

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. Sanchez.

Universidad Politécnica de Valencia

(*) smartore@iqn.upv.es

C. Armero

Departament d'Estadística i Investigació Operativa,

Universitat de València

Carmen.Armero@uv.es

Resumen – Los requisitos de Vigilancia de equipos de seguridad forman partes 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 la fiabilidad (a nivel de sistema) y el riesgo (a nivel de planta), ocasionado por cambios de dichos Requisitos de vigilancia, utilizando como base el Análisis Probabilista del Seguridad APS, 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, a nivel sistema y a nivel de planta. 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

La seguridad de las centrales nucleares depende de las “protecciones” que se incorporen para contrarrestar los efectos derivados de sucesos que puedan alterar el funcionamiento de la planta y que pueden generar daños importantes a la instalación, a las personas y al entorno. Es importante resaltar que dichas “protecciones” sólo serán efectivas bajo los criterios operacionales para las que fueron diseñados, conocidos como Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF). Dichos requisitos se establecieron originalmente a través de valoraciones deterministas de carácter conservador. La aparición de problemas de funcionamiento causados por su estructura y características han quedado cada vez más en evidencia a medida que se ha acumulado experiencia sobre la operación en plantas nucleares, originando diversas actuaciones dirigidas a actualizar dichos criterios utilizando el APS.

En este contexto de evaluación de propuestas de cambios de ETF, utilizando el Análisis Probabilístico de seguridad (APS) tiene como objetivo demostrar que tras el cambio en las ETF el incremento del riesgo no excede los criterios de aceptación. Consecuentemente, es importante incorporar al análisis, estudios que avalen los resultados obtenidos y puedan ayudar en la toma de decisiones informada en el riesgo.

En el presente trabajo nos centraremos en las ETF asociadas a los denominados Requisitos de Vigilancia (RV), que definen, básicamente, los intervalos entre pruebas de vigilancia (STI), concretamente se estudiara el impacto de una ampliación en los RV asociados a los STI, de dos a tres meses, para los componentes del Sistema de Disparo del Reactor. La evaluación del cambio de ETF se desarrolla a nivel de sistema y a nivel de planta. Este trabajo se desarrolla con un APS de nivel 1, que cuenta con una metodología más desarrollada y validada dirigida a la prevención de accidentes, estudiando en profundidad la fiabilidad de los medios y de los sistemas de seguridad con que cuenta una central para prevenirlos.

2. LA EVALUACIÓN DEL CAMBIO DE ETF

La evaluación del cambio de ETF se desarrolla a nivel de sistema y a nivel de planta, de esta forma se tendrá un panorama más completo del impacto del cambio propuesto, determinado previamente la medida y criterio de aceptación, más apropiada en cada caso.

- **Nivel de sistema:** se analiza la fiabilidad de la función de un Sistema de Seguridad (en este caso del Sistema de Disparo del Reactor), que se establece en base a los requisitos de integridad de seguridad a través de los niveles SIL (Safety Integrity Level) que se definen en términos de la probabilidad media de disfunción peligrosa bajo demanda de la función de seguridad, PFDavg, según **IEC 61508:1-7:2011**.

- **Nivel de planta:** un análisis probabilístico del riesgo base de la planta para evaluar el cambio en la ETF. Los criterios para la valoración del impacto en el riesgo del cambio establecen los niveles de aceptación para la Frecuencia de Daño al Núcleo, FDN/año, y el Incremento del riesgo en términos de Frecuencia de Daño al Núcleo, Δ FDN/año, según **RG 1.174:2011**.

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:

