

**ASUNTO: INFORME FAVORABLE SOBRE LA SOLICITUD DE AUTORIZACIÓN DE LA MODIFICACIÓN DE DISEÑO PARA LA PUESTA EN SERVICIO DEL ALMACÉN TEMPORAL INDIVIDUALIZADO (ATI) DE CN SANTA MARÍA DE GAROÑA.**

Con fecha diez de mayo de 2016 (nº de registro 8210), procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) del Ministerio de Industria, Energía y Turismo (MINETUR), se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) para su informe preceptivo la solicitud de autorización de puesta en servicio de la modificación de diseño del Almacén Temporal Individualizado (ATI) de CN Santa María de Garoña.

Posteriormente y como consecuencia del proceso de evaluación realizado por el CSN, con fecha ocho de junio de 2017 (nº de registro 42634) se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear carta de la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) del Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital (MINETAD) adjuntando la revisión 1 de la solicitud de autorización de puesta en servicio del ATI, que sustituye y anula a la anterior.

Dicha solicitud ha sido presentada de acuerdo con el artículo 25 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, la Instrucción del Consejo IS-21 sobre requisitos aplicables a las modificaciones de diseño en las centrales nucleares y la condición 3 del anexo a la Orden Ministerial de fecha 5 de junio de 2013, por la que se declara el cese definitivo de explotación de la central.

También como consecuencia del proceso de evaluación, el titular remitió al CSN las cartas de ref. NN/CSN/166/2017 (nº de registro 44820) y NN/CSN/056/2018 (nº de registro 41944) adjuntando las páginas correspondientes a las modificaciones 5Ar1 y 5Ar2 de la propuesta de revisión 5A del Estudio de Seguridad en Parada y a la modificación 1Ar2 de la propuesta de revisión 1A de las Especificaciones Técnicas en Parada, y que se adjuntan como Anexo a este informe favorable.

El Pleno del Consejo, en su reunión del 25 de julio de 2018, ha estudiado la solicitud mencionada así como el informe que, como consecuencia de las evaluaciones realizadas, ha efectuado la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y ha acordado informarla favorablemente, teniendo en cuenta los compromisos adquiridos por Nuclenor, S.A. en su carta de ref. NN/CSN/072/2018, y de cuyo cumplimiento deberá ser informado el CSN.

Asimismo se aprueban, asociadas a la solicitud de autorización de puesta en servicio del ATI, la propuesta de revisión 5A del Estudio de Seguridad en Parada, completada con las modificaciones 5Ar1 y 5Ar2, la propuesta de revisión 1A de las Especificaciones Técnicas en Parada, completada con las modificaciones 1Ar1 y 1Ar2 y la propuesta de revisión 2A del Plan de Emergencia Interior en Parada.

Este acuerdo se ha tomado en cumplimiento del apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear y se remite a ese Ministerio a los efectos oportunos.

Madrid, 25 de julio de 2018

EL PRESIDENTE

  
Fernando Marti Scharfhausen

SRA. MINISTRA PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA  
MINISTERIO PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA. MADRID

### ANEXO

- Modificaciones 5Ar1 y 5Ar2 de la propuesta de revisión 5A del Estudio de Seguridad en Parada (ESP).
- Modificación 1Ar2 de la propuesta de revisión 1A de las Especificaciones Técnicas de Parada (ETP)

### 6.4.1.2 Principales características

#### Límites para el control de la protección radiológica

El diseño de la instalación y la operación en condiciones normales deben proporcionar un nivel aceptable de Protección Radiológica, asegurando que las dosis recibidas por los trabajadores expuestos o por el público se mantienen por debajo de los límites establecidos en el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes [2] y, en su caso, por debajo de la fracción de dichos límites que se hubiera establecido (restricción de dosis) para la instalación en concreto. Adicionalmente, el diseño del ATI debe definir, establecer y limitar un área controlada.

Atendiendo a lo indicado en los artículos 16 y 17 del RPSRI [2], desarrollado en el Manual de Protección Radiológica en Parada de CNSMG [3], se definen las zonas de radiación definidas del siguiente modo:

- Zona Libre Acceso
- Zona Vigilada
- Zona Controlada

Además de las zonas indicadas anteriormente delimitadas mediante barreras físicas, en la IS-29 [4] y en la reglamentación de la USNRC se contempla una zona denominada Área Controlada que, de acuerdo con el 10 CFR 72.3 [5], está definida como aquella superficie alrededor del ATI sobre la que el titular ejerce autoridad en relación con su uso y en la que se realizan las operaciones del ATI.

A lo largo del Capítulo 6.7 del presente Estudio de Seguridad se desglosa la información y métodos relativos a la protección ante las exposiciones a la radiación estimadas al personal de operación.

#### Límites para el control de la Seguridad Física (vallados)

Las posiciones de las zonas de vallado, atendiendo a la clasificación de zonas de radiación descrita y a lo indicado en el Estudio Radiológico [7], se hacen coincidir con la delimitación de las diversas zonas de radiación en el ATI (Figura 6.4 2) disponiéndose los siguientes sistemas de vallado:

- Vallado sencillo exterior que delimitará la zona vigilada de la instalación. Según el Estudio Radiológico [7], en el caso de almacenamiento de 10 contenedores analizando la posición de los mismos en vertical, se obtienen las distancias a las que está colocado este vallado desde la parte interior de la berma perimetral que rodea al ATI.

Fuera del recinto delimitado por este vallado existirán las condiciones radiológicas propias de una zona de libre acceso. Cuando se quieran

## 6.4.2 Estructuras de almacenamiento. (losas sísmicas)

### 6.4.2.1 Normas y códigos de diseño estructural.

- EHE-08 "Instrucción de hormigón estructural" [8].
- ACI 318-02 "Building code requirements for structural concrete" [9].

