACIONES DE LOS DATOS ESPECÍFICOS

J. M. García Gutiérrez¹, M^a B. Pereira Pagán²

¹ANAV, ²EMPRESARIOS AGRUPADOS

Se trata de realizar una investigación sobre si hay tendencias en los parámetros de fiabilidad empleados en el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) a partir de la experiencia histórica de la central.

En aquellos casos en que manifieste una clara tendencia, se verá si la mejora en las prácticas de mantenimiento / pruebas/optimización de recursos / modificaciones de diseño inciden en los parámetros de fiabilidad de los Análisis Probabilistas de Seguridad o si, por el contrario, factores como el envejecimiento requieren de la adopción de nuevas medidas.

En el caso de que se detectara una variación en los parámetros de fiabilidad, se podría sugerir la posibilidad de emplear ventánas móviles para representar mejor la realidad de la planta, fijándose un periodo mínimo de años y, a medida que avanzase la fecha de corte superior del APS, se sustituiría la experiencia del año más antiguo por uno nuevo.

Metodología de evaluación del impacto en el riesgo de cambios en tiempos máximos de indisponibilidad de equipos de seguridad integrando tratamiento y análisis de incertidumbres

S.Martorell, M. Villamizar, I.Martón, J.F. Villanueva, S. Carlos, A.I. Sanchez.
Universidad Politécnica de Valencia
(* smartore@iqn.upv.es)

Resumen – Los Tiempos máximos de Indisponibilidad permitidos de equipos de seguridad forman parte de las Condiciones Límites de Operación incluidas dentro de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las bases de licencia de operación de las centrales nucleares. Dichas duración debe ser coherente con la importancia para la seguridad de la central por lo que son objeto de estudio de mejora utilizando métodos de análisis probabilistas de riesgo. Esta ponencia presenta una aproximación basada en tres bloques (modelado, cuantificación y análisis) desarrollando siete etapas, para la evaluación del impacto el riesgo de cambios en dichos tiempos máximos de indisponibilidad tomando como base el Análisis Probabilista del Riesgo de la planta, la cual integra, por primera vez, la identificación, tratamiento y análisis del efecto de las incertidumbres en la toma de decisiones sobre la aceptabilidad de los cambios propuestos. La viabilidad de la metodología propuesta se ha puesto de manifiesto con los resultados obtenidos en un caso de aplicación para el análisis de cambios en los requisitos de tiempo máximo de indisponibilidad del Sistema de Acumuladores utilizando un APS de nivel 1. La metodología propuesta es coherente con la propuesta por la guía reguladora americana RG 1.174, aplicable a los diseños LWR en centrales españolas, aunque amplía su nivel de desarrollo técnico.

1. INTRODUCCIÓN

Las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETFs) establecen los límites y condiciones para la operación segura de las Centrales Nucleares. La experiencia ha demostrado que algunos de estos requisitos podrían flexibilizarse, motivo por el cual en los últimos años gran número de países están utilizando el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) como herramienta de apoyo para cuantificar medidas de riesgo utilizadas en la toma de decisiones con objeto de mejorar aspectos concretos de las ETFs informados en el riesgo. Estudios recientes han puesto de manifiesto que las incertidumbres presentes pueden influir significativamente en la aceptabilidad del cambio. El objetivo de esta ponencia es presentar los resultados del análisis de un cambio en el AOT (Tiempo Máximo Permitido de Inoperabilidad) del sistema de acumuladores con información en el riesgo, teniendo en cuenta las incertidumbres.

2. LA EVALUACIÓN DEL CAMBIO DE ETF

En RG 1.174 y RG 1.177, se establece que el licenciatarario debe demostrar que el APS es válido para evaluar el impacto en el riesgo de la extensión del AOT asociados al caso particular de estudio, en comparación con los criterios de aceptación y teniendo en cuenta el efecto de las incertidumbres. Asociado a la Capacidad del APS se encuentran las diferentes fuentes de incertidumbre así como de las medidas de riesgo necesarias y los análisis complementarios requeridos en el APS para evaluar el impacto en el riesgo del cambio de las ETF para un caso en particular.

