

# BANCO DE ESPAÑA

13236

*RESOLUCIÓN de 3 de julio de 2002, del Banco de España, por la que se hacen públicos los cambios del euro correspondientes al día 3 de julio de 2002, publicados por el Banco Central Europeo, que tendrán la consideración de cambios oficiales, de acuerdo con lo dispuesto en el artículo 36 de la Ley 46/1998, de 17 de diciembre, sobre la Introducción del Euro.*

## CAMBIOS

1 euro =	0,9780	dólares USA.
1 euro =	117,44	yenes japoneses.
1 euro =	7,4283	coronas danesas.
1 euro =	0,64210	libras esterlinas.
1 euro =	9,1293	coronas suecas.
1 euro =	1,4620	francos suizos.
1 euro =	84,66	coronas islandesas.
1 euro =	7,3415	coronas noruegas.
1 euro =	1,9512	levs búlgaros.
1 euro =	0,57937	libras chipriotas.
1 euro =	29,378	coronas checas.
1 euro =	15,6466	coronas estonas.
1 euro =	245,15	forints húngaros.
1 euro =	3,4527	litas lituanos.
1 euro =	0,5919	lats letones.
1 euro =	0,4151	liras maltesas.
1 euro =	4,0081	zlotys polacos.
1 euro =	32,586	leus rumanos.
1 euro =	226,1949	tolares eslovenos.
1 euro =	44,201	coronas eslovacas.
1 euro =	1.599.000	liras turcas.
1 euro =	1,7526	dólares australianos.
1 euro =	1,4943	dólares canadienses.
1 euro =	7,6284	dólares de Hong-Kong.
1 euro =	2,0080	dólares neozelandeses.
1 euro =	1,7322	dólares de Singapur.
1 euro =	1.171,45	wons surcoreanos.
1 euro =	9,9438	rands sudafricanos.

Madrid, 3 de julio de 2002.—El Director general, Francisco Javier Aríztegui Yáñez.

## CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

13237

*INSTRUCCIÓN de 10 de abril de 2002, del Consejo de Seguridad Nuclear, número IS-02, por la que se regula la documentación sobre actividades de recarga en Centrales Nucleares de Agua Ligera.*

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.

Hasta este momento, el Consejo de Seguridad Nuclear ha venido aprobando numerosos documentos de carácter recomendatorio, en los que venía informando a los titulares de las instalaciones y actividades nucleares

y generadoras de radiaciones ionizantes, de los parámetros, procedimientos y metodologías aplicables a la explotación o manipulación de sus equipos e instalaciones, indicando a los operadores los sistemas más adecuados para la aplicación y cumplimiento de la reglamentación vigente del sector.

En esta línea documental fue aprobada por el Consejo la Guía de Seguridad GS-1.5, relativa a la «Documentación de Actividades de Recarga en Centrales Nucleares de Agua Ligera», cuyo objetivo era dar tratamiento a la documentación que sería exigible por parte del Consejo de Seguridad Nuclear, a título indicativo, para evaluar la seguridad y correcta realización de los procesos de renovación del combustible nuclear, siendo así que la citada Guía procedía a la identificación de las actividades sobre las que es procedente el envío de información al Consejo, los contenidos de la misma y los plazos recomendados para su presentación.

De hecho, es una realidad que buena parte de la información suministrada por una central nuclear en relación con el proceso de recarga constituye la base para la operación del ciclo, tanto desde el punto de vista de seguridad como del conocimiento del comportamiento esperado del núcleo durante el mismo.

No obstante, la versión vigente de la Guía no aludía a las circunstancias en que la documentación referida había de ser modificada a la vista de la evolución real del ciclo, además de que se habían detectado otros problemas y desajustes asociados a la falta de adaptación de la misma al estado actual de la técnica. Por otra parte, las recomendaciones de la Guía se han incluido en los Documentos Oficiales de Explotación de las centrales, pasando a ser requisitos de obligado cumplimiento. Todas estas circunstancias han contribuido a la necesidad de proceder a actualizarla y sustituirla por la presente Instrucción, la cual, a su vez, lejos del carácter recomendatorio de la Guía, posee naturaleza y rango de disposición administrativa de carácter general, siendo pues de obligado cumplimiento para todos los sujetos y entidades que se integren en su ámbito de aplicación.

