

**PROCESO DE DETERMINACIÓN DE LA SIGNIFICACIÓN PARA OPERACIONES EN
PARADA**

Colaboradores	Enrique Meléndez Asensio Juan Manuel Martín Valdepeñas-Yagüe
----------------------	---

Redactor/a	Francisco Olivar Domínguez		
Unidad de Planificación, Evaluación y Calidad	Ana Belén Pérez Pelaz		
Subdirector/a	Juan José Montesinos Castellanos		
Comité del Sistema de Gestión y Seguridad de la Información			30/11/2023
Vº Bº Pleno		Nº: 1687	20/12/2023
Director/a Técnico/a	Teresa Vázquez Mateos		

1	OBJETO Y ALCANCE	2
2	DEFINICIONES.....	2
3	NORMATIVA APLICABLE.....	3
4	RESPONSABILIDADES	4
5	DESCRIPCIÓN.....	4
5.1	BASES	4
5.2	VALORACIÓN DE LOS HALLAZGOS	6
5.2.1	Fase 1: Cuestionarios de cribado de los hallazgos ocurridos durante las operaciones en parada	6
5.2.2	Guía para el uso de los cuestionarios.....	7
6	REGISTROS	8

7	REFERENCIAS	8
8	ANEXOS	9

1 OBJETO Y ALCANCE

El objeto de este procedimiento es definir la sistemática a seguir por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en la estimación de la significación que para el riesgo tienen en la operación en parada, los hallazgos identificados dentro del Plan Base de Inspección del Sistema Integrado de Supervisión de centrales (SISC) y en otras inspecciones previstas en el marco de la supervisión del CSN.

Este procedimiento no es aplicable para hallazgos donde el sistema de evacuación de calor residual no esté en servicio, ni para hallazgos relacionados con la piscina de combustible gastado.

Aplica a todo el personal del CSN que realice inspecciones relacionadas con operaciones en parada y ayuda en la categorización de cualquier hallazgo derivado de estas actividades, que pueda afectar a la capacidad de mitigación de un accidente en parada.

La aplicación de este procedimiento la lidera el Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS).

2 DEFINICIONES

Con carácter general, las que se definen en el PG.IV.03 “Inspección y control de instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible”, PG.IV.07 “Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC)” y PA.IV.205 “Documentación de las inspecciones del Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales (SISC)”.

Complementariamente, a efectos de este procedimiento, también son aplicables las siguientes definiciones:

Cavidad inundada: condición del primario en la que la cabeza de la vasija está retirada y el nivel del agua alcanza la planta de recarga.

Disponibilidad en parada: un equipo se considera disponible en el ámbito de este procedimiento, si se cumplen todas y cada una de las siguientes condiciones: (1) puede ponerse en servicio, junto con sus sistemas soporte, antes de la mitad del tiempo disponible para que sea necesario iniciar su función, (2) existen procedimientos u órdenes permanentes para usarlo de forma que cumple su función

y (3) el grupo de operación ha recibido la formación necesaria para utilizarlo en la situación dada.

Estado Operacional de Planta (EOP): Configuración de la central durante la parada definida en términos de variables de planta (como margen de parada, temperatura y presión del sistema de refrigerante del reactor, inventario o nivel del primario en la vasija o cavidad de recarga, integridad de contención y otro tipo de requisitos especificados en controles administrativos), actividades operativas específicas, disponibilidad de sistemas frontales o soporte y otras condiciones que puedan estimarse importantes. Los EOP constituyen una subdivisión de los Modos de Operación definidos en las ETF.

Evaluación detallada del riesgo: desarrollo de cualquier análisis de riesgo para los hallazgos no cribados en la Fase 1 o que se encuentren fuera del alcance de esta guía donde se utilizarán técnicas apropiadas de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) y se apoyarán tanto en la experiencia de los analistas de riesgo como en otros especialistas del CSN.

Fase 1.- Caracterización y clasificación inicial de los hallazgos: caracterización y cribado inicial de aquellos hallazgos con una significación muy baja para el riesgo que se van a incluir en el programa de acciones correctivas del titular.

Función de seguridad: función que se lleva a cabo mediante actuaciones encaminadas a evitar el daño al combustible, prevenir el fallo de la contención o minimizar las liberaciones radiactivas.

