

Guía de Seguridad 1.5 (Rev. 1)

Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera

Madrid, 21 de julio de 2004

© Copyright Consejo de Seguridad Nuclear, 2004

Publicado y distribuido por:
Consejo de Seguridad Nuclear
Justo Dorado, 11. 28040 - Madrid
<http://www.csn.es>
peticiones@csn.es

Imprime: Imprenta Fareso, S. A.
Paseo de la Dirección, 5. 28039 Madrid

Depósito legal: M.



Impreso en papel reciclado

Índice

1 Introducción	7
1.1 Objeto	7
1.2 Ámbito de aplicación	7
2 Informe de seguridad de la recarga (ISR)	7
2.1 Objetivos y aspectos generales del ISR	7
2.2 Información general a incluir en el ISR	9
2.3 Información específica a incluir en el ISR	9
2.3.1 Información sobre el diseño nuclear	9
2.3.2 Información sobre el diseño mecánico del combustible	10
2.3.3 Análisis de seguridad específico del ciclo	10
2.4 Informe de los límites de operación del núcleo (ILON)	11
2.5 Elementos de demostración	11
2.6 Nuevos tipos de combustible	12
3 Revisión de la documentación de seguridad de la recarga	13
4 Informe de planificación de la recarga	13
5 Programa general de actividades de la recarga	14
5.1 Aspectos generales	14
5.2 Programa de trabajo de inspección en servicio	15
5.3 Actividades de mantenimiento	15
5.4 Modificaciones de diseño	15
5.5 Plan de inspección del combustible irradiado	16
5.6 Información sobre pruebas especiales y requisitos de vigilancia específicos	16
5.7 Pruebas nucleares de arranque del ciclo	17
5.8 Dosis previstas	17
6 Información a suministrar durante la parada	18
7 Informe final	19
7.1 Aspectos generales	19
7.2 Inspección en servicio	19
7.3 Funciones clave de seguridad en parada	20
7.4 Modificaciones de diseño	20

7.5 Inspección del combustible	20
7.6 Pruebas especiales y requisitos de vigilancia específicos.	21
7.7 Pruebas nucleares de arranque del ciclo	22
7.8 Reducción de dosis: dosis recibidas	22
8 Plazos de presentación de la documentación relacionada con la recarga	23
Definiciones	24
Anexo 1:	
Inspección en servicio.	25
Anexo 2:	
Datos radiológicos.	32

Prólogo

El artículo 2 a) de la *Ley 15/1980*, de 22 de abril, *de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, tras la modificación introducida por la Disposición adicional primera de la *Ley 14/1999*, de 4 de mayo, *de Tasas y Precios Públicos por Servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear*, atribuye a este Ente Público la facultad de «elaborar y aprobar las instrucciones, circulares y guías de carácter técnico relativas a las instalaciones nucleares y radiactivas y a las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica» relacionadas con el funcionamiento seguro, es decir, sin riesgos indebidos para las personas o el medio ambiente, de las instalaciones nucleares y radiactivas.

En esta línea, ha sido aprobada por el Consejo con fecha 21 de julio de 2004, una nueva edición de la Instrucción IS-02, relativa a la «Documentación sobre Actividades de Recarga en Centrales Nucleares de Agua Ligera», cuyo objetivo es dar tratamiento a la documentación exigible por parte del Consejo de Seguridad Nuclear para evaluar la seguridad y correcta realización de los procesos de renovación del combustible nuclear, siendo así que la citada Instrucción procede a la identificación de las actividades sobre las que es necesario el envío de información al Consejo, los contenidos de la misma y los plazos recomendados para su presentación.

El objetivo de la Guía de Seguridad 1.5 es desarrollar un método que el CSN considera aceptable para cumplir con los requisitos contenidos en la citada Instrucción IS-02, así como clarificar aspectos de detalle en relación con su correcto cumplimiento. La aprobación de una nueva versión de la Instrucción IS-02 hace necesario actualizar el contenido de la Guía de Seguridad 1.5, lo que constituye el motivo de la presente revisión.

1. Introducción

1.1. Objeto

La presente Guía de Seguridad tiene como objeto recomendar un método aceptable para el cumplimiento de los requisitos establecidos en la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) IS-02 *Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera*, desarrollando el contenido de la documentación que es preciso remitir al CSN sobre dichas actividades.

1.2. Ámbito de aplicación

La IS-02 establece que todos los titulares de las centrales nucleares de agua a presión (PWR) y de agua en ebullición (BWR) deben remitir al CSN los siguientes informes relacionados con las actividades que se realizan durante la recarga:

- Informe de seguridad de la recarga (ISR).
- Informe de planificación de la recarga.
- Programa general de actividades de la recarga.
- Información a suministrar durante la parada.
- Informe final de la recarga.

La IS-02 determina igualmente el contenido general de estos informes, estableciendo en su caso diferencias entre las centrales PWR y BWR, y establece los plazos previstos de presentación de cada uno de ellos. En los apartados siguientes de esta Guía se trata por separado un contenido que se considera aceptable para cada uno de estos informes.

2. Informe de seguridad de la recarga (ISR)

2.1. Objetivos y aspectos generales del ISR

La IS-02 establece como objetivo del ISR el contener los análisis de seguridad de la recarga necesarios para demostrar que el núcleo resultante tras la renovación del

combustible cumplirá los criterios de seguridad establecidos en el Estudio de Seguridad (ES) de la central, y que, por consiguiente, la operación del núcleo de recarga es segura según lo establecido en dicho documento y dentro de los límites y condiciones de operación requeridos en los documentos oficiales de explotación y en la autorización de explotación vigente.

Si bien estos análisis no precisan aprobación explícita, es habitual que de ellos se deriven cambios a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento o modificaciones a la instalación. En el primer caso, éstos se someterán a aprobación siguiendo los trámites establecidos, mientras que las modificaciones deberán ser analizadas para determinar si precisan autorización, con arreglo a las recomendaciones de la Guía de Seguridad GS 1.11 del CSN titulada *Modificaciones de diseño en centrales nucleares*.

La IS-02 establece que la metodología utilizada en los análisis de seguridad incluidos en el ISR debe haber sido aceptada por el CSN con carácter previo a su aplicación. Por lo tanto, si se va a modificar la metodología respecto a la que se aplicó para demostrar la seguridad de las recargas anteriores de la misma central, será preciso analizar los cambios siguiendo lo establecido en la GS-1.11 para determinar si requieren autorización. En el caso de que esta autorización sea necesaria, será preciso solicitarla y obtenerla antes de su aplicación a los análisis de la recarga, excluyéndose en la IS-02 la posibilidad de solicitar la autorización al mismo tiempo que se presenta el ISR.

En todos los casos en que haya cambios en la metodología de análisis respecto a recargas anteriores, haya sido necesaria autorización o no, la IS-02 requiere que ello se indique de forma clara y precisa dentro del ISR. Se recomienda además que, siempre que se proponga un cambio de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la planta como consecuencia de los análisis de seguridad de la recarga, se incluya en el ISR la información correspondiente.

La estructura del documento y el orden en que deben figurar los diferentes conceptos no quedan determinados en la IS-02, por lo que dicha estructura puede ser establecida por el titular según sus necesidades específicas. Algunos de los conte-

nidos mencionados en la IS-02 o en esta Guía pueden no figurar explícitamente en el ISR, siempre que se incluyan en otros documentos específicos de la recarga (como el informe de diseño nuclear (IDN), el informe de gestión del ciclo (IGC), u otros), y que estos documentos se remitan al CSN.

2.2. Información general a incluir en el ISR

Los aspectos generales del análisis de la recarga que debe contener el ISR quedan establecidos en la IS-02.

2.3. Información específica a incluir en el ISR

La IS-02 requiere que el ISR contenga información específica, al menos, sobre los siguientes aspectos:

- Diseño nuclear del ciclo de operación.
- Diseño mecánico del elemento combustible.
- Análisis de seguridad específicos del ciclo.

La información que se recomienda incluir sobre cada uno de ellos se especifica a continuación en los apartados siguientes.