En virtud de todo lo anterior, y de conformidad con la habilitación legal prevista en el artículo 2.a) de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, según la redacción otorgada por la disposición adicional primera de la Ley 14/1999, de 4 de mayo, previa consulta a los sectores afectados, y tras los informes técnicos oportunos, este Consejo, en su reunión del día 10 de abril de 2002, ha dispuesto lo siguiente:

**Primero. *Ámbito de aplicación.***—La presente Instrucción será de aplicación a los titulares de las centrales nucleares de agua a presión (PWR) y de agua en ebullición (BWR), salvo que se indique el tipo específico al que se aplica.

**Segundo. *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:

- Diseño y análisis de seguridad de la recarga.
- Manipulación del combustible.
- Inspección del combustible.
- Pruebas periódicas de vigilancia y pruebas especiales.
- Pruebas nucleares de arranque del ciclo.
- Modificaciones de diseño.
- Control y vigilancia radiológicos durante la recarga
- Inspección en servicio.
- Mantenimiento correctivo y preventivo.

Las definiciones de los restantes términos y conceptos utilizados en la presente Instrucción se corresponden con los contenidos en las siguientes disposiciones:

Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear («Boletín Oficial del Estado» número 107, de 4 de mayo, artículo segundo), modificada por la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico («Boletín Oficial del Estado» número 285, del 28).

Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear («Boletín Oficial del Estado» número 100, del 25), modificada por la Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear («Boletín Oficial del Estado» número 107, del 5).

Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas («Boletín Oficial del Estado» número 313, del 31).

Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes («Boletín Oficial del Estado» número 178, del 26).

Tercero. *Documentación de las actividades de recarga.*—La documentación de la recarga a que se refiere la presente Instrucción, que deberá ser presentada ante el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), en los casos y según los plazos previstos en el articulado del presente texto, se compone de los siguientes informes:

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

Cuarto. *Informe de seguridad de la recarga (ISR).*

4.1 Objetivos y aspectos generales del ISR.

4.1.1 El objetivo de los análisis de seguridad de la recarga que se incluyen en el ISR será demostrar que el núcleo resultante tras la renovación del combustible cumple 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. Estos análisis no precisan aprobación explícita, si bien en los casos en que de ellos se deriven cambios a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento o modificaciones que precisen autorización, éstos se someterán a aprobación siguiendo los trámites establecidos.

4.1.2 La metodología utilizada en los análisis incluidos en el ISR debe ser la misma que se aplicó para demostrar la seguridad de las recargas anteriores de la misma central.

4.1.3 En aquellos casos en los que se modifique la metodología, se deberá justificar, siguiendo lo establecido en la Guía de Seguridad, del CSN, GS-1.11 «Modificaciones de diseño en centrales nucleares», que dicha modificación no requiere autorización, o, en caso contrario, se deberá solicitar la autorización de la modificación antes de su utilización. En todos los casos, siempre que haya cambios en la metodología de análisis ello deberá indicarse de forma clara y precisa dentro del ISR.

4.1.4 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, la información correspondiente debe incluirse en el ISR.

4.1.5 Cuando de la recarga se deriven cambios en el contenido del ES, con independencia del trámite de autorización específico que rige para las revisiones de este documento, se recomienda que se incluya un borrador de los cambios a introducir en el mismo.

4.1.6 En aquellas recargas en las que se introduzcan en el núcleo, por primera vez, elementos de demostración de un nuevo combustible, deberá obtenerse previamente del CSN la aceptación del programa de elementos de demostración correspondiente, para lo que se presentará 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 garantizar 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, esto 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 párrafo 4.1.3 de este apartado.