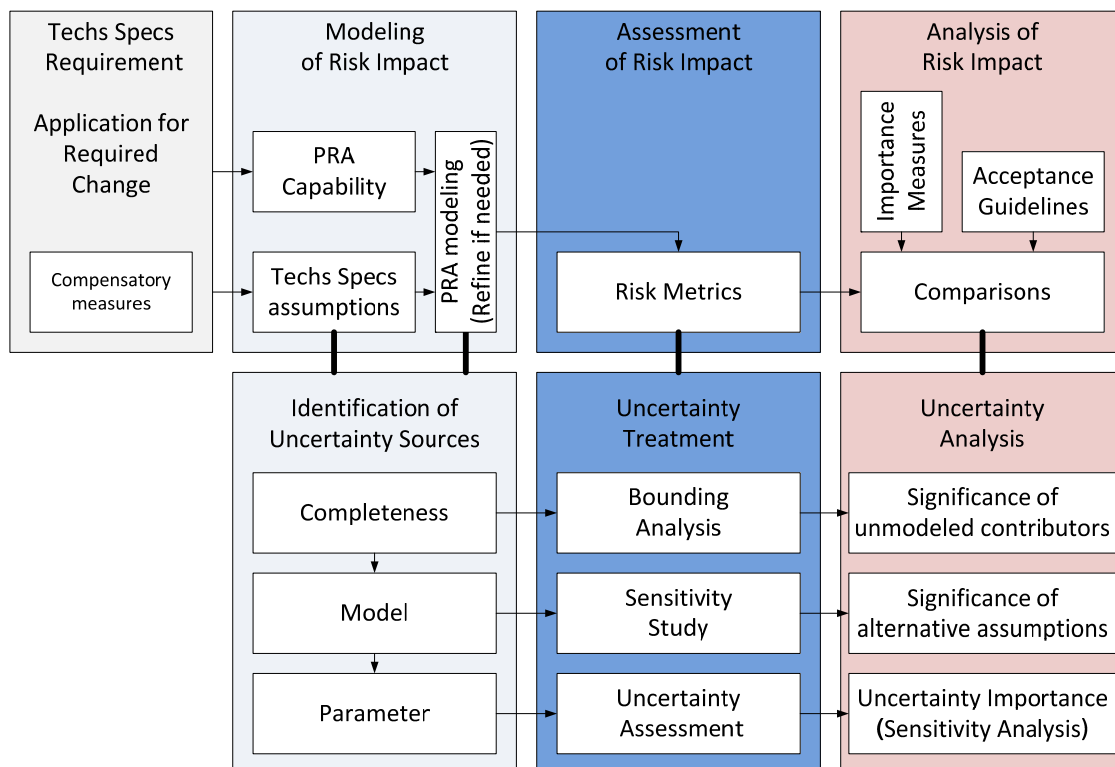


Figura 1. Vista esquemática del enfoque basado en APS para analizar los cambios en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

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 dentro de la etapa de cuantificación estudios de sensibilidad y de medidas compensatorias, además del 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).

Los estudios de sensibilidad resultan necesarios para justificar las hipótesis realizadas en el análisis de cambios de ETF, ya que una vez se ha obtenido la FDN puede resultar necesario evaluar en qué forma se ven afectados estos resultados al modificar los modelos o las estimaciones correspondientes a algunos sucesos básicos. Dentro de los estudios de sensibilidad pueden destacarse: la *“Evaluación del efecto de un cambio en la probabilidad de fallo humano en el nuevo contexto (tras la extensión de pruebas de vigilancia)”*, por ejemplo, considerar un mayor nivel de STRESS (operario novato) en el cálculo de la probabilidad de fallo humano, NUREG/CR-1278.

Los cambios en las ETF pueden causar, como máximo, pequeños incrementos del riesgo en la seguridad de la planta, por lo que dentro de las evaluaciones del cambio de ETF propuesto, puede resultar necesario considerar ciertas medidas compensatorias para contrarrestar el incremento del riesgo a la vista de los criterios de aceptación o como consecuencia de las consideraciones sobre la capacidad de prevención de configuraciones de planta significativos para el riesgo. Dentro de las medidas compensatorias destaca la *“Incorporación de una estrategia de pruebas escalonada en componentes que presentan fallos de causa común dentro de una solicitud de extensión del tiempo entre pruebas”*, NUREG/CR-4780.

3. CASO DE APLICACIÓN

El STI define la periodicidad con la que se realizan las pruebas establecidas por los requisitos de vigilancia (RV) para asegurar que los componentes de los sistemas de seguridad en espera estarán operables cuando sean requeridos para su funcionamiento. Este apartado presenta el resultado de la aplicación de las siete etapas al cambio del intervalo entre pruebas (STI) de los interruptores de disparo del Sistema de Protección del Reactor (SPR), 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 tiempo entre pruebas (STI) de los interruptores de disparo del reactor hasta 3 meses, siendo actualmente el STI de 2 meses, incorporando las incertidumbres a nivel de sistema y a nivel de planta. La ETF considerada resulta de APLICABILIDAD para los modos 1 y 2. En dicha ETF se dispone que se demuestre que la unidad funcional, interruptores de disparo del reactor, está OPERABLE mediante la ejecución de una PRUEBA FUNCIONAL DE CANAL de forma **Secuencial**. Se considera que el tiempo entre pruebas establecido (STI) para llevar a cabo la citada ACCIÓN puede extenderse de 2 a 3 meses.

