

## RECARGA Y OTRAS ACTIVIDADES DE PARADA

|                      |                   |
|----------------------|-------------------|
| <b>Colaboradores</b> | Francisco Bellver |
|----------------------|-------------------|

|  |                         |          |
|--|-------------------------|----------|
| <b>Propietario/a</b>                     | Carlos García Vegas     | 9.06.10  |
| <b>Calidad Interna</b>                   | Javier Alonso Pascual   | 9.06.10  |
| <b>Subdirector/a o Jefe/a de Oficina</b> | Javier Zarzuela Jiménez | 9.06.10  |
| <b>El/La Director/a Técnico/a</b>        | Isabel Mellado Jiménez  | 10.06.10 |

### 1. OBJETO Y ALCANCE.

Este procedimiento tiene como objeto definir la sistemática a seguir por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en la realización de inspecciones durante la recarga y otras actividades de parada, dentro del Plan Base de Inspección del Sistema Integrado de Supervisión de CC.NN. en operación (SISC) con el fin de:

- Evaluar las actividades de parada del Titular para verificar que considera el riesgo en el desarrollo de los programas de parada, que sigue las metodologías administrativas de reducción de riesgos que desarrollan para controlar la configuración de la central, que ha desarrollado estrategias de mitigación para pérdidas de funciones clave de seguridad y que sigue los requisitos de la licencia de operación y de las especificaciones técnicas que aseguran la defensa en profundidad.
- Asegurar que las áreas no accesibles durante la operación a potencia, son inspeccionadas para verificar que las estructuras, sistemas y componentes (ESC) relacionados con la seguridad y significativos para el riesgo, son mantenidos en unas condiciones de operabilidad.
- Evaluar las actividades del Titular en condiciones de medio lazo o inventario reducido para verificar una adecuada gestión del riesgo mediante el cumplimiento de los compromisos que tenga establecidos con la GL 88-17.
- Verificar que el Titular ha desarrollado en procedimientos las directrices de la última revisión de la guía de UNESA CEN-30 “Guía genérica de Seguridad en Parada” y que

la parada se planifica y desarrolla según dichas directrices (u otros compromisos equivalentes), una vez que dicha guía entre en vigor.

Los Pilares de Seguridad asociados a este procedimiento son:

- Sucesos iniciadores (20%)
- Sistemas de mitigación (70%)
- Integridad de barreras (10%).

### **Frecuencia y tamaño de la muestra. Estimación de recursos.**

Con el objeto de asegurar que la inspección realizada con este procedimiento cubre razonablemente el objetivo del mismo, el procedimiento contempla una referencia muestral, así como una serie de puntos de inspección complementarios entre sí, siendo la IR la responsable de definir cuál de ellos aplica a cada muestra seleccionada, si bien se deberá asegurar de que todos ellos se han aplicado al menos una vez cada dos años

Este procedimiento de inspección se aplicará en las paradas, ya sean para recarga o para otras actividades. La inspección debe centrarse en las deficiencias potenciales de: evacuación de calor residual (RHR), aislamiento de la contención durante el inventario reducido de agua, operaciones a medio lazo (PWR), enfriamiento/calentamiento/arranque, disponibilidad de fuentes de alimentación/alineamientos alternativos y operaciones de recarga. Como criterio se considera necesario entrar en este procedimiento cuando la parada requiera enfriamiento del primario y/o la entrada en contención para realizar trabajos. No se entrará en el procedimiento en el caso de disparos de reactor sin complicaciones en los que el Titular opta por arrancar la planta sin entrar en contención.

Los recursos para la inspección se ven afectados por la duración de la parada, la cantidad de trabajo significativo para el riesgo y la configuración de la central. Los recursos para realizar las actividades específicamente detalladas de este procedimiento en cada unidad de reactor se estiman en 60-90 horas para cada parada de recarga. Los recursos para las paradas forzadas y que no sean de recarga se estiman en 15-25 horas, ya que en ellas no serán necesarios gran parte de los requisitos de inspección indicados anteriormente.

Normalmente suelen producirse algunas actividades de prueba durante las paradas de recarga. Estas pruebas pueden incluir pruebas físicas, pruebas de tiempo de respuesta del generador diesel de emergencia, pruebas hidrostáticas del SRR, pruebas de tiempo de disparo de las barras de control, pruebas de tiempo de caída de barras, pruebas del interruptor de disparo del reactor y pruebas de la válvula de sumidero. La inspección de estas actividades que no se relacione con el riesgo en parada debe cargarse a los procedimientos de inspección de pruebas posteriores al mantenimiento y de vigilancia (PT.IV.216.- Inspección de pruebas post-mantenimiento y PT.IV.219.- Requisitos de vigilancia).