4.1.7 En el caso de que en la recarga se introduzca en el núcleo un nuevo tipo de combustible, y como soporte del trámite requerido por cons-

tituir una modificación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, 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, así como una justificación de que, en su caso, la introducción del nuevo tipo de combustible no precisa autorización previa. Adicionalmente, se proporcionará una documentación equivalente a la contenida en el ES para todos aquellos apartados que puedan verse afectados, que deberá ser incorporada al mismo una vez aprobado el uso del nuevo combustible. 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 párrafo 4.1.3 de este apartado.

4.1.8 Cuando en la recarga, aun manteniéndose el mismo tipo de combustible de ciclos anteriores, se introduzcan modificaciones en su diseño neutrónico, termohidráulico o mecánico, éstas se tratarán conforme a lo indicado en la Guía de Seguridad GS-1.11, del CSN.

4.2 Información general a incluir en el ISR.

4.2.1 Los aspectos generales del análisis de la recarga que debe contener el ISR serán como mínimo los siguientes:

a) Mapa del núcleo utilizado para el análisis, en el que se indique el tipo de combustible, el enriquecimiento y el quemado de cada elemento, la posición de venenos neutrónicos y las fuentes secundarias de neutrones, si hubiera.

b) Quemado medio supuesto para el final del ciclo anterior, distribución axial de quemado (BWR) y quemado de diseño previsto para el final del nuevo ciclo. Ventana de quemado aplicable al análisis.

c) Valores nominales de los parámetros de diseño para el ciclo de que se trate.

d) Cambios significativos que pueda haber en la estrategia de operación respecto a ciclos anteriores (control de la distribución de potencia, de los transitorios de xenón, extensiones del mapa de operación, alargamiento de ciclo, seguimiento de carga, etc.).

e) Condiciones de operación de la central utilizadas como referencia para la realización de los análisis de seguridad del ciclo y para generar la información del diseño nuclear, identificando específicamente las condiciones de operación distintas de las nominales no cubiertas por el ISR.

4.2.2 La estructura del documento y el orden en que deben figurar los diferentes conceptos lo establecerá el titular según sus necesidades específicas. Algunos de los contenidos mencionados 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.

4.3 Información sobre el diseño nuclear.

4.3.1 Se incluirá 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.

4.3.2 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, una central desee modificar el contenido de la lista anterior, deberá proponer al CSN una lista equivalente de parámetros para su aceptación.

4.3.3 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.

#### 4.4 Información sobre el diseño mecánico del combustible.

4.4.1 Se incluirán de forma explícita los datos resultantes de la verificación específica del cumplimiento de los criterios de diseño del elemento combustible para el ciclo.

#### 4.5 Análisis de seguridad específicos del ciclo.

4.5.1 En el contexto de esta Instrucción, 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 se deberán 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.

4.5.2 La demostración citada en el punto anterior 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. El documento deberá justificar 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 aceptación adicional, 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.

#### 4.6 Informe de los límites de operación del núcleo (ILON).

4.6.1 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, que contendrá los análisis de seguridad necesarios para justificar los cambios que se hayan introducido en el citado IILON.

4.6.2 En el supuesto de que alguno de los límites de operación contenidos en el IILON precise ser modificado durante el ciclo, deberá remitirse al CSN un análisis de seguridad para justificar que el cambio no requiere autorización. Si el cambio requiere autorización, se tratará como se describe en la Guía de Seguridad GS-1.11, del CSN.

#### Quinto. *Revisión de la documentación de seguridad de la recarga.*

5.1 La documentación relacionada con los análisis de seguridad de la recarga (ISR, IDN, IGC, IILON, y otra documentación específica) deberá revisarse cuando se detecten aspectos erróneos o cuando durante la operación del ciclo se detecten desviaciones respecto a lo anticipado por el diseño, de cuyo análisis pueda deducirse que el contenido de la documentación de recarga no es adecuado para los usos previstos. En el caso de que la información afectada se refiera al mapa de carga del núcleo, o sea necesaria para el cumplimiento de requisitos de vigilancia, o para la realización de pruebas requeridas, la situación se pondrá en conocimiento del CSN con la mayor brevedad.