### 6.4.2.2 Distribución en la instalación.

La ubicación de las losas de almacenamiento, habida cuenta de su importancia en la instalación, condiciona la posición del resto de componentes del ATI.

La disposición de las losas en la instalación del ATI y las secciones de construcción se recogen en la Figura 6.4 4.

### 6.4.2.3 Descripción estructural de las losas de almacenamiento

#### Componentes

Las dos losas de almacenamiento son el elemento estructural más importante del ATI. Son estructuras de hormigón armado HA-25/B/20/IIa sin juntas, con unas dimensiones nominales de 40 x 20 m y 1 m de espesor, sobre cada una de las cuales se depositan verticalmente, sin anclar, hasta un máximo de 16 contenedores, en una disposición regular de dos filas de 8 con separaciones entre ejes de los mismos de 5 m y 8 m entre filas. La separación entre bordes de las losas es de 15 m. Se asientan sobre sustrato terciario sano, habiéndose saneado en aquellas zonas donde ha aparecido el sustrato alterado y sustituyéndolo por hormigón pobre [Pendiente 5] según refleja el Estudio Geotécnico [10], y se colocan al mismo nivel que el pavimento que rodea a ambas losas de almacenamiento.

Las losas presentan dos armaduras horizontales en acero B 500 SD en las caras superior e inferior y en ambas direcciones de valor  $\varnothing 25$  cada 0,2 m y ramas verticales de cortante de  $\varnothing 25$  a 0,4 x 0,4 m. Adicionalmente se han dispuesto, en las caras superior e inferior y en ambas direcciones, otras parrillas de  $\varnothing 25$  cada 0,2 m, que permiten controlar la fisuración. Poseen bordes rematados con angulares metálicos.

#### Diseño

- Criterios de diseño e hipótesis de carga

Las losas se diseñan con arreglo a la Instrucción IS-29 [4], del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre almacenamiento temporal de combustible irradiado y residuos radiactivos de alta actividad. Se tienen además como referencia los requisitos del 10 CFR 72 [5], recogidos en las guías reguladoras RG 3.48 [11] y RG 3.60 [12] y en el NUREG-1567 [13], documentos de aplicación en la industria nuclear norteamericana, referencia tecnológica de la planta.

Sobre cada losa del ATI se pueden almacenar hasta 16 contenedores, en una matriz de 2x8.

Los análisis realizados para el cálculo de dosis constan de dos partes. Con la primera se generan los términos fuente que representan el combustible gastado con el grado de quemado y tiempo de enfriamiento adecuados y con la segunda se simula el transporte de la radiación para calcular la tasa de dosis a la distancia especificada.

Las tasas de dosis alrededor de una matriz genérica de 2 x 5 contenedores ENUN 52B, son calculadas con el código MAVRIC del paquete SCALE. Los cálculos de transporte se han realizado utilizando la librería de secciones eficaces neutrónicas ENDF/B-VII (v7-27n19g y v7-200n47g).

### Hipótesis

En el análisis realizado para la obtención de las dosis debidas al almacenamiento del combustible gastado en el ATI se ha considerado las siguientes aproximaciones e hipótesis [15]:

- 1) En cumplimiento de la parte aplicable de la ISG-13 [15], se supone que el factor de ocupación en el límite del área controlada es de 8.760 horas.
- 2) Se considera una densidad del aire de  $1,2 \times 10^{-3}$  g/cm<sup>3</sup> y una composición del mismo de 76% en peso de nitrógeno y 23% en peso de oxígeno. La densidad del aire se corresponde con aire seco a presión atmosférica.
- 3) Para el cálculo del término fuente, de cada tipo de elemento, se considera un enriquecimiento del combustible mínimo en U-235, para un grado de quemado máximo del lote de elementos considerados.
- 4) Para los cálculos mediante el código MAVRIC se considera combustible fresco con un enriquecimiento del mínimo en peso de U-235.
- 5) En el Borotron se considera el 1% en peso de B-10.
- 6) En cada losa, se considera una distancia entre centros de contenedores de 5 m, según figura 6.4.4
- 7) Alrededor del ATI se dispone de un muro de 3,5 metros de altura y una berma de tierras hasta la cota +5 sobre el pavimento de la instalación, lo que proporciona blindaje adicional.
- 8) La composición y densidad del suelo fuera del ATI son las consideradas en la referencia [14].
- 9) La posición de los contenedores en el ATI es vertical sin anclar.

En la referencia [9] se pueden ver hipótesis adicionales para la generación del término fuente y la modelización con el código MAVRIC.

### Análisis

Para la obtención de las tasas de dosis se ha considerado una combinación de grado de quemado y tiempo de enfriamiento que es envolvente del inventario de los elementos combustibles que se van a almacenar en el ATI.

Para realizar el cálculo, se han generado cuatro inputs diferentes en función del tipo de fuente. A saber:

- Fuente Gamma Fuel
- Fuente Neutrónica Fuel
- Fuente Activación
- Fuente Fotones secundarios captura neutrónica

En cada uno de ellos se ha empleado la metodología FW-CADIS ("Forward-Weighted Consistent Adjoint Driven Importance Sampling") generando un mapa de importancias y de fuente sesgada:

- Para el cálculo de la dosis en el límite del área controlada (tanto en condición normal como de accidente) se han empleado puntos detectores.
- Para el cálculo de las distancias a las zonas controlada y vigilada se han empleado conjuntamente puntos detectores y mapas de dosis con detectores voluméricos.

### Resultados

Se ha establecido el límite del área controlada como una circunferencia alrededor del centro de los 10 contenedores con un radio de 237,5 m.