## **2. DEFINICIONES.**

Con carácter general, las que se definen en el PG.IV.03.

## **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. Además, son responsabilidades específicas las siguientes:

- **Inspección Residente**

Será responsabilidad de la Inspección Residente ejecutar este procedimiento periódicamente y reflejar los resultados en la correspondiente Acta de Inspección.

## **5. DESCRIPCION**

### **5.1 BASES DE LA INSPECCIÓN**

El riesgo en parada puede ser mayor para las anomalías que ocurran cuando las estructuras sistemas y componentes (ESC) vitales no estén disponibles. Debido al número potencialmente alto de ESC fuera de servicio durante el periodo de manipulación de combustible dentro de una parada para recarga y a las potenciales configuraciones anormales de la central durante los periodos de parada no relacionados con la manipulación de combustible, el riesgo de deficiencias puede ser alto. Los tiempos de inventario reducido son los más críticos.

### **5.2 REQUISITOS DE LA INSPECCION**

#### **5.2.1 Revisión del plan de parada**

Antes de la parada, revisar el plan de control de riesgos de parada del Titular y verificar que ha considerado de forma adecuada el riesgo, la experiencia de la industria y problemas previos específicos del emplazamiento. Confirmar que el Titular tiene estrategias de mitigación/respuesta para pérdidas de funciones clave de seguridad.

Todas estas actividades se recogerán en los Informes de Evaluación del Programa de Recarga requeridos como actividad de evaluación en el Manual de la Inspección Residente PG.IV.10. La evaluación se basará en los Informes de Planificación de Recarga que envían

los Titulares en cumplimiento con la Instrucción de Seguridad del CSN IS-02, de 1 de septiembre de 2004, apartado sexto.

### 5.2.2 Vigilancia de las actividades de parada

Observar parte del proceso de enfriamiento para verificar que se siguen las restricciones de enfriamiento de las especificaciones técnicas. En aquellos ciclos de operación en los que se haya operado con una tasa de fuga de refrigerante o una tasa de radiación en edificios que contienen refrigerante primario por encima de lo esperado según la experiencia operativa previa, la inspección verificará que el titular establece un programa de inspección exhaustivo, con el objeto de verificar que durante el ciclo no han existido fugas de refrigerante primario no valoradas. La inspección también verificará que este programa se lleva a cabo antes de que los trabajos de limpieza puedan enmascarar sus resultados. Se debe tener en consideración inspeccionar otras áreas de la planta que son inaccesibles en operación a potencia por si hubiera evidencias de fugas y para verificar la integridad de estructuras, sistemas y componentes.

### 5.2.3 Control del Titular de las actividades de parada

Verificar que el Titular mantiene la defensa en profundidad, necesaria según el plan de control de riesgos de parada, para las funciones clave de seguridad y las especificaciones técnicas aplicables al poner fuera de servicio parte del equipo. Verificar que los cambios de configuración causados por trabajo emergente y condiciones inesperadas se controlan de acuerdo con el plan de control de riesgos de parada. Para las centrales que usan centros de trabajo remotos, verificar que los operadores de la sala de control conocen la configuración de la central.

Escoger algunos elementos de las siguientes áreas, según el riesgo.

- a. Actividades de descargo: Verificar que las etiquetas están colocadas y/o retiradas apropiadamente y que el equipo asociado está apropiadamente configurado para apoyar la función del descargo. Verificar la aplicación de los procedimientos del Titular para exclusión de materiales extraños
- b. Instrumentación del sistema de refrigerante del reactor: Verificar que los instrumentos de medida de presión, nivel y temperatura del sistema de refrigerante del reactor (SRR) están instalados y configurados para proporcionar una indicación precisa considerando el error de la instrumentación. Verificar que las lecturas de los instrumentos son coherentes con los cambios de las condiciones de la central.
- c. Alimentación eléctrica: Verificar que el estado y las configuraciones de los sistemas eléctricos cumplen los requisitos de las especificaciones técnicas y el plan de control de riesgos de parada del Titular.
- d. Vigilancia del sistema de evacuación de calor residual (RHR): Observar los parámetros del RHR para verificar que el sistema funciona adecuadamente. Para los

reactores de agua a presión (PWR), si el Titular da crédito los generadores de vapor para respaldar la función RHR mediante circulación natural monofásica, verificar que se ha confirmado la viabilidad de este método de enfriamiento. Verificar que la formación y los procedimientos de operación de los sistemas de evacuación de calor residual alternativos de los reactores de agua en ebullición (BWR) son adecuados.