En la Figura 2 se presentan los resultados, de evaluar la incidencia de la ampliación del tiempo entre pruebas a nivel únicamente de sistema, para justificar el impacto en su fiabilidad, cuantificando la probabilidad media de disfunción peligrosa bajo demanda de la función de seguridad, PDF_{avg} , en dos y tres meses, estimada a partir del árbol de fallos del SDR, (media, percentil 5% y 95%).

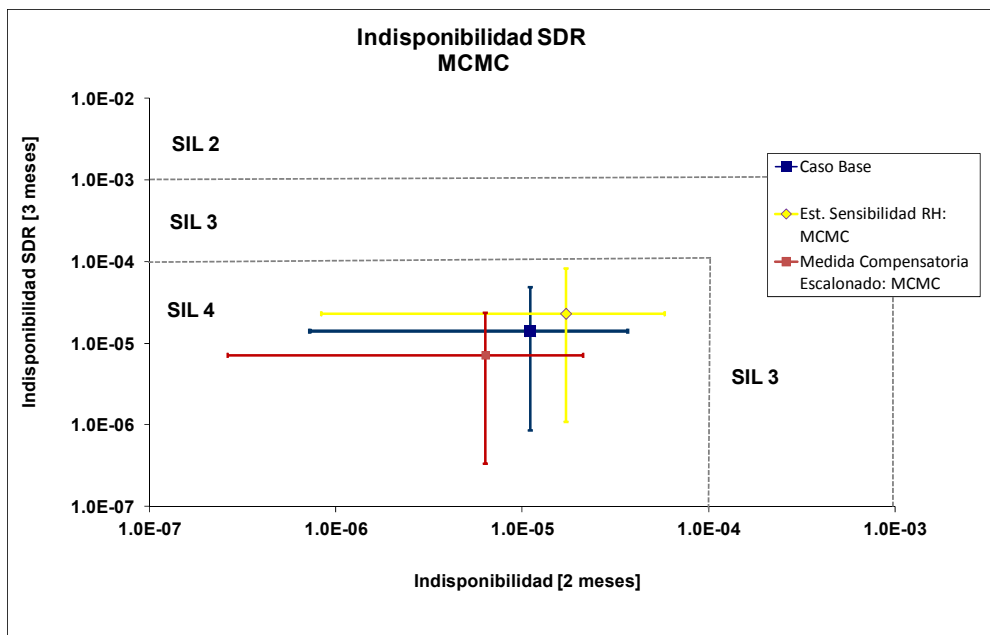


Figura 2. Situación de todos los casos de análisis dentro de la zona de aceptación con arreglo al nivel SIL4. Resultados la medida compensatoria.

De los resultados del análisis del impacto en la fiabilidad del sistema $PF_{D_{avg}}$, se deriva que la evaluación mediante el caso base, el análisis de sensibilidad y medida compensatoria, la propuesta de cambio se mantiene en el área SIL4, marcado en la Figura 2, y es por tanto aceptable según IEC 61508:1-7:2011.

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. El índice de primer orden (S_i) mide la influencia promedio de un factor sobre la salida del modelo y el índice de segundo orden (S_{Ti}) mide el efecto de la interacción entre factores sobre la varianza, (Saltelli et al., 2000). En la Tabla 1 se presentan los resultados de los índices de Sobol para las medidas de fiabilidad del sistema $PF_{D_{avg}}$. (ρ =Probabilidad de fallo y λ =Tasa de fallo).

