

RECARGA Y OTRAS ACTIVIDADES DE PARADA

Colaboradores			
Redactor	Jordi Ventura Pena		21/05/20
Unidad de Planificación, Evaluación y Calidad	Ana Belén Pérez Pelaz		21/05/20
Subdirectora	Cristina Les Gil		21/05/20
Director Técnico	Rafael Cid Campo		22/05/20

1.	OBJETO Y ALCANCE	2
2.	DEFINICIONES	3
3.	NORMATIVA APLICABLE	3
4.	RESPONSABILIDADES.....	3
5.	DESCRIPCIÓN	4
5.1	PLANIFICACIÓN DE LA INSPECCIÓN	5
5.1.1	Revisión del programa de parada	5
5.2	DESARROLLO DE LA INSPECCIÓN	6
5.2.1.	Vigilancia de las actividades de parada.....	6
5.2.2.	Control del titular de las actividades de parada	6
5.2.3.	Inventario reducido y condiciones de medio lazo	11
5.2.4.	Actividades de recarga	12
5.2.5.	Seguimiento de las actividades de calentamiento y arranque	13
5.2.6.	Identificación y resolución de problemas	13
5.3.	DOCUMENTACIÓN DE LOS RESULTADOS DE LA INSPECCIÓN	14
6.	REGISTROS	14
7.	REFERENCIAS	14
8.	ANEXOS.....	15
•	Anexo I.- Motivo de la revisión y cambios introducidos.	15
•	Anexo II.- Guías generales de inspección	15

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 del titular, dentro de su programa de parada, para verificar que considera el riesgo en el desarrollo de los programas de parada, que sigue las metodologías administrativas de reducción de riesgos para controlar la configuración de la central, que ha desarrollado estrategias de mitigación para escenarios de pérdida de funciones clave de seguridad y que sigue los requisitos de la licencia de operación y de las especificaciones técnicas de funcionamiento que aseguran la defensa en profundidad.
- Verificar que las estructuras, sistemas y componentes (ESC) relacionados con la seguridad y significativos para el riesgo, ubicados en áreas no accesibles durante la operación a potencia, son mantenidas en unas condiciones de operabilidad.
- Evaluar, con especial hincapié, aquellas actividades previstas en situaciones de medio lazo, o con inventario reducido, para verificar que el titular emplea las herramientas de gestión del riesgo mediante el cumplimiento de los compromisos que tenga establecidos con la Generic Letter (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”; que la parada se planifica y desarrolla según dichas directrices y se adecua a las directrices de la guía NUMARC 91-06 y a la Guía de Seguridad 1-18.

Los Pilares de Seguridad asociados a este procedimiento son:

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

Este procedimiento es de aplicación al personal del CSN, que sean inspectores residentes en las centrales nucleares.

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, PA.IV.01 .- Plan Base de inspección a las centrales nucleares e instalaciones del ciclo y residuos en operación y Anexo 7 del PG.XI.04.- Documentación del sistema de gestión.

3. NORMATIVA APLICABLE

La que se describe en el PG.IV.03, actualizada con las siguientes:

- Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Seguridad Nuclear en las Instalaciones Nucleares.
- Real Decreto 1439/2010, de 5 de noviembre, por el que se modifica el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes, aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio.
- Instrucción IS-02, de 1 de septiembre de 2004, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se regula la documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera.
- Instrucción IS-26, de 16 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares.
- Instrucción IS-27, revisión 1, de 14 de junio de 2017, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares.
- Instrucción IS-32, de 16 de noviembre de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de centrales nucleares.
- Instrucción IS-37, de 21 de enero de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares.

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:

- **Inspector Residente**

Será responsabilidad del inspector residente llevar a cabo la inspección de acuerdo con este procedimiento y reflejar los resultados en la correspondiente Acta de Inspección.