2.3.1. Información sobre el diseño nuclear

Se recomienda que se incluya en el ISR la información cuantitativa que se especifica a continuación, proporcionando valores relativos al comienzo y al final del ciclo, valores máximos y mínimos durante el ciclo, o curvas de variación del parámetro de que se trate. Los parámetros requeridos son los siguientes:

- a) Concentraciones críticas de boro.
- b) Márgenes de parada y capacidad mínima requerida.
- c) Exceso de reactividad en caliente.
- d) Distribuciones de potencia y quemado.
- e) Factores de pico.
- f) Límites térmicos aplicables a la operación del ciclo.

- g) Coeficientes de reactividad.
- h) Vida media de los neutrones inmediatos.
- i) Fracción de neutrones diferidos.
- j) Valores y límites de inserción de las barras de control.
- k) Valor diferencial del boro.
- l) Datos necesarios para la realización de las pruebas nucleares de arranque del ciclo.

En el caso de que, por las características de la metodología de diseño que se use o por los métodos de seguimiento de ciclo que se apliquen, el titular de una central que desee modificar el contenido de la lista anterior, podrá proponer al CSN una lista equivalente de parámetros para su aceptación.

Cuando el contenido habitual del IDN, junto con el del IGC (BWR) u otra documentación, se considere suficiente para cumplir con lo requerido en este apartado, sólo será necesario incluir en el ISR los valores de los parámetros relacionados con los análisis de seguridad.

2.3.2. Información sobre el diseño mecánico del combustible

Cuando sea necesario realizar una verificación específica del cumplimiento de los criterios de diseño del elemento combustible para el ciclo concreto, se recomienda que las hipótesis utilizadas y los datos resultantes se incluyan de forma explícita en el ISR.

2.3.3. Análisis de seguridad específico del ciclo

En el contexto de la IS-02 y de esta Guía, se han considerado como análisis de seguridad del ciclo todos aquellos que son necesarios para demostrar que el núcleo, una vez renovado el combustible, cumple los criterios de seguridad establecidos en el Estudio de Seguridad. En este sentido, se consideran análisis de seguridad tanto los análisis termomecánicos y termohidráulicos como los análisis de transitorios y accidentes.

En los análisis de seguridad del ciclo será preciso identificar aquellos parámetros que cambian como consecuencia del nuevo núcleo y que tengan impacto en los

análisis de seguridad, debiendo demostrarse que con dichos cambios no se superan los límites de seguridad establecidos. La demostración podrá realizarse de manera específica para cada ciclo, o bien de manera genérica. En este caso, se elaborará un documento-base en el que se identifiquen todos aquellos parámetros de seguridad que pueden cambiar como consecuencia de una recarga, y el margen de variación permitido sin que se requieran nuevos análisis de seguridad. En el documento se justificará de manera adecuada que la variación de los parámetros identificados dentro de los márgenes establecidos, no lleva a superar los límites de seguridad.

En aquellos casos en que se disponga de dicho documento aceptado y la recarga no incorpore otros aspectos que requieran un proceso de autorización, bastará con presentar los valores de los parámetros identificados en el documento-base correspondientes al ciclo. En todos los demás casos, se deberán presentar los análisis específicos del ciclo necesarios para demostrar que se siguen cumpliendo los límites establecidos en el Estudio de Seguridad.

2.4. Informe de los límites de operación del núcleo (ILON)

En la IS-02 se establece que aquellas centrales que dispongan de un Informe de los Límites de Operación del Núcleo (ILON) aprobado, deberán remitir el correspondiente al nuevo ciclo junto al ISR, y que éste deberá contener los análisis de seguridad necesarios para justificar los cambios que se hayan introducido en el citado ILON.

2.5. Elementos de demostración

En aquellas recargas en las que se introduzcan en el núcleo, por primera vez, elementos de demostración de un nuevo combustible, o bien destinados a acumular experiencia operativa sobre algún componente o parte específica del combustible, la IS-02 establece que deberá obtenerse previamente del CSN la aceptación del programa de elementos de demostración correspondiente.

Para la obtención de esta aceptación del programa de elementos de demostración, se recomienda que se presente documentación en la que se justifiquen los siguientes aspectos:

- Se ha realizado una definición detallada de los objetivos perseguidos con el programa, y se han previsto las inspecciones y tareas de seguimiento necesarias para verificar su cumplimiento.
- El programa se ha diseñado de forma que las condiciones de operación de los elementos de demostración sean razonablemente representativas del uso habitual del combustible, si bien tratará de evitar que los elementos de demostración sean limitantes en el nuevo núcleo. En este contexto, un elemento se considera limitante en el núcleo si, en alguno de los análisis de seguridad, es el que muestra menos margen respecto a los límites aplicables.
- Cuando un elemento de demostración sea el elemento limitante en el núcleo, ello se hará constar así en el ISR, indicando de forma explícita las penalizaciones y conservadurismos adicionales que se han asumido en los análisis de seguridad afectados para garantizar que quedan cubiertas razonablemente las incertidumbres (cálculo, metodológicas, parámetros de entrada, etc.) que puedan derivarse de la falta de experiencia operativa.
- El número de elementos de demostración es el más bajo posible compatible con los requisitos de diseño de la recarga.
- Se ha previsto que los elementos de demostración alcancen el quemado objetivo del nuevo diseño, así como los mecanismos necesarios para verificar que no se producen degradaciones no previstas a lo largo del quemado.
- El diseño de los elementos es compatible neutrónica, mecánica e hidráulicamente con los restantes elementos del núcleo.
- La metodología de diseño y evaluación de seguridad aceptada para esa planta sigue siendo válida para los elementos de demostración. En caso contrario, las modificaciones deberán tratarse como se ha indicado en el apartado 2.1.

2.6. Nuevos tipos de combustible

La introducción en el núcleo de un nuevo tipo de combustible constituye una modificación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central. La

IS-02 establece que, dentro del trámite de aprobación del cambio de las Especificaciones, se presentará un análisis de los resultados de los programas de demostración en que haya intervenido dicho combustible, junto con un informe del diseño del elemento combustible en el que se incluyan las características más relevantes de su diseño nuclear, termohidráulico, termomecánico y estructural. En el caso de que la utilización del nuevo combustible introduzca cambios en la metodología de análisis, éstos se tratarán como ya se ha indicado en el apartado 2.1.

Ocurre con frecuencia en las recargas que, aún manteniéndose el mismo tipo de combustible de ciclos anteriores, se introducen modificaciones en su diseño neutrónico, termohidráulico, o mecánico. Estas modificaciones se tratarán conforme a lo indicado en la GS-1.11 para determinar si requieren autorización. Alternativamente, la determinación de la necesidad de autorización podrá realizarse sobre la base de guías y criterios específicos del suministrador del combustible, que deberán haber sido aceptadas previamente por el CSN para ese propósito.

3. Revisión de la documentación de seguridad de la recarga

La IS-02 establece las circunstancias y condiciones en las que debe revisarse la documentación de seguridad de la recarga.

4. Informe de planificación de la recarga

El objetivo del informe de planificación de la recarga que se define en la IS-02 es el de demostrar que la recarga se va a efectuar con las adecuadas garantías de seguridad. Se establece en la Instrucción una lista de aspectos sobre la que se requiere información. El contenido recomendado de este informe para dar cumplimiento a lo requerido, consta de la siguiente información:

- Criterios generales utilizados para la planificación de la recarga y descripción de los objetivos globales de seguridad nuclear y protección radiológica establecidos, así como su aplicación a aspectos concretos, como por ejemplo: mantenimiento de las funciones clave de seguridad en parada, corrección de

problemas detectados en recargas anteriores y prevención de sucesos significativos, de vertidos radiactivos o de dosis radiológicas no planificadas por actividades concretas.