5.2 Las revisiones que se realicen de la documentación descrita en esta Instrucción deberán remitirse al CSN, junto a la justificación de que los cambios no requieren autorización. En el supuesto de que se requiera autorización, se actuará conforme a lo establecido en la Guía de Seguridad GS-1.11, del CSN.

#### Sexto. *Programa general de actividades de la recarga.*

6.1 Aspectos generales.—El programa general de actividades de la recarga deberá contener una secuencia temporal de las principales actividades previstas para la parada, además de información específica sobre determinadas actividades, según se expone a continuación. 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.

Se remitirá el programa de actividades previstas en parada. En dicho programa deberá figurar la previsión en el tiempo, desde el inicio de la parada (desacoplamiento del turbogruppo) hasta su finalización (acoplamiento del turbogruppo), de las actividades que constituyen el camino crítico y de aquellas otras paralelas 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.

6.2 Inspección en servicio.—Se deberá presentar un programa de trabajo de las inspecciones que se prevé efectuar durante la parada, suministrando como mínimo la información que se cita en el apartado A) del anexo I de esta Instrucción.

6.3 Actividades de mantenimiento.—Se enviará el 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.

6.4 Modificaciones del diseño.—Se deberá suministrar la relación de modificaciones de diseño relacionadas con la seguridad a ejecutar durante la parada, con una breve descripción de las mismas. En el caso excepcional de que sea necesario implantar alguna modificación de diseño relacionada con la seguridad durante la parada de recarga, y no haya sido incluida en los informes requeridos por la Guía de Seguridad GS-1.11, del CSN, deberá ser incorporada en el programa general de actividades de la recarga, adjuntándose su documentación asociada.

6.5 Inspección del combustible.—Se deberá presentar el plan de inspección del combustible irradiado, debiendo justificarse adecuadamente aquellos casos en que no se estime necesario realizar dicha inspección.

Se incluirán, como mínimo, los siguientes aspectos:

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

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

6.6 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, se indicarán en este apartado los programas de actividades correspondientes a aquellas que se hayan identificado como de interés especial. Con carácter general, salvo que específicamente no le sea aplicable a la central, se incluirán las siguientes:

- Pruebas de fugas locales.
- Prueba integrada de fugas.
- Prueba de actuación de salvaguardias tecnológicas.

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.

6.7 Pruebas nucleares de arranque del ciclo.—En el programa de actividades descrito en el apartado 9.2 se identificarán las pruebas nucleares de arranque del ciclo, justificando las posibles modificaciones respecto a la secuencia habitual. 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.

6.8 Dosis previstas.—La planificación de trabajos que conlleven una carga radiológica 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.

a) Parámetros radiológicos: Se realizará 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.

#### Séptimo. *Información a suministrar durante la parada.*

7.1 Se considera conveniente que durante el período de parada de la central, se proporcione al CSN, con periodicidad semanal, al menos 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.

7.2 Durante la parada se irá comunicando la información específica sobre las desviaciones significativas que se detecten en pruebas, ensayos e inspecciones, a medida que se vayan sucediendo. Asimismo, se informará de aquellos trabajos cuyas dosis colectivas a recibir se desvíen, o se estime que puedan desviarse, en un 50 por 100 con respecto a la estimación previa, siguiendo el formato de la tabla 2 del anexo II de la presente Instrucción.

#### Octavo. *Informe final.*

8.1 Aspectos generales.—El informe final deberá contener un resumen general de las actividades realizadas, e información detallada de determinados aspectos, según se indica a continuación. Esta información podrá incluirse en apartados dentro de un documento general o en anexos independientes, en función del volumen o contenido de los mismos.