5. DESCRIPCIÓN

Para llevar a cabo las inspecciones durante la recarga y otras actividades de parada en las centrales nucleares, se tendrá en cuenta lo establecido en los procedimientos PG.IV.03.- Inspección y control de instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible y el PG.IV.10.- Inspección residente en centrales nucleares en explotación, junto con las particularidades que se describen en este procedimiento.

El riesgo en parada puede ser elevado debido a deficiencias que ocurran cuando las estructuras, sistemas y componentes (ESC) de seguridad no estén disponibles. Debido a un potencial incremento en el número de ESC fuera de servicio, durante periodos de manipulación de combustible dentro de una parada para recarga, así como potenciales configuraciones de la central no habituales durante periodos sin combustible en la vasija, el riesgo de aparición de estas deficiencias se puede ver incrementado. Los periodos de tiempo con inventario reducido en el sistema de refrigerante del reactor son los más críticos.

Un riesgo adicional que debe considerarse es el modelo desarrollado por el titular en lo referente a la gestión de turnos y control horario de los trabajadores durante toda la parada. Este aspecto es importante considerando que la fatiga de los trabajadores puede incidir en el riesgo para su salud y la defensa en profundidad de la planta.

Frecuencia y tamaño de la muestra. Estimación de recursos.

Con el fin de asegurar que la inspección realizada cubre razonablemente sus objetivos el procedimiento contempla una referencia muestral, así como una serie de puntos de inspección complementarios entre sí, siendo la Inspección Residente la responsable de definir cuál de ellos será de aplicación a cada muestra seleccionada, si bien deberá asegurar que todos ellos se han ejecutado al menos una vez cada dos ciclos de operación.

Este procedimiento de inspección se debe ejecutar 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 utilizar este procedimiento cuando la parada requiera enfriamiento del primario y/o la entrada en contención para realizar trabajos. No se usará este procedimiento en el caso de disparos de reactor sin complicaciones adicionales, en los que el titular decide arrancar la planta sin acceder a contención.

Los recursos para la inspección se verán 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.

Es habitual que se generen 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 sistema de refrigerante del reactor, pruebas de tiempo de actuación de las barras de control, pruebas del interruptor de disparo del reactor y pruebas de aislamiento. 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).

5.1 PLANIFICACIÓN DE LA INSPECCIÓN

5.1.1 Revisión del programa de parada

Antes de la parada, revisar el programa de evaluación de riesgos de parada del titular y verificar que ha considerado de forma adecuada el riesgo, la experiencia de la industria y problemas previos particulares del emplazamiento. Confirmar que dispone de estrategias de mitigación/respuesta para pérdidas de las funciones clave de seguridad.

Dentro del alcance del programa verificar si el titular ha contemplado los horarios y turnos de trabajo de los operarios, respetando sus tiempos de descanso, para garantizar que se evitan periodos de fatiga. Para analizar en detalle este último aspecto el inspector podrá revisar horarios planificados, para tareas específicas, dentro de áreas como operación, mantenimiento, protección contra incendios...

Para centrales con dos unidades, con la otra unidad a potencia, durante la parada en una de ellas, se deberá verificar que el personal asignado a turnos, en particular el de sala de control, mantiene su horario habitual y su carga de trabajo no se ve incrementada por el hecho de tener una de las unidades en parada de recarga.

Todas estas actividades se recogerán en los Informes de Evaluación del Programa de Recarga requeridos como actividad de evaluación en el procedimiento PG.IV.10.- Inspección residente en centrales nucleares en explotación. La evaluación se basará en los Informes de Planificación de Recarga que envían los titulares en cumplimiento con la Instrucción del CSN IS-02, de 1 de septiembre de 2004, apartado sexto.

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.

5.2 DESARROLLO DE LA INSPECCIÓN

5.2.1. Vigilancia de las actividades de parada

Objeto:

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.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos:

Los ritmos 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 en el sistema refrigerante del reactor (residuos de ácido bórico), que pudiera más tarde ser enmascaradas por los trabajos en curso. Puede comprobarse en soportes, abrazaderas y amortiguadores que no hay daños o deformaciones.