Factor	Incertidumbre	Descripción	S_i	S_{Ti}	$S_{Ti} - S_i$
λ : M*MF.	Ga(4,32·10 ⁻⁹ ; 0,49; 1,13·10 ⁻⁸)	Fallo inserción de mecanismos de barra de control.	0.401	0.380	-0.021
Factor α_i del modelo factor alfa FCC.	Parámetros del modelo de factor alfa asociado al Fallo de causa común, en la apertura del interruptor de disparo.		0.325	0.313	-0.012
ρ : F**SH.	LN(1,05·10 ⁻¹ ; 5)	Fallo operador en la desconexión de la alimentación de los moto-generadores.	0.145	0.145	0.000
λ : IK**0A.	Ga(9,47·10 ⁻⁷ ; 1,49; 1,57·10 ⁺⁶)	Falla a la apertura, Interruptor de disparo 52/RTA y 52/RTB.	0.110	0.138	0.028
		TOTAL	0.981	0.976	

Tabla 1. Resultados de los índices de Sobol utilizando meta-modelo un modelo de regresión no paramétrica GAM, ($PF_{D_{avg}}$ 2 meses).

Teniendo en cuenta los resultados de la Tabla 1, Si $S_{Ti} \neq 0.00$ significa que el resultado ($PF_{D_{avg}}$) es sensible a este factor, por tanto, desde el punto de vista del efecto total, el más importante es la tasa de fallo asociado a la inserción de mecanismos de barra de control. Si el valor de $S_i > S_{Ti}$, quiere decir que este factor afecta a la varianza de $PF_{D_{avg}}$ debido a la interacción con otros factores, nuevamente el factor asociado a la tasa de fallo de la inserción de mecanismos de barra de control, es el más importante. Teniendo en cuenta la suma de los índices S_i y S_{Ti} se pueden definir si el modelo es aditivo (lineal) o no (Saltelli et al., 2000; Saltelli

et al., 2008). Si la suma $S_i = 1$ y $S_{Ti} = 1$ el modelo es aditivo y si la suma $S_i < 1$ y la suma $S_{Ti} > 1$ el modelo es no aditivo. Por tanto, nuestro modelo no es aditivo y las incertidumbres asociadas a la tasa de fallo de barras de control, el fallo humano, el fallo de apertura de los interruptores y al FCC, son las que tienen mayor influencia en la incertidumbre de la variable de salida, en este caso el PFD_{avg} .

Respecto a los resultados a nivel de planta, los criterios de aceptación probabilistas que se van a utilizar para la valoración del impacto en el riesgo de la extensión del STI del sistema de disparo del reactor son los propuestos en RG 1.174 que establecen valorar el incremento del riesgo en términos de ΔFDN . Así pues, para los distintos estudios se han de comparar con el criterio de aceptación para la FDN, que se refleja en la Figura 3, (media, percentil 5% y 95%).