Se incluirá la información relativa a las principales actividades desarrolladas, 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 misma.

8.2 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 cita en el apartado B) del anexo I a esta Instrucción.

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

8.4 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.

8.5 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, se incluirá información sobre el número de elementos afectados, número de varillas sustituidas e impacto de la reconstitución o reparación en los análisis de seguridad.

8.6 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, sea o no 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 6.6.

8.7 Pruebas nucleares de arranque del ciclo.—Se incluirán los resultados de todas las pruebas identificadas en el programa enviado previamente (ver apartado 6.7), incluyendo una comparación entre las predicciones y los valores encontrados, así como el cumplimiento de los criterios de aceptación y 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 quinto de esta Instrucción.

8.8 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 Instrucción, 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. número 3650/90/ES MC/ae y del formato NEA 1 utilizado en el Sistema de Información sobre Exposición Ocupacional (ISOE) de la NEA-OECD.

a) Parámetros radiológicos: La información solicitada se recoge en las tablas 1, 2 y 3 del anexo II de esta Instrucción, si bien el titular se ajustará a las modificaciones futuras 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. Los datos de las tablas 1 y 2 provendrán de la dosimetría operacional. La tabla 3 hace referencia a tasas de dosis en lugares concretos de la instalación.

b) Técnicas de reducción de dosis: 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, GS- 1.7 «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.

Noveno. *Plazos de presentación de la documentación relacionada con la recarga.*

#### 9.1 Informe de seguridad de la recarga.

a) En aquellas recargas en las que no se haga uso de nuevas metodologías de diseño o análisis, no se incluyan cambios en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento o modificaciones que requieran autorización derivadas del nuevo núcleo, el ISR se deberá presentar, como mínimo, dos meses antes de la fecha prevista para alcanzar Modo o Condición 3 en el arranque del nuevo ciclo.

En el caso de tener aprobado un documento-base de licenciamiento de recargas, bastará con presentar los valores para el ciclo de los parámetros identificados en dicho documento, quince días antes de la fecha prevista para alcanzar Modo o Condición 3.

El IDN y el IGC se presentarán, como mínimo, quince días antes de la fecha prevista para alcanzar Modo o Condición 3.

b) En todos los demás casos, el ISR deberá presentarse, como mínimo, tres meses antes de la fecha prevista para alcanzar Modo o Condición

3 en el arranque del nuevo ciclo, teniendo en cuenta los requisitos de los puntos siguientes.

c) En las recargas en que se introduzcan cambios de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento derivados del nuevo núcleo, se deberá comunicar la relación de las Especificaciones afectadas y los cambios previsibles con el máximo detalle posible, al menos dos meses antes de la fecha de presentación del ISR.

Los cambios previstos en los parámetros contenidos en el ILON se tratarán, a efectos de plazo, como cambios a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

d) En aquellas recargas en que se vaya a hacer uso de nuevas metodologías de diseño o análisis, éstas deberán haber sido aceptadas previamente de forma genérica o específica para la central. Con dos meses de antelación a la fecha de presentación del ISR, se deberá comunicar la intención de introducir cualquier cambio o modificación sobre la metodología utilizada en la recarga anterior, haciendo referencia a su aprobación, y se presentará la documentación equivalente a la contenida en el ES para su incorporación a dicho documento una vez aceptada su aplicación.

e) En los casos en que deban sustituirse algunos de los elementos que estaba previsto cargar en el núcleo y sea necesario hacer un rediseño de la recarga, se deberá notificar por escrito al CSN, antes de cambiar de modo de operación, que se han realizado todos los análisis necesarios para garantizar la seguridad de la planta en el nuevo modo de operación que se vaya a alcanzar.

La nueva revisión de la documentación de la recarga (ISR, IDN, IGC, etc.) deberá ser remitida al CSN en el plazo máximo de un mes después de alcanzar Modo o Condición 1.