5.2.2. Control del titular de las actividades de parada

Objeto:

Verificar que el titular mantiene una adecuada defensa en profundidad, necesaria según el plan de gestión de riesgo, para todas las funciones clave de seguridad y sigue fielmente las especificaciones técnicas aplicables al declarar fuera de servicio equipos clave. Verificar particularmente que los cambios de configuración no planificados, causados por trabajo emergente y condiciones inesperadas, se controlan de acuerdo con el programa de gestión de riesgos. Para las centrales que usan centros de control de trabajo alejados de sala de control, verificar que los operadores de la sala de control son plenamente conscientes de la configuración real de la planta.

Escoger semanalmente algunas actividades de las siguientes áreas, según el riesgo.

- a. Gestión de descargos: Verificar que las etiquetas están colocadas y/o retiradas apropiadamente y que el equipo asociado está apropiadamente configurado para apoyar la función del descarga. Verificar la aplicación de los procedimientos/técnicas del titular para la exclusión de materiales extraños (FME). Una retirada inapropiada de descargos puede aumentar el riesgo de sufrir inundaciones internas, y/o incrementar las fuentes de ignición, afectando a la defensa en profundidad.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos: Las etiquetas de descarga para las fronteras asociados con mantenimiento o modificaciones significativas para el riesgo deben colocarse en el equipo apropiado y la configuración de planta debe garantizar que no se incrementan los riesgos asociados a los equipos restantes. En emplazamientos de varias unidades, hay que tener en cuenta los problemas de etiquetado/descarga 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) retirada de descargos sobre la alimentación eléctrica en válvulas motorizadas que pueden provocar su apertura/cierre indebido por tener señales de actuación bloqueadas.

- b. Instrumentación del sistema de refrigerante del reactor (SRR): 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 la incertidumbre de los instrumentos. Verificar que las lecturas de estos son coherentes con los cambios de las condiciones en la planta. La instrumentación de nivel es un factor clave durante periodos de inventario reducido y medio lazo, y la de presión durante la pérdida de evacuación de calor residual.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos: 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. Se debe disponer de 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 sufrir cambios de cota que pudieran retener líquido o vapor/gas en las tuberías de instrumentos (es decir, sellos de lazo). Si se usa la instrumentación de nivel en 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 en la instrumentación de nivel del RHR debido al calentamiento y presurización.

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

- c. Suministro eléctrico: 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. Comprobar que las tareas asociadas a las subestaciones y parques eléctricos se gestionan de acuerdo al riesgo y son consistentes con los escenarios planificados en el programa de parada. La pérdida de alimentación eléctrica externa y el “station blackout” son factores clave en el riesgo en parada.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos: El control de la alimentación eléctrica a los componentes es crítico para el riesgo durante las paradas, ya que los componentes se quedan sin tensión, y se energizan de nuevo, con los sistemas en una configuración poco usual, o sin terminar de montar. Esto puede causar variaciones inesperadas en el nivel del SRR, inundaciones internas o falsas actuaciones del sistema de protección, siendo las más importantes aquellas que podrían contribuir a una pérdida de la evacuación de calor residual.

- 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. La pérdida de evacuación de calor residual es un contribuyente principal al riesgo en parada de los PWR.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos: Cuando se pierde la evacuación de calor residual, es importante tener presente la capacidad de alivio del SRR debido al aumento de presión con la temperatura. En los escenarios donde el titular confía en los generadores de vapor como medio de apoyo para evacuar calor mediante circulación natural monofásica, verificar que:

1. los procedimientos para estos métodos se han analizado adecuadamente 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 steam-dump disponible, etc.).
- e. Disponibilidad de los sistemas de refrigeración de la piscina de combustible gastado: Verificar que el trabajo de parada no tiene impacto en la capacidad para operar el sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado durante y tras la descarga del núcleo.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos: 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 los equipos y los procedimientos de apoyo para la pérdida de refrigeración de la piscina de combustible gastado. El equipo designado para los procedimientos de recuperación debe estar disponible rápidamente, debe ser adecuado, no debe verse impedido por las actividades de parada y debe ser compatible con el equipo al que debe conectarse.