Inventario reducido: Sólo para PWR. Condición en la que el nivel de agua en el reactor está 91 cm (3 pies) por debajo respecto a la brida de la vasija del reactor. Además, uno o más elementos combustibles deben estar en la vasija del reactor.

Operaciones en parada: Se realizan durante las paradas para recarga, las paradas forzosas y las paradas por mantenimientos, empezando cuando se han alcanzado las condiciones de puesta en servicio del RHR/DHR y se ha iniciado el enfriamiento y terminando cuando se realiza el calentamiento del primario y el RHR/DHR se pone fuera de servicio.

3 NORMATIVA APLICABLE

La que se describe en el PG.IV.03.

4 RESPONSABILIDADES

En el procedimiento PG.IV.03 se establecen con carácter general las responsabilidades relativas a este procedimiento.

En el procedimiento PA.IV.205 se establecen, con carácter general, las responsabilidades relativas al proceso de documentación de las inspecciones.

En particular, las responsabilidades del personal directamente implicado en la categorización de los hallazgos derivados de las inspecciones a las que alcanza este procedimiento son las siguientes:

- **Personal inspector responsable del hallazgo**

Realizar la categorización prevista en este procedimiento en su Fase 1.

- **Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)**

Realizar la evaluación detallada del riesgo de los hallazgos que no hayan sido cribados en la Fase 1. recabando el apoyo de otras áreas especialistas cuando sea necesario.

5 DESCRIPCIÓN

El procedimiento establece la metodología necesaria para vigilar el cumplimiento y defensa en profundidad de las cinco funciones de seguridad identificadas en el NUMARC 91-06 “Guidelines for Industry Actions to Assess Shutdown Management”, y, por tanto, la capacidad de mitigación de las diversas actividades que se pueden dar en una parada.

5.1 BASES

Es necesario evaluar el riesgo de cualquier hallazgo debido a la indisponibilidad de equipos, sistemas y componentes por razones de mantenimiento o pruebas, así como a las distintas configuraciones posibles que pueden presentarse en situaciones de parada.

Para conseguir una condición segura en parada, se deben mantener y manejar adecuadamente las siguientes funciones de seguridad recogidas en el NUMARC 91-06:

- Extracción de calor residual.
- Control de inventario.

- Disponibilidad de suministro eléctrico.
- Control de la reactividad.
- Capacidad de cierre de la contención.

El análisis de los sucesos en parada dará lugar a una mejor comprensión de estas vulnerabilidades y será muy útil para la aplicación de este procedimiento.

Este procedimiento debe ser utilizado por los inspectores del CSN para valorar sus hallazgos en parada, una vez que el sistema de evacuación de calor residual está en servicio.

Aquellos hallazgos aplicables en parada a Estados Operacionales de Planta (EOP) donde el sistema de evacuación de calor residual no esté en servicio, deben ser evaluados según el procedimiento PT.IV.301 “Caracterización de los hallazgos de inspección y proceso de determinación de la significación para situaciones a potencia”, teniendo en cuenta en esa valoración las siguientes circunstancias aplicables a la situación de la central:

- el calor de desintegración es menor comparado con el existente inmediatamente después de un disparo desde plena potencia, lo que potencialmente permite más tiempo para una posible recuperación por parte del grupo de operación,
- puede requerirse la puesta en servicio de algunos sistemas de mitigación de forma manual y no automática,
- algunos sistemas de contención pueden no estar operativos, lo que aumenta potencialmente la probabilidad de fallo de la contención.

Este procedimiento tampoco aplica para aquellos hallazgos relacionados con la piscina de combustible gastado, que se analizarán con el procedimiento PT-IV.301 “Caracterización de los hallazgos de inspección y proceso de determinación de la significación para situaciones a potencia”.

La aplicación de este procedimiento para categorizar un hallazgo en parada puede dar como resultado que:

- el hallazgo pueda clasificarse como de muy poca significación para el riesgo (verde) o
- el hallazgo requiera una evaluación detallada cuantitativa o cualitativa, para determinar si es potencialmente significativo para el riesgo.