9.2 Programa general de actividades de la recarga.—El programa general de actividades de la recarga (descrito en el apartado 6) deberá ser remitido al CSN en un plazo no inferior a un mes antes de la fecha prevista para el inicio de las actividades de la parada.

Las revisiones de dicho programa, en particular los programas detallados citados en el apartado A.1 del anexo I, se enviarán al CSN de manera que se garantice que, al menos veinticuatro horas antes del inicio del proceso de parada, se disponga de información actualizada sobre el mismo.

También se remitirá, al menos veinticuatro horas antes del comienzo de la recarga, la estimación final de la dosis colectiva de recarga y de la dosis colectiva estimada por actividades, conforme al listado de la tabla 2 del anexo II, así como las horas por persona estimadas para cada una de ellas.

9.3 Informe final.—El informe final deberá ser remitido al CSN en un plazo no superior a tres meses después de la finalización de la parada.

Décimo. *Infracciones y sanciones.*—Sin perjuicio de las responsabilidades civiles, penales o de otro orden en que se pueda incurrir, los hechos que constituyan infracción de las disposiciones de esta Instrucción, serán sancionables de conformidad con lo establecido en el Capítulo XIV de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear, en la redacción dada al mismo por la disposición adicional quinta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico, así como por la disposición adicional quinta de la Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por Servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear.

Disposición derogatoria única.

Queda derogada cualquier norma de igual o inferior rango que se oponga a la presente Instrucción.

Disposición final única. *Entrada en vigor.*

La presente Instrucción entrará en vigor el día siguiente al de su publicación en el «Boletín Oficial del Estado».

Madrid, 10 de abril de 2002.—La Presidenta, María-Teresa Estevan Bolea.

Ilmo. Sr. Secretario general del Consejo de Seguridad Nuclear.

## 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 pretendan 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», «1. E. Bulletin», Condonado 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. Asimismo, 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. Asimismo, 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 por 100. 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 por 100, 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 RADIOLOGICOS****Tabla 1. Resumen de parámetros radiológicos**

Duración de la recarga	
Fecha comienzo	Fecha finalización

**1. A. Dosis externa**

1. A. 1.- Dosis colectiva oficial cubierta por el período de la recarga. (Se calculará como la suma de las dosis oficiales mensuales de cada uno de los meses afectados por la recarga, independientemente del número de días de recarga del mes natural).

Plantilla	Contrata	TOTAL

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

Intervalo de dosis (mSv)	Número de personas		Dosis Colectiva (mSv-n)	
	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.

Intervalo de dosis (mSv)	Plantilla	Contrata	Total
< Nivel Registro			
Nivel Registro- 6 mSv			
6-20 mSv			
20-50 mSv			
>50 mSv			







Sistema o trabajo	Duración Horas x persona	Dosis colectiva (mSv-persona)			Número de personas			Observaciones
		Plantilla	Contrata	Total	Plantilla	Contrata	Total	
4 Sistema de eliminación del calor residual y sistema de inyección de seguridad Reparaciones Modificaciones Mantenimiento Inspección								
	<b>TOTAL</b>							
5 Sistema de control químico y de volumen y sistema de sellado de las bombas de agua de refrigeración Reparaciones Modificaciones Mantenimiento Inspección								
	<b>TOTAL</b>							





Sistema o trabajo	Duración Horas x persona	Dosis colectiva (mSv-persona)			Número de personas			Observaciones
		Plantilla	Contrata	Total	Plantilla	Contrata	Total	
10 Válvulas (PWR) Círculo primario Eliminación de calor Residual Control químico y de volumen Presionador Otros								
	<b>TOTAL</b>							
(BWR) Sistema de recirculación Sistema de vapor Eliminación de calor Residual Sistema de depuración Otros								
	<b>TOTAL</b>							



Sistema o trabajo	Duración Horas x persona	Dosis colectiva (mSv-persona)			Número de personas			Observaciones
		Plantilla	Contrata	Total	Plantilla	Contrata	Total	
13 Andamiaje Sistema (enumerése)								
	TOTAL							
14 Aislamiento Sistema (enumerése)								
	TOTAL							
15 (BWR) Sistema de vapor Reparaciones Modificaciones Mantenimiento Inspecciones								
	TOTAL							





Sistema o trabajo	Duración Horas x persona	Dosis colectiva (mSv-persona)			Número de personas			Observaciones
		Plantilla	Contrata	Total	Plantilla	Contrata	Total	
<b>19</b> <b>Dosis por departamento de personal o por equipo</b> 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.								