Para verificar que se cumple con el criterio de dosis máximo establecido en la IS-29, se ha calculado la tasa de dosis en el punto más cercano al río desde el centro de los 10 contenedores, que se corresponde con el punto A de la Figura 6.7-1.

Los resultados se presentan en la Tabla 6.7-1

#### **6.7.4.3 Dosis en condiciones anormales o de accidente.**

De acuerdo con la información presentada en el Estudio de Seguridad del contenedor [8], las condiciones anormales postuladas no conducen a la degradación de la efectividad del blindaje del sistema. Por lo tanto, la dosis debida a la radiación directa en el límite del área controlada para condiciones anormales es igual a la de condiciones normales.

La IS-29 [3] especifica las dosis máximas que puede recibir cualquier individuo en el límite del área controlada en cualquier accidente base de diseño. Adicionalmente, especifica que la distancia mínima del ATI al límite del área controlada debe ser al menos de 100 metros.

La zona controlada se inicia en el límite de la zona vigilada, por lo tanto, para el caso de 10 contenedores en posición vertical coincidirá con la valla exterior del doble vallado de seguridad física de CNSMG. En el interior de esta zona están dispuestas las losas donde se van ubicando los módulos cargados, lo que implica que la tasa de dosis en la misma va a depender del grado de ocupación del ATI. En consecuencia, la delimitación de las distintas zonas dentro de la zona controlada (permanencia libre, permanencia limitada, permanencia reglamentada y acceso prohibido) se determinará en función de la dosis real existente en cada etapa de ocupación del ATI.

#### Área controlada

Además de las zonas indicadas anteriormente delimitadas mediante barreras físicas, se contempla una zona denominada área controlada que, de acuerdo con la IS-29 [3], está definida como el área que rodea al ATI donde el titular del mismo ejerce autoridad sobre su uso y dentro de la cual se realizan las operaciones.

Según la IS-29 [3], el área controlada debe satisfacer los siguientes requisitos:

- 1) La distancia mínima entre el combustible gastado o el residuo de alta actividad que se almacene en la instalación respecto al límite del área controlada debe ser al menos de 100 m. El área controlada podrá ser atravesada por una carretera, cauce fluvial o ferrocarril siempre y cuando se establezcan y garanticen medidas efectivas de control del tráfico con el objetivo de proteger al público.
- 2) Durante la operación normal y los sucesos operacionales previstos, la dosis efectiva anual a cualquier miembro del público que se localice más allá del área controlada no excederá de 250  $\mu$ Sv por exposiciones debidas a:
  - Las evacuaciones de efluentes y residuos sólidos al medio ambiente, excepto radón y sus descendientes.
  - La radiación externa debida a las operaciones en el ATI.
  - Cualquier irradiación externa o interna debida a cualquier contribución de una instalación nuclear o radiactiva del ciclo de combustible nuclear cercana.
- 3) Durante cualquier accidente base de diseño, la dosis que pudiera recibir cualquier individuo situado sobre o más allá del límite más cercano del área controlada no podrá exceder a:
  - Una dosis efectiva de 50 mSv.
  - Una dosis equivalente a la piel de 500 mSv.
  - Una dosis equivalente al cristalino de 150 mSv.

De acuerdo con el Estudio de Seguridad del contenedor [8] no es necesario considerar el cumplimiento con los requisitos de dosis en condición anormal de operación, ya que no existen situaciones anormales que afecten de forma significativa al blindaje del módulo de almacenamiento, por lo tanto, la tasa de dosis en condición anormal es idéntica a la tasa de dosis en operación normal.

En este caso, el área controlada está delimitada por una circunferencia de radio 237,5 m. Al quedar el área controlada del ATI dentro de la zona de exclusión de la central, la autoridad y control que se ejerce sobre la misma son válidos también para el área controlada del ATI

Los cálculos de dosis se han realizado considerando un tiempo de ocupación completo, es decir, 8.760 h/año.

#### **6.7.6 Impacto Radiológico.**

La contribución al impacto radiológico en el Área Controlada, debido a potenciales fugas durante el almacenamiento de contenedores de combustible gastado ENUN52B está documentada en la referencia 19

#### **6.7.7 Programa de Protección Radiológica**

Los objetivos del Programa de Protección Radiológica aplicados al ATI son:

- Proporcionar la guía y ayuda técnica necesarias para manejar y evaluar los riesgos radiológicos asociados a la operación y mantenimiento del ATI, asegurando que las exposiciones del personal son las mínimas compatibles con la explotación del mismo.
- Establecer los controles administrativos sobre las emisiones de radiación, asegurando que los niveles de radiactividad se mantienen por debajo de los establecidos en el diseño del ATI.

El Manual de Protección Radiológica de CNSMG [7] recoge las normas en materia de protección radiológica para asegurar que las actividades realizadas en CNMSG, incluido el ATI, se realizan de forma que el número de personas expuestas a las radiaciones ionizantes y el riesgo de que éstas se produzcan, sea el menor posible, y en caso de producirse, que las dosis individuales y colectivas resultantes de las citadas exposiciones sean las menores posibles y siempre inferiores a los límites de dosis establecidos en el Reglamento Sobre Protección Sanitaria Contra las Radiaciones Ionizantes [1].

Estas normas y sus criterios de aplicación se desarrollan, a su vez, en los procedimientos de protección radiológica y se complementan con otros documentos de la central tales como el Manual de Garantía de Calidad, Reglamento de Funcionamiento, Especificaciones Técnicas, Plan de Emergencia Interior, Manual de Protección Radiológica, Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado y del Estudio de Seguridad.