Como se menciona anteriormente, la evaluación del cambio de ETF se desarrollo a través del APS de nivel 1. El desarrollo de los estudios de APS, requieren la utilización de diferentes herramientas encaminadas a evaluar los aspectos de diseño, procedimientos y prácticas operativas de la instalación que pudieran originar y determinar la evolución hacia las situaciones accidentales. Estas herramientas se aplican de forma sistemática para evaluar el impacto del cambio de las ETF en la fiabilidad del sistema y en el riesgo de la

planta, comparando los resultados con los criterios de aceptación, apropiados, tanto a nivel de sistema como a nivel de planta. En la Figura 1, se presentan las etapas desarrolladas:

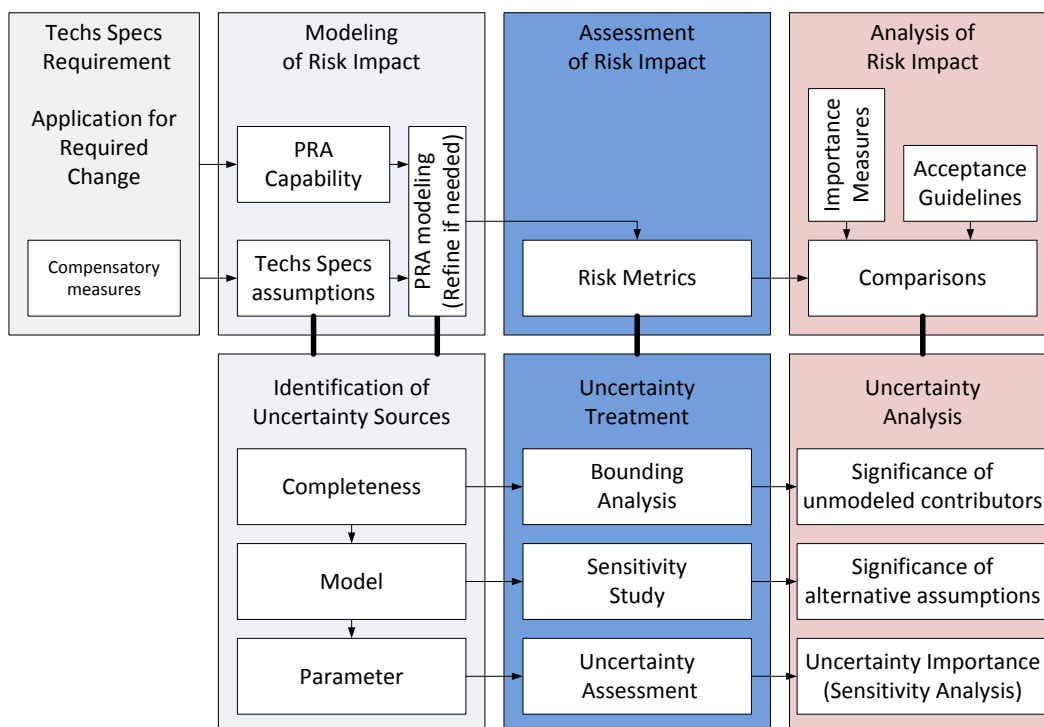


Figura 1. Vista esquemática del enfoque basado en APS para analizar los cambios en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

En la Figura 1 se presentan las tres etapas. La etapa de modelado incluye además de valorar la capacidad del APS para evaluar el cambio propuesto, la identificación y caracterización, de las incertidumbres de parámetro, modelo y de completitud. El bloque de cuantificación está conformado por los estudios de sensibilidad a las hipótesis relacionadas con las incertidumbres de parámetro y modelo, además del establecimiento de medidas compensatorias y finalmente el bloque de análisis cuyo objetivo es el cálculo de medidas de importancia, desarrollo de análisis de sensibilidad y comparación de los resultados con los criterios de aceptación. Es importante resaltar la importancia de incorporar análisis de sensibilidad a las incertidumbres, en la etapa de cuantificación, para determinar su importancia, utilizando por ejemplo los índices de Sobol (Saltelli et al., 2000; Saltelli et al., 2008; Tian, W., 2013). En general, el método de Sobol proporciona dos índices de sensibilidad como medida de importancia: el índice de primer orden y el índice de segundo orden. El índice de primer orden mide la influencia promedio de un factor sobre la salida del modelo y el índice de segundo orden mide el efecto de la interacción entre factores sobre la varianza, (Saltelli et al., 2000).

3. MEDIDAS DE RIESGO A CONSIDERAR EN EL ANÁLISIS DE CAMBIOS EN AOT

En un APS nivel 1, se calcula la (FDN) en unidades de (año^{-1}), que representa un nivel de riesgo anualizado o riesgo medio en el periodo de un año, en un determinado estado, generalmente a plena potencia dado que se utilizan los modelos de APS para dicho modo de operación. Este valor se toma normalmente, de forma aproximada, como una medida del riesgo nominal (R_n), el cual representa el riesgo medio obtenido a partir del riesgo base y de los incrementos temporales del riesgo (asociados con las CLO) en un determinado periodo. Además de la FDN, se suelen considerar otras medidas de riesgo que se encuentran relacionadas

con las desviaciones temporales del riesgo base que conlleva un incremento temporal en el nivel de riesgo de la planta, siendo en general las siguientes:

