

SUPERVISIÓN DE LOS INFORMES FINALES DE RECARGA – ASPECTOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

Colaboradores	Ignacio Calavia Giménez
----------------------	-------------------------

Redactor/a	Paloma Díaz Arocas		
Unidad de Planificación, Evaluación y Calidad	Ana Belén Pérez Pelaz		
Subdirector/a	Isabel Villanueva Delgado		
Comité del Sistema de Gestión y Seguridad de la Información			30/11/2023
Vº Bº Pleno		Nº: 1687	20/12/2023
Director/a Técnico/a	F. Javier Zarzuela Jiménez		

1. OBJETO Y ALCANCE	2
2. DEFINICIONES.....	2
3. NORMATIVA APLICABLE	2
4. RESPONSABILIDADES	3
5. DESCRIPCIÓN	3
5.1 RECEPCION DE LA DOCUMENTACION	3
5.2 DATOS DE PARTIDA.....	3
5.3 ELABORACIÓN DEL INFORME.....	4
5.4 CONCLUSIONES DEL INFORME DE EVALUACIÓN (IEV).....	7
6. REGISTROS	7
7. REFERENCIAS	7
8. ANEXOS	8

1. OBJETO Y ALCANCE

El objeto de este procedimiento es evaluar la forma en que las centrales nucleares aplican el programa ALARA.

La Central Nuclear (CN) remitirá al CSN el informe final de recarga (IFR), que será evaluado por el Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT), quienes emitirán un informe de evaluación (IEV) de la parada en recarga

En el procedimiento se especifica el contenido que debe tener el informe de evaluación (IEV) que realiza APRT. Para ello, además del IFR, se tiene en cuenta la información recabada durante la inspección en recarga, de otra información disponible en el CSN y la de la base de datos del “Information System on Occupational Exposure” (ISOE)

El alcance del procedimiento es la identificación de los posibles hallazgos ALARA, tal y como, se definen en el procedimiento PT.IV.311 “Proceso de determinación de la significación para la seguridad del pilar de protección radiológica ocupacional” y en el procedimiento PA.IV.204 “Cribado de resultados de inspección”, así como identificar las conclusiones de la evaluación que se considere necesario transmitir al titular.

El procedimiento aplica a todo el personal técnico del CSN involucrado en la realización de las actividades de evaluación que se mencionan anteriormente.

La implementación práctica de este procedimiento la lidera el Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT)

2. DEFINICIONES

Con carácter general las que se describen en el PG.IV.03 "Inspección y control de instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible", en el PG.IV.08 "Evaluación de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible" y en el PT.IV.311 “Proceso de determinación de la significación para la seguridad del pilar de protección radiológica ocupacional”.

3. NORMATIVA APLICABLE

La que se describe en el PG.IV.03, actualizada con lo siguiente:

- Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.
- Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre seguridad en instalaciones nucleares.
- Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del

combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.

- Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas,
- Instrucción IS-02, de 1 de septiembre de 2004, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre documentación de actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera.

4. RESPONSABILIDADES

En el procedimiento PG.IV.08 “Evaluación de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible” se establecen con carácter general las responsabilidades en lo que se refiere a actividades de evaluación de los temas relativos a centrales nucleares. Las responsabilidades definidas en dicho procedimiento son de aplicación en el marco de la implementación práctica de este procedimiento técnico.

5. DESCRIPCIÓN

En este apartado se muestra la metodología e información necesaria para la elaboración del informe de evaluación para determinar cómo aplica la central nuclear el programa ALARA e identificar posibles hallazgos si los hubiera.

5.1 RECEPCION DE LA DOCUMENTACION

Una vez finalizada la recarga, en cumplimiento de la instrucción del CSN IS-02, el titular remite al CSN el IFR en un plazo no superior a tres meses después de la finalización de la parada. Dicho informe deberá contener un resumen general de las actividades realizadas durante la parada por recarga incluyendo, en particular, información relativa a las actividades principales, y haciendo mención especial a las desviaciones del programa o de los resultados obtenidos respecto a los previstos y a las incidencias más importantes habidas durante la recarga. Este IFR también contendrá información detallada de los parámetros radiológicos durante la recarga.