En la parte aplicable al ATI, el Programa de Protección Radiológica incorpora los siguientes aspectos, desarrollados en procedimientos:

- Se realizarán las medidas de tasa de dosis en contacto en el contenedor, sin agua en su interior, en los diferentes puntos identificados del Estudio de Seguridad del contenedor [8].

## 6.7.9 Tablas y figuras.



Figura 6.7-1 Área Controlada ATI

Tabla 6.7-1 Dosis Punto A. Límite Área Controlada

	TASA DOSIS PUNTO A (Sv/h)	
	valor	incer. relativa (%)
ACTIVACION	6.77E-09	2.47%
FOTONES	8.20E-09	1.91%
NEUTRONES	7.68E-09	1.99%
SECUNDARIOS	4.00E-10	2.77%
TOTAL	2.30E-08	4.63%

  

<b>Dosis año (μSv)</b>	<b>201.88</b>
------------------------	---------------

Tabla 6.7-2 Distancias mínimas aproximadas para el vallado de protección radiológica (0,35 μS/h)

<b>Distancia mínima (m)</b>			
<b>Norte</b>	<b>Sur</b>	<b>Este</b>	<b>Oeste</b>
69	49	45	65

Tabla 6.7-3 Distancias mínimas aproximadas para el vallado de zona vigilada (2,85  $\mu$ S/h)

<b>Distancia mínima (m)</b>			
<b>Norte</b>	<b>Sur</b>	<b>Este</b>	<b>Oeste</b>
16	/	11	11

#### 6.7.10 Referencias.

- [1] REAL DECRETO 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes. España: Boletín Oficial del Estado nº 178, 26 de julio 2001, 2001.
- [2] 10 CFR 72 - Licensing requirements for the independent storage of spent nuclear fuel, high-level radioactive waste, and reactor-related greater than class C waste. Estados Unidos: Nuclear Regulatory Commission, 2013.
- [3] Instrucción IS-29, sobre instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad. España: Consejo de Seguridad Nuclear, 2010.
- [4] Regulatory Guide 8.8 - Information relevant to ensuring that occupational radiation exposures at nuclear power stations will be as low as is reasonably achievable. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1978.
- [5] Regulatory Guide 8.10 - Operating philosophy for maintaining occupational radiation exposures as low as is reasonably achievable. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1977.
- [6] Guía de Seguridad 01.12 - Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares. España: Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), 1999.
- [7] "Manual de Protección Radiológica en Parada (MPRP) - Rev.0", Nuclenor, 2013.
- [8] ENSA, "Estudio de Seguridad del Contenedor de Almacenamiento de Combustible Gastado ENUN 52B," 2013.
- [9] ENSA, "Source Terms Evaluations for the ENUN 52B", ENSA-002-CALC-001, Rev.2.

- [10] RSICC Code Package CCC-730, "(MCNP/MCNPX) Montecarlo N-Particle Transport Code System Including MCNP5 1.40 and MCNPX 2.5.0 and Data Libraries", 2006.
- [11] ENERCON, "Shielding Evaluations of the ENUN 52B Cask for Storage", ENSA-002-CALC-002, Rev.1.
- [12] ENERCON, "Validation of MCNP5 and the ENDF/B-VI Cross Section Library for Use in Criticality Evaluations of LWR Type Fuel", ENSA-001-CALC-004, Rev.01, 2013.
- [13] R.D. Mosteller, "Testing MCNP5 Beta Version 4.18 with Criticality and Radiation-Shielding Validation Suites", LA-UR-02-6532, 2002.
- [14] R. Mosteller and A. Sood B. Hehr, "Deep Penetration Validation Calculations of MCNP", LA-UR-04-6770, 2005.
- [15] Interim Staff Guidance 13 - Real Individual. Estados Unidos: Nuclear Regulatory Commission, 2000.
- [16] Real Decreto 35/2008, de 18 de enero, por el que se modifica el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 2 de diciembre. España: Boletín Oficial del Estado nº 42, 18 de febrero 2008, 2008.
- [17] IR-10-101 Impacto radiológico en condición normal y de accidente por irradiación externa debida al almacenamiento de 10 contenedores en el ATI de CNSMG.
- [18] Nuclenor, "Nuevos criterios de acceso y trabajo a zona controlada", NCATZC, Rev.2, 2002.
- [19] IR-10-099 Impacto radiológico en el límite del Área Controlada del ATI en condición anormal y de accidente durante el almacenamiento de contenedores de combustible gastado ENUN52B.

Se han calculado los X/Q específicos del emplazamiento a la distancia del área Controlada (237,5 metros) de acuerdo a la RG-1.145 mediante el código de cálculo PAVAN.

Los resultados de estos cálculos se obtienen del documento IR-10-099 (ref. 24), asumiendo las condiciones indicadas para un hipotético accidente, indican que un individuo situado en el límite del área controlada (237,5 m ) y liberando productos radiactivos durante 30 días, recibiría una dosis efectiva de  $4,82E-02$  mSv, una dosis equivalente al cristalino de  $4,92E-02$  mSv y una dosis equivalente a la piel de  $9,89E-04$  mSv.

Los valores de dosis están muy por debajo de los requisitos que se especifican en el párrafo 3.6.6 de la IS-29 [1], para condiciones de accidente. Para el tiempo estimado de duración del accidente resultan unas dosis de:

- 50 mSv para una dosis efectiva.
- 150 mSv para una dosis equivalente al cristalino.
- 500 mSv para una dosis equivalente a la piel.

#### **6.8.2.11 Pérdida de blindaje neutrónico.**

El diseño del contenedor incluye un material de blindaje neutrónico (NS4FR®) situado entre la parte exterior de la virola principal y la envolvente más exterior, integrado entre las aletas. Además, se incluye blindaje en el hueco de los muñones inferiores (de rotación).