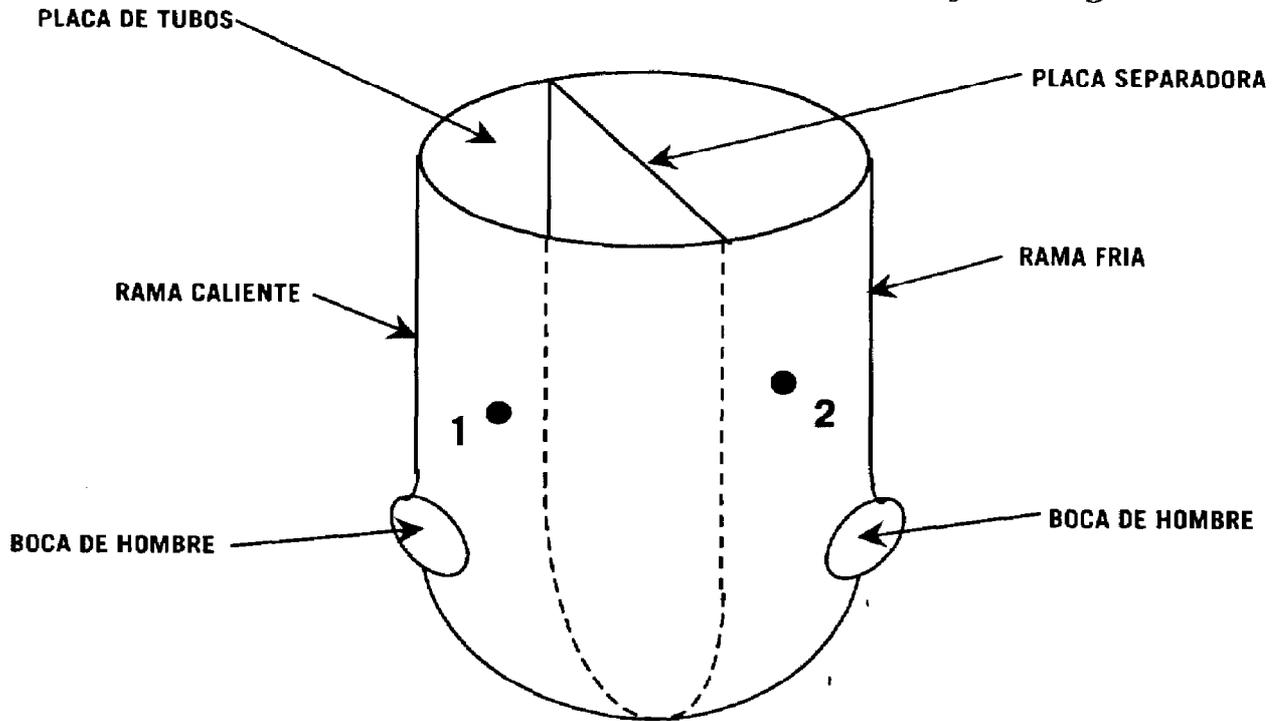
Tabla 3.A - Tasas de dosis en BWR

LUGAR	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 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:

LAZO	PUNTO DE MEDIDA					
	1 RAMA CALIENTE			2 RAMA FRIA		
	CENTRO DE LA CAJA DE AGUA					
	FECHA	mSv/h	% LLENADO SECUNDARIO	FECHA	mSv/h	% LLENADO SECUNDARIO
1						
2						
3						