- f. Control de inventario. Verificar que las vías de suministro, alineamientos y métodos alternativos para reponer inventario son coherentes con el plan de gestión de riesgos de parada. Prestar especial atención a aquellas actividades con mayor riesgo potencial de provocar una pérdida de inventario, y verificar que existen controles adecuados para intentar evitar dicha pérdida.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos: Los escenarios de pérdida de inventario durante la parada se consideran significativos para el riesgo. A continuación se incluyen algunos ejemplos sobre caminos de pérdida de inventario:

1. Pérdida del RHR a la piscina de supresión en BWR.
2. Líneas 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 de generadores de vapor, para PWR.
4. Actividades de mantenimiento en tuberías o componentes conectados a una 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 retorno al tanque de almacenamiento de agua de recarga.

Para los BWR, el aislamiento automático por bajo nivel no debe inhibirse. 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 prevenir el fallo del sello. Deben suministrarse venteos adecuados para conseguir aporte por gravedad y baja presión cuando sea necesario.

- g. Control de reactividad: Verificar que el titular vigila el control de la reactividad de acuerdo a sus especificaciones técnicas. Verificar que aquellas actividades, o ESC, que pudieran provocar cambios inesperados de reactividad están identificadas en el plan de parada y están controladas de acuerdo con éste.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos: Control de la reactividad: Para los PWR, el titular debe identificar y emplear los controles administrativos apropiados ante 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 a una concentración menor de boro en la vasija. 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 temprana mediante la instrumentación de rango fuente.

- h. Integridad 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", y que puede garantizar su cierre en aquellos modos en que sea requerido. Para los BWR, verificar que el titular mantiene la contención secundaria requerida por las Especificaciones Técnicas.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos: 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 provisiones de tiempo adecuado de cierre, para los escenarios en que esté prevista su apertura.

- i. Gestión de turnos: Comprobar que el titular controla los horarios de los trabajadores para evitar cansancios excesivos, revisando una muestra de solicitudes de exención, auto declaraciones o análisis de cansancio. Si estas existen y están disponibles, el inspector deberá revisar varias entradas en cada área. El objetivo de la revisión es verificar que el titular sigue la normativa apropiada. Se considera adecuado realizar esta revisión una vez durante toda la parada.

5.2.3. Inventario reducido y condiciones de medio lazo

Objeto:

Revisar los compromisos del titular con la GL 88-17 y confirmar que están al día y 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 de medio lazo prestar especial atención a los posibles efectos causados por distracciones, debidas a sucesos inesperados o actividades emergentes, que puedan afectar a la capacidad del operador para mantener el apropiado nivel de agua en la vasija del reactor. El periodo de inventario reducido y medio lazo es el de mayor riesgo durante toda la parada.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos:

El inspector debe revisar las actividades programadas durante estas condiciones y considerar su impacto en los parámetros críticos que afectan al tiempo de ebullición. Revisar las curvas de tiempo para ebullición calculadas. 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 gestionan 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 mitigar 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 escenarios de inventario reducido.
- d. Verificar que:
 - 1. Las indicaciones de temperatura de salida del núcleo están operables (habitualmente 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 (usualmente 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 se pierde la fuente principal.

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 planta 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 potenciales distracciones pudieran afectar a la concentración del operador (p.ej. condiciones inesperadas o trabajo emergente).

5.2.4. Actividades de recarga

Objeto:

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 material ajeno 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. La carga de combustible debe realizarse de forma que se mantenga la operabilidad de la instrumentación empleada para vigilar la reactividad en cualquier punto dentro de la vasija.

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos:

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.