Además, para asegurar que el titular minimiza los sucesos y mantiene la capacidad de mitigación durante la parada, los inspectores vigilarán aquellos sucesos o condiciones que puedan dar lugar a una pérdida del control de nivel. Si estas condiciones se producen, el hallazgo necesita una categorización cuantitativa. Estas pérdidas de control de nivel sólo aplican a reactores PWR.

Así, para determinar si un hallazgo de parada necesita una evaluación cuantitativa, el inspector debe revisar (1) los cuestionarios de la Fase 1 para asegurar que el titular está manteniendo una capacidad de mitigación adecuada y (2) si se produce un suceso que podría caracterizarse como pérdida de control.

Los resultados de las categorizaciones de los hallazgos de las inspecciones que se determine que requieren una evaluación detallada del riesgo, se documentarán como pendientes en el informe de valoración de hallazgos.

5.2 VALORACIÓN DE LOS HALLAZGOS

En el procedimiento PT.IV.301 se describe el proceso para la caracterización y clasificación de los hallazgos de inspección según su potencial significación para el riesgo. En el caso de que se requiera en el procedimiento PT.IV.301 un proceso de determinación de la importancia (SDP) de Fase 1 para situaciones de parada o recarga, será aplicable el presente procedimiento.

5.2.1 Fase 1: Cuestionarios de cribado de los hallazgos ocurridos durante las operaciones en parada

Para la categorización de los hallazgos en parada, se han elaborado cuestionarios con preguntas para el posible cribado de los hallazgos y para comprobar si el titular ha mantenido una capacidad de mitigación razonable.

Las preguntas se han desarrollado para dar cabida a todos los estados operacionales de la planta, definidos por el modo de operación, el tiempo para la ebullición y el nivel y la configuración del sistema de refrigerante del reactor.

La Tabla 1 intenta dar al inspector una visión de los sistemas importantes y las funciones de seguridad que se deben considerar al caracterizar un hallazgo en parada. Recoge una serie de equipos, sistemas, instrumentación, etc...que se deben mantener durante la parada, y se agrupa por las cinco funciones de seguridad recogidas en el NUMARC 91-06

Los inspectores deben comprobar que se cumple cada pregunta de los cuestionarios 1 a 4 de los anexos. Si alguna de las preguntas no se cumple, se deberá realizar una evaluación detallada del riesgo. En caso contrario, los hallazgos se pueden cribar como verde.

Adicionalmente, en el caso de que se requiera una evaluación detallada del riesgo es necesario ir también al procedimiento PT.IV.303 “Proceso de determinación de la significación de la integridad de contención”.

Estos cuestionarios están pensados para reactores PWR tipo Westinghouse y para reactores BWR tipo Mark III. Por tanto, para C.N. Trillo los inspectores deberán evaluar, utilizando las preguntas recogidas en estos cuestionarios o similares, el posible cribado, o no, como verde.

5.2.2 Guía para el uso de los cuestionarios

Se debe tener en cuenta que el diseño de los actuales reactores no contempla actuaciones automáticas de sistemas de mitigación durante la parada, por lo que la habilidad de los operadores en diagnosticar el problema y realizar las acciones apropiadas influye de una forma importante en el riesgo asociado al hallazgo. Las acciones correctas de los operadores son muy dependientes de: los procedimientos de la central, tiempo disponible, entrenamiento y habilidad en el diagnóstico. Al evaluar hallazgos en parada hay que ser consciente de sucesos o condiciones que pueden tener impacto en la respuesta del operador.

Se tiene que determinar las funciones de seguridad, sistemas y los sucesos iniciadores afectados por el hallazgo. Los cuestionarios a aplicar son:

- Cuestionario 1. Sucesos iniciadores.
- Cuestionario 2. Sistemas de mitigación.
- Cuestionario 3. Integridad de barreras.
 - A. Sistema de refrigeración del reactor o Combustible.
 - B. Contención.
- Cuestionario 4. Sucesos externos.

Una vez que se entra en un cuestionario, se contestarán todas las preguntas. Usando la decisión lógica del cuestionario cuando se contesta a las preguntas,

se podrá determinar si el hallazgo se puede categorizar como verde o debe pasar a una evaluación detallada del riesgo.

Los resultados de las categorizaciones de los hallazgos de las inspecciones que se determine que requieren una evaluación detallada del riesgo, se documentarán como pendientes en el informe de valoración de hallazgos.