El blindaje neutrónico completo no puede perderse a través de la camisa debido al punzonado por un proyectil impulsado por un tornado, ni por la rotura debida al impacto como consecuencia de la calda del contenedor durante el manejo del mismo.

El contenedor se evalúa conservadoramente considerando que se pierde completamente la efectividad del blindaje neutrónico, por ejemplo en el caso del accidente de fuego. La pérdida de una porción del blindaje neutrónico sería detectable por inspección visual.

No existen consecuencias adversas sobre la criticidad, ni tampoco consecuencias adversas térmicas y estructurales derivadas de la pérdida del blindaje neutrónico. La única consecuencia adversa que tiene este accidente es sobre el blindaje.

Para el cálculo de la dosis en condición de accidente, se ha asumido que:

- El accidente afecta a los diez contenedores.
- La duración del accidente es de 30 días (720 horas).
- Una persona se mantiene en la distancia de análisis continuamente durante los 30 días.

La dosis en condición de accidente a 237,5 metros, distancia al límite del área controlada, es  $0,396$  mSv, valor que está muy por debajo del límite de  $50$  mSv que establece la instrucción IS- 29 [1].”

La zona controlada se inicia en el límite de la zona vigilada, por lo tanto, para el caso de 10 contenedores en posición vertical coincidirá con la valla exterior del doble vallado de seguridad física de CNSMG. En el interior de esta zona están dispuestas las losas donde se van ubicando los módulos cargados, lo que implica que la tasa de dosis en la misma va a depender del grado de ocupación del ATI. En consecuencia, la delimitación de las distintas zonas dentro de la zona controlada (permanencia libre, permanencia limitada, permanencia reglamentada y acceso prohibido) se determinará en función de la dosis real existente en cada etapa de ocupación del ATI.

#### Área controlada

Además de las zonas indicadas anteriormente delimitadas mediante barreras físicas, se contempla una zona denominada área controlada que, de acuerdo con la IS-29 [3], está definida como el área que rodea al ATI donde el titular del mismo ejerce autoridad sobre su uso y dentro de la cual se realizan las operaciones.

Según la IS-29 [3], el área controlada debe satisfacer los siguientes requisitos:

- 1) La distancia mínima entre el combustible gastado o el residuo de alta actividad que se almacene en la instalación respecto al límite del área controlada debe ser al menos de 100 m. El área controlada podrá ser atravesada por una carretera, cauce fluvial o ferrocarril siempre y cuando se establezcan y garanticen medidas efectivas de control del tráfico con el objetivo de proteger al público.
- 2) Durante la operación normal y los sucesos operacionales previstos, la dosis efectiva anual a cualquier miembro del público que se localice más allá del área controlada no excederá de 250  $\mu$ Sv por exposiciones debidas a:
  - Las evacuaciones de efluentes y residuos sólidos al medio ambiente, excepto radón y sus descendientes.
  - La radiación externa debida a las operaciones en el ATI.
  - Cualquier irradiación externa o interna debida a cualquier contribución de una instalación nuclear o radiactiva del ciclo de combustible nuclear cercana.
- 3) Durante cualquier accidente base de diseño, la dosis que pudiera recibir cualquier individuo situado sobre o más allá del límite más cercano del área controlada no podrá exceder a:
  - Una dosis efectiva de 50 mSv.
  - Una dosis equivalente a la piel de 500 mSv.
  - Una dosis equivalente al cristalino de 150 mSv.

En este caso, el área controlada está delimitada por una circunferencia de radio 237,5 m, tal y como resulta del cálculo radiológico realizado en el documento IR-10-101 [17]. Al quedar el área controlada del ATI dentro de la zona de exclusión de la central, la autoridad y control que se ejerce sobre la misma son válidos también para el área controlada del ATI

Los cálculos de dosis se han realizado considerando un tiempo de ocupación completo, es decir, 8.760 h/año.

#### **6.7.6 Impacto Radiológico.**

La contribución al impacto radiológico en el Área Controlada, debido a potenciales fugas durante el almacenamiento de contenedores de combustible gastado ENUN52B está documentada en la referencia 19

#### **6.7.7 Programa de Protección Radiológica**

Los objetivos del Programa de Protección Radiológica aplicados al ATI son:

- Proporcionar la guía y ayuda técnica necesarias para manejar y evaluar los riesgos radiológicos asociados a la operación y mantenimiento del ATI, asegurando que las exposiciones del personal son las mínimas compatibles con la explotación del mismo.
- Establecer los controles administrativos sobre las emisiones de radiación, asegurando que los niveles de radiactividad se mantienen por debajo de los establecidos en el diseño del ATI.

El Manual de Protección Radiológica de CNSMG [7] recoge las normas en materia de protección radiológica para asegurar que las actividades realizadas en CNMSG, incluido el ATI, se realizan de forma que el número de personas expuestas a las radiaciones ionizantes y el riesgo de que éstas se produzcan, sea el menor posible, y en caso de producirse, que las dosis individuales y colectivas resultantes de las citadas exposiciones sean las menores posibles y siempre inferiores a los límites de dosis establecidos en el Reglamento Sobre Protección Sanitaria Contra las Radiaciones Ionizantes [1].

Estas normas y sus criterios de aplicación se desarrollan, a su vez, en los procedimientos de protección radiológica y se complementan con otros documentos de la central tales como el Manual de Garantía de Calidad, Reglamento de Funcionamiento, Especificaciones Técnicas, Plan de Emergencia Interior, Manual de Protección Radiológica, Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado y del Estudio de Seguridad.

En la parte aplicable al ATI, el Programa de Protección Radiológica incorpora los siguientes aspectos, desarrollados en procedimientos:

- Se realizarán las medidas de tasa de dosis en contacto en el contenedor, sin agua en su interior, en los diferentes puntos identificados del Estudio de Seguridad del contenedor [8].

**3.7 SISTEMAS DE LA CENTRAL****3.7.15 PUENTE-GRÚA DEL EDIFICIO DEL REACTOR****CONDICIÓN LIMITATIVA DE OPERACIÓN**

3.7.15 El puente-grúa del Edificio del Reactor debe estar OPERABLE.

**APLICABILIDAD:** Siempre que sea requerido el paso de una carga superior a 816,5 kg, mediante el puente-grúa del edificio del reactor, por encima de la piscina de combustible gastado y con elementos combustibles en la misma.

Siempre que se mueva un contenedor cargado con elementos combustibles en cualquier zona del edificio del reactor.

**ACCIONES**

Condición	Acción Requerida	Plazo de Tiempo
A. No se cumplen los requisitos de la CLP	A.1 Situar la carga del puente-grúa en una condición segura	Inmediatamente

**REQUISITOS DE VIGILANCIA**

Vigilancia	Frecuencia
3.7.15.1 Verificar que la temperatura en el Edificio del Reactor es mayor o igual a 15°C.	Una hora antes de comenzar los movimientos del puente-grúa <u>Y</u> Una vez cada 8 horas mientras el puente-grúa esté en funcionamiento.

**3.11 ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE EN CONTENEDORES****3.11.4.1 ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO****CONDICIÓN LIMITATIVA DE PARADA**

3.11.4.1 El combustible gastado a cargar en un contenedor del tipo ENUN52B será NO DAÑADO, con canal, según diseño de General Electric GE-6 o GE-7, y cuyos parámetros cumplan con los límites indicados en la tabla del apartado 5.7.3 de las normas administrativas.

**APLICABILIDAD :** Durante la OPERACIÓN DE CARGA

**ACCIONES**

Condición	Acción Requerida	Plazo de Tiempo
A. No se cumple la CLO 3.11.4.1	A.1 Iniciar las acciones para retirar el/los elementos de combustible que no cumple los requisitos del contenedor.	Inmediatamente

**REQUISITOS DE VIGILANCIA**

Vigilancia	Frecuencia
3.11.4.1.1 Verificar que los elementos de combustible a almacenar en cada contenedor se corresponden con lo indicado en su mapa de carga	Durante las OPERACIONES DE CARGA del contenedor ENUN52B

**B3.11** **ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE EN CONTENEDORES****B3.11.4.1** **ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO****BASES**

---

**ANTECEDENTES**

---

El contenedor es un sistema pasivo para almacenar combustible gastado en seco. Está diseñado para proporcionar el almacenamiento seguro del combustible Base de Diseño, cumpliendo, tanto en operación normal como en el accidente base de diseño con las cinco funciones de seguridad: Control de criticidad, Control de la exposición operacional, del público y del medio ambiente, Evacuación del calor residual, Confinamiento del material radiactivo y la Recuperabilidad del combustible almacenado en su interior.

**ANÁLISIS DE SEGURIDAD APLICABLES**

---

Ver apartado "análisis de seguridad aplicables" en B3.11.1

**CONDICIÓN LIMITATIVA DE PARADA**

---

El combustible gastado a cargar en un contenedor del tipo ENUN52B será NO DAÑADO, con canal, según diseño de General Electric GE-6 o GE-7 cuyos parámetros estén dentro de los especificados en la tabla 1.1.1 "parámetros de los combustibles Base de Diseño" del capítulo 1 del Estudio de Seguridad del contenedor ENUN52B.

**APLICABILIDAD**

---

Durante la OPERACIÓN DE CARGA Y OPERACIÓN DE ALMACENAMIENTO.

**ACCIONES**

---

**A.1**

En caso de cargar un elemento que no está dentro de los parámetros del elemento base de diseño del contenedor, se deben iniciar de forma inmediata las acciones para retirar el/los elementos de combustible que no cumplen los requisitos del contenedor.

El cumplimiento de las funciones de seguridad está garantizado para todos los elementos que se encuentren dentro de los parámetros del combustible utilizados en el Estudio de Seguridad del contenedor.

**BASES**

---

**REQUISITOS DE VIGILANCIA**

---

RV 3.11.4.1.1

Verificar, durante las operaciones de carga del contenedor, que los elementos de combustible a almacenar en cada contenedor se corresponden con lo indicado en su mapa de carga.

**REFERENCIAS**

---

1. ES Contenedor ENUN52B. ENSA

**3.11 ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE EN CONTENEDORES****3.11.4.2 ALMACENAMIENTO DE CONTENEDORES****CONDICIÓN LIMITATIVA DE PARADA**

3.11.4.2 La disposición de contenedores en las losas del Almacén Temporal Individualizado (ATI) será tal que la dosis efectiva anual a cualquier miembro del público que se localice más allá del Área Controlada, esto es, fuera de la Zona Bajo Control del Explotador (ZBCE), no supere los 250 µSv.

**APLICABILIDAD :** Durante la OPERACIÓN DE ALMACENAMIENTO

**ACCIONES**

Condición	Acción Requerida	Plazo de Tiempo
A. No se cumple la CLO 3.11.4.2	A.1 Reubicar los contenedores de tal forma que se cumpla el requisito de dosis	Inmediatamente

**REQUISITOS DE VIGILANCIA**

Vigilancia	Frecuencia
3.11.4.2.2 Verificar que la dosis efectiva anual en el límite de la ZBCE más cercana al ATI es tal que no se supera 250 µSv.	Una vez, entre tres y seis meses después de la ubicación en el ATI de cada contenedor

**B3.11 ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE EN CONTENEDORES****B3.11.4.2 ALMACENAMIENTO DE CONTENEDORES****BASES**

---

**ANTECEDENTES**

---

El contenedor es un sistema pasivo para almacenar combustible gastado en seco. Está diseñado para proporcionar el almacenamiento seguro del combustible Base de Diseño, cumpliendo, tanto en operación normal como en el accidente base de diseño con las cinco funciones de seguridad: Control de criticidad, Control de la exposición operacional, del público y del medio ambiente, Evacuación del calor residual, Confinamiento del material radiactivo y la Recuperabilidad del combustible almacenado en su interior.