- Justificación de que la organización y recursos previstos para supervisar los trabajos y el cumplimiento del programa de recarga, así como el propio programa de recarga, son apropiados para cumplir los objetivos indicados en el párrafo anterior. Dicha justificación deberá referir los documentos o guías de la industria nuclear utilizados en la planificación y organización de la recarga.
- Identificación y justificación, en su caso, de los cambios que se introduzcan a este respecto en esta recarga respecto al histórico de las anteriores.
- Controles previstos para que no se modifiquen los trabajos de recarga sin un análisis previo adecuado cuando dichas modificaciones puedan tener un impacto en la seguridad. Las modificaciones pueden ser debidas, por ejemplo, a cambios en la duración o bien al momento relativo de su ejecución en el programa, a solapes o a ocurrencia de sucesos.
- Descripción de las provisiones establecidas para asegurar que se revisa la planificación en caso de ocurrencia de sucesos significativos y se asimila la experiencia operativa disponible.
- Descripción de los hitos más importantes de la parada, con indicación y justificación, en su caso, de qué actividades de mantenimiento, control, etc., se han acortado, reducido o suprimido respecto al histórico de recargas anteriores.

5. Programa general de actividades de la recarga

5.1. Aspectos generales

El programa general de actividades de la recarga, tal como se define en la IS-02, debe contener una secuencia temporal de las principales actividades previstas para

la parada. El cumplimiento de este requisito se consigue enviando al CSN el programa de actividades previstas en parada. En este programa figurará la previsión en el tiempo de las actividades que constituyen el camino crítico, y de aquellas otras que se realizan en paralelo y están relacionadas con la seguridad nuclear. Asimismo, cada una de ellas se desglosará individualmente en las fases de que consta, señalándose, a su vez, la fecha y duración previstas para su realización.

A efectos de la aplicación de esta Guía, los hitos y fechas asociados al comienzo y finalización de la recarga se fijarán teniendo en cuenta las actividades previstas, incluyendo modificaciones de diseño y pruebas, sin que el periodo considerado sea, en ningún caso, inferior a aquel que va desde el desacoplamiento del turbo-grupo hasta su posterior conexión a la red.

La IS-02 requiere además que se incluya información específica sobre determinadas actividades, que se tratan en los apartados siguientes. Esta información específica podrá incluirse en apartados dentro de un documento general o bien como anexos independientes, en función del volumen o del contenido de los mismos.

5.2. Programa de trabajo de inspección en servicio

El programa de trabajo de inspección en servicio requerido por la IS-02 debe contener las inspecciones que se prevé efectuar durante la parada, suministrando sobre ellas la información que se describe en el apartado A) del Anexo I de esta Guía.

5.3. Actividades de mantenimiento

Respecto de las actividades de mantenimiento, se considera suficiente el envío del informe relativo a las evaluaciones de seguridad de las planificaciones de actividades de mantenimiento en recarga, realizadas de acuerdo con los criterios establecidos en la normativa vigente.

5.4. Modificaciones de diseño

La IS-02 requiere que se suministre la relación de modificaciones de diseño relacionadas con la seguridad a ejecutar durante la parada. Se recomienda que se

incluya una breve descripción de las mismas. La IS-02 indica igualmente que si fuera necesario implantar alguna modificación de diseño relacionada con la seguridad durante la parada de recarga que no haya sido previamente incluida en los informes requeridos por la GS-1.11, podrá ser incorporada en el programa general de actividades de la recarga, adjuntándose su documentación asociada.

5.5. Plan de inspección del combustible irradiado

Tal como requiere la IS-02, se deberá presentar el plan de inspección del combustible irradiado a realizar durante la parada. Se considera preciso justificar adecuadamente aquellos casos en que no se estime necesario realizar dicha inspección.

Para dar cumplimiento a este requisito, se considera que el plan de inspección debe incluir, al menos, los siguientes aspectos:

- a) Criterios establecidos para la selección del combustible a inspeccionar.
- b) Listado de elementos que se ha previsto inspeccionar.
- c) Alcance de la inspección y medios y equipos a utilizar durante la misma.

En el caso de que se prevea la necesidad de una posible reconstitución de combustible, el plan de inspección hará constar dicha posibilidad y la estimación del número de varillas afectadas.

5.6. Información sobre pruebas especiales y requisitos de vigilancia específicos

Durante las paradas para recarga se cumplimenta una buena parte de los requisitos de vigilancia de los sistemas, equipos y componentes importantes para la seguridad y, asimismo se realizan otras pruebas especiales que pueden venir impuestas por condicionados del CSN, por aplicación temporal de normativa, o por otras causas.

Con objeto de facilitar y simplificar el proceso de revisión y evaluación de este tipo de pruebas o requisitos de vigilancia por parte del CSN, la IS-02 requiere

que se indiquen los programas de actividades correspondientes a aquéllas que se hayan identificado por el CSN como de interés especial. Con carácter general, salvo que específicamente no le sea aplicable a la central, se considera preciso incluir las siguientes:

- a) Pruebas de fugas locales.
- b) Prueba integrada de fugas.
- c) Prueba de actuación de las salvaguardias tecnológicas definidas en el ES de la central.

Adicionalmente, con carácter específico para cada central, se incluirán en este apartado los programas de actividades correspondientes a la realización de pruebas especiales o requisitos de vigilancia específicos que se hayan identificado previamente por el CSN.

5.7. Pruebas nucleares de arranque del ciclo

Las pruebas nucleares de arranque del ciclo pueden identificarse en el programa de actividades descrito en el apartado 5.1, justificando, tal como requiere la IS-02, las posibles modificaciones respecto a la secuencia habitual de pruebas seguida en los arranques de ciclos anteriores. Los cambios en los procedimientos de prueba, si los hubiera, se tratarán conforme a lo establecido en la Guía de Seguridad GS-1.11 del CSN.

5.8. Dosis previstas

En la IS-02 se requiere que el programa general de actividades incluya información sobre las dosis previstas en aquellos trabajos que conlleven carga radiológica. La planificación de estos trabajos debe incluir una estimación detallada y realista de los parámetros radiológicos del trabajo a efectuar, que permita tomar decisiones sobre la protección radiológica a incorporar durante la realización de éstos.

La IS-02 requiere de forma específica que se incluya información sobre los siguientes aspectos:

a) Parámetros radiológicos.

Se considera necesario incluir una estimación preliminar de la dosis colectiva global de la recarga, y de la carga de trabajo expresada en horas por persona. Se identificarán los trabajos que se prevé puedan suponer una carga radiológica superior a la habitual en otras recargas, explicando la causa de tal previsión y las dosis colectivas asociadas a los mismos.

b) Técnicas de reducción de dosis.

Se expondrán las innovaciones que, al objeto de reducir las dosis, se van a introducir en las operaciones a realizar durante la parada, describiendo las técnicas a utilizar y los trabajos a los que afectan.

En la IS-02 se indica que las revisiones del programa, en particular si afectan a los programas detallados que se citan en el apartado A.1 del Anexo 1 de esta Guía, deben remitirse al CSN al menos 24 horas antes del inicio del proceso de parada. También se requiere que se envíe, en el mismo plazo, la estimación final de la dosis colectiva estimada por actividades, para lo que se recomienda utilizar el listado de la tabla 2 del Anexo II.

6. Información a suministrar durante la parada

La IS-02 determina que durante el período de parada de la central, se proporcione al CSN, con periodicidad semanal, información sobre el avance y la previsión de los trabajos. A estos efectos, se recomienda que se remita semanalmente la siguiente información:

- a) Avance de la ejecución de los trabajos más importantes realizados durante la semana. Se indicarán aquellos que se hayan finalizado y los que hayan comenzado.
- b) Previsión de los trabajos más importantes a acometer durante la semana siguiente. Se identificarán en este apartado aquellos trabajos de los que continúa su ejecución y los que se van a iniciar. Se hará especial mención a

aquellas pruebas que constituyan un hito importante dentro del camino crítico de la parada.

La IS-02 establece además que durante la parada se deberá comunicar información específica sobre las desviaciones significativas que se detecten, a medida que se vayan sucediendo. En particular, para aquellos trabajos cuya contribución a la dosis de recarga sea mayor del 10%, la IS 02 requiere que se informe cuando las dosis colectivas a recibir se desvíen, o se estime que puedan desviarse, en un 50% con respecto a la estimación previa. Para ello se recomienda seguir el formato de la tabla 2 del Anexo II de la presente Guía.

7. Informe final

7.1. Aspectos generales

Tal como se define en la IS-02, el informe final de la recarga deberá contener un resumen general de las actividades realizadas, incluyendo en particular información relativa a las actividades principales, y haciendo mención especial de las desviaciones del programa o de los resultados obtenidos respecto a los previstos y a las incidencias más importantes habidas durante la recarga.