6 REGISTROS

- Informes de valoración de resultados de las categorizaciones de los hallazgos.
- Nota de evaluación técnica (NET) que recoja la valoración preliminar del hallazgo y una propuesta de categorización del mismo.
- Si procede, nueva NET con una propuesta de categorización definitiva.

7 REFERENCIAS

- PG.IV.03 “Inspección y control de Instalaciones Nucleares”
- PG.IV.07 “Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC)”
- PA.IV.205 “Documentación de las inspecciones del Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales”
- PT.IV.217 “Recarga y otras actividades de parada”
- PT.IV.301 “Proceso de determinación de la significación para situaciones a potencia”
- PT.IV.303 “Proceso de determinación de la significación de la integridad de contención”
- NUMARC 91-06: Guidelines for Industry Actions to Assess Shutdown Management. December 1991
- US-NRC, IMC 0609, Appendix G: Shutdown Operations Significance Determination Process. 03/01/2020
- US-NRC, IMC 0609, Appendix G, Attachment 1: Phase 1 Initial Screening and Characterization of Findings. . 20/05/2020

8 ANEXOS

- Anexo I. Cuestionario 1. Sucesos Iniciadores.
- Anexo II. Cuestionario 2. Sistemas de Mitigación.
- Anexo III. Cuestionario 3. Integridad de las Barreras.
- Anexo IV. Cuestionario 4. Sucesos Externos.
- Anexo V. Motivo de la revisión y cambios introducidos.

Tabla 1. Funciones de Seguridad y Dependencias entre Sistemas

Función de Seguridad	Sistemas Frontales	Sistemas soporte	Iniciadores
Evacuación de Calor Residual	• Evacuación de Calor Residual (RHR) • Shutdown Cooling • Generadores de vapor (PWR) • Feed and Bleed (Inyección a baja presión, a alta presión, sistema de carga (PWR) • Sistema de Control de Barras (BWR) • Core Spray (BWR)	• Corriente Alterna • Corriente continua • Cambiador de calor del RHR • Agua de Refrigeración de Componentes (PWR) • Válvulas de Alivio del Presionador (PWR) • Instrumentación (v.g., nivel del RCS, Temperatura de entrada /salida del cambiador del RHR, caudal del RHR, Termopares de la salida del núcleo (PWR solo con la cabeza de la vasija instalada) • Agua de Servicio del RHR (BWR) • Válvulas de seguridad (BWR) • Entrenamiento • Procedimientos • Tiempo de ebullición y de descubrimiento del núcleo	• Pérdida del RHR • Pérdida del SDC • Pérdida de energía eléctrica exterior (LOOP) • Pérdida de inventario • Drenaje excesivo (PWR) • Pérdida de Control¹ de nivel (PWR) • Pérdida de Agua de Refrigeración de Componentes (PWR) • Pérdida de Agua de Servicio del RHR (BWR)

¹ La pérdida de control de nivel requiere una evaluación detallada del riesgo si:

- (1) pérdida inadvertida de 2 pies de inventario del RCS cuando no se está en medio lazo O
- (2) pérdida inadvertida de 2 pulgada de inventario del RCS estando en operación a medio lazo, O
- (3) entrada inadvertida en inventario reducido o condiciones de medio lazo.

Tabla 1. Funciones de Seguridad y Dependencias entre Sistemas

Función de Seguridad	Sistemas Frontales	Sistemas soporte	Iniciadores
Control de Inventario	• Inyección a Baja Presión • Inyección a Alta Presión • Sistema de carga (PWR) • Sistema de Control de Barras (BWR) • Core Spray (BWR)	• Válvulas de Aislamiento de Drenajes • Corriente alterna • Corriente continua • Cambiador de calor del RHR • Válvulas de alivio del RHR • Válvulas de Alivio del presionador (PWR) • Instrumentación (v.g., nivel del RCS, Temperatura de entrada/salida del cambiador del RHR, caudal del RHR, Termopares de la salida del núcleo (PWR solo con la cabeza de la vasija instalada)) • Válvulas de seguridad (BWR) • Entrenamiento • Procedimientos • Tiempo de ebullición y de descubrimiento del núcleo	• Pérdida de Inventario • Drenaje excesivo (PWR) • Pérdida de Control de Nivel (PWR) • Pérdida de energía eléctrica exterior (LOOP)