- a. **Riesgo instantáneo:** Se han de considerar tanto el incremento de riesgo, normalmente con respecto al estado base de planta, como el valor de riesgo absoluto condicionado a la ocurrencia de la desviación. El incremento de riesgo se puede formular, como:

$$\Delta R_x = R_{1,x} - R_{0,x} \quad (1)$$

donde $R_{1,x}$ representa el incremento absoluto del nivel de riesgo condicionado a que se conoce con total certeza que ha ocurrido el suceso x que tiene asociado una CLO, mientras que $R_{0,x}$ representa la disminución del nivel de riesgo condicionado a que se conoce con total certeza que no ha ocurrido el suceso x que tiene asociado una CLO. El suceso x puede representar un tipo de indisponibilidad de uno o varios equipos de seguridad simultáneamente (por pruebas, mantenimiento, etc). Ambos riesgos condicionales pueden derivarse convenientemente de los modelos utilizados para evaluar R_n .

- b. **Riesgo simple:** Representa el riesgo esperado (o riesgo integrado) sobre la duración del periodo de indisponibilidad, el cual se puede formular como:

$$r_x = d_x \cdot \Delta R_x \quad (2)$$

donde d_x es el tiempo de indisponibilidad asociado con el AOT.

- c. **Riesgo anual:** Representa la contribución de la desviación al riesgo medio a largo plazo, generalmente a un año, el cual se puede interpretar como el producto de la frecuencia de ocurrencia de la desviación a lo largo de un año por el riesgo simple asociado a la duración de la desviación, que se puede formular como:

$$R_x = f_x \cdot r_x \quad (3)$$

donde f_x representa la frecuencia, normalmente anual, con que ocurre la desviación.

Es importante destacar aquí que si los requisitos de ETF a evaluar se encuentran adecuadamente modelados en el APS, entonces, R_x puede considerarse como la contribución al riesgo nominal R_n asociada con dicho requisito. Para su justificación veamos primero como la ecuación (3) se puede reformular como:

$$R_x = u_x \cdot \Delta R_x \quad (4)$$

cuya equivalencia con la anterior se verifica siempre que se cumpla:

$$u_x = f_x \cdot d_x \quad (5)$$

donde u_x representa la contribución a la indisponibilidad del equipo (o suceso) causante de la desviación por cualquier motivo x (prueba, mantenimiento programado, reparación, etc.), la cual puede depender de alguno de los requisitos de ETF. por ejemplo, en el caso de una indisponibilidad por mantenimiento correctivo, d_x representa la duración máxima permitida, mientras que f_x representa la frecuencia anual estimada de entrada en dicha CLO correspondiente al correctivo.

4. CASO DE APLICACIÓN

Este apartado presenta el resultado de la aplicación de la metodología descrita en los apartados precedentes para el caso particular de evaluación de una extensión del AOT del sistema de acumuladores, que ha sido elegido por tratarse de un sistema sencillo que sirve como experiencia para tratar sucesivamente

y con posterioridad diversos sistemas más complejos. El objetivo es justificar técnicamente la conveniencia de una extensión del AOT correspondiente de 1 hora hasta 24 horas, incorporando las incertidumbres. El AOT define el tiempo durante el cual un componente o tren de un sistema de seguridad puede permanecer indisponible antes de requerirse una acción; por tanto, el AOT intenta controlar el riesgo condicional asociado con las indisponibilidades detectadas en uno o más componentes durante el tiempo en que permanece fuera de servicio. La ETF que se estudia corresponde al Sistema Acumuladores, la cual resulta de APLICABILIDAD para APS de nivel 1 y 2. En dicha ETF se dispone la ACCIÓN de que con un acumulador inoperable, excepto como resultado de que su válvula de aislamiento de descarga esté cerrada, se debe retornar al estado OPERABLE en el plazo de 1 hora (AOT = 1 hr), con un margen de 6 horas adicionales para llevar a la planta a ESPERA CALIENTE. Se entiende que esta ACCIÓN afecta a las condiciones de acumulador OPERABLE referidas a los valores de los parámetros de volumen de agua borada, concentración de boro y presión de nitrógeno apropiados, quedando excluida la no operabilidad como consecuencia de que la válvula de aislamiento no esté abierta. Se entiende que el límite de tiempo establecido para llevar a cabo la citada ACCIÓN puede resultar insuficiente para corregir algunas de las causas que originan la entrada en el mismo, por lo que se pretende la extensión del AOT correspondiente de 1 hora hasta 24 horas. En este apartado se recoge el análisis para determinar el impacto en el riesgo de una extensión del AOT de los acumuladores de 1 a 24 horas.