La Instrucción requiere además que se aporte información detallada de determinados aspectos. El contenido recomendado sobre los mismos se trata por separado en los apartados siguientes. Como en informes anteriores, esta información podrá incluirse en apartados dentro de un documento general o en anexos independientes, en función del volumen o contenido de los mismos.

7.2. Inspección en servicio

Se remitirá el informe final de resultados de los ensayos, pruebas e inspecciones realizadas en la parada y, en su caso, durante el ciclo de operación, suministrando la información que se describe en el apartado B) del Anexo I a esta Guía.

7.3. Funciones clave de seguridad en parada

Se remitirá un informe sobre el seguimiento de las funciones clave de seguridad en recarga en relación con las actividades realizadas, en especial respecto de las de mantenimiento, y el análisis de sus resultados y de las posibles desviaciones con respecto a lo planificado.

7.4. Modificaciones de diseño

Se incluirá un balance final de las modificaciones de diseño relacionadas con la seguridad implantadas durante la parada, señalando las desviaciones respecto de lo previsto. En el caso de que se hayan implantado modificaciones de diseño que hayan requerido pruebas funcionales o de presión de estructuras, sistemas o componentes de seguridad, se hará constar este hecho, adjuntando la siguiente información:

- Tipo, alcance y condiciones de prueba.
- Identificación de las estructuras, sistemas o componentes probados.
- Comparación de los resultados con los criterios de aceptación.

7.5. Inspección del combustible

Se incluirán los resultados de las actividades de inspección de combustible irradiado, elementos inspeccionados, fallos o defectos detectados, problemas estructurales, deformaciones, daños en rejillas, arqueado de barras, acumulación de depósitos, etc.

Además, se analizarán las posibles causas de los defectos encontrados y se compararán los resultados obtenidos en la inspección con los resultados de campañas previas de la propia central, así como con la experiencia exterior existente para el tipo de combustible de que se trate.

En caso de que se haya realizado reconstitución o reparación de combustible durante la parada, se incluirá información sobre el número de elementos afectados, número de varillas sustituidas.

7.6. Pruebas especiales y requisitos de vigilancia específicos

Con carácter general, se incluirá la siguiente información acerca de las pruebas de vigilancia o especiales que se indican a continuación:

- a) Pruebas de fugas locales. En relación con las pruebas en que se mide la tasa de fuga a través de los dispositivos de aislamiento de la contención primaria, se trate o no de una válvula de aislamiento (pruebas de tipos B o C), se incluirá un apartado en el informe que contenga, al menos, la siguiente información:
 - Tasas de fugas inicial y final de cada componente sometido a prueba.
 - Tasas de fugas inicial total y final total siguiendo el máximo y el mínimo camino de fugas.
 - Descripción detallada de las medidas correctoras más significativas adoptadas para mantener la estanqueidad de la contención.
- b) Prueba integrada de fugas. Para las pruebas en que se mide la estanqueidad global de la contención (pruebas de tipo A), se incluirá un apartado en el que se indiquen el objetivo, desarrollo y resultados de la prueba. Adicionalmente, para cada una de las fases de la prueba se adjuntará la siguiente información:
 - Fase de estabilización: datos de entrada de los parámetros medidos y gráficos de temperatura seca y húmeda.
 - Fase de prueba: se proporcionarán los datos de entrada, resultados obtenidos y los gráficos de las variables más significativas, tanto para las pruebas nulas como para las definitivas.
 - Fase de verificación: se proporcionarán los datos de entrada, resultados obtenidos, los gráficos de las variables más significativas y los certificados de calibración de equipos y de personal.
- c) Prueba de actuación de las salvaguardias tecnológicas. Se proporcionará un informe de prueba que incluya la siguiente información:

- Comportamiento de los generadores diesel de emergencia. Verificación explícita del cumplimiento de los criterios de aceptación aplicables.
- Descripción de las deficiencias encontradas en la actuación de los sistemas de salvaguardias, en caso de que se hayan producido, y las acciones y comprobaciones realizadas para su resolución.

Con carácter específico para cada central, se incluirá en el informe la información correspondiente a las pruebas especiales y requisitos de vigilancia específicos que se hayan incluido en el apartado 5.6.

7.7. Pruebas nucleares de arranque del ciclo

Se incluirán los resultados de todas las pruebas identificadas en el programa enviado previamente (ver apartado 5.7), incluyendo una comparación entre las predicciones y los valores encontrados, así como el cumplimiento de los criterios de aceptación y, en su caso, un análisis de las discrepancias detectadas. Este último concluirá si de la realización de las pruebas se deduce algún impacto en los documentos asociados a la recarga (ISR, IDN, IGC, etc.), en cuyo caso se procederá a su revisión como se ha indicado en el apartado 3 de esta Guía.

7.8. Reducción de dosis: dosis recibidas

La aplicación del criterio ALARA a la operación de las centrales nucleares requiere conocer con detalle el riesgo radiológico asociado a los distintos sistemas, trabajos y departamentos. La clasificación que se propone en esta Guía, se considera adecuada a efectos de suministrar una información de las dosis recibidas compatible con la solicitada por la Comisión de las Comunidades Europeas en el cuestionario Doc. n.º 3650/90/ES MC/ae y del formato NEA 1 utilizado en el Sistema de Información sobre Exposición Ocupacional (ISOE) de la NEA-OECD, y es por tanto válida para cumplir con lo requerido en la IS-02.

a) Parámetros radiológicos.

La información que se considera necesaria se recoge en las tablas 1, 2 y 3 del Anexo II de esta Guía, si bien el titular se ajustará a las modificaciones fu-

turas del formato NEA 1 del ISOE en lo que le afecten. La tabla 1 es un resumen de los parámetros radiológicos de la recarga. La tabla 2 es el desglose por sistemas, trabajos y departamentos, de dichos parámetros radiológicos, de la carga de trabajo y del número de trabajadores involucrados.

b) Técnicas de reducción de dosis.

Se realizará un análisis de los resultados obtenidos como consecuencia de la aplicación del programa de reducción de dosis durante la recarga. En particular, para cada una de las innovaciones que se hayan introducido en la planta al objeto de reducir dosis, se indicará una valoración, al menos cualitativa, de la relación coste-beneficio y la reducción de dosis conseguida para cada uno de los trabajos a los que afecta.

A modo de orientación sobre este tipo de innovaciones, se recomienda seguir lo indicado en la Guía de Seguridad del CSN número 1.7 titulada *Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares*, en relación con las técnicas y prácticas de reducción de dosis.

8. Plazos de presentación de la documentación relacionada con la recarga

Los plazos de presentación de los diferentes documentos relacionados con las actividades de recarga quedan establecidos, para los diferentes casos que pueden presentarse, en la IS-02.

Definiciones

Recarga.

En sentido estricto, se entiende por «recarga» el conjunto de actividades encaminadas a la renovación del combustible en una central nuclear. Sin embargo, en las centrales de agua ligera se englobará también bajo esta denominación todo el conjunto de actividades que se realizan durante la parada para la renovación del combustible, entendiéndose a tal efecto que dichas actividades incluyen las siguientes:

- a) Diseño y análisis de seguridad de la recarga
- b) Manipulación del combustible
- c) Inspección del combustible
- d) Pruebas periódicas de vigilancia y pruebas especiales
- e) Pruebas nucleares de arranque del ciclo
- f) Modificaciones de diseño
- g) Control y vigilancia radiológicos durante la recarga
- h) Inspección en servicio
- i) Mantenimiento correctivo y preventivo

Las definiciones de los restantes términos y conceptos utilizados en esta Guía, se corresponden con los contenidos en las siguientes disposiciones:

- Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear (BOE nº 107, del 04-05-64, artículo segundo), modificada por la Ley 54/1997 de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico (BOE nº 285, del 28-11-97).
- Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear (BOE nº 100, del 25-04-80), modificada por la Ley 14/1999 de 4 de mayo de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear (BOE nº 107, del 05-05-99).
- Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (BOE nº 313, del 31-12-99).
- Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (BOE nº 178, del 26-07-01).