Tabla 1. Funciones de Seguridad y Dependencias entre Sistemas

Función de Seguridad	Sistemas Frontales	Sistemas soporte	Iniciadores
Control de la Reactividad	• Sistema de Protección del Reactor • Barras de Control y mecanismos asociados • Sistema de Control Químico y Volumétrico (PWR) • Standby Liquid Control (BWR)	• Corriente alterna • Corriente continua • Instrumentación Nuclear • Entrenamiento • Procedimientos • Tiempo de ebullición y de descubrimiento del núcleo	• Criticidad inadvertida
Contención	• Control de Hidrogeno • Capacidad de cierre de la Contención (PWR) • Penetraciones	• Corriente alterna • Corriente continua • Energía eléctrica para cierre de esclusas (asumiendo pérdida de corriente alterna) • Cierres de penetraciones permanentes y temporales • Entrenamiento • Procedimientos • Tiempo de ebullición y de descubrimiento del núcleo	• Todos los Iniciadores
Disponibilidad de Energía Eléctrica	• Generadores Diésel de Emergencia • Alimentación eléctrica exterior • Transformadores Exteriores	• Trenes de corriente alterna y continua • Baterías y sus cargadores • Motogeneradores • Inversores • Entrenamiento • Procedimientos • Tiempo de ebullición y de descubrimiento del núcleo	• Todos los Iniciadores

ANEXO I

CUESTIONARIO 1. SUCESOS INICIADORES

A. Iniciadores en parada.

1. ¿El hallazgo incrementa la probabilidad de ocurrencia de un suceso iniciador en parada?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

B. LOCA-Iniciadores de pérdida de inventario.

2. ¿La pérdida asociada al iniciador es tal que si no se detectara o mitigara causaría el fallo de la extracción de calor residual en 24 horas o menos (por ejemplo, el nivel caería por debajo de la succión de la bomba del RHR (PWR) o del setpoint de aislamiento por bajo nivel en parada (BWR))?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

3. ¿El suceso de pérdida es autolimitante de tal forma que pararía antes de tener impacto en la extracción del calor residual?

SI. Continuar.

NO. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

C. Transitorios.

4. LOOP. ¿Ocurrió cuando el canal de transferencia/cavidad estaban inundadas?

SI. Continuar.

NO. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

5. LOOP. (Pregunta adicional para reactores PWR) ¿Ocurrió cuando el canal de transferencia/cavidad estaban inundadas y los internos superiores todavía estaban instalados?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

6. LOOP. ¿Ocurrió cuando el tiempo de ebullición del inventario del RCS hasta la parte superior del combustible (TAF) era inferior que el tiempo para recuperar la energía exterior?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

7. Pérdida del RHR. ¿Ocurrió el iniciador cuando el canal de transferencia/cavidad estaban inundadas?

SI. Continuar.

NO. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

8. Pérdida del RHR (Pregunta adicional para reactores PWR) ¿Ocurrió cuando el canal de transferencia/cavidad estaban inundadas y los internos superiores todavía estaban instalados?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

9. Pérdida de control de nivel o drenaje excesivo. Para PWR. ¿Ocurrió cuando el primario estaba con inventario reducido?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

D. Sucesos externos.

10. ¿El hallazgo incrementa la probabilidad de ocurrencia de un incendio o de una inundación interna/externa que pudiera generar un iniciador en parada?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Cribar como verde.

ANEXO II

CUESTIONARIO 2. SISTEMAS DE MITIGACIÓN

A. Sistemas, estructuras y componentes (SSC) de mitigación y a que se da crédito en el APS.

1. Si el hallazgo es una deficiencia que afecta al diseño o cualificación de un SSC de mitigación, ¿mantiene el SSC su operabilidad o su función en el APS?

SI. Cribar como verde.

NO. Continuar.

2. ¿Representa el hallazgo una pérdida de la función de seguridad del sistema? (Ver Tabla 1).