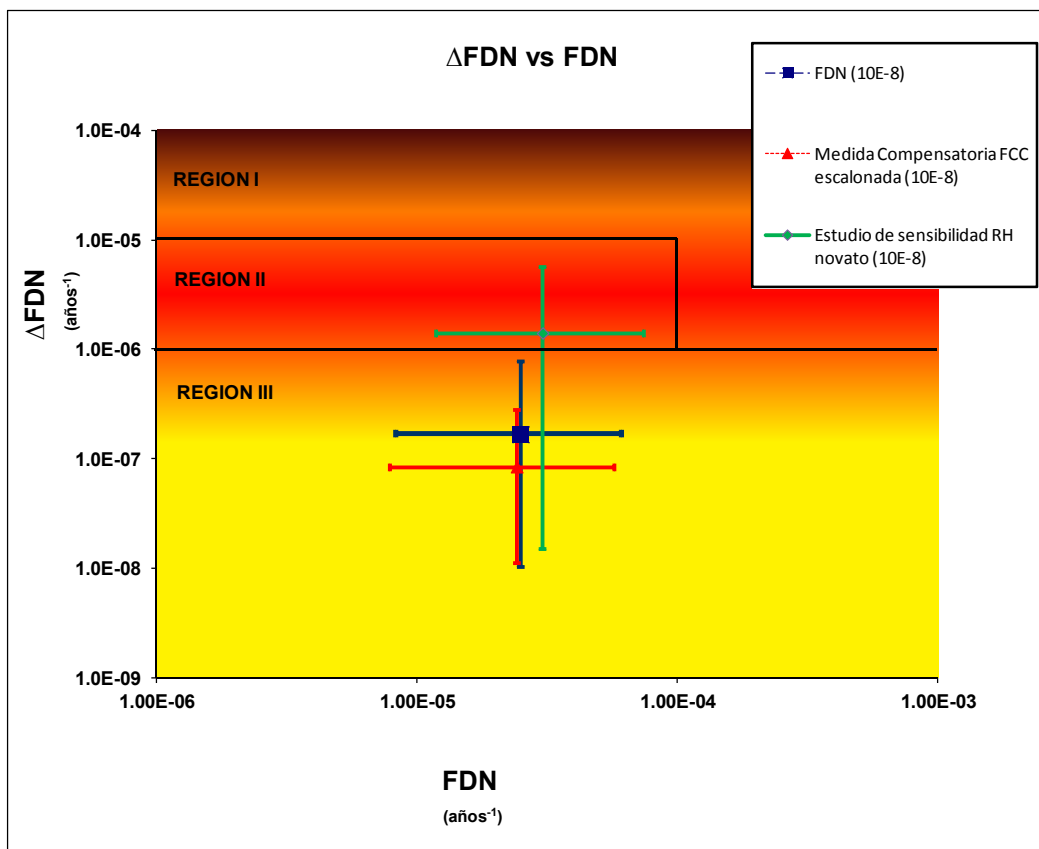


Figura 3. Situación de todos los casos de análisis dentro de las zonas de aceptación con arreglo al criterio FDN y ΔFDN .

De los resultados del análisis del impacto en el ΔFDN , se deriva que la evaluación mediante el caso base, el análisis de sensibilidad y medida compensatoria, la propuesta de cambio está dentro de la región II y III, marcado en la Figura 3 y es por tanto aceptable con arreglo a este criterio de riesgo, según RG 1.174:2011.

Al observar los resultados de la Figuras 2 y 3, se puede afirmar que resulta aceptable la propuesta de modificación de la ETF, relativa a la extensión del intervalo entre pruebas de los Interruptores de Disparo del reactor a 3 meses desde el punto de vista del impacto del cambio en la fiabilidad y riesgo.

4. CONCLUSIONES

De acuerdo a los resultados obtenidos en los análisis precedentes, se obtienen las siguientes conclusiones respecto a los criterios de aceptación establecidos en las RG 1.174:2011 y IEC 61508:1-7:2011:

- Se presentó una metodología compuesta, por tres etapas, la cual permitió, analizar el impacto en la fiabilidad del sistema y en el riesgo de la planta, de la propuesta de cambio de ETF a través del APS incluyendo el efecto de las incertidumbres.
- Se evidencio que el impacto, en la extensión del STI de los Interruptores de Disparo del reactor de dos a tres meses, respecto a la **fiabilidad** del sistema medida a través de la probabilidad media de disfunción peligrosa bajo demanda de la función de seguridad, PFDavg, está dentro del rango de cumplimiento de los criterios de aceptación según IEC 61508:1-7:2011.
- Se evidencio que el impacto, en la extensión del STI de los Interruptores de Disparo del reactor de dos a tres meses, respecto al incremento del **riesgo** asociado de la frecuencia de daño al núcleo (FDN), está dentro del rango de cumplimiento de los criterios de aceptación según RG 1.174:2011.
- Se complemento el análisis con un estudio de sensibilidad referente a la fiabilidad humana en el que se constato el impacto en la medida de riesgo, de este tipo de situaciones accidentales.
- Se evaluó una medida compensatoria a través de la estrategia escalonada para los fallos de FCC. El considerar una estrategia de pruebas escalonada en lugar de una estrategia secuencial para el FCC, es más favorable puesto que condiciono a que se dé un menor impacto en la fiabilidad del sistema y en la medida de riesgo a nivel de planta.
- El análisis de sensibilidad se realizo 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 a la incertidumbre asociada a la probabilidad de fallo humano, a la incertidumbre de la tasa de fallo asociada a los interruptores de disparo y a la incertidumbre asociada al fallo inserción de mecanismos de barra de control, como las de mayor impacto en la incertidumbre de (PFDavg).

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.
- Los resultados forman parte de una tesina de máster que lleva por título "Inferencia Bayesiana en el Análisis Probabilístico de Seguridad en Centrales Nucleares", desarrollada por Maryory Patricia Villamizar Leon y dirigida por el Dr. Sebastián Martorell y la Dra. Carmen Armero; a presentar en la Universidad de Valencia en el 30 de septiembre del 2013, en el Máster de Bioestadística.

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)).

NUREG/CR-4780. "Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies", Volumes 1 and 2, USNRC, 1988.

NUREG/CR-1278. "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications - Final Report", USNRC, 1988.

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.