- e. Operación del sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado: Verificar que el trabajo de parada no afecta a la capacidad del personal de operación para operar el sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado durante y después de la descarga del núcleo.
- f. Control de inventario. Verificar que los caminos de flujo, configuraciones y medios alternativos para añadir inventario son coherentes con el plan de control de riesgos de parada. Para las actividades con potencial para causar pérdida de inventario, verificar que existen controles adecuados que eviten dicha pérdida.
- g. Control de reactividad: Verificar que el Titular controla la reactividad de acuerdo con las especificaciones técnicas. Verificar que las actividades o las ESC que podrían causar cambios inesperados en la reactividad están identificados en el plan de control de riesgos de parada y están controlados de acuerdo con éste.
- h. Recinto de contención: Para los PWR, verificar que el Titular controla las penetraciones de la contención de acuerdo con las Especificaciones Técnicas de operaciones de recarga de combustible y la guía de UNESA CEN-30 “Guía genérica de seguridad en parada. Para los BWR, verificar que el Titular mantiene la contención secundaria requerida por las Especificaciones Técnicas.

#### 5.2.4 Inventario reducido y condiciones de medio lazo

Revisar los compromisos del Titular con la GL 88-17 y confirmar que están al día y que resultan adecuados. Verificar periódicamente durante el inventario reducido y las condiciones de medio lazo que la configuración de los sistemas de la central cumplen estos requisitos. Durante las operaciones a medio lazo, considerar el efecto de las condiciones inesperadas o actividades emergentes que puedan afectar a la capacidad del operador para mantener el nivel de vasija necesario para el reactor.

#### 5.2.5 Actividades de recarga

Verificar que las operaciones de manejo de combustible (evacuación, inspección, inspección de defectos “sipping”, reconstitución e inserción) y otras actividades en progreso se realizan de acuerdo con las especificaciones técnicas y los procedimientos aprobados. Verificar que las protecciones de la cavidad de recarga se han instalado y probado adecuadamente y que la exclusión de partículas extrañas se mantiene en las áreas de recarga, combustible gastado y piscina de supresión. Verificar que la ubicación de los elementos combustibles se vigila, incluyendo el combustible nuevo, desde la descarga del núcleo hasta la recarga del mismo. Verificar que los elementos combustibles se cargaron

en las ubicaciones del núcleo del reactor especificadas en el diseño. Verificar que los elementos combustibles descargados se ubican en lugares permitidos de la piscina de combustible gastado. Verificar que el titular ha evaluado desde el punto de vista de la seguridad cualquier maniobra (inspección, reparación, etc.) de elementos combustibles en la que se utilicen herramientas distintas a las contempladas en el diseño de la planta para manipulación y manejo de combustible irradiado.

#### 5.2.6 Vigilancia de las actividades de calentamiento y arranque

Si la contención fue abierta, el inspector realizará una ronda en el edificio de contención antes del arranque con especial atención a las áreas donde se hayan llevado a cabo trabajos para verificar la no existencia de fugas y de restos materiales que pudieran afectar al rendimiento de los sumideros de la contención. Verificar el estado adecuado de las penetraciones y las válvulas de aislamiento de la contención.

Verificar sobre una muestra que las Especificaciones Técnicas, condiciones de licencia y otros requisitos, compromisos y prerrequisitos de procedimientos administrativos para cambios de modo se cumplen antes de cambiar modos o configuraciones de central. Verificar la integridad del SRR mediante los cálculos de fugas del SRR.

#### 5.2.7 Identificación y resolución de problemas

Verificar que el Titular está identificando los problemas relacionados con las actividades de parada para recarga con un umbral apropiado y que los introduce en el programa de acciones correctivas. Para conseguir una muestra de problemas significativos documentados en el programa de acciones correctivas, verificar que el Titular ha identificado y aplicado las acciones correctivas apropiadas. En el Procedimiento de inspección PA.IV.201.- Programa identificación y resolución de problemas, se puede consultar más información.