4.1. Medidas de riesgo

El valor medio de la FDN inicial para el APS es de $2.92 \cdot 10^{-5}$ año⁻¹, obtenida con un valor del nivel de truncación de $1 \cdot 10^{-10}$ y teniendo en cuenta todas las secuencias, tanto dominantes y no dominantes, con las acciones de recuperación incluidas. Los resultados alcanzados para los riesgos condicionales R_1 y R_0 junto con los valores de los percentiles 5% y 95% se presentan en la Tabla 1. A partir de estos valores condicionales se puede obtener el parámetro ΔR , que representa el incremento del riesgo entre las situaciones condicionales definidas previamente, el cual se denomina riesgo incrementado y se evalúa como $\Delta R = R_1 - R_0$.

R_0 (año ⁻¹)			R_1 (año ⁻¹)			ΔR (año ⁻¹)		
Media	Percentil		Media	Percentil		Media	Percentil	
	5%	95%		5%	95%		5%	95%
2,92E-05	8,40E-06	7,65E-05	3,42E-05	9,67E-06	8,43E-05	5,41E-06	2,55E-07	1,97E-05

Tabla 1: Riesgo inicial, condicionales e incrementado para la FDN

Con los datos obtenidos antes y después del cambio, se realiza el cálculo del incremento de riesgo teniendo en cuenta el efecto de las incertidumbres y se obtiene una variación ΔR (media, 5%, 95%) que se sitúa en la tripleta ΔR ($5.41 \cdot 10^{-6}$; $2.55 \cdot 10^{-7}$; $1.97 \cdot 10^{-5}$) (año⁻¹).

Respecto al cálculo del riesgo simple (r), (denominado ICPDN), el cual mide el impacto que tiene en el riesgo la entrada en una condición límite de operación durante el AOT. El cálculo de (r) considera la extensión del AOT de los acumuladores de 1 a 24 horas, por tanto, en la evaluación del riesgo simple se han considerado dos situaciones: AOT original y tras la extensión del AOT. La Tabla 2 resume los valores alcanzados por el riesgo simple para cada una de las dos condiciones analizadas, junto con los valores de los percentiles 5% y 95%.

	d (hr)	ΔR (año ⁻¹)			r		
		Media	Percentil		Media	Percentil	
			5%	95%		5%	95%
ANTES	1	5,41E-06	2,55E-07	1,97E-05	6,18E-10	2,91E-11	2,25E-9
DESPUES	24				1,48E-08	7,00E-10	5,401E-08

Tabla 2: Riesgo simple antes y después del cambio en el AOT.

Finalmente, respecto al cálculo del riesgo acumulado el cual representa la contribución de la desviación al riesgo medio a largo plazo, generalmente a un año, es preciso disponer de datos de frecuencia histórica de entrada en la CLO cuyo AOT se está analizando. Los resultados obtenidos en la evaluación del riesgo acumulado, se recogen en la Tabla 3.

	d (hr)	ΔR (año ¹)			f (año ⁻¹)	R (año ⁻¹)			R [24] - R [1] (año ⁻¹)		
		Media	Percentil			Media	Percentil		Media	Percentil	
			5%	95%			5%	95%		5%	95%
ANTES	1	5,41E-06	2,55E-07	1,97E-05	0,00121	7,386E-13	6,80E-16	2,52E-12	1,698E-11	1,565E-14	5,79E-11
DESPUES	24					1,777E-11	1,63E-14	6,051E-11			

Tabla 3: Riesgo acumulado antes y después del cambio en el AOT.

4.2. Comparación con criterios de aceptación

Los criterios de aceptación basados en el impacto en el riesgo que se van a utilizar para la evaluación de la extensión del AOT de acumuladores, según RG 1.174 y RG 1.177. La Tabla 4, resume los diferentes resultados para ser comparados con los umbrales de aceptación y de esta forma asegurar, que las incertidumbres no comprometan los resultados alcanzados.