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

3. ¿Representa el hallazgo una pérdida real de la función de seguridad de al menos un tren por un tiempo mayor que el tiempo permitido por su Especificación Técnica (ETF)? O ¿están fuera de servicio dos sistemas de seguridad distintos, más tiempo que el tiempo permitido en sus ETF?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

4. a) Si la cavidad está inundada, ¿representa el hallazgo una pérdida real de la función de seguridad de uno o más trenes de sistemas fuera de las ETF que durante la parada se clasifican como significativos para el riesgo, por más de 24 horas?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

- b) Si la cavidad no está inundada, ¿representa el hallazgo una pérdida real de la función de seguridad de uno o más trenes de sistemas fuera de las ETF que durante la parada se clasifican como significativos para el riesgo, por más de 4 horas?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

5. a) Para los PWRs, ¿el hallazgo degrada la indicación de nivel del RCS y/o los termopares de salida del núcleo cuando la cavidad no está inundada?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

- b) Para los BWRs, ¿el hallazgo degrada una función de autoaislamiento del bajo nivel de la vasija del reactor del RHR, sin importar si se requiere operable o no?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

6. ¿El hallazgo involucra a una penetración abierta en rama fría sin un adecuado camino de venteo grande en la rama caliente (como el paso de hombre del generador de vapor)? (Estos tipos de hallazgos reflejan una preocupación de la potencial creación de una diferencia de presión entre rama fría y caliente que puede forzar a la salida de agua del primario. Los caminos de venteo en el presionador o en la cabeza de la vasija con frecuencia no son adecuados para prevenir sobrepresiones del RCS una vez alcanzada la ebullición. Para más información, ver IN 88-36.)

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

- B. Sistemas de mitigación de sucesos externos. (Sísmicos/Inundación/Protección degradada frente a meteorología adversa).

7. ¿El hallazgo involucra a un suceso iniciador de sismo, inundación o meteorología adversa?

SI. Ir a Cuestionario 4.

NO. Continuar.

8. ¿El hallazgo es relativo a temas relacionados con protección contra incendios, brigada contra incendios, bocas de incendio equipadas, extintores o estaciones de control de PCI? (Ver preguntas 9 a 11.)

SI. Continuar con apartado C.

NO. Cribar como verde.

C. Protección contra incendios.

9. ¿El hallazgo está relacionado con el entrenamiento, cualificación, ejercicios de entrenamiento o dotación del personal de la brigada?

SI. Comprobar lo siguiente:

El hallazgo no afecta significativamente a la capacidad de la brigada contraincendios para hacer frente a un incendio.

En caso de que la respuesta sea afirmativa, cribar como verde.

NO, continuar.

10. ¿El hallazgo tiene consecuencias en el tiempo de respuesta de la brigada frente a un incendio?

SI. Comprobar si aplica alguna de las cuestiones siguientes:

- o El tiempo de respuesta de la brigada no tiene mucha importancia porque existían otros elementos de defensa en profundidad que mitigaban el impacto, como por ejemplo que no se excedían los límites de carga de material combustible, los sistemas existentes de detección de incendios estaban funcionales y no hubo impacto en los caminos alternativos de parada segura.
- o El hallazgo ocurrió en áreas de fuego significativas para el riesgo que disponían de sistemas automáticos de extinción.
- o El titular tenía medidas compensatorias adecuadas en el lugar.

En el caso de que se cumpla al menos una de las situaciones anteriores, cribar como verde.

NO. Continuar.

11. ¿El hallazgo afectaba a los equipos de extinción de incendios?

Si. Comprobar lo siguiente:

- o No había barreras de fuego degradadas y el escenario no requirió el uso de agua para extinguir el incendio.
- o Se perdieron los medios de extinción durante un tiempo corto y había otros medios de extinción disponibles en las cercanías.

En el caso de que se cumpla al menos una de las situaciones anteriores, cribar como verde.

No. En el caso de respuesta negativa a todos los apartados C.9, C.10 y C.11 ir a una evaluación detallada del riesgo

ANEXO III

CUESTIONARIO 3. INTEGRIDAD DE LAS BARRERAS

A. Sistema de refrigeración del reactor o barrera del combustible.

1. ¿El hallazgo implica un potencial incumplimiento de los requisitos reguladores para la protección por presión de la vasija del reactor contra fractura (v.g., límites presión-temperatura o temas relativos a choque térmico a presión)?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

2. ¿El hallazgo está relacionado únicamente con la posición incorrecta o cambio de orientación de elementos combustibles en el núcleo?