Anexo I

Inspección en servicio

A) Propuesta de programa de inspecciones

A.1) Inspecciones relativas al Manual de Inspección en Servicio (MIES o MISI)

1. *Introducción*

Deberá referenciarse el nombre de la central a la que aplica y su unidad, así como el número de la parada durante la que se ejecutará dicho programa.

También deberá indicarse el número de intervalo de inspección en el que se encuentra, el año a que corresponde dicha parada con respecto al inicio del intervalo en vigor y a qué período dará cumplimiento dicho programa.

2. *Objetivos*

Deberán indicarse los porcentajes de inspección, pruebas, etc., que pretenden cubrirse durante la parada, definiéndolos con el mayor grado de detalle posible.

3. *Referencias*

Se deberá referenciar explícitamente la normativa aplicable a la inspección en servicio (IES) durante la parada que no esté ya referenciada en los Manuales de Inspección en Servicio. En particular, se deberán referenciar explícitamente los casos de Códigos (Code Cases) aprobados aplicables a la Sección XI del Código ASME, que se pretendan utilizar durante la parada.

4. *Personal y equipos*

Definición sucinta de las previsiones de personal, equipos y medios a utilizar durante la parada, así como de los requisitos a los que se dará cumplimiento.

5. *Programa*

5.1. Ensayos no destructivos (END)

El documento en este punto deberá estar estructurado en dos apartados:

a) Requeridos por el Código ASME, Sección XI.

Programa resumido. Incluirá un programa resumido identificando por ítem, categoría y clase, el número de áreas y ensayos previstos realizar. Se señalarán los porcentajes que se pretenden cubrir sobre el programa definido para el intervalo en vigor.

Programa detallado. Listar los equipos, válvulas y tuberías a inspeccionar, detallando el área, ítem, categoría, examen y procedimientos aplicables; para válvulas y tuberías, indicar como mínimo el sistema y línea a la que pertenecen.

b) Requeridos por otra normativa.

Listar detalladamente las áreas previstas a examinar en cumplimiento con los requisitos de otras normativas aplicables en IES («Generic letters», «Nureg», «I.E. Bulletin», Condicionado del permiso de explotación, requisitos del CSN, etc.).

5.2. Inspección de soportes

Programa resumido. Incluirá un programa resumido identificando por ítem y categoría, el número de áreas y ensayos previstos

realizar. Así mismo, deberá señalar el porcentaje que se pretende cubrir sobre el programa definido para el intervalo en vigor.

Programa detallado. Listar detalladamente los soportes a inspeccionar, identificándose número de soporte, categoría, ítem, tipo, procedimiento de examen, etc.

5.3. Inspecciones y pruebas de amortiguadores

Programa resumido. Indicará el número de amortiguadores a inspeccionar y probar funcionalmente, justificándolo. En particular, para las pruebas funcionales, tanto el número como la justificación deberá realizarse por grupos definidos de prueba (similar diseño o características de aplicación).

Programa detallado. Listar detalladamente los amortiguadores a inspeccionar o probar, identificándose número de amortiguador, tipo, grupo, procedimiento de examen, etc.

5.4. Pruebas funcionales de válvulas

Programa resumido. Se incluirá un programa resumido para cada tipo de prueba (fugas, accionamiento, tarado, etc.), indicándose el alcance general que se pretende realizar en la parada, justificando éste mediante referencia a la normativa aplicable en cada caso.

Programa detallado. Incluirá por cada tipo de prueba, el listado detallado, por sistemas, de las válvulas objeto de prueba, indicando la válvula, función, categoría, frecuencia de prueba, procedimiento, etc.

5.5. Pruebas funcionales de bombas

Programa resumido. Se incluirá el programa resumido que se pretende realizar en la parada, justificándolo.

Programa detallado. Incluirá el listado de las bombas que serán objeto de pruebas durante la parada, indicándose la referencia de la bomba, su función y el procedimiento aplicable.

5.6. Pruebas de presión

Listar las pruebas a efectuar durante la parada, indicando el tipo de prueba (fugas o hidrostática), citando su alcance y las condiciones básicas de prueba.

5.7. Inspección de los tubos de los generadores de vapor (PWR)

Definir el alcance de las inspecciones que se pretende realizar durante la parada de recarga, con el mayor grado de detalle posible, identificándose los tipos de exámenes a realizar, corrientes inducidas (bobinas estándar y bobinas rotatorias) o ultrasonidos, así como las pruebas adicionales que pudieran efectuarse para verificar la integridad de los tubos. Así mismo, deberá incluirse la lista de los procedimientos a utilizar durante la misma.

5.8. Procedimientos

Lista de procedimientos, con sus respectivas revisiones, a utilizar durante la parada.

A.2) Programa de inspecciones no incluidas en el MIES

El programa requerido por este punto corresponde a los programas de inspección sistemáticos establecidos en la central como cumplimiento de algún requisito de vigilancia, condicionado del CSN, por aplicación temporal de alguna normativa, etc. Esta información podrá incluirse como anexo.

Con carácter específico, se deberá incluir información sobre el programa de vigilancia de espesores. Se deberán proporcionar los

siguientes datos como mínimo, para cada sistema y línea alcance del programa: área, configuración, diámetro, espesor nominal, espesor mínimo y material. Asimismo se deberá indicar si el área a inspeccionar lo ha sido en anteriores paradas o es la primera vez que se acomete su inspección.

B) Informe final de resultados

B.1) Inspecciones relativas al MIES

1. *Introducción*

Se deberán indicar las fechas en las que ha tenido lugar la inspección, referenciando el número de parada y ciclo de operación a que corresponden los resultados, así como el nombre de la central a la que aplica y su unidad.

También deberá indicarse, para qué año y período del intervalo en vigor computarán las inspecciones y pruebas realizadas.

2. *Alcance*

Se deberá indicar el grado de cumplimiento con el programa de inspección presentado, identificándose claramente las desviaciones producidas al mismo (por cambios de normativas, por interferencias, etc.), así como definir explícitamente las áreas con interferencias superiores al 10%. Este alcance deberá ser tratado para cada programa de inspección o pruebas individualmente.

3. *Personal y equipo*

Listar el personal participante y equipo utilizado tanto en las inspecciones como en las pruebas realizadas, así como citar los bloques de calibración utilizados.

4. *Evaluación y conclusiones*

- Recapitulación del contenido del informe, citando expresamente las áreas y componentes en las que se han detectado indicaciones o anomalías notificables en:
 - Ensayos no destructivos (END).
 - Inspección de soportes.
 - Inspección de amortiguadores.
 - Pruebas de válvulas.
 - Pruebas de bombas.
 - Pruebas de presión.
- Deberá incluirse una tabla resumen donde se identifiquen, por categoría e ítem, las áreas existentes y las programadas para el intervalo, así como las inspeccionadas y los porcentajes de avance de inspección en los casos que sea requerido (END, soportes y amortiguadores).

5. *Anexos al Informe Final de Resultados*

- i) Listado de control de ordenador de resultados de END.
- ii) Resultados de pruebas de soportes y amortiguadores.
- iii) Resultados de pruebas funcionales de bombas y válvulas.
 - Recapitulación de pruebas efectuadas durante el ciclo de operación.
 - Resultados de pruebas efectuadas durante la parada.
- iv) Resultados de pruebas de presión.
- v) Resultados de otros exámenes y pruebas
- vi) Listado de áreas con interferencias superiores al 10%, definiéndose el grado de interferencia, su categoría (evitable o no evitable) y la acción correctora.
- vii) Listado de procedimientos y revisiones utilizados durante la parada.

6. *Inspección de los tubos de los generadores de vapor (PWR)*

Deberá identificarse, como mínimo, el alcance realizado, personal participante en la inspección, equipos y técnicas utilizadas y resultados. Estos resultados deberán encontrarse suficientemente detallados, con el fin de dar a conocer el estado de los tubos de los generadores de vapor. Para lo cual, deberá incluirse, al menos, la información siguiente:

- Listado de tubos por defectología
- Listado de tubos taponados, identificando sus causas.
- Identificación de los procedimientos utilizados.