5.2 DATOS DE PARTIDA

Para la elaboración del IEV se tendrá en cuenta:

- El IEV de la recarga anterior.
- El último IFR remitido por el titular correspondiente a la recarga objeto de análisis.
- El acta de la inspección realizada por el área de APRT durante la recarga objeto del IEV.
- El informe de controles dosimétricos del personal de explotación en la central.
- La última estimación de la dosis colectiva realizada por la central antes del inicio de la recarga (Informe a 24 h del inicio) y se considerarán las reestimaciones de

dosis colectiva que hayan podido hacerse en fecha posterior a la realización de la inspección. La central podrá informar de estas reestimaciones mediante los informes semanales emitidos durante la parada de recarga (apartado 6 de la Guía de Seguridad 1.5, Rev.1) y deberán estar incluidas en el IFR, haciendo referencia tanto a la fecha en la que se realizaron como al documento en el que están registradas.

- Los datos recogidos en la base de datos del “Information System on Occupational Exposure” (ISOE) de dosis colectivas oficiales anuales de las CN hermanas, de las de la misma tecnología a nivel internacional y de la CN objeto de evaluación.
- Otros datos sobre el funcionamiento de la instalación que pudieran afectar a los parámetros radiológicos durante la parada de recarga.

5.3 ELABORACIÓN DEL INFORME

APRT realiza el IEV una vez recibido el IFR correspondiente, remitido por la CN, y en un plazo que no supere un mes antes de la fecha prevista para la siguiente recarga de dicha CN.

Contendrá los siguientes apartados:

- Objeto
- Alcance
- Antecedentes
- Normativa aplicable
- Evaluación, donde se incluirán los aspectos genéricos destacables de la recarga objeto del informe, que son: fecha y duración de la recarga, dosis colectiva final de recarga, dosis individual máxima de recarga, carga total real de trabajo, relación de tareas extraordinarias o hechos relevantes que afecten a los aspectos radiológicos operacionales (si procede), inspecciones realizadas por el área de APRT y hallazgos de inspección encontrados
- Conclusiones, donde se concretarán aquellos resultados relevantes del análisis de los parámetros radiológicos de recarga descritos en el apartado 5.3.1 y los hallazgos de evaluación que pudieran derivarse de dicho análisis, en su caso
- Anexo, donde se recogerá cada una de las gráficas resultantes del análisis de los parámetros de recarga, realizado según se especifica en el apartado 5.3.1 de este procedimiento y según se indica en el anexo I de este procedimiento “Guía de contenido del anexo”

5.3.1 Análisis de parámetros de recarga

Se analizan los siguientes parámetros de recarga:

- a) Dosis colectiva operacional: Se comparará el resultado de la dosis colectiva final con la estimación previa (informe a 24h) o con la última estimación realizada por el titular

para la parada de recarga. Se analizarán las desviaciones y los motivos que las han generado, en su caso.

Se examinará la evolución de dosis colectivas en los últimos 10 años y las tendencias de dosis actuales. Para valorar estos resultados de una forma global hay que considerar la evolución de las tasas de dosis en el primario, la evolución de la dosis colectiva en los años anteriores y la duración y alcance de la parada de recarga.

Asimismo, es conveniente comparar los valores de dosis colectivas oficiales del año con el contexto internacional a partir de los datos recogidos en ISOE para las CN hermanas y para el tipo de reactor (el análisis se realizará considerando la evolución de las dosis colectivas oficiales trienales).

Se calculará la media de la dosis colectiva tal y como se indica en el procedimiento PT.IV.311 "Proceso de determinación de la significación para la seguridad del pilar de protección radiológica operacional", y se comparará con el valor de dosis colectiva para la toma de decisiones establecido en dicho procedimiento.

- b) Duración de la recarga: se comparará la duración programada de la recarga respecto a la duración real, indicando las razones de la desviación si las hubiere. Este dato se tendrá en cuenta al analizar la evolución de la dosis colectiva.
- c) Número de trabajadores: se analizará el número de trabajadores expuestos de plantilla y de contrata que han participado en la recarga, respecto al de recargas anteriores y la diferencia entre la dosis recibida por los trabajadores de plantilla y por los trabajadores de contrata.
- d) Carga de trabajo, expresada en horas por persona (h.p): se comparará las h.p estimadas para la recarga respecto a las computadas en la realidad, analizando la justificación aportada por el titular y su incidencia en las dosis colectivas. El análisis incluirá su evolución en los últimos diez años.
- e) Índice de dosis: este parámetro se calcula como el cociente entre la dosis colectiva y las h.p invertidas en los trabajos de recarga; permite conocer la tasa de dosis media a la que han estado expuestos los trabajadores.

Se calculará la evolución de este indicador en relación con recargas anteriores (últimos 10 años) y el análisis de su evolución deberá tener en cuenta otros parámetros radiológicos incluidos en este informe.

- f) Dosis individual operacional: se calculará la dosis operacional individual media para el total de trabajadores, así como para el personal de plantilla y de contrata por separado. Se analizará la distribución de dosis individuales en intervalos de dosis (según el anexo II de la Guía de Seguridad 1.5, Rev.1), prestando especial atención a las dosis individuales máximas, así como, a su evolución en el periodo establecido (10 años).

Se valorará los aspectos destacables o las incidencias, si se han producido, que afecten a este parámetro.

- g) Dosis por trabajos: Se analizarán los trabajos de la recarga (según el anexo II de la Guía de Seguridad 1.5, Rev.1) más significativos radiológicamente por su contribución a la dosis total y su evolución respecto a recargas anteriores (10 años). Se comparará la dosis colectiva estimada con la dosis real para cada trabajo, identificando las desviaciones y los hallazgos ALARA si los hubiera.
- h) Tasas de dosis: Se comparará los valores de tasas de dosis en puntos significativos de zona controlada (según el anexo II de la Guía de Seguridad 1.5, Rev.1) con estos mismos valores en recargas anteriores, para estudiar su evolución en el periodo objeto de estudio y comprobar si ha tenido incidencia en la dosis colectiva.

En el caso específico de la CN de Cofrentes, se incluye en el análisis la evolución de la tasa de dosis del sistema de limpieza de agua del reactor (G33) y de los lazos de recirculación en el periodo considerado.

En este punto se revisa la evolución del término fuente y las acciones novedosas implementadas por el titular, si las hubiera, para la reducción del termino fuente durante la parada de la recarga.

- i) Dosis por departamentos: Se analizarán las dosis y su evolución en los últimos 10 años.

El análisis de la variación de las dosis por departamentos, equipos o secciones de cada organización, en las distintas recargas permitirá identificar aquellas que más contribuyen a la dosis total y si aún hay margen para la optimización en ellos.

5.3.2 Técnicas de reducción de dosis aplicadas

Como parte del análisis se revisarán

- a) las técnicas de reducción de dosis habituales, contempladas en el programa ALARA, aplicadas en la planta durante la recarga
- b) si ha existido alguna técnica de reducción de dosis específica durante la recarga objeto del IEV y se evaluarán sus resultados
- c) si se han introducido innovaciones que han dado lugar a mejoras ALARA y, en caso afirmativo, se destacará, en el apartado de conclusiones, en qué consisten y las mejoras obtenidas al ser aplicadas

5.3.3 Inspecciones realizadas por el CSN

En el apartado introducción del IEV se incorporará además de los aspectos generales indicados en el apartado 5.3 lo siguiente:

- a) la referencia del acta de inspección y las fechas en que se realizó la inspección por parte de técnicos del área de protección radiológica de los trabajadores (APRT)

- b) los aspectos más relevantes o imprevistos acontecidos durante la inspección, en su caso
- c) los posibles hallazgos del pilar de protección radiológica ocupacional encontrados durante la inspección o encontrados por la inspección residente desde la recarga anterior

5.4 CONCLUSIONES DEL INFORME DE EVALUACIÓN (IEV)

Se aportarán sólo los aspectos relevantes inferidos en el análisis de los parámetros de recarga realizado según el apartado 5.3.1 y los del análisis realizado según el apartado 5.3.2.

En caso de haberse detectado algún hallazgo ALARA durante la inspección del área APRT, éstos se recogerán en este apartado incluyendo la referencia del informe de hallazgo correspondiente realizado por APRT, así como la situación en que está la gestión del hallazgo.

Si en el proceso de evaluación que se recoge en el IEV se han detectado hallazgos de evaluación se especificarán en este apartado. Posteriormente, a la edición de este IEV, APRT iniciará la tramitación de dichos hallazgos de evaluación conforme a los procedimientos aplicables del CSN.

6. REGISTROS

A los efectos de este procedimiento se consideran registros los siguientes:

- IEV elaborado por el personal técnico del área APRT.
- Cartas remitidas por el CSN al titular, en su caso.
- Informes de evaluación de los hallazgos detectados, en su caso.

7. REFERENCIAS

- PG.IV.03 "Inspección y control de instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible".
- PG.IV.08 "Evaluación de instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible".
- PA.IV.204 "Cribado de resultados de inspección"
- PT.IV.311 "Proceso de determinación de la significación para la seguridad del pilar de protección radiológica ocupacional"
- Guía de Seguridad 1.12 "Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares".

- Guía de Seguridad 1.5 “Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera”.
- Manual de Protección Radiológica (MPR) de la central.
- Procedimientos de protección radiológica de la central que desarrollan el MPR.

8. ANEXOS

- Anexo I.- Guía de contenido
- Anexo II.- Motivo de la revisión y cambios introducidos

ANEXO I. GUÍA DE CONTENIDO DEL ANEXO

A-1 Dosis colectiva

Figura. Evolución de la dosis colectiva y la duración de la recarga de la Central Nuclear en los últimos 10 años.

Figura. Promedio trienal de dosis colectiva de la recarga respecto al valor de dosis colectiva, 0,6 Sv-p, establecido en el procedimiento PT.IV.311.

Figura. Promedio trienal de dosis colectiva de la CN en el contexto internacional. Comparativa con las centrales del mismo tipo de reactor y con sus centrales homologas Según la base de datos de ISOE (*Information System on Occupational Exposure*).

Figura. Evolución de la dosis colectiva frente a la evolución de la dosis colectiva recibida por los trabajadores de contrata en los últimos 10 años.

A-2 Número de trabajadores y su distribución

Figura. Evolución del número total de trabajadores y su distribución entre trabajadores de plantilla y contrata en los últimos diez años de la central nuclear.

A-3 Carga de trabajo

Figura. Evolución de la carga de trabajo en la Central Nuclear en los últimos 10 años.

A-4 Índice de dosis

Figura. Evolución del índice de dosis en las pargas de recarga en los últimos 10 años.

A-5 Dosis individual Operacional

Figura. Evolución de la dosis individual media para los trabajadores de plantilla y de contrata en los últimos 10 años en comparación con la dosis media

Tabla. Número total de trabajadores y su distribución por intervalos de dosis en los últimos 10 años.

A-6 Dosis por trabajos

Figura. Evolución en los últimos 10 años de la dosis colectiva de los trabajos con mayor contribución a la dosis colectiva en la parada de recarga.

Tabla. Comparación entre la dosis colectiva estimada (24h) y la final para cada trabajo en la parada de recarga.

A-7 Tasas de dosis

Figura. Evolución del índice de actividad y de la tasa de dosis media en tuberías en los últimos 10 años.

Figura. Evolución de la tasa de dosis en las ramas fría y caliente de los GGVV en los últimos 10 años.

En los informes de evolución de la CN Cofrentes además se incluirá la siguiente figura:

Figura. Evolución de la tasa de dosis en el sistema G33 y en los lazos de recirculación (lazo A y lazo B).

A-8 Dosis por departamentos

Tabla. Dosis colectiva por departamento en los últimos 10 años.

Figura. Evolución de la dosis promedio para los trabajos que más contribuyen a la dosis colectiva por departamentos en las últimas paradas de recarga en comparación con la dosis total de recarga en los últimos 10 años.

ANEXO II. MOTIVO DE LA REVISIÓN Y CAMBIOS INTRODUCIDOS

La revisión del procedimiento PT.IV.404 tiene su origen en su adaptación a los requisitos del Sistema de gestión del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en relación con la edición de los procedimientos, al ámbito de aplicación del Manual de estilo y logomarca 2021 del CSN.

Los cambios introducidos en la revisión del procedimiento incluyen una revisión global del mismo, resultado de la experiencia en la aplicación de las revisiones previas de este procedimiento, que, aparte de los cambios de carácter editorial o de redacción, ha afectado a los apartados 1, 3, 5.1, 5.3, 5.4 y 7, siendo los aspectos más relevantes los siguientes:

- a) La definición, de manera más precisa, del contenido de cada uno de los apartados del índice del IEV, favoreciendo la sistematización del análisis de datos realizado, limitando su alcance temporal y que el IEV reduzca su extensión concretándose en las conclusiones relevantes de la evaluación.
- b) La actualización de las referencias a la normativa debido a la entrada en vigor del:
 - Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.
 - Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre seguridad en instalaciones nucleares.
- c) Se ha incorporado en el apartado 5.2, entre los datos de partida, los de la base de datos de ISOE de dosis colectivas oficiales anuales a nivel internacional de las CN homologas a las de la CN analizada y los de las del mismo tipo de reactor.
- d) La incorporación de un anexo al IEV donde se recogerá cada una de las gráficas resultantes del análisis de los parámetros de recarga, realizado según se especifica en el apartado 5.3.1.