**ANÁLISIS DE SEGURIDAD APLICABLES**

---

Ver apartado "análisis de seguridad aplicables" en B3.11.1

**CONDICIÓN LIMITATIVA DE PARADA**

---

Además, las limitaciones radiológicas de 250  $\mu$ Sv que exige la IS-29 en cuanto a dosis efectiva anual a cualquier miembro del público que se localice fuera del Área Controlada, han determinado que se interprete, conservadoramente, que esta Área Controlada no puede estar fuera de la Zona Bajo Control del Explotador (ZBCE). Al quedar el Área Controlada del ATI dentro de la zona de exclusión de la central, la autoridad y control que se ejerce sobre la misma son válidos también para el Área Controlada del ATI. Así pues, y como el río Ebro no es ZBCE, en el punto más cercano del ATI al río no debe experimentarse una tasa de dosis que suponga anualmente una dosis efectiva mayor de 250  $\mu$ Sv.

**APLICABILIDAD**

---

Durante la OPERACIÓN DE CARGA Y OPERACIÓN DE ALMACENAMIENTO.

**ACCIONES**

---

**A.1**

En caso de que la dosis producida por los contenedores almacenados en el ATI superase la dosis máxima indicada, habría que reubicar los contenedores dentro del ATI.

**BASES**

---

**REQUISITOS DE VIGILANCIA**

---

RV 3.11.4.2.1

Verificar que la dosis efectiva anual en el límite de la ZBCE más cercana al ATI es tal que no se supera 250  $\mu$ Sv. Dado los bajos niveles de tasa de dosis que esto significa y la dificultad de su medición, lo que se hará es medir la dosis acumulada mediante un TLD, entre tres y seis meses después de ubicar cada contenedor. Esta frecuencia permitirá hacer una única medición que abarque el conjunto de contenedores ubicados en una misma fase o período.

**REFERENCIAS**

---

1. ES Contenedor ENUN52B. ENSA
2. IR-10-101 Rev.1 "Impacto radiológico en condición normal y de accidente por irradiación externa debida al almacenamiento de 10 contenedores en el ATI de CNSMG"

#### 4.0 CARACTERÍSTICAS DE DISEÑO

---

#### 4.3 PISCINA DE COMBUSTIBLE (Cont.)

---

máximo del 3,95% en peso de U-235 conteniendo un máximo de 5,00% en peso de Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, con longitud activa de 368,91 cm (145,24 pulg.) y vainas de Zircaloy-2.

##### 4.3.1 CRITICIDAD

4.3.1.1 Los bastidores de almacenamiento de combustible gastado (racks) se han diseñado, y deben mantenerse, con:

- a. Una  $K_{eff} \leq 0,95$  cuando estén inundados con agua no borada. Este valor de la  $K_{eff}$  se discute en la Sección 3.9 del ES; y
- b. Una distancia nominal de 16,15 cm (6,36 pulg) entre los centros geométricos de los elementos combustibles almacenados.

4.3.1.2 No aplicable.

##### 4.3.2 DRENAJE

La piscina de almacenamiento de combustible irradiado está diseñada y debe ser mantenida para impedir el drenaje accidental de la misma por debajo de un nivel de 11,25 m (36,9 pies).

##### 4.3.3 CAPACIDAD

La piscina de almacenamiento de combustible irradiado está diseñada y debe ser mantenida con una capacidad de almacenamiento limitada a no más de 2609 elementos combustibles.

#### 4.4 CONTENEDOR DE COMBUSTIBLE GASTADO

El contenedor de combustible es un sistema de almacenamiento en seco, compuesto por un conjunto de elementos necesarios para la extracción, transferencia y almacenamiento seguro del combustible nuclear gastado. El contenedor es capaz de alojar un número determinado de elementos combustibles, cuyas características deben encontrarse siempre dentro de los valores límites del combustible base de diseño utilizado en los cálculos de licencia del mismo, que garantizan la subcriticidad, el confinamiento, el blindaje biológico, la disipación del calor y su recuperación, tanto en condiciones normales como en condiciones anormales y bajo condiciones de accidente base de diseño.

5.0      NORMAS ADMINISTRATIVAS

---

5.7      INFORMES SOBRE LA CENTRAL (Cont.)

---

## P.    Almacenamiento de combustible:

- a. Balance de elementos combustibles y capacidad de almacenamiento de combustible irradiado.
- b. Actividades con el combustible.
- c. Otros internos del reactor.
- d. Balance de contenedores de elementos combustibles irradiados y capacidad de almacenamiento.

## Q.    Vigilancia radiológica de áreas y procesos.

## R.    Dosimetría del personal:

- a. Registro mensual de dosis colectiva.
- b. Registro trimestral/semestral de dosis colectiva
- c. Distribución mensual de dosis colectiva por intervalos (irradiación externa).
- d. Distribución semestral de dosis colectiva por intervalos (irradiación externa).
- e. Vigilancia de la contaminación interna. Resumen semestral.

## S.    Vigilancia radiológica ambiental:

- a. Resumen de actividades de toma de muestras.
- b. Resultados de radiación ambiental medidos con TLDs.

## T.    Instrumentación de Vigilancia de Efluentes Radiactivos

En caso de que se haya superado el tiempo máximo establecido para la inoperabilidad de la instrumentación según los apartados 2.1.1 y 2.2.1 del MANUAL DE CÁLCULO DE DOSIS AL EXTERIOR, se explicarán las causas de la no recuperación de FUNCIONALIDAD.

## 5.7.3 INFORME DEL PLAN DE CARGA

Previamente a la carga de cada contenedor, se elaborará el informe del Plan de Carga Específico, que asegure el cumplimiento de las condiciones y límites recogidos en la documentación de Licencia del contenedor, así como los requisitos del CSN, de ENRESA y otros internos establecidos por NUCLENOR.

Este Informe de Plan de Carga Específico será enviado a ENRESA y al CSN con, al menos, 3 meses de antelación a la fecha de carga del contenedor e incluirá, como mínimo, la siguiente información:

**5.0** NORMAS ADMINISTRATIVAS**5.7** INFORMES SOBRE LA CENTRAL (Cont.)

• Una justificación del cumplimiento del Plan de Carga con el siguiente contenido:

- Especificación de los elementos a cargar, indicando al menos: Tipo de elemento por diseño e integridad de los mismos.
- Cumplimiento de los límites indicados en la tabla siguiente, indicando, al menos, si se trata de combustible de tipo 1 o 2.

Parámetro	Combustible Base	Combustible Base
	de Diseño 1	de Diseño 2
Grado de quemado máximo (MWd/tU)	32500	37500
Rango de Enriquecimiento planar medio (% en peso de U-235)	Blindaje	Blindaje
	2.6 min.	2.8 min
	<b>Criticidad</b>	
	3.1903 % máx., para cualquier grado de quemado	
Tiempo mínimo de enfriamiento en piscina (años)	22.5	
Calor de desintegración máximo por contenedor (kW)	10.326	

- Mapa de carga del contenedor

**5.7.4** INFORME MENSUAL DE SISTEMAS DE TRATAMIENTO DE DESECHOS RADIATIVOS

Se informará al CSN de los casos en que haya habido incumplimiento de los apartados 2.1.4 y 2.2.4 del MANUAL DE CÁLCULO DE DOSIS AL EXTERIOR, incluyendo la información que se indica en dichos apartados.

**5.7.5** SITUACIONES A NOTIFICAR

Las situaciones que se describen y las notificaciones que se requieran son independientes de las acciones previstas en el Plan de Emergencia las cuales se tomarán en cualquier caso.

**5.0**      **NORMAS ADMINISTRATIVAS**

---

**5.7**      **INFORMES SOBRE LA CENTRAL (Cont.)**

---

**5.7.5.1**    **Sucesos Notificables**

Los sucesos notificables y los criterios de notificación son los que se detallan en la Instrucción IS-10 del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo de Seguridad Nuclear por parte de las centrales nucleares.

Los sucesos se notificarán al CSN, a la Subdelegación de Gobierno en la provincia de Burgos y a la Dirección General de Política Energética y Minas, en los plazos de 1 o 24 horas, según corresponda, desde el momento de su detección. Asimismo, se comunicarán al Inspector Residente del CSN lo antes posible.

**5.7.5.2**    **Anulado****5.7.5.3**    **Informes Especiales**

Se enviarán Informes Especiales al CSN en los siguientes casos:

- a.    No aplicable
- b.    Si un generador Diesel experimenta cuatro o más fallos válidos en las 25 últimas demandas, estos fallos, y cualquier fallo no válido experimentado por el generador Diesel en ese período de tiempo deben ser reflejados en un informe que será enviado al CSN en el plazo de 30 días. Los informes sobre fallos de los Generadores Diesel deben incluir la información recomendada en la posición reguladora C.5 de la Revisión 3 de la Guía Reguladora 1.9.
- c.    Cuando se entre en la Condición B de la CLP 3.7.10 "PCI-Sistema de Agua de Protección contra Incendios". En este caso se enviará al CSN un informe especial en el plazo de 30 días, exponiendo los planes y procedimientos a seguir para afrontar la pérdida de redundancia en el sistema. Cuando se entre en la Condición C de la CLP 3.7.10 el informe especial se enviará al CSN en el plazo de 14 días.
- d.    Cuando se entre en la Condición B de la CLP 3.3.9.2 "Instrumentación de Vigilancia Sísmica". En este caso se enviará al CSN un informe especial en el plazo de 10 días en el que se describa la causa del fallo, así como los planes para el restablecimiento de la OPERABILIDAD.

5.0      NORMAS ADMINISTRATIVAS

---

5.7      INFORMES SOBRE LA CENTRAL (Cont.)

---

Cuando se entre en la Condición C de la CLP 3.3.9.2. En este caso se enviará al CSN un informe especial en el plazo de 10 días describiendo las características del movimiento vibratorio y los efectos que haya tenido sobre las estructuras y equipos relacionados con la seguridad.

- e. Cuando se entre en la Condición B de la CLP 3.3.10 "Instrumentación de Nivel de Piscina". En este caso se enviará al CSN un informe especial en el plazo de 10 días en el que se describa la causa del fallo, así como los planes para el restablecimiento de la OPERABILIDAD.
- f. Cuando así se establezca en un apartado específico del MCDEP.
- g. Cuando se entre en la Condición B de la CLP 3.7.13 "PCI-bomba diesel contra incendios para aportación a la piscina de almacenamiento de combustible". En este caso se enviará al CSN un informe especial en el plazo de 7 días en el que se describa la causa del fallo, así como los planes para el restablecimiento de la OPERABILIDAD.