Esta información podrá incluirse como anexo.

B.2) **Inspecciones en servicio no incluidas en el MIES**

En este punto deberán incluirse las inspecciones realizadas de acuerdo con el punto A.2 de este Anexo. De forma específica, deberá incluirse información sobre los resultados de la vigilancia de espesores, proporcionando los siguientes datos como mínimo, para cada sistema y línea alcance del programa: área, configuración, diámetro, espesor nominal, espesor mínimo material, espesores medidos, criterios de evaluación y medidas correctoras, en su caso.

Anexo II

Datos radiológicos

Tabla 1. Resumen de parámetros radiológicos

Duración de la recarga	
Fecha de comienzo	Fecha de finalización

1.A. Dosis externa

1.A.1. Dosis colectiva cubierta por el período de la recarga. (Dosimetría operacional).

Plantilla	Contrata	TOTAL

1.A.2. Distribución de dosis de la dosimetría operacional.

Intervalo de dosis (mSv)	Número de personas		Dosis Colectiva (mSv.p)	
	Plantilla	Contrata	Plantilla	Contrata
< 0,10 mSv				
0,1 - 1 mSv				
1 - 2 mSv				
2 - 3 mSv				
3 - 4 mSv				
4 - 5 mSv				
5 - 6 mSv				
6 - 10 mSv				
10 - 20 mSv				
20 - 50 mSv				
>50 mSv				

1.B. Dosis interna

1.B.1. Distribución de dosis interna.

	Plantilla	Contrata	Total
Número de personas controladas			
Número de personas con dosis > 1 mSv			
Número de personas con dosis > 5 mSv			
Dosis colectiva (mSv.p)			

Tabla 2. Parámetros radiológicos por sistemas, trabajos y departamentos

Sistema o trabajo	Duración horas x persona	Dosis colectiva (mSv.persona)			Número de personas			Observaciones
		Plantilla	Contrata	Total	Plantilla	Contrata	Total	
1 Reposición de combustible Apertura de la vasija (*) Movimiento de combustible Cierre de la vasija (**) Limpieza de la cavidad, canal y tubo								
	T o t a l							
2 Vasija y componentes del reactor Reparación Modificación Mantenimiento Inspección								
	T o t a l							
3 Generador vapor (PWR) (a) Primario Reparaciones (enumérense) Modificaciones « Mantenimiento: Apertura de paso de hombre Cierre de paso de hombre Montaje de tapones tubería Otros Inspección: Corrientes inducidas Otros								
	Total primario							

* Todas las operaciones anteriores al cambio de combustible.
** Todas las operaciones posteriores al cambio de combustible, excepto limpieza de la cavidad, canal y tubo.

Tabla 2. Parámetros radiológicos por sistemas, trabajos y departamentos. (Continuación)

	Sistema o trabajo	Duración horas x persona	Dosis colectiva (mSv-persona)			Número de personas			Observaciones
			Plantilla	Contrata	Total	Plantilla	Contrata	Total	
3	Generador de vapor (continuación)								
	(b) Secundario								
	Reparaciones (enumérense) Modificaciones « Mantenimiento: Eliminación de sedimentos (incluida apertura y cierre del secundario) Otros Inspección (enumérense)								
	Total secundario								
4	Sistema de eliminación del calor residual y sistema de inyección de seguridad								
	Reparaciones								
	Modificaciones Mantenimiento Inspección								
	T o t a l								
5	Sistema de control químico y de volumen y sistema de sellado de las bombas de agua de refrigeración								
	Reparaciones								
	Modificaciones Mantenimiento Inspección								
	T o t a l								

Tabla 2. Parámetros radiológicos por sistemas, trabajos y departamentos. (Continuación)

	Sistema o trabajo	Duración horas x persona	Dosis colectiva (mSv-persona)			Número de personas			Observaciones
			Plantilla	Contrata	Total	Plantilla	Contrata	Total	
6	(PWR) Presurización								
	Reparaciones								
	Modificaciones								
	Mantenimiento								
	Inspección								
	T o t a l								
7	Sistema de depuración del agua del reactor								
	Reparaciones								
	Modificaciones								
	Mantenimiento								
	Inspección								
	T o t a l								
8	Bombas de refrigeración								
	Reparaciones								
	Modificaciones								
	Mantenimiento								
	Inspección								
	T o t a l								
9	(PWR) Circuito primario								
	Reparaciones								
	Modificaciones								
	Mantenimiento								
	Inspección								
	T o t a l								

Tabla 2. Parámetros radiológicos por sistemas, trabajos y departamentos. (Continuación)

	Sistema o trabajo	Duración horas x persona	Dosis colectiva (mSv-persona)			Número de personas			Observaciones
			Plantilla	Contrata	Total	Plantilla	Contrata	Total	
10	Válvulas (PWR) Circuito primario Eliminación de calor Residual Control químico y de volumen Presionador Otros								
	T o t a l								
	(BWR) Sistema de recirculación Sistema de vapor Eliminación de calor Residual Sistema de depuración Otros								
	T o t a l								
11	Inspecciones de rutina Ensayos no destructivos Inspección de soportes y amortiguadores Otros								
	T o t a l								
12	Trabajos generales Limpieza, pintura Preparación del lugar de trabajo Blindajes Manipulación de residuos Otros								
	T o t a l								

Tabla 2. Parámetros radiológicos por sistemas, trabajos y departamentos. (Continuación)

Sistema o trabajo		Duración horas x persona	Dosis colectiva (mSv-persona)			Número de personas			Observaciones
			Plantilla	Contrata	Total	Plantilla	Contrata	Total	
13	Andamiaje Sistema (enumérese)								
	T o t a l								
14	Aislamiento Sistema (enumérese)								
	T o t a l								
15	(BWR) Sistema de vapor Reparaciones Modificaciones Mantenimiento Inspecciones								
	T o t a l								
16	(BWR) Sistema de recirculación y sistema de sellado de las bombas de agua de refrigeración Reparaciones Modificaciones Mantenimiento Inspección								
	T o t a l								
17	Mecanismo de accionamiento de las barras de control Nº afectados Reparaciones Modificación Mantenimiento Inspección								
	T o t a l								

Tabla 2. Parámetros radiológicos por sistemas, trabajos y departamentos. (Continuación)

Sistema o trabajo (enumérense)		Duración horas x persona	Dosis colectiva (mSv-persona)			Número de personas			Observaciones
			Plantilla	Contrata	Total	Plantilla	Contrata	Total	
18	A. Sistemas no mencionados supra (enumérense)								
	T o t a l								
	B. Grandes tareas								
	Sustitución de generadores de vapor Sustitución de la tapa Eliminación de RTD-bypass Descontaminación de sistemas Aumento de potencia Otros (enumérense)								
19	T o t a l								
	Dosis por departamento de personal o por equipo								
	Protección radiológica. Operación. Limpieza + descontaminación + manipulación de residuos. Mantenimiento mecánico. Mantenimiento eléctrico + instrumentación. Inspección. Andamiaje. Manipulación de combustible. Química. Otros.								
	(a) Los datos solicitados se refieren a los obtenidos con dosimetría operacional, en otro caso indicar explícitamente el método de estimación de las dosis. (b) En los números 1 al 18 se solicita la dosis total, así como la correspondiente a cuatro trabajos principales: reparación, modificación, inspección y mantenimiento. (c) En el número 19 se solicitan dosis correspondientes a los principales departamentos, equipos, o las correspondientes secciones de cada organización.								