### 5.3 GUIAS DE INSPECCION

#### 5.3.1 Guías generales

Las actividades a realizar durante la parada también se tratan en otras áreas de inspección (por ejemplo en priorización y control de trabajo de mantenimiento, actividades de inspección en servicio). El inspector puede consultar el procedimiento PT.IV.304.- Proceso de determinación de la significación para operaciones de parada, que contiene unas listas de chequeo de varias configuraciones de planta que aseguran que el Titular está manteniendo la capacidad de mitigación adecuada. Ciertas configuraciones de planta tienen riesgos más altos que otras. Para estas configuraciones, las listas de comprobación proporcionan guías adicionales para la verificación de cada función de seguridad. A continuación se muestran algunos ejemplos de configuraciones de alto riesgo para PWR: (1) pérdida de integridad del SRR con los generadores de vapor no disponibles para la evacuación de calor residual (RHR); (2) pérdida o fallo de control del RHR durante las condiciones de medio lazo. Ejemplos para los BWR: (1) situaciones permitidas por las especificaciones técnicas en las

que hay más equipos no operativos en parada fría que en parada caliente; (2) situaciones permitidas por las especificaciones técnicas en las que las válvulas de alivio y seguridad no estén operativas y no puedan proporcionar un camino alternativo de evacuación de calor residual y control de presión si el sistema de RHR se pierde.

Se proporcionan guías generales adicionales en la siguiente tabla.

| PILARES DE SEGURIDAD   | PRIORIDAD SEGÚN EL RIESGO   | EJEMPLOS   |
|------------------------|---|--|
| SUCESOS INICIADORES    | <p>Equipo o acciones que pueden causar una pérdida de evacuación de calor residual.</p> <p>Acciones que pueden afectar al nivel de la vasija del reactor.</p> <p>Actividades que contribuyen a la pérdida de alimentación externa o apagón de la central.</p> | <p>Bajada involuntaria del nivel de la vasija del reactor en medio lazo debida a falta de atención del operador.</p> <p>Colocación o retirada inadecuada de las etiquetas de descarga que pueden afectar al nivel de la vasija del reactor, RHR o disponibilidad de alimentación eléctrica.</p> <p>Acciones que pueden hacer que la indicación de nivel de la vasija del reactor no sea precisa.</p>   |
| SISTEMAS DE MITIGACIÓN | <p>Equipo usado para mitigar una pérdida de evacuación de calor residual.</p> <p>Equipo usado para mitigar una pérdida de nivel de la vasija del reactor</p>  | <p>Actividades que afectan a la capacidad de las bombas designadas en el análisis de riesgo de parada para añadir agua a la vasija del reactor.</p> <p>Actividades que afectan al suministro de agua para cualquiera de las bombas designadas en el análisis de riesgo de parada.</p> <p>Actividades que afectan a las fuentes de alimentación eléctrica designadas en el análisis de riesgo de parada.</p> <p>Fallo en la verificación de los enclavamientos de recarga</p> |
| INTEGRIDAD DE BARRERAS | <p>Acciones que afectan a la barrera de revestimiento de combustible, a la integridad del sistema de vasija del reactor/refrigerante del reactor o a la integridad de la contención.</p>  | <p>Se exceden las tasas requeridas de calentamiento o enfriamiento.</p> <p>Fallo al establecer la integridad de la contención durante movimiento de combustible.</p>   |

### 5.3.2 Guías específicas

#### **Revisión del plan de parada.**

Comprobar que el titular planifica la parada siguiendo las directrices de la guía UNESA CEN-30 “Guía genérica de seguridad en parada”. La Coordinación de la Inspección Residente se encargará de recabar el apoyo necesario de los especialistas del CSN para la realización de las evaluaciones pertinentes.

#### **Vigilancia de las actividades de parada.**

Las tasas de enfriamiento deben comprobarse mediante el análisis de varios puntos para verificar que cumplen los requisitos de las especificaciones técnicas y, por tanto, evitan el exceso de enfriamiento, que puede poner en peligro la barrera del sistema de refrigerante del reactor.

La contención debe ser inspeccionada tan pronto como sea posible para verificar que no hay evidencias de fugas del SRR (residuos de ácido bórico), que pudiera más tarde ser enmascaradas debido a los trabajos. Puede comprobarse en soportes, abrazaderas y amortiguadores que no hay daños o deformaciones.

#### **Control del Titular de las actividades de parada.**

El procedimiento de inspección PT.IV.211.- Evaluaciones de riesgo de actividades de mantenimiento y control de trabajo emergente, indica que los inspectores usarán las listas de comprobación del procedimiento PT.IV.304 para evaluar si las evaluaciones de riesgo del Titular (realizadas según la Regla de Mantenimiento) tratan las ESC necesarias para apoyar las funciones clave de seguridad para parada.

La gestión de la configuración en parada es un tema importante relacionado con el riesgo de la parada. La adecuación de los métodos usados y la comprensión por parte de los operadores de la configuración de la central son claves para controlar el riesgo en parada.

Los operadores y el personal de control de parada deben ser conscientes de los equipos en los que se basan las funciones clave de seguridad. Esto se aplica especialmente a los sumideros de la contención (PWR) o a la piscina de supresión (BWR) y a los caminos de flujo de agua asociados. Los equipos designados para cumplimentar funciones clave de seguridad no deben verse afectado de forma adversa por las actividades de parada. Deben estar disponibles los planes de contingencia para restaurar las funciones clave de seguridad. Estos planes deben incluir la priorización del equipo a usar.

El trabajo emergente (mantenimiento, vigilancia, etc.), o el trabajo planeado que excede el tiempo programado, debe controlarse para evitar solapamiento con otras actividades cuando tal solapamiento pueda perturbar potencialmente a la central o afectar a una función clave de seguridad. Las evaluaciones de riesgos deben mantenerse actualizadas con respecto al trabajo emergente y los cambios de programa. Los Titulares deben evaluar las actividades

solapadas o que pudieran solaparse y los efectos de las mismas en las funciones clave de seguridad.

Las siguientes áreas deben centrarse sólo en aquellas funciones o componentes relacionados con el riesgo en parada. El muestreo de las actividades debe basarse en la importancia para el riesgo de la función o equipo en un modo o configuración particular. Consultar el procedimiento PT.IV.304.

- a. Actividades de descargo: La realización no apropiada de retirada de descargos puede aumentar el riesgo causando inundaciones internas, un aumento de las fuentes de ignición o afectando a la defensa en profundidad. Las etiquetas de descargo para las fronteras asociados con mantenimiento o modificaciones significativas para el riesgo deben colocarse en el equipo apropiado y los equipos deben configurarse de modo que no se incrementen los riesgos asociados al equipo de apoyo restante. En emplazamientos de varias unidades, hay que tener en cuenta los problemas de etiquetado/descargo de unidad incorrecta y común

Ejemplos de actividades significativas para el riesgo: 1) fronteras de un sistema de agua que se abrirá por mantenimiento en áreas que están muy cerca de equipos importantes para el riesgo, 2) descargos sobre la alimentación eléctrica en válvulas motorizadas que pueden provocar la reposición de las válvulas por señales bloqueadas..

- b. Instrumentación del sistema de refrigerante del reactor: La instrumentación de nivel es un factor clave durante las fases de inventario reducido y medio lazo, y la de presión durante la pérdida de evacuación de calor residual. Los instrumentos de presión, nivel y temperatura del SRR y componentes asociados (tuberías, venteos del SRR y de sistemas conectados, etc.) deben instalarse y configurarse para proporcionar una indicación precisa. Deben proporcionarse indicadores independientes para cada parámetro con el fin de minimizar los fallos de causa común.

Para los instrumentos de nivel, los recorridos de tubos no deben tener cambios en su elevación que puedan captar líquido o vapor/gas en las tuberías de instrumentos (es decir, sellos de lazo). Si se usa la instrumentación de nivel de operación normal, deben considerarse los efectos de los cambios en la densidad del agua (debidos a bajada de temperatura). Los operadores deben ser conscientes del efecto de la pérdida de RHR en la instrumentación de nivel de la central debido a calentamiento y presurización.

Para los instrumentos de temperatura, los operadores deben ser conscientes del efecto de la pérdida de RHR en la indicación de temperatura de la central y de las posibles discrepancias entre las indicaciones de temperatura y el estado real de la central. La temperatura puede medirse en el lazo de RHR, en cuyo caso la interrupción o derivación parcial del flujo de RHR puede causar indicaciones de temperaturas incorrectas y no conservadoras.

- c. Alimentación eléctrica: La pérdida de alimentación eléctrica externa y el “station blackout” son factores esenciales en el riesgo de parada. El control de la alimentación

eléctrica a los componentes es crítico para el riesgo durante las paradas, ya que los componentes se desactivan y activan de nuevo con los sistemas en una configuración poco usual, o desmontados. Esto puede causar caídas o subidas inesperadas en el nivel del SRR, inundaciones internas o actuaciones falsas del sistema de protección, siendo las más importantes aquellas que podrían contribuir a una pérdida de evacuación de calor residual.

- d. Vigilancia del sistema de RHR: La pérdida de evacuación de calor residual es un contribuyente principal al riesgo en parada de los PWR. Cuando se pierde la evacuación de calor residual, es importante observar el alivio de presión del SRR debido al aumento de presión con la temperatura. Cuando el Titular confía en los generadores de vapor como medio de apoyo para RHR mediante circulación natural monofásica, verificar que:
1. los procedimientos para estos métodos se derivan de análisis y el equipo requerido está disponible.
  2. la barrera de presión del SRR está cerrada.
  3. los tubos del generador de vapor están llenos.
  4. la capacidad de control de presión en el SRR se mantiene para asegurar el margen de subenfriamiento.
  5. se dispone de agua de alimentación auxiliar.
  6. se dispone de la capacidad para evacuar calor de los generadores de vapor (p.ej. válvulas de alivio atmosférico, condensador con capacidad de descarga de vapor, etc.).
- e. Operación del sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado: Deben existir procedimientos de recuperación de la refrigeración de la piscina de combustible gastado basados en cargas térmicas actuales/límite para situaciones relacionadas con la pérdida de refrigeración de la piscina de combustible. Los operadores deben recibir formación sobre el equipo y los procedimientos de apoyo para la pérdida de refrigeración del combustible gastado. El equipo designado para los procedimientos de recuperación debe estar disponible rápidamente, debe ser adecuado, no debe verse obstruido por las actividades de parada y debe ser compatible con el equipo al que debe conectarse.
- f. Control de inventario: A continuación se incluyen algunos ejemplos sobre caminos de pérdida de inventario:
1. de RHR a la piscina de supresión en BWR.
  2. caminos de la tubería de vapor principal, incluyendo la retirada de las válvulas de seguridad y alivio, las pruebas del sistema de despresurización automática, el mantenimiento de las válvulas de aislamiento de vapor principal, etc., en BWR.
  3. válvulas de tres vías del sistema de RHR, envolturas de sellos y bridas modulares de obturación neumática del generador de vapor, para PWR.
  4. actividades de mantenimiento en tuberías o componentes conectados con elevación inferior a la brida de la vasija en todas las plantas.

5. caminos para el accidente de pérdida de refrigerante (LOCA) entre sistemas, tales como mantenimiento y pruebas del lazo no operativo del tren de inyección a baja presión (LPI) o las pruebas del LPI de vuelta al tanque de almacenamiento de agua de recarga.

Para los BWR, el aislamiento automático en bajo nivel no debe desactivarse. Esta señal puede mitigar una pérdida de inventario desde el sistema de RHR a la piscina de supresión. Además, los tapones de la tubería de vapor principal deben tenerse en cuenta para actividades de trabajo en el sistema de vapor principal. El sello de la cavidad del reactor debe inspeccionarse y mantenerse para evitar fallos potenciales en el mismo. Los sistemas requeridos para la operación correcta del sello de la cavidad del reactor (p.ej. aire de instrumentos) también deben mantenerse para evitar el fallo del sello. Deben suministrarse venteos adecuados para conseguir alimentación por gravedad y aporte a baja presión, cuando se necesite.

- g. Control de reactividad: Para los PWR, el Titular debe identificar y aplicar los controles administrativos apropiados en potenciales caminos de dilución de boro. La concentración uniforme de boro en el SRR es importante, por lo tanto, debe controlarse la adición de agua con menor concentración de boro o el arranque de las bombas de refrigerante del reactor que pueden inyectar agua con una concentración menor de boro en el núcleo. El Titular debe tener controles adecuados durante la recarga para evitar una secuencia incorrecta de extracción de las barras de control o de elementos combustibles que pueda provocar que ciertas regiones del núcleo se acerquen a la criticidad sin detección previa mediante un monitor de nivel de fuente.
- h. Cierre de la contención: Verificar que la configuración de la contención es la adecuada durante las maniobras significativas para el riesgo (p.ej. operaciones a medio lazo de los PWR, drenaje de la cavidad en los BWR, etc.), incluyendo previsiones para alcanzar su cierre en los tiempos disponibles.

### **Inventario reducido y condiciones de medio lazo.**

El periodo de inventario reducido y medio lazo es el de mayor riesgo durante la parada. El inspector debe revisar las actividades programadas durante estas condiciones y considerar su efecto del riesgo en los parámetros críticos que afectan al tiempo para ebullición. Revisar las curvas de tiempo para ebullición específica de la unidad/parada. El inspector debe:

- a. Revisar los compromisos del Titular con GL 88-17.
- b. Verificar que el Titular ha revisado los controles y procedimientos administrativos que rigen la operación a medio lazo y que ha llevado a cabo un proceso de formación para dicha operación.
- c. Verificar que existen procedimientos para garantizar:

1. Capacidad de cierre de la contención para mitigación de liberaciones radiactivas
  2. Identificación de cambios inesperados en el inventario del SRR y verificación del camino de venteo adecuado del SRR durante su drenaje a medio lazo.
  3. Operación de emergencia/anormal durante el inventario reducido.
- d. Verificar que:
1. Las indicaciones de temperatura de salida del núcleo están operables (típicamente al menos 2 indicadores independientes y en continuo).
  2. Las indicaciones del nivel del agua del SRR están operables (típicamente al menos 2 indicadores independientes y en continuo).
  3. Se evitan las perturbaciones del SRR.
  4. Hay medios disponibles para añadir inventario al SRR (típicamente al menos 2 indicadores además de las bombas de RHR).
  5. Se obtiene garantía razonable de que no se bloquean simultáneamente todas las ramas calientes mediante “nozzle dams”, a no ser que se ventee el plenum superior de la vasija.
  6. Existen planes de contingencia para alimentar las barras eléctricas desde una fuente alternativa si la fuente primaria se pierde.

En condiciones de medio lazo el tiempo para ebullición puede ser de menos de 30 minutos si se produce la pérdida de la evacuación de calor residual. No suelen haber alarmas que indiquen pérdida de nivel en la condición de medio lazo. La atención puesta por el operador en las condiciones de la central es el aspecto clave para la prevención de un suceso de pérdida de evacuación de calor residual. El inspector debe observar la actuación del operador durante el drenaje y las condiciones de medio lazo para ver cómo las distracciones afectan a la concentración del operador (p.ej. condiciones inesperadas o trabajo emergente).

#### **Actividades de recarga.**

La carga de combustible debe realizarse de forma que se mantenga la operabilidad de los instrumentos usados para vigilar la reactividad en cualquier lugar dentro de la vasija. Para verificar que la barrera de combustible no se pone en peligro, se puede verificar la carga de los elementos combustibles mediante la revisión de la cinta de vídeo del propietario de la licencia, o de otros registros de la carga del núcleo. Otro método consiste en revisar que las pruebas físicas se realizaron de forma adecuada y que los parámetros límite de operación del núcleo son los previstos en el diseño.

#### **Vigilancia de las actividades de calentamiento y arranque.**

La verificación del estado final de la contención puede realizarse mediante observación directa, revisiones de documentación o una combinación de ambas cosas. El muestreo debe ser adecuado para proporcionar una verificación razonable de que el Titular sigue el programa administrativo establecido para asegurar que el riesgo se mantiene al mínimo.

## Identificación y resolución de problemas.

No se proporciona ninguna guía.

## 6. REGISTROS

Los resultados de la inspección serán recogidos en la correspondiente acta trimestral de inspección tal y como se establece en el Manual de la Inspección Residente PG.IV.10.

La parte correspondiente a la revisión del plan de recarga se documentará en los Informes de Evaluación del Programa de Recarga correspondientes.

## 7. REFERENCIAS.

- PG.IV.03.- Inspección y control de Instalaciones Nucleares.
- PG.IV.10.- Manual de la Inspección Residente del CSN en las centrales nucleares en explotación.
- PA.IV.201.- Programa de identificación y resolución de problemas.
- PT.IV.211.- Evaluaciones de riesgo de actividades de mantenimiento y control de trabajo emergente.
- PT.IV.216.- Inspección de pruebas post-mantenimiento.
- PT.IV.219.- Requisitos de vigilancia.
- PT.IV.304.- Proceso de Determinación de la Significación para Operaciones en Parada.
- US-NRC GL 87-12, *Loss of Residual Heat Removal (RHR) While the Reactor Coolant System (RCS) is Partially Filled* [Pérdida de evacuación de calor residual cuando el sistema de refrigerante del reactor está parcialmente lleno], 9 de julio de 1987.
- US-NRC NUREG-1269, *Loss of Residual Heat Removal System, Diablo Canyon, Unit 2, April 10, 1987*, [Pérdida del sistema de evacuación de calor residual, Diablo Canyon, Unidad 2, 10 de abril de 1987] junio de 1987.
- US-NRC GL 88-17, *Loss of Decay Heat Removal, 10 CFR 50.54(f)* [Pérdida de evacuación de calor residual, 10 CFR 50.54(f)], 17 de octubre de 1988.
- US-NRC NUREG-1410, *Loss of Vital AC Power and the Residual Heat Removal System During Mid-Loop Operations at Vogtle Unit 1 on March 20, 1990* [Pérdida de alimentación vital de CA y del sistema de evacuación de calor residual durante operaciones de medio lazo en Vogtle Unidad 1 el 20 de marzo de 1990], junio de 1990.
- US-NRC NUREG-1449, *Shutdown and Low-Power Operation at Commercial Nuclear Power Plants in the United States* [Parada y operación a baja potencia en centrales nucleares comerciales de los Estados Unidos], septiembre de 1993.
- US-NRC IN 93-72, *Observations from Recent Shutdown Risk and Outage Management Pilot Team Inspections* [Observaciones a partir de las recientes inspecciones de riesgos y gestión de paradas del equipo piloto\*\*], 14 de septiembre de 1993.
- US-NRC NUREG-0700, REV.1, *Human System Interface Design Review Guideline* [Directrices para revisión de diseño de interfases de sistemas humanos], junio de 1996.

- US-NRC Carta genérica 98-02, *Loss of Reactor Coolant Inventory and Associated Potential for Loss of Emergency Mitigation Functions while in a Shutdown Condition* [Pérdida de inventario de refrigerante del reactor y potencial asociado de pérdida de funciones de mitigación de emergencia en condición de parada], 28 de mayo de 1998.
- US-NRC Nota informativa 95-03, *Loss of Coolant Inventory and Associated Potential Loss of Emergency Mitigation Functions while in a Shutdown Condition*, [Pérdida de inventario de refrigerante y potencial asociado de pérdida de funciones de mitigación de emergencia en condición de parada], 12 de enero de 1995.
- US-NRC Procedimiento de inspección 71152, *Identificación y resolución de problemas*.
- Guía de UNESA CEN-30 “Guía genérica de Seguridad en Parada”.

## 8. ANEXOS

- Anexo 1.- Motivo de la revisión y cambios introducidos.

## **ANEXO 1.- MOTIVO DE LA REVISIÓN Y CAMBIOS INTRODUCIDOS.**

### **1. INTRODUCCIÓN**

La revisión 1 de este procedimiento se realiza con los siguientes objetivos:

- i. actualizar el procedimiento de acuerdo con el contenido de la última revisión del procedimiento equivalente del ROP de la NRC: 71111.20, revisión de 31/01/2008.
- ii. recoger la experiencia adquirida por los inspectores del CSN en el uso y aplicación del procedimiento vigente (revisión 0, de 26 de septiembre de 2005).

Además, en esta revisión se ha tratado de adecuar la estructura del procedimiento a la requerida en el procedimiento, recientemente aprobado, PG.XI.04 (“Documentación del sistema de gestión”)

### **2. ALCANCE DE LAS MODIFICACIONES.**

Se modifica la muestra y las horas de inspección para ajustarlas a los recursos establecidos para la Inspección Residente.

Se recalca la importancia de evaluar e inspeccionar las actividades del Titular en condiciones de medio lazo o de inventario reducido.

Se referencia adecuadamente la guía de UNESA CEN-30.

Se especifica que las actividades de revisión del plan de parada se documentarán en los Informes de Evaluación del Programa de Recarga.

Se aclara la parte de inspección correspondiente al cierre del recinto de contención.

Se añaden comprobaciones en la revisión de las actividades de recarga.

Se corrige la referencia al procedimiento de determinación de la significación para operaciones en parada PT.IV.304.

Se introducen otros cambios menores que no afectan al contenido técnico del procedimiento, sino sólo a aspectos de claridad y legibilidad.