Medidas de Riesgo	Umbral de Aceptación	Resultados			Observaciones
		Media	5%	95%	
R_1 , (año ⁻¹)	$R_1 < 1 \text{ E-}03$	3,42E-05	9,67E-06	8,43E-05	Después del cambio
$r_{24hrs} = \text{ICPDN}$	$r < 5 \text{ E-}07$	1,48E-08	7,00E-10	5,401E-08	Después del cambio
ΔFDN , $R [24] - R [1]$ (año ⁻¹)	$\Delta \text{FDN} < 1 \text{ E-}06$	1,698E-11	1,565E-14	5,79E-11	Después del cambio

Tabla 4: Resumen de resultados de las medidas de riesgo calculadas

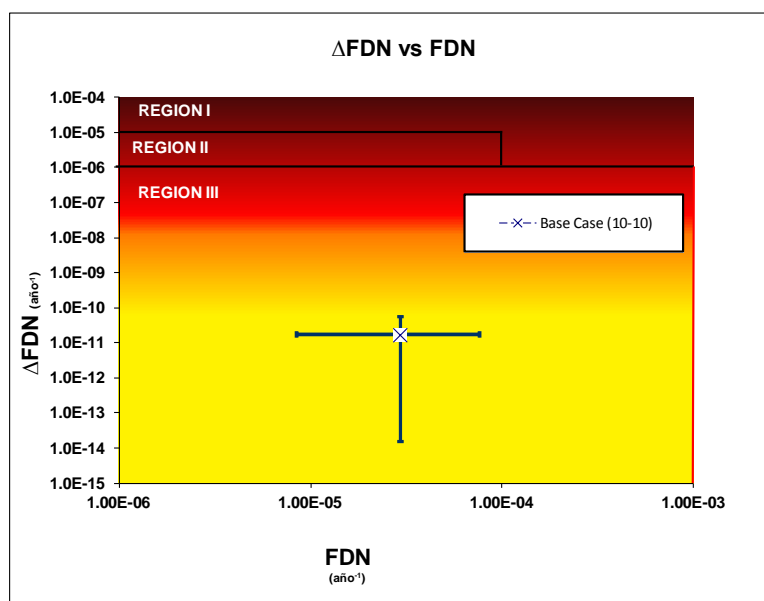


Figura 2: Situación de los casos de análisis dentro de la zona de aceptación con arreglo al criterio de ΔFDN .

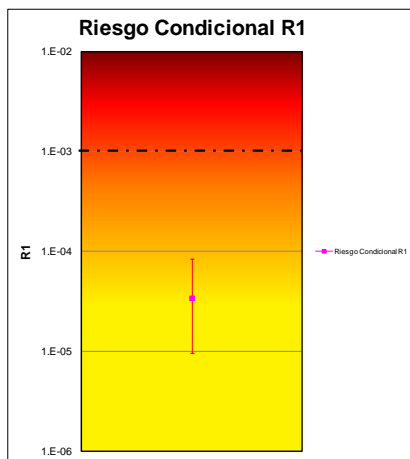


Figura 3: Situación de los casos de análisis con respecto al límite de aceptación R_1 .

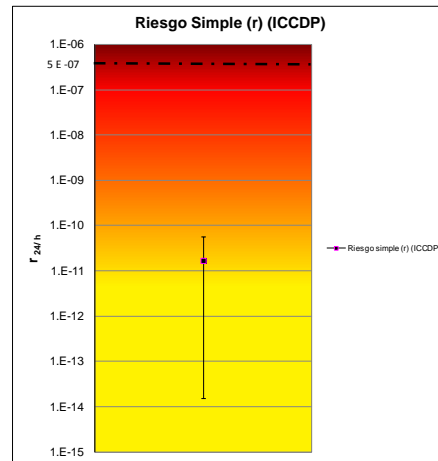


Figura 4: Situación de los casos de análisis con respecto al límite de aceptación ICPND.

4.3. Medidas de Importancia y análisis de sensibilidad

El análisis de importancia consiste básicamente en la estimación de unos índices o medidas de importancia o criticidad para los diferentes sucesos que aparecen en la ecuación de daño al núcleo EDN que permiten caracterizar los factores que contribuyen, de forma significativa, al nivel de riesgo alcanzado, haciendo posible la ordenación de dichos factores o sucesos básicos según su relevancia.

En las Tablas 5 y 6, se presentan los resultados de las medidas de Fussell-Vesely FV (cuantifica la fracción del riesgo nominal afectada por un correcto funcionamiento del componente) y Risk Archivement Worth RAW (esta medida proporciona información sobre el incremento del riesgo en relación al fallo del componente), para los diez sucesos básicos que presentan mayor RAW. Con esta clasificación se logra individualizar la contribución de cada suceso básico a las medidas de riesgo condicionales R_1 y R_0 .

Suceso	Descripción	Modelo	RAW	FV
1M****DMF	Fallo a mantener su función de mecanismo ACC Barras control.	Espera	8344.00	0.04
1B****CBL	Fallo de causa común de las baterías GOB1A/GOB1B (CABECERO B1).	Espera	1959.00	0.00
1F****NTH	Fallo operador al control del sistema (AA).	Demanda	1240.00	0.12
1I****RKL	Fallos de causa común apertura inter. Disparo del reactor.	Espera	970.60	0.02
1T****06B	Rotura de tanques diversos.	Misión	965.40	0.00
1T****34B	Rotura de la tubería 36134.	Misión	965.40	0.00
1T****37B	Rotura de la tubería 91037.	Misión	965.40	0.00
1B****03N	Fallo de causa común en operación bombas 43P03A/B/C/D.	Misión	387.50	0.00
1B****03L	Fallo de causa común al arranque bombas 43P03A/B/C/D.	Demanda	387.50	0.00
1M****9AM	Mantenimiento en barra 9ª.	Demanda	279.70	0.00

Tabla 5: Medidas de importancia para el riesgo condicional R_1

Suceso	Descripción	Modelo	RAW	FV
1M****DMF	Fallo a mantener su función de mecanismo ACC Barras control.	Espera	7354.00	0.04
1F****NTH	Fallo operador al control del sistema (AA).	Demanda	2216.00	0.21
1B****CBL	Fallo de causa común de las baterías GOB1A/GOB1B (CABECERO B1).	Espera	1746.00	0.00
1T****37B	Rotura de la tubería 91037.	Misión	854.50	0.00
1T****34B	Rotura de la tubería 36134.	Misión	854.50	0.00
1I****RKL	Fallos de causa común apertura inter. Disparo del reactor.	Espera	845.00	0.02
1T****06B	Rotura de tanques diversos.	Misión	531.90	0.00
1B****03L	Fallo de causa común al arranque bombas 43P03A/B/C/D.	Demanda	343.20	0.00
1B****03N	Fallo de causa común en operación bombas 43P03A/B/C/D.	Misión	274.20	0.00
1M****9AM	Mantenimiento en barra 9ª.	Demanda	216.90	0.00

Tabla 6: Medidas de importancia para el riesgo condicional R_0

Teniendo en cuenta los resultados de las Tablas 5 y 6, las medidas de importancia coinciden en los sucesos básicos de mayor impacto para los riesgos condicionales R_1 y R_0 . Teniendo en cuenta que un suceso básico se considera significativo para la medida de riesgo si $FV > 0.005$ ó $RAW > 2$, los sucesos asociados al fallo de inserción de barras de control, el fallo de causa común, el fallo del operador y el fallo de apertura de disparo del reactor, con RAW 8344.0, 1959.0, 1240.0 y 970, son los cinco primeros, sin embargo todos los sucesos básicos que figuran en la tabla merecen atención (todos presentan $RAW > 2$), ya que, si se mejora su fiabilidad se logra reducir el riesgo de la planta.

El análisis de sensibilidad se realizó a través de un meta-modelo, el cual integro la regresión no paramétrica GAM (Saltelli et al., 2000; Saltelli et al., 2008; Tian, W., 2013) y los índices de Sobol, permitiendo reducir así el coste computacional. Como se mencionó anteriormente, el análisis de sensibilidad utilizando el método de Sobol (Saltelli et al., 2000; Saltelli et al., 2008; Tian, W., 2013) proporciona dos índices de sensibilidad como medida de importancia: el índice de primer orden y el índice de segundo orden, los cuales permiten determinar los factores que contribuyen en mayor medida a la variación de la medida de riesgo. En las Tablas 7 a la 10 se presentan los resultados de los índices de Sobol para las medidas de riesgo necesarias en la evaluación de cambios en los Tiempos máximos de Indisponibilidad permitidos de equipos de seguridad que forman parte de las Condiciones Límites de Operación incluidas dentro de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. (ρ =Probabilidad de fallo, λ =Tasa de fallo y f frecuencia).

Factor	Incertidumbre	Descripción	S_i	S_{Ti}	$S_{Ti} - S_i$
f : 1I****OAF	LN(4.0·10 ⁻⁶ ; 10)	Iniciador LOCA grande.	0.210	0.204	-0.006
ρ : RE*GA	LN(2.66·10 ⁻⁴ ; 10)	Fallo a la desenergización del relé.	0.193	0.189	-0.004
λ : BM**OS	Be(0.49; 1650.64)	Fallo al arranque de bombas motorizadas del sistema de inyección de baja presión.	0.188	0.197	0.009
ρ : 1V****10I	LN(3.75·10 ⁻³ ; 3)	Fallo en la calibración válvulas de seguridad.	0.134	0.152	0.018
λ : IH**OC	Be(4.49; 2332.54)	Fallo al cierre de interruptores de bombas de Alta potencia del sistema de agua de alimentación auxiliar.	0.092	0.110	0.018
λ : IH**OC	Be(3.49; 3152.54)	Fallo al cierre de interruptores de bombas del Sistema del servicio de salvaguardias.	0.087	0.079	-0.008
λ : VC**0F	Be(3.49; 435.14)	Fallo a mantener su función de válvulas de Control neumáticas de las válvulas de alivio del Presionador.	0.066	0.069	0.003

Tabla 7. Resultados de los índices de Sobol utilizando meta-modelo un modelo de regresión no paramétrica GAM, ($\Delta R=R_1-R_0$).

Factor	Incertidumbre	Descripción	S_i	S_{Ti}	$S_{Ti} - S_i$
ρ : 1F****CAH	LN(7.01·10 ⁻³ ; 10)	Fallo operador en cambio a la recirculación.	0.716	0.703	-0.013
ρ : RE*GB	LN(7.40·10 ⁻⁷ ; 10)	Fallo a la desenergización del relé B.	0.167	0.175	0.008
f : 1I****S2F	LN(1.12·10 ⁻³ ; 0.5)	Iniciador LOCA pequeño.	0.105	0.096	-0.009
f : 1I****T1F	LN(5.96·10 ⁻² ; 1)	Frecuencia P.P.E.	0.020	0.025	0.005
f : 1I****OAF	LN(4.0·10 ⁻⁶ ; 10)	Iniciador LOCA grande.	0.005	0.000	-0.005
λ : VE**0S	Be(2.07; 544.09)	Fallo al arranque de ventiladores del torre Sistema del SBO.	0.007	0.000	-0.007

Tabla 8. Resultados de los índices de Sobol utilizando meta-modelo un modelo de regresión no paramétrica GAM, (R_1).

Factor	Incertidumbre	Descripción	S_i	S_{Ti}	$S_{Ti} - S_i$
f : 1I****OAF	LN(4.0·10 ⁻⁶ ; 10)	Iniciador LOCA grande.	0.217	0.200	-0.017
λ : BM**OS	Be(0.49; 1650.64)	Fallo al arranque de bombas motorizadas del sistema de inyección de baja presión.	0.197	0.195	-0.002
ρ : RE*GA	LN(2.66·10 ⁻⁴ ; 10)	Fallo a la desenergización del relé A.	0.196	0.209	0.013
ρ : 1V****10I	LN(3.75·10 ⁻³ ; 3)	Fallo en la calibración válvulas de seguridad.	0.135	0.146	0.011
λ : IH**OC	Be(4.49; 2332.54)	Fallo al cierre de interruptores de bombas de Alta potencia del sistema de agua de alimentación auxiliar.	0.105	0.099	-0.006
λ : IH**OC	Be(3.49; 3152.54)	Fallo al cierre de interruptores de bombas del Sistema del servicio de salvaguardias.	0.087	0.097	0.01
λ : VC**0F	Be(3.49; 435.14)	Fallo a mantener su función de válvulas de Control neumáticas de las válvulas de alivio del Presionador.	0.062	0.062	0

Tabla 9. Resultados de los índices de Sobol utilizando meta-modelo un modelo de regresión no paramétrica GAM, (r_{24hrs}).

Factor	Incertidumbre	Descripción	S_i	S_{Ti}	$S_{Ti} - S_i$
ρ : 1F****AH	LN(7.01·10 ⁻³ ; 10)	Fallo operador en cambio a la recirculación.	0.705	0.706	0.001
ρ : RE*GB	LN(7.40·10 ⁻⁷ ; 10)	Fallo a la desenergización del relé B.	0.152	0.148	-0.004
f : 1I****S2F	LN(1.12·10 ⁻³ ; 0.5)	Iniciador LOCA pequeño.	0.112	0.127	0.015
f : 1I****T1F	LN(5.96·10 ⁻² ; 1)	Frecuencia P.P.E.	0.011	0.000	-0.011
f : 1I****OAF	LN(4.0·10 ⁻⁶ ; 10)	Iniciador LOCA grande.	0.009	0.004	-0.005

Tabla10. Resultados de los índices de Sobol utilizando meta-modelo un modelo de regresión no paramétrica GAM, (ΔFDN).

Teniendo en cuenta los resultados de las Tablas 7 a 10, si $S_{Ti} \neq 0.00$ significa que el resultado es sensible a este factor. Si el valor de $S_i > S_{Ti}$, quiere decir que este factor presenta un efecto debido a la interacción entre factores sobre la varianza de la medida de riesgo. Por ejemplo para el caso de la ΔR , la probabilidad de fallo asociada a la desenergización de los relés, afecta en mayor medida a la varianza de ΔR , además del iniciador LOCA grande. Respecto a la influencia de la interacción entre factores, los asociados a: Fallo al arranque de bombas, Fallo en la calibración válvulas y Fallo al cierre de interruptores de bombas, afectan a la varianza de ΔR . Para el caso del riesgo condicional R_1 , la probabilidad de fallo asociada operador

en cambio a la recirculación afecta en mayor medida a la varianza de R_1 . Respecto a la influencia de la interacción entre factores, la tasa de fallo asociada a la desenergización del relé B, afectan a la varianza de R_1 . Para el caso de la medida de riesgo simple r_{24hrs} (denominado ICPDN), esta es sensible a la tasa de fallo asociada al arranque de bombas motorizadas del sistema de inyección de baja presión. Respecto a la influencia de la interacción entre factores, el asociado Fallo a la desenergización del relé A y Fallo en la calibración válvulas de seguridad afectan a la varianza de r_{24hrs} . Finalmente, para el caso del incremento de riesgo ΔFDN , esta es sensible a la probabilidad del Fallo operador en cambio a la recirculación.

5. CONCLUSIONES

De acuerdo a los resultados obtenidos en los análisis precedentes, basados respecto en los criterios de aceptación establecidos en las R.G. 1.174 y R.G. 1.177 se concluye que el impacto, en la extensión del AOT de Acumuladores de 1 a 24 horas, respecto al incremento del riesgo asociado (tanto puntual como acumulado) de la frecuencia de daño al núcleo (FDN), está dentro del rango de cumplimiento de los criterios de aceptación teniendo en cuenta el impacto de las incertidumbres. En consecuencia se puede afirmar que se considera plenamente justificada la propuesta de modificación de la relativa al extensión del tiempo máximo de inoperabilidad permitido de Acumuladores a 24 horas.

El análisis de sensibilidad se realizó a través de un meta-modelo, el cual integro la regresión no paramétrica GAM (Saltelli et al., 2000; Saltelli et al., 2008; Tian, W., 2013) y los índices de Sobol, permitiendo reducir así el coste computacional. Los resultados permitieron identificar los factores más importantes respecto a la influencia en cada una de las medidas de riesgo necesarias en la evaluación de cambios en los Tiempos máximos de Indisponibilidad permitidos de equipos de seguridad que forman parte de las Condiciones Límites de Operación incluidas dentro de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

AGRADECIMIENTOS

El trabajo presentado forma parte del Proyecto de Investigación ENE2010-17449 dentro del Programa de Energía del Programa Nacional de I+D+i del Ministerio de Ciencia e Innovación.

REFERENCIAS

- International Electrotechnical Commission. "IEC 61508. Functional Safety of Electrical/Electronic/Programmable Electronic Safety-Related Systems". Parts 1-7. Geneva, Switzerland, 1998-2011.
- 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.
- RG 1.177. "An Approach For Plant-Specific, Risk-Informed Decision making: Technical Specifications", Revision 1, USNRC, 2011.
- NUREG 1855. "Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decisionmaking". Vol 1, USNRC, 2009 (see also NUREG 1855 Draft Report, Revision 1, for Comment (March 2013).
- I.S. Kim, S.A. Martorell, W.E. Vesely, P.K. Samanta. "Risk analysis of surveillance requirements including their adverse effects" Reliability Engineering & System Safety, Volume 45, Issue 3, Pages 225-234 1994.
- Kim, I. S., Martorell, S., Vesely, W. E. & Samanta, P.K., Quantitative evaluation of surveillance test intervals including test-caused risks. NUREG/CR-5775, BNLNUREG-52296, Feb. 1992.
- Martorell, S., Villamizar, M., Villanueva, J.F., Serradell, V., Sanchez, A.I. "Addressing uncertainties in risk-informed decision-making of changes to nuclear power plant technical specifications". In Procs. European Safety and Reliability Conference (ESREL 2009), 353-359, 2009.
- JCGM 101:2008. Evaluation of measurement data – Supplement 1 to the "Guide to the expression of uncertainty in measurement" – Propagation of distributions using a Monte Carlo method, 2008.
- Saltelli, A., Chan, K., E. M. Scott, E. M. "Sensitivity Analysis", Chichester: Editorial John Wiley & Sons, 2000.
- Saltelli, A., Ratto, M., Andres, T., Campolongo, F., Cariboni, J., Gatelli, D., Saisana, M., Tarantola, S. "Global Sensitivity Analysis. The Primer", Chichester: Editorial John Wiley & Sons, 2008.
- Saltelli, A., Helton, J.C. "Multiple predictor smoothing methods for sensitivity analysis: Description of techniques", Reliability Engineering and System Safety 93, 28–54, 2008.
- Wei Tian. "A review of sensitivity analysis methods in building energy analysis", Renewable and Sustainable Energy Reviews 20, 411–419, 2013.