Tabla 3.A. Tasas de dosis en BWR

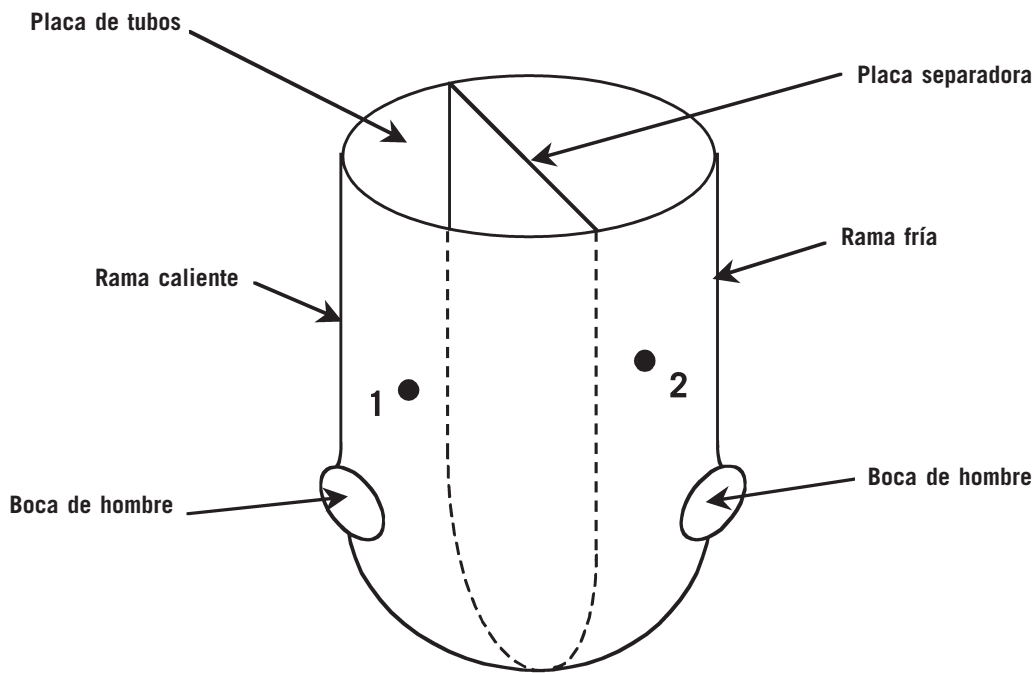
L U G A R	Tasa de dosis (*) (mSv/h)	Nivel de agua (% de llenado)	Fecha de la medida
1. Conducción desde el circuito primario al sistema de depuración de agua del reactor.			
2. Bajo los mecanismos guía de las barras de control.			
3. Sobre la tubería de vapor principal fuera de contención.			

* En contacto con el aislamiento

COMENTARIOS:

Tabla 3.B. Tasa de dosis en PWR

3.B.1. Niveles de radiación en cajas de agua

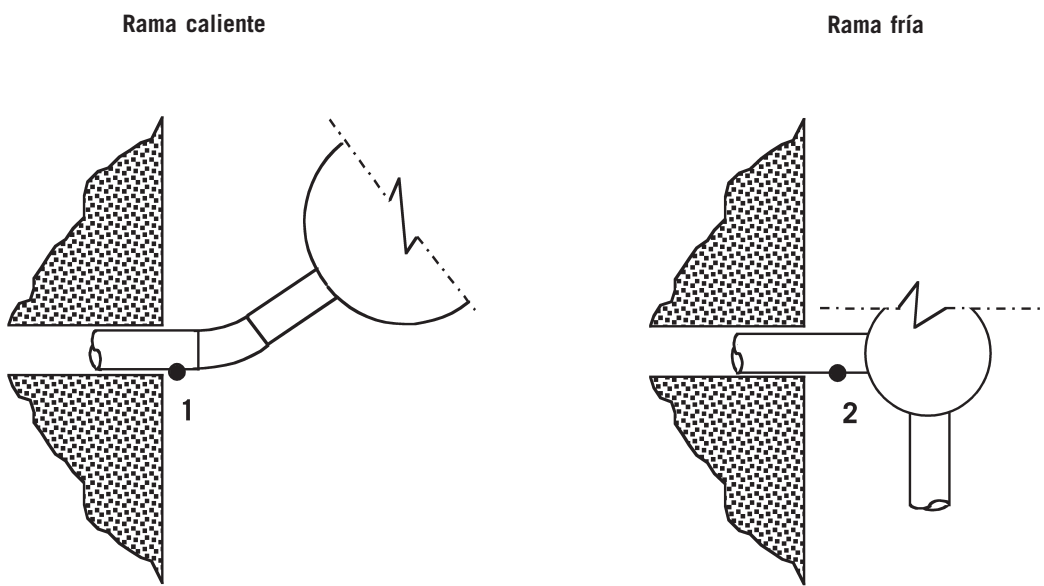


Comentarios:

Punto de medida						
1 Rama caliente				2 Rama fría		
Lazo	Centro de la caja de agua					
	Fecha	mSv/h	% Llenado secundario	Fecha	mSv/h	% Llenado secundario
1						
2						
3						

Tabla 3.B. Tasa de dosis en PWR (Continuación)

3.B.2. Niveles de radiación en tuberías



Comentarios:

Punto de medida	Lazo 1			Lazo 2			Lazo 3		
	Fecha	mSv/h	% Llenado	Fecha	mSv/h	% Llenado	Fecha	mSv/h	% Llenado
1									
2									

Colección Guías de Seguridad

1. Reactores de potencia y centrales nucleares

1.1 Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación en centrales nucleares.

CSN, 1986 (16 págs.) ISBN 84-87275-31-1. Referencia: GSG-01.01.

1.2 Modelo dosimétrico en emergencia nuclear.

CSN, 1990 (24 págs.) ISBN 84-87275-48-6. Referencia: GSG-01.02.

1.3 Plan de emergencia en centrales nucleares.

CSN, 1987 (16 págs.) ISBN 84-87275-44-3. Referencia: GSG-01.03.

1.4 Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares.

CSN, 1988 (16 págs.) ISBN 84-87275-25-7. Referencia: GSG-01.04.

1.5 Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera.

CSN, 1990 (Rev. 1, 2004) (48 págs.). Referencia: GSG-01.05.

1.6 Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación.

CSN, 1990 (24 págs.) ISBN 84-87275-47-8. Referencia: GSG-01.06.

1.7 Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares.

CSN, 1997 (Rev. 1, 2004) (70 págs.) ISBN 84-87275-67-2. Referencia: GSG-01.07.

1.9 Simulacros y ejercicios de emergencia en centrales nucleares.

CSN, 1996 (16 págs.) ISBN 84-87275-65-6. Referencia: GSG-01.09.

1.10 Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares.

CSN, 1996 (12 págs.) ISBN 84-87275-60-5. Referencia: GSG-01.10.

1.11 Modificaciones de diseño en centrales nucleares.

CSN, 2002 (48 págs.) ISBN 84-95341-36-0. Referencia: GSG-01.11.

1.12 Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares.

CSN, 1999 (32 págs.) ISBN 84-87275-83-4. Referencia: GSG-01.12.

1.13 Contenido de los reglamentos de funcionamiento de las centrales nucleares.

CSN, 2000 (20 págs.) ISBN 84-95341-18-2. Referencia: GSG-01.13.

1.14 Criterios para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad.

CSN, 2001 (44 págs.) ISBN 84-95341-28-X. Referencia: GSG-01.14.

1.15 Actualización y mantenimiento de los Análisis Probabilistas de Seguridad.

CSN, 2004 (38 págs.) Referencia: GSG-01.15

2. Reactores de investigación y conjuntos subcríticos

3. Instalaciones del ciclo del combustible

4. Vigilancia radiológica ambiental

4.1 Diseño y desarrollo del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares.

CSN, 1993 (24 págs.) ISBN 84-87275-56-7. Referencia: GSG-04.01.

5. Instalaciones y aparatos radiactivos

5.1 Documentación técnica para solicitar las autorizaciones de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de isótopos radiactivos no encapsulados (2.^a y 3.^a categoría).

CSN, 1986 (20 págs.) ISBN 84-87275-33-8. Referencia: GSG-05.01.

5.2 Documentación técnica para solicitar autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de fuentes encapsuladas (2.^a y 3.^a categoría).

CSN, 1986 (16 págs.) ISBN 84-87275-32-X. Referencia: GSG-05.02.

5.3 Control de la hermeticidad de fuentes radiactivas encapsuladas.

CSN, 1987 (12 págs.) ISBN 84-87275-26-5. Referencia: GSG-05.03.

5.5 Documentación técnica para solicitar autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de radioterapia.

CSN, 1988 (28 págs.) ISBN 84-87275-37-0. Referencia: GSG-05.05.

5.6 Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas.