SI. Cribar como verde.

NO. Continuar.

3. Sobrepresiones en frío. (Para los PWR). ¿Está el hallazgo relacionado con (1) una inyección de seguridad inadvertida o (2) la indisponibilidad de una PORV o válvula de alivio o sus setpoint asociados durante operaciones a baja temperaturas en que se requiere operable la protección contra sobrepresiones en frío?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

4. Sellos de hielo. ¿El hallazgo aumenta el potencial fallo del sello de hielo o si no se mitigase puede causar un fallo del RHR o un suceso de pérdida de pérdida de inventario?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

5. Nozzle Dams (para los PWR). ¿El hallazgo se debe a su instalación defectuosa, camino de venteo al RCS inadecuado, deficiencias en los nozzle dams o problemas de funcionalidad del nozzle dam?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

6. a) Criticidad (Para los PWR). ¿El hallazgo puede dar lugar a un suceso de dilución de boro)?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

- b) Criticidad (Para los BWR). ¿El hallazgo involucra a dos o más barras de control adyacentes que pueden provocar una adición de reactividad positiva?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

7. Caminos de fuga o drenaje. ¿Puede el hallazgo degradar la capacidad de aislar caminos de fuga o drenaje?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

B. Contención.

8. ¿El hallazgo degrada la capacidad de aislar o cerrar la contención (incluye, pero no está limitado a esclusa de equipos, esclusa de personas y penetraciones permanentes y temporales)?

SI. Ir a PT.IV.303.

NO. Continuar.

9. ¿El hallazgo degrada la integridad física de la contención (válvulas, penetraciones, componentes de aislamiento de la contención)?

SI. Ir a PT.IV.303.

NO. Continuar.

10. ¿El hallazgo provoca una reducción en la función de control de hidrógeno en un BWR Mark III, o de la recombinación pasiva auto catalítica de hidrógeno en el interior de contención o de sistemas post Fukushima de contención en un PWR o un BWR?

SI. Ir a PT.IV.303.

NO. Cribar como verde.

ANEXO IV

CUESTIONARIO 4. SUCESOS EXTERNOS

1. Si el equipo o función de seguridad se asume que esta fallado o indisponible ¿ALGUNA de las tres situaciones siguientes es VERDADERA?

Por sí misma, la pérdida de este equipo o función durante el suceso iniciador externo para el que está previsto su uso como sistema de mitigación:

- causaría un suceso iniciador
- degradaría dos o más trenes de un sistema de seguridad multitren o función, o degradaría el único tren disponible, que haría perder la función de seguridad
- degradaría uno o más trenes de un sistema soporte de un sistema o función de seguridad

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Continuar.

2. ¿El hallazgo provocaría la pérdida total de una función de seguridad identificada a través de un análisis probabilista de seguridad, un IPEEE o un análisis similar, que contribuye a secuencias de accidente de daño al núcleo iniciadas por un suceso externo (es decir, iniciada por un sismo, inundación o meteorología adversa)?

SI. Ir a una evaluación detallada del riesgo.

NO. Cribar como verde.

ANEXO V

MOTIVO DE LA REVISIÓN Y CAMBIOS INTRODUCIDOS

- Se actualiza el procedimiento acorde a las nuevas revisiones de los documentos NRC: IMC-0609 Appendix G y sus Attachment 1, 2 y 3 del 2020.
- La Fase 1 pasan a ser cuestionarios, en lugar de listas de chequeo.
- Se eliminan las Fases 2 y 3 en concordancia con el procedimiento PT.IV.301 “Caracterización de los hallazgos de inspección y proceso de determinación de la significación para situaciones a potencia”. Cualquier hallazgo no cribado como verde en la Fase 1, se categorizará con una evaluación detallada cuantitativa o cualitativa del riesgo.
- Se establece la concordancia con el procedimiento PT.IV.303 “Proceso de determinación de la significación de la integridad de contención”.
- Se estructura el procedimiento de acuerdo al procedimiento PG.XI.04 “Documentación del Sistema de Gestión”.
- Se han realizado cambios de detalle y corrección de erratas en el texto.