5.2.5. Seguimiento de las actividades de calentamiento y arranque

Objeto:

Si la contención fue abierta, el inspector realizará una ronda en ese edificio 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. Comprobar que todo el material auxiliar, introducido durante la parada, ha sido adecuadamente retirado o se ha evaluado su impacto, en caso de permanecer en el recinto de 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. Un punto importante es la vigilancia y comprobación que el titular dispone de todos los equipos necesario para realizar los consecutivos cambios de modo de operación, garantizando que el riesgo se mantiene en valores aceptables

Aspectos a comprobar para el cumplimiento de los objetivos: revisar la documentación asociada o comprobar el correcto funcionamiento de los equipos.

La verificación del estado final de la contención, previo a su cierre, puede realizarse mediante ronda para comprobar la ausencia de fugas, eliminación de material auxiliar que pudiera bloquear los sumideros de contención, retirada del etiquetado, etc. Garantizando que se han establecido tanto el balance de fugas del SRR como la integridad de la contención antes de la entrada en los modos en que son de aplicación.

5.2.6. Identificación y resolución de problemas

Objeto:

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. DOCUMENTACIÓN DE LOS RESULTADOS DE LA INSPECCIÓN

El inspector residente levantará acta con los resultados de la inspección.

6. REGISTROS

- Agenda de inspección
- Acta trimestral de inspección
- Informes de Evaluación del Programa de Recarga correspondientes.

7. REFERENCIAS

- PG.IV.03.- Inspección y control de instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible
- PG.IV.10.- Inspección Residente en las centrales nucleares en explotación.
- PT.IV.10.- Evaluación de la planificación de las paradas de recarga en CCNN.
- PA.IV.201.- Programa de identificación y resolución de problemas (PI y RP).
- 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*, 9 de julio de 1987.
- US-NRC NUREG-1269, *Loss of Residual Heat Removal System, Diablo Canyon, Unit 2, April 10, 1987*.
- US-NRC GL 88-17, *Loss of Decay Heat Removal, 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*, junio de 1990.
- US-NRC NUREG-1449, *Shutdown and Low-Power Operation at Commercial Nuclear Power Plants in the United States*, setiembre de 1993.
- US-NRC IN 93-72, *Observations from Recent Shutdown Risk and Outage Management Pilot Team Inspections*, 14 de setiembre de 1993.
- US-NRC NUREG-0700, REV.1, *Human System Interface Design Review Guideline*, 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*, 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*, 12 de enero de 1995.
- US-NRC Nota informativa 2005-16, *Outage Planning and Scheduling Impacts on Risk*, 20 de junio de 2005.
- 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 I.- Motivo de la revisión y cambios introducidos.
- Anexo II.- Guías generales de inspección

ANEXO I

MOTIVO DE LA REVISIÓN Y CAMBIOS INTRODUCIDOS

La revisión 2 de este procedimiento se realizó con los siguientes objetivos:

- i. Necesidad de actualizar el procedimiento de acuerdo con el contenido de la última revisión del equivalente del ROP de la NRC: 71111.20, revisión de 1 de enero de 2019.
- ii. recoger la experiencia adquirida por los inspectores del CSN en el uso y aplicación del procedimiento vigente (revisión 1, de 9 de junio de 2010).

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

Se actualizó la normativa aplicable y se adaptaron las responsabilidades a la estructura organizativa actual de la DSN.

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

ANEXO II

GUÍAS GENERALES DE INSPECCIÓN

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 últimas, las listas de comprobación proporcionan guías adicionales para la verificación de cada función de seguridad.

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.

Los operadores y el personal del grupo de control de recarga 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 afectados 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 y la disponibilidad del personal necesario para ello.

El trabajo emergente (mantenimiento, vigilancia, etc.), o el trabajo planificado que excede el tiempo programado, debe controlarse para evitar solapamiento con otras actividades, especialmente si este puede perturbar potencialmente el estado de la planta 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.

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 RHR se pierde.

Se proporcionan guías generales adicionales en la siguiente tabla.

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