CSN, 1988 (20 págs.) ISBN 84-87275-30-3. Referencia: GSG-05.06.

5.7 Documentación técnica necesaria para solicitar autorización de puesta en marcha de las instalaciones de rayos X para radiodiagnóstico.

CSN, 1988 (16 págs.) ISBN 84-87275-34-6. Referencia: GSG-05.07.

Anulada^(*).

5.8 Bases para elaborar la información relativa a la explotación de instalaciones radiactivas.

CSN, 1988 (12 págs.) ISBN 84-87275-24-9. Referencia: GSG-05.08.

5.9 Documentación para solicitar la autorización e inscripción de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X.

CSN, 1998 (20 págs.) ISBN 84-87275-85-0. Referencia: GSG-05.09.

^(*) Esta guía ha quedado sin validez al entrar en vigor, el 4 de mayo de 1992, el Real Decreto sobre instalación y autorización de los equipos de rayos X con fines de diagnóstico médico.

5.10 Documentación técnica para solicitar autorización de instalaciones de rayos X con fines industriales.

CSN, 1988 (20 págs.) ISBN 84-87275-36-2. Referencia: GSG-05.10.

5.11 Aspectos técnicos de seguridad y protección radiológica de instalaciones médicas de rayos X para diagnóstico.

CSN, 1990 (28 págs.) ISBN 84-87275-20-6. Referencia: GSG-05.11.

5.12 Homologación de cursos de formación de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas.

CSN, 1998 (64 págs.) ISBN 84-87275-81-8. Referencia: GSG-05.12.

5.14 Seguridad y protección radiológica de las instalaciones radiactivas de gammagrafía industrial.

CSN, 1999 (64 págs.) ISBN 84-87275-91-5. Referencia: GSG-05.14.

5.15 Documentación técnica para solicitar aprobación de tipo de aparato radiactivo.

CSN, 2001 (24 págs.) ISBN 84-95341-33-6. Referencia: GSG-05.15.

5.16 Documentación técnica para solicitar autorización de funcionamiento de las instalaciones radiactivas constituidas por equipos para el control de procesos industriales.

CSN, 2001 (32 págs.) ISBN 84-95341-29-8. Referencia: GSG-05.16.

6. Transporte de materiales radiactivos

6.1 Garantía de calidad en el transporte de sustancias radiactivas.

CSN, 2002 (32 págs.) ISBN 84-95341-37-9. Referencia: GSG-06.01.

6.2 Programa de protección radiológica aplicable al transporte de materiales radiactivos.

CSN, 2003 (52 págs.) ISBN 84-95341-39-5. Referencia: GSG-06.02.

6.3 Instrucciones escritas de emergencia aplicables al transporte de materiales radiactivos por carretera.

CSN, 2004 (28 págs.) Referencia: GSG-06.03.

7. Protección radiológica

7.1 Requisitos técnico-administrativos para los servicios de dosimetría personal individual.

CSN, 1985 (12 págs.) ISBN 84-87275-46-X. Referencia: GSG-07.01.

7.2 Cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes para responsabilizarse del correspondiente servicio o unidad técnica.

CSN, 1986 (8 págs.) ISBN 84-87275-29-X. Referencia: GSG-07.02.

Anulada^(*).

^(*) Esta guía ha sido anulada al sustituirse por la instrucción del CSN IS-03 (BOE 12-12-2002).

7.3 Bases para el establecimiento de los servicios o unidades técnicas de protección radiológica.

CSN, 1987. (Rev.1. 1998) (36 págs.) ISBN 84-87275-88-5. Referencia: GSG-07.03.

7.4 Bases para la vigilancia médica de los trabajadores expuestos a la radiaciones ionizantes.

CSN, 1986 (Rev. 2, 1998) (36 págs.) ISBN 84-87275-86-9. Referencia: GSG-07.04.

Anulada^(**).

7.5 Actuaciones a seguir en caso de personas que hayan sufrido un accidente radiológico.

CSN, 1989 (12 págs.) ISBN 84-87275-19-2. Referencia: GSG-07.05.

7.6 Contenido de los manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear.

CSN, 1992 (16 págs.) ISBN 84-87275-49-4. Referencia: GSG-07.06.

7.7 Control radiológico del agua de bebida.

CSN, 1990 (Rev.1, 1994) (16 págs.) ISBN 84-87275-27-3. Referencia: GSG-07.07.

8. Protección física

8.1 Protección física de los materiales nucleares y en instalaciones radiactivas.

CSN, 2000 (32 págs.) ISBN 84-95341-14-X. Referencia GSG-08.01.

9. Gestión de residuos

9.1 Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de media y baja actividad.

CSN, 1991 (16 págs.) ISBN 84-87275-28-1. Referencia: GSG-09.01.

9.2 Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas.

CSN, 2001 (28 págs.) ISBN 84-95341-34-4. Referencia: GSG-09.02.

10. Varios

10.1 Guía básica de garantía de calidad para instalaciones nucleares.

CSN, 1985 (Rev. 2, 1999) (16 págs.) ISBN 84-87275-84-2. Referencia: GSG-10.01.

10.2 Sistema de documentación sometida a programas de garantía de calidad en instalaciones nucleares.

CSN, 1986 (Rev.1, 2002) (20 págs.) ISBN 84-95341-35-2. Referencia: GSG-10.02.

10.3 Auditorías de garantía de calidad.

CSN, 1986 (Rev.1, 2001) (24 págs.) ISBN 84-95341-32-8. Referencia: GSG-10.03.

^(**) Anulada por haber aprobado el Ministerio de Sanidad y Consumo un protocolo para la vigilancia médica de los trabajadores profesionalmente expuestos.

- 10.4. Garantía de calidad para la puesta en servicio de instalaciones nucleares.
CSN, 1987 (8 págs.) ISBN 84-87275-39-7. Referencia: GSG-10.04.
- 10.5 Garantía de calidad de procesos, pruebas e inspecciones de instalaciones nucleares.
CSN, 1987 (Rev.1, 1999) (24 págs.) ISBN 84-95341-06-9. Referencia: GSG-10.05.
- 10.6 Garantía de calidad en el diseño de instalaciones nucleares.
CSN, 1987 (Rev.1, 2002) (16 págs.) ISBN 84-95341-38-7. Referencia: GSG-10.06.
- 10.7 Garantía de calidad en instalaciones nucleares en explotación.
CSN, 1988 (Rev.1, 2000) (20 págs.) ISBN 84-95341-17-4. Revisión: GSG-10.07.
- 10.8 Garantía de calidad para la gestión de elementos y servicios para instalaciones nucleares.
CSN, 1988 (Rev.1, 2001) (24 págs.) ISBN 84-87275-42-7. Referencia: GSG-10.08.
- 10.9 Garantía de calidad de las aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares.
CSN, 1998 (20 págs.) ISBN 84-87275-92-3. Referencia: GSG-10.09.
- 10.10 Cualificación y certificación de personal que realiza ensayos no destructivos.
CSN, 2000 (20 págs.) ISBN 84-95341-13-1. Referencia: GSG: 10.10.
- 10.11 Garantía de calidad en instalaciones radiactivas de primera categoría.
CSN, 2001 (16 págs.) ISBN 84-95341-25-5. Referencia: GSG-10.11.
- 10.12 Control radiológico de actividades de recuperación y reciclado de chatarras.
CSN, 2003 (36 págs.) ISBN 84-95341-40-9. Referencia: GSG: 10.12.
- 10.13 Garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares.
CSN, 2004 (28 págs.). Referencia: GSG: 10.13.

Las guías de seguridad contienen los métodos recomendados por el CSN, desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica, y su finalidad es orientar y facilitar a los usuarios la aplicación de la reglamentación nuclear española. Estas guías no son de obligado cumplimiento, pudiendo el usuario seguir métodos y soluciones diferentes a los contenidos en las mismas, siempre que estén debidamente justificados.

Los comentarios y sugerencias que puedan mejorar el contenido de estas guías se considerarán en las revisiones sucesivas. Tanto la correspondencia como los pedidos deben dirigirse al Consejo de Seguridad Nuclear, Oficina de Normas Técnicas, C/ Justo Dorado, 11, 28040-Madrid.