

Contenido

1.	IDENTIFICACION.....	2
1.1	Solicitante.....	2
1.2	Asunto.....	2
1.3	Documentos aportados por el promotor	2
2.	DESCRIPCION Y OBJETO DE LA PROPUESTA	2
2.1	Descripción de la solicitud.....	2
2.2	Antecedentes.....	3
3.	DESARROLLO DE LA EVALUACIÓN DEL CSN.....	5
3.1	Informes de evaluación	5
3.2	Alcance y Normativa aplicable.....	5
3.3	Desarrollo de la evaluación	7
3.4	Evaluación Área de Ciencias de la Tierra (CITI).....	8
3.5	Evaluación Área de Ingeniería del Núcleo (INNU).....	9
3.6	Evaluación Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT).....	13
3.7	Evaluación Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR).....	18
4.	RESUMEN Y CONCLUSIONES	21
5.	PROCEDIMIENTOS SEGUIDOS.....	22
6.	RELACIÓN DE INFORMES Y NOTAS DE EVALUACIÓN	23
7.	ACTAS DE REUNION TÉCNICA.....	24
8.	REFERENCIAS	24
	APENDICE 1 LISTADO DE INFORMES DE CÁLCULO (CONTIENE INFORMACION PROPIETARIA)	26
	ANEXO 1.....	29
	ANEXO 2.....	31

**PROPUESTA DE DICTAMEN TECNICO SOBRE EL IMPACTO RADIOLOGICO DEL ALMACEN
TEMPORAL CENTRALIZADO (ATC) EN VILLAR DE CAÑAS (CUENCA) PARA LA DECLARACIÓN DE
IMPACTO AMBIENTAL.**

1. IDENTIFICACION

1.1 Solicitante

Subdirección General de Energía Nuclear, Dirección General de Política Energética y Minas, Secretaría de Estado de Energía, Ministerio de Industria, Energía y Turismo.

1.2 Asunto

Se solicita al CSN que se anticipe la evaluación del impacto radiológico del Almacén Temporal Centralizado (ATC) en Villar de Cañas (Cuenca), de cara a la formulación por el Ministerio de Agricultura, Alimentación y Medio ambiente (MAGRAMA) de la Declaración de Impacto Ambiental de la instalación.

1.3 Documentos aportados por el promotor

Enresa como promotor del proyecto ha remitido los siguientes documentos:

- ENRESA. Estudio Preliminar de Seguridad del ATC. 042-ET-EN-0001 Rev. 0 Capítulo 7.6
- ENRESA. Estudio Preliminar de Seguridad del ATC. 042-ET-EN-0001 Rev. 1 Capítulo 7.6
- ENRESA. Apartado 8.2.2 “Evaluación del potencial impacto radiológico al público” del Estudio de Impacto Ambiental-Memoria, referencia PSI11000 EsIA Mayo 2014.

2. DESCRIPCION Y OBJETO DE LA PROPUESTA

2.1 Descripción de la solicitud

La Subdirección General de Energía Nuclear del Ministerio de Industria, Energía y Turismo solicita al CSN, mediante escrito de 26 de septiembre de 2014 [\[1\]](#) que se anticipe la evaluación del impacto radiológico del Almacén Temporal Centralizado (ATC) en Villar de Cañas (Cuenca), de cara a la formulación por el Ministerio de Agricultura, Alimentación y Medio ambiente (MAGRAMA) de la Declaración de Impacto Ambiental de la instalación.

2.2 Motivo de la solicitud

De acuerdo con lo establecido en el apartado g) del artículo 2 de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, es competencia propia el estudio y la evaluación, así como el seguimiento y control, del impacto radiológico ambiental que pueda producir la ejecución del proyecto del ATC. Adicionalmente, tal y como recoge la Disposición adicional cuarta del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, “el procedimiento de evaluación de impacto ambiental previsto en el Real Decreto Legislativo 1/2008, de 11 de enero, por el que se aprueba el texto refundido de la Ley de Evaluación de Impacto Ambiental de Proyectos, se incardinará en los procedimientos sustantivos de autorización regulados en dicho Reglamento” sobre instalaciones nucleares y radiactivas.

El Ministerio de Agricultura, Alimentación y Medio Ambiente (MAGRAMA), Órgano Ambiental, ha comunicado la conveniencia de que la Declaración de Impacto Ambiental (DIA) que se emita incluya, entre otros, la evaluación del impacto radiológico. De acuerdo con la planificación inicialmente prevista, el CSN se pronunciaría en la Autorización Previa sobre otros aspectos, tal como la peligrosidad sísmica, igualmente requerido por la normativa medioambiental, mientras que la evaluación del impacto radiológico sería evaluada posteriormente durante la Autorización de Construcción.

El MINETUR, como Órgano Sustantivo, en respuesta a esta necesidad del MAGRAMA, ha solicitado al CSN la anticipación de la evaluación del impacto radiológico para poder referenciarlo en la DIA y de este modo posibilitar el comienzo de las obras de infraestructura una vez concedida, en su caso, la Autorización Previa.

2.2 Antecedentes

El proyecto del ATC está sometido a evaluación de impacto ambiental de acuerdo con la Ley de Evaluación de Impacto Ambiental de proyectos, aprobado por el Real Decreto Legislativo 1/2008, de 11 de enero. En relación al proceso de la Declaración de Impacto Ambiental la participación del CSN en el procedimiento de tramitación de la misma ha sido el siguiente:

- Con fecha 26 de septiembre de 2013 se recibió en el CSN (nº de registro de entrada 15081) oficio de la Subdirección General de Evaluación Ambiental, del Ministerio de Agricultura, Alimentación y Medio Ambiente, sobre el documento inicial del proyecto “Almacén temporal centralizado (ATC) y centro tecnológico asociado (CTA). T.M. Villar de Cañas (Cuenca)”, cuyo promotor es ENRESA, al objeto de evacuar consultas sobre amplitud y alcance del mencionado documento, según lo establecido en el artículo 8 del texto refundido de la Ley de Impacto Ambiental de proyectos, aprobado por Real Decreto Legislativo 1/2008, de 11 de enero. El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión del 23 de octubre de 2013, tras las evaluaciones realizadas, consideró que la información era incompleta ya que no recogía la información necesaria que permitiera valorar las posibles

vías de dispersión de la radiactividad en este emplazamiento y sus potenciales impactos radiológicos, si bien el CSN dispondría de toda la información de detalle que precisara para realizar una adecuada evaluación del impacto radiológico ambiental durante la evaluación de la documentación como soporte para la obtención de las autorizaciones de acuerdo con lo establecido en el RINR. Por ello, no se estimó necesaria la modificación del documento inicial pero indicó una serie de aspectos relativos al emplazamiento que el futuro estudio de evaluación del impacto ambiental debería contener.

- El 3 de junio de 2014 la Dependencia de Industria y Energía de la Subdelegación del Gobierno de Cuenca, remitió al CSN el Estudio de Impacto Ambiental (EIA) del Proyecto de Almacén Temporal Centralizado de combustible nuclear gastado y residuos de alta actividad (ATC) y Centro Tecnológico Asociado (CTA), en Villar de Cañas (Cuenca) (nº de registro de entrada en el CSN 9392), con objeto de garantizar la participación del CSN en la Evaluación de Impacto Ambiental del proyecto del ATC y CTA en Villar de Cañas (Cuenca) y permitir que este organismo pudiera formular las observaciones que estimara oportunas al EIA. Con fecha 17 de julio de 2014 (nº registro salida 4984) se remitió la contestación a la consulta por la que el Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión del 16 de julio de 2014, determinó que *“desde el punto de vista de las competencias del CSN en seguridad nuclear y la protección radiológica, el contenido del Estudio de Impacto Ambiental presentado por Enresa es aceptable. Así mismo indicó que el CSN disponía de toda la información de detalle necesaria para realizar una adecuada evaluación de la justificación de la instalación, la idoneidad del emplazamiento y de la peligrosidad sísmica en la solicitud de autorización previa y del impacto radiológico en la solicitud de autorización de construcción.”*
- Con fecha 26 de septiembre de 2014 y con número de registro de entrada 43220 tuvo entrada en el CSN escrito del MINETUR, por el que teniendo en cuenta la planificación prevista para el licenciamiento de la instalación, de cara a la formulación por el MARGRAMA de la Declaración de Impacto Ambiental de la instalación, se solicita al CSN el anticipo de la evaluación del impacto radiológico de la misma al otorgamiento de la autorización previa.

Esta propuesta de dictamen técnico da cumplimiento a la solicitud del MINETUR.

Con anterioridad a la recepción de esta petición, con fecha 24 de septiembre la Asesoría Jurídica se pronunció mediante escrito (informe [nº 1](#) del punto 6. RELACIÓN DE INFORMES Y NOTAS DE EVALUACIÓN) de modo favorable, siendo la solicitud *“congruente con el marco legal específico aplicable, concluyendo que la emisión de ese informe anticipado no contraviene ni la Ley de energía nuclear, ni el Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas, adoptándose con apoyo en una solución consensuada que responde a los principios básicos consagrados en la Ley de régimen jurídico de las Administraciones Públicas y procedimiento administrativo común de coordinación, cooperación y colaboración entre las Administraciones Públicas, y a los criterios de eficiencia y servicio a los ciudadanos en su actuación, todo ello proporcionando un mayor rigor y seguridad jurídica a la Declaración de Impacto Ambiental (DIA) exigida en dicho marco legal.”*

3. DESARROLLO DE LA EVALUACIÓN DEL CSN

3.1 Informes de evaluación

Las evaluaciones realizadas por las Áreas implicadas se recogen en los siguientes documentos:

1. Petición de información adicional para efectuar la evaluación del impacto radiológico del ATC 08/10/2014 CSN/NET/APRT/ATC/1410/44
2. Solicitud de información adicional para la evaluación del estudio preliminar de seguridad (EPS) del ATC en los aspectos asociados a los efluentes radiactivos y su impacto radiológico al público en operación normal. 23/10/2014 CSN/NET/AEIR/ATC/1410/46
3. Identificación de deficiencias e indeterminaciones en el cálculo de los factores de dispersión atmosférica del ATC para la evaluación del impacto radiológico ambiental 24/10/2014 CSN/NET/CITI/ATC/1410/47
4. Respuesta a la Solicitud TLM/14/01 del Área APRT de datos referentes al término fuente para evaluación del impacto ambiental del AEC del ATC. 30/10/2014 CSN/NET/INNU/ATC/1410/48
5. Factores de dispersión atmosférica del ATC para la evaluación del impacto radiológico ambiental. 27/04/2015 CSN/NET/CITI/ATC/1504/53
6. Solicitud de información adicional para la evaluación del impacto ambiental del ATC en lo relativo a la protección radiológica operacional. 08/05/2015 CSN/NET/APRT/ATC/1505/54
7. Impacto radiológico del ATC para la Declaración de Impacto Ambiental. Evaluación de la actividad isotópica del combustible. 06/05/2015 CSN/IEV/INNU/ATC/1504/35
8. Impacto radiológico del ATC para la Declaración de Impacto Ambiental. Evaluación del término fuente, radiológico y térmico, del combustible. 27/02/2015 CSN/IEV/INNU/ATC/1505/37
9. Evaluación preliminar de la documentación relativa al impacto radiológico en el exterior debido a la operación normal del Almacén Temporal Centralizado asociada a la Declaración de Impacto Ambiental 28/05/2015 CSN/NET/AEIR/ATC/1505/56
10. Evaluación del Impacto Radiológico al Público, por radiación directa, en el límite del Área Controlada, para la Declaración de Impacto Ambiental del Almacén Temporal Centralizado. 06/07/2015 CSN/IEV/APRT/ATC/1507/43
11. Declaración de Impacto Ambiental del Almacén Temporal Centralizado (ATC) de Villar de Cañas (Cuenca): Evaluación del Impacto Radiológico al Público debido a los efluentes radiactivos durante la operación normal. 06/07/2015 CSN/IEV/AEIR/ATC/1507/44.

3.2 Alcance y Normativa aplicable

El objetivo de la evaluación es valorar el impacto radiológico al público como consecuencia de la operación normal de la instalación de una forma conservadora.

El alcance de la evaluación se enmarca al impacto radiológico al público debido a la operación normal de la instalación fuera del área controlada definida, excluyendo las situaciones anormales o accidentes que hipotéticamente pudiesen afectar a la población circundante a la instalación y a

los trabajadores profesionalmente expuestos. La evaluación de dichas situaciones será evaluada por el CSN dentro del ámbito de la Autorización de Construcción y de la Autorización de Explotación.

La normativa de aplicación es la siguiente:

- Real Decreto Legislativo 1/2008, de 11 de enero, por el que se aprueba el texto refundido de la Ley de Evaluación de Impacto Ambiental de proyectos (BOE nº23, de 28 de enero de 2008).
- Real Decreto 1131/1988, de 30 de septiembre, por el que se aprueba el Reglamento para la ejecución del Real Decreto Legislativo 1302/1986, de 28 de junio, de Evaluación de Impacto Ambiental (BOE nº 239, de 5 de octubre).
- Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (BOE nº 42, de 18 de febrero).
- Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes (BOE nº 178 de 26 de julio).
- Instrucción IS-20, de 28 de enero de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de seguridad relativos a los contenedores de almacenamiento de combustible gastado (BOE no 42, de 18 de febrero).
- Instrucción IS-26, de 16 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares (BOE nº 165, de 8 de julio).
- Instrucción IS-29, de 13 de octubre de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad (BOE no 265, de 2 de noviembre).

Otra documentación utilizada como referencia:

- USNRC RG 1.111, “Methods for Estimating Atmospheric Transport and Dispersion of Gaseous Effluents in Routine Releases from Light-Water-Cooled-Reactors” Rev.1 1977.
- US NRC RG-1.109, “Calculation of annual doses to man from routine releases of reactor effluents for the purpose of evaluating compliance with 10 CFR part 50, Appendix I”, Rev. 1 1977.
- US NRC RG-1.145 Rev. 1, “Atmospheric dispersion models for potential accident consequence assessment at nuclear power plants” (reissued 1983).
- ISG-5, Rev. 1, “Confinement evaluation” US NRC Interim Staff Guidance (Spent Fuel Storage and Transportation).
- NUREG-1536 “Standard Review Plan (SRP) for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility”, rev 1, Jul 2010.
- NUREG/CR-6487 “Containment Analysis for Type B Packages Used to Transport Various Contents”, Nov 1996.

- DOE Handbook 3010-94 “Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Non Reactor Nuclear Facilities”.
- EPA 402-C-99-001 Federal Guidance Report 13 “Cancer risk coefficients for environmental exposure to radionuclides”. CD Supplement.

3.3 Desarrollo de la evaluación

En octubre de 2014 se editó la Guía de Evaluación, [CSN/GEL/GSNA/ATC/1410/03](#), donde se definió el alcance de la evaluación del impacto radiológico y las interfases entre las distintas áreas. Se identificaron dos áreas evaluadoras principales, Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT), responsable de la estimación de la dosis directa de los edificios del ATC fuera del límite del área controlada, en el límite del emplazamiento; y el Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR), responsable de la estimación de la dosis al público debido a los efluentes de la instalación. Adicionalmente se identificaron dos áreas necesarias para el soporte de la evaluaciones principales: El Área de Ciencias de la Tierra (CITI) participa como área evaluadora de apoyo para verificar que los factores de dispersión atmosféricos (X/Q) empleados son adecuados y el Área de Ingeniería de Núcleo (INNU) para la determinación del término fuente empleado en los cálculos radiológicos.

De acuerdo a lo definido en dicha Guía, la evaluación comenzó con la identificación por parte de las áreas evaluadoras de aquellos aspectos que requerían aclaraciones o información adicional por parte de Enresa para poder llevar a cabo la evaluación adecuada del impacto radiológico al público como consecuencia de la operación normal de la instalación. Como consecuencia de esta revisión inicial de la documentación a evaluar las tres principales áreas evaluadoras emitieron sus respectivas notas de evaluación técnica (informes nº [3](#), [5](#) y [6](#) del punto 6. *RELACIÓN DE INFORMES Y NOTAS DE EVALUACIÓN*) donde se solicitaban aclaraciones e información adicional a Enresa que le fueron transmitidas mediante carta, de 31 de octubre de 2014, con la correspondiente petición de información adicional (PIA) [\[2\]](#).

Enresa remitió [\[3\]](#), con carta de fecha de entrada 28 de noviembre de 2014, el plan de acción, solicitado en la PIA, para dar respuesta a cada una de las cuestiones planteadas. En dicho plan de acción incluía la estimación de las fechas para la remisión al CSN de los siguientes documentos:

- Informe de respuesta a la PIA (30 de enero de 2015)
- Informes de cálculo de soporte de la revisión 1 del estudio preliminar de seguridad (EPS) (30 de enero de 2015)
- Capítulo 7.6 “estimación de dosis al público” del EPS (27 de febrero de 2015)

Enresa remitió [\[4\]](#), en escrito de fecha 13 de marzo de 2015, el informe de respuesta a la PIA, junto con los informes (un total de 13) de cálculo de soporte de la revisión 1 del capítulo 7.6 del EPS.

Posteriormente se mantuvieron dos reuniones técnicas, el 20 abril [\[reunión nº 1\]](#) y el 19 de mayo de 2015 [\[reunión nº2\]](#) para tratar aspectos de detalle de los cálculos realizados.

Enresa envió [\[5\]](#), en escrito de fecha 12 de junio de 2015, la información solicitada en ambas reuniones.

Finalmente, Enresa presentó ante el Minetur la revisión 1 del capítulo 7.6 EPS que a su vez trasladó al CSN mediante oficio [\[6\]](#) de fecha 17 de junio de 2015.

A continuación, se recoge un resumen de los aspectos más relevantes de la evaluación.

3.4 Evaluación Área de Ciencias de la Tierra (CITI).

Objeto de la evaluación

La evaluación del Área de Ciencias de la Tierra (CITI) se centra en el conocimiento de las condiciones del medio que permita caracterizar los parámetros del modelo de dispersión de efluentes en el medio ambiente. Se analizan las condiciones meteorológicas y los factores de dispersión atmosférica X/Q y de deposición D/Q. El modelo de dispersión es necesario para los cálculos del impacto radiológico en el exterior de la instalación debida a efluentes.

Los documentos evaluados son los siguientes:

- Capítulo 2.3.4, Estimación de la difusión atmosférica del Estudio Preliminar de Seguridad (EPS), Rev. 0.
- “Estudio de caracterización del emplazamiento del ATC en Villar de Cañas (Cuenca) y de la zona de influencia de la instalación”, ref. 042-IF-TC-0008, Rev. 0 del 20/Dic/2013. Capítulo 2.3.4, Estimación de la difusión atmosférica.
- “Informe de actualización de datos y resultados del Plan de Caracterización del Emplazamiento del ATC”, ref. 042-IF-SU-0010, Rev. 0, Junio/2014. Capítulo 3, Meteorología.
- Informes de cálculo soporte de la revisión 1 del Estudio Preliminar de Seguridad del ATC que se recogen en el [apéndice 1](#).

CITI ha realizado dos notas de evaluación técnica (informes [nº 6](#) y [nº 8](#) del punto 6. Relación de informes y notas de evaluación).

Criterios de aceptación

El principal criterio de aceptación, contenido en la normativa indicada en el punto 3.2, es el siguiente:

- Para operación normal de la instalación se deberá emplear una condición de estabilidad de difusión del viento D y velocidad del mismo de 5 m/s (condición D5), siguiendo la metodología de la guía RG 1.111.

Resumen de la Evaluación

Se han estudiado las condiciones meteorológicas y vías de dispersión de efluentes que determinan los parámetros de dispersión y deposición atmosféricas considerados en los cálculos de dosis asociados a la estimación del impacto radiológico al público.

ENRESA ha seguido las recomendaciones recogidas en la normativa referenciada a falta de datos meteorológicos del emplazamiento. La altura de la chimenea de descarga de efluentes gaseosos del ATC, que se ubicará en el Edificio de Procesos, se diseña para cumplir el requisito establecido en el apartado 2.a de la RG-1.111 y se considera aceptable, el modelo de emisión elevada siempre y cuando la altura de la chimenea sea, al menos, dos veces superior a la altura de cualquiera de los edificios adyacentes. En cumplimiento de este requisito, la altura de la chimenea deberá ser de al menos metros, teniendo en cuenta que la altura máxima de los edificios adyacentes es la correspondiente al Edificio de Procesos, de metros de altura sobre la cota del terreno.

Conclusiones

Se considera aceptable la propuesta de ENRESA así como los factores de dispersión y de deposición atmosféricas considerados en los cálculos de dosis asociados a la estimación del impacto radiológico al público.

3.5 Evaluación Área de Ingeniería del Núcleo (INNU).

Objeto de la evaluación

La aportación de esta área se ha centrado en dar apoyo técnico a las áreas AEIR y APRT mediante la evaluación del Término Fuente (TF) de los distintos tipos de elementos combustibles previstos para su almacenamiento en el ATC. La estimación del Término Fuente es necesaria para determinar la actividad isotópica del combustible que potencialmente se podrá emitir y para determinar las intensidades de las fuentes neutrónicas y gamma. Estos datos son necesarios para su uso en los cálculos que permiten determinar el impacto radiológico. El objeto de la evaluación es determinar si el termino fuente empleado se ha realizado de acuerdo a una metodología aceptable, cumplen la normativa y los requisitos de aceptación y los valores son correctos.

Los documentos evaluados son los informes de cálculo soporte de la revisión 1 del Estudio Preliminar de Seguridad del ATC y de otros referenciados en éstos. El listado de estos documentos se recoge en el [apéndice 1](#).

INNU ha realizado una nota de evaluación técnica y 2 informes de evaluación ([informes nº 7, 10 y 11](#)).

Criterios de aceptación

Los principales criterios de aceptación contenidos en la normativa indicada en el punto 3.2 son los siguientes:

- Se debe especificar y describir los tipos de elementos combustibles y otros materiales radiactivos para los que se ha diseñado el sistema de almacenamiento.
- Se debe establecer un combustible base de diseño envolvente de todos los elementos combustibles a almacenar; éste es sobre el que se determina el término fuente.
- Las condiciones de análisis han de ser tales que se maximicen las intensidades gamma y neutrónica y el calor de decaimiento. Se debe prestar especial atención al enriquecimiento, grado de quemado y tiempo de enfriamiento.
- Se ha de determinar la fuente gamma tanto del combustible como de los elementos estructurales, en este último caso es aceptable considerar únicamente la activación del cobalto presente en los materiales.
- Las fuentes gamma y neutrónica del combustible se deben establecer en función de la energía.
- La actividad isotópica del combustible se obtiene principalmente: de la actividad del Co-60 en las pequeñas partículas de combustible o depósitos de óxidos (*crud*); de la actividad del yodo; de los productos de fisión que contribuyen en más del 0.1% de la actividad total del combustible; y de los actínidos que contribuyen en más del 0.01% a dicha actividad. La contribución de los depósitos de Co-60 se calcula a partir del valor recomendado del nivel de contaminación superficial de las barras de combustible: $1254\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ para combustible BWR y $140\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ para combustible PWR.
- Se deben utilizar códigos de cálculo bien conocidos y reconocidos como la secuencia SAS2 del sistema SCALE. Se deben tener en cuenta los errores e incertidumbres asociados al cálculo del término fuente.

Resumen de la Evaluación

En primer lugar se ha evaluado la metodología propuesta consistente en la recopilación de datos de los combustibles de cada tipo presentes en las centrales nucleares españolas a fecha de mayo de 2013, con la finalidad de caracterizar el inventario total de combustibles a almacenar en el ATC en aquellos parámetros más importantes para el cálculo del término fuente. En concreto, los historiales de grado de quemado, tiempos de enfriamiento, enriquecimiento y perfiles axiales de quemado, agrupados por tipo de combustible y por planta. Se han determinado las combinaciones de grado de quemado, enriquecimiento, perfiles axiales y tiempo de enfriamiento envolventes de la población de elementos combustibles presentes en las piscinas españolas partiendo de datos reales de los combustibles. Estas combinaciones envolventes serán condiciones limitantes de los combustibles a almacenar en el ATC. Los análisis realizados cubren los siguientes tipos de elementos combustibles:

- 17x17 PWR:
- BWR de diseño
- 16x16-20:
- 14x14:

Los elementos combustibles BWR tipo no han sido analizados por Enresa y no se ha aportado la debida justificación. No es esperable, dado el reducido número de elementos de este tipo, que afecte a los resultados de los análisis realizados. No obstante, se solicita a Enresa que justifique que estos elementos están envueltos por los elementos BWR diseño

A continuación se ha realizado un análisis de sensibilidad para evaluar la influencia de determinados parámetros del combustible y de operación sobre los valores de la fuente térmica, fuente neutrónica y fuente gamma. La finalidad de este análisis es establecer los parámetros que proporcionan valores envolventes para cada tipo de combustible. A partir de estos resultados se establecen los combustibles base de diseño, uno para cada tipo de combustible, y que serán sobre los que se realiza la determinación del término fuente. Este análisis de sensibilidad comprende: sensibilidad al tipo de combustible, al enriquecimiento, a la potencia de irradiación, a la presencia de gadolinio, a la concentración de boro, a la temperatura del moderador, a la temperatura del combustible y a la presencia de aditamentos (absorbentes consumibles, barras de control, dispositivos de taponamiento, fuentes primarias y fuentes secundarias). En el caso del combustible BWR además se analiza la influencia de la presencia de huecos en el moderador (grado de moderación), la anchura del canal y la distribución radial y axial del enriquecimiento.

Finalmente, a los resultados obtenidos se aplican unos factores de corrección conservadores, específicos para cada tipo de combustible y para cada fuente obtenida, que derivan de las incertidumbres propias de los cálculos y de los resultados de los análisis de sensibilidad indicados anteriormente, como es el caso de la irradiación de los elementos combustibles conjuntamente con presencia de aditamentos.

Los límites de grado de quemado/enriquecimiento/tiempo de enfriamiento vienen finalmente determinados por la carga térmica máxima de las cápsulas de almacenamiento y de la posición en el tubo en las bóvedas del ATC. El límite de diseño de calor residual de la cápsula de almacenamiento de combustible es de kW en el nivel superior y kW en el inferior, no pudiendo superar la máxima carga térmica admisible de kW por pozo.

Siguiendo la misma metodología también se ha verificado la composición y actividad isotópica que potencialmente se podrán emitir como efluentes gaseosos en las distintas partes de la instalación.

En cuanto al Almacén de Espera de Contenedores (AEC), las fuentes de radiación se han obtenido de los Estudios de Seguridad de los distintos contenedores licenciados, o en fase de licenciamiento, para albergar el combustible de las centrales nucleares españolas. En concreto, se obtienen los valores de las intensidades gamma y neutrónica envolventes de los contenedores aprobados: ENSA-DPT de CN Trillo, HI-STORM de CN José Cabrera y CN Ascó, ENUN52B para

combustible BWR y los actualmente en proceso de licenciamiento: ENUN32P, para combustible PWR 17x17 y 16x16 y TN-81 para los residuos de vitrificados y compactados.

Conclusiones

La evaluación concluye que la determinación del Término Fuente se considera aceptable dado que:

- Cumple la normativa aplicable,
- La metodología utilizada en la determinación es correcta,
- La determinación del combustible base de diseño (incluyendo sus aditamentos) conduce a un Término Fuente envolvente,
- Los valores numéricos obtenidos se han contrastado con cálculos independientes realizados por el área.
- El combustible que se almacene en el ATC, incluyendo sus aditamentos, deberá ceñirse a los tipos de elementos combustibles analizados y cumplir con las condiciones y con los límites establecidos para los mismos. Cualquier autorización posterior queda condicionada a los análisis aquí presentados en relación a los tipos de elementos combustibles y sus características de quemado, enriquecimiento y tiempo de enfriamiento.

La evaluación ha identificado unos elementos de mejora y erratas que no alteran las conclusiones anteriores pero que deberán ser subsanados por el titular:

1. Se deberá justificar cuantitativamente que los elementos combustibles BWR , no considerados en el análisis, están envueltos por el combustible base de diseño BWR.
2. El término fuente asociado a los contenedores diseñados para combustible de las CCNN españolas y utilizado en los cálculos de protección radiológica del Almacén de Espera de Contenedores (AEC) se considera correcto con las siguientes salvedades que deberán ser corregidas por Enresa en el documento 042-L3-CC-P-00060 “Informe de Cálculos de Protección Radiológica del AEC”, Rev. 5, 11/03/2015):
 - 2.1. En relación al contenedor ENUN32P se recogen los valores de intensidades neutrónica y gamma obtenidos para el combustible 16x16, con 60 Gwd/TmU y 12.8 años de enfriamiento ya que se suponen envoltentes del combustible , por presentar una mayor intensidad neutrónica. No obstante, la intensidad neutrónica del combustible base de diseño 17x17 con 60 GWd/TmU y 12.2 años es superior a la del combustible 16x16, mientras que la intensidad gamma es prácticamente igual.
 - 2.2. En la tabla 2, espectro energético de neutrones para HI-STORM, el valor de la intensidad neutrónica en el intérnalo 6,43-20 MeV es erróneo, superior en un orden de magnitud al correcto. Esta errata no es importante ya que cae del lado de la seguridad, sin embargo deberá ser tenido en cuenta por Enresa para su corrección

- 2.3. En la tabla 14, “espectro energético de fotones para ENUN-52B”, el valor total de la intensidad gamma establecida en fotones/s es erróneo, siendo correcto el valor dado en fotones/s/TmU. Enresa deberá corregir este valor en la tabla.
- 2.4. Finalmente hay que indicar que el término fuente recogido en todas las tablas se corresponde con un único elemento combustible, sin embargo el título de las mismas hace alusión al contenedor total, pudiendo entenderse que esta fuente corresponde al total del contenedor lo que no sería correcto. Enresa deberá modificar convenientemente los títulos de estas tablas para que quede claro que el término fuente es el asociado a cada uno de los combustibles del contenedor.

Mediante carta de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear se remitirán al titular las cuestiones anteriores para su subsanación y consideración. Dicha carta figura en el Anexo 2 de esta Propuesta de Dictamen Técnico.

3.6 Evaluación Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT).

Objeto de la evaluación

El objeto de este informe es evaluar del impacto radiológico al público, por radiación directa, debido a la operación normal del almacén temporal centralizado (ATC) fuera del límite del área controlada, en el límite del emplazamiento, con el objeto de verificar los cálculos de dosis presentados por el titular y su conformidad con normativa que se aplica a la declaración de impacto ambiental. Quedan excluidas las situaciones anormales y de accidentes que hipotéticamente pudieran afectar a la población circundante a la instalación y a los trabajadores profesionalmente expuestos. También se verifica la validez del Estudio de Impacto Ambiental-Memoria. PSI11000_EsIA Mayo 2014 elaborado por el titular.

Los documentos evaluados son la revisión 1 del apartado 7.6 del Estudio Preliminar de Seguridad, sus informes de cálculo soporte y de otros referenciados en éstos. El listado de estos documentos se recoge en el [apéndice 1](#).

APRT ha realizado dos notas de evaluación técnica y un informe de evaluación ([informes nº 3](#), [nº 9](#), y [13](#)).

Criterios de aceptación

Los principales criterios de aceptación contenidos en la normativa indicada en el punto 3.2 son los siguientes:

- la dosis efectiva anual a cualquier miembro del público que se localice más allá del área controlada no ha de exceder de 0,250 mSv por exposiciones debidas a:
 - La liberación de efluentes radiactivos
 - La irradiación externa debida a las operaciones del ATC

- Cualquier irradiación externa o interna debida a cualquier contribución de una instalación nuclear o radiactiva del ciclo de combustible nuclear cercana
- Las estimaciones de dosis deben emplear hipótesis de dosis conservadoras y metodologías de cálculo aceptables.

Resumen de la Evaluación

- *Bóvedas de Almacenamiento*

Cada una de las bóvedas de almacenamiento de las que consta el ATC tiene dos niveles separados por una losa de m de hormigón. El nivel superior (zona de manejo) es una zona diáfana por la que se desplaza la grúa de manejo que transporta las cápsulas de elementos combustible y residuos para introducirlas en los tubos de almacenamiento.

El nivel inferior contiene tubos de almacenamiento, por bóveda, y dispone de una zona de entrada de aire y otra de salida para la refrigeración del recinto por convección natural. Los tubos pueden albergar dos ó tres cápsulas de elementos combustibles, o seis u ocho cápsulas de residuos de alta actividad.

Las cápsulas con combustible pueden contener elementos del tipo BWR 10x10, del tipo PWR 17x17, del tipo PWR 14x14 ó del tipo PWR 16x16. La instalación se encuentra parcialmente enterrada, a unos bajo el nivel del terreno. En la figura 1 se puede ver una vista del edificio.

Figura 1. Vista transversal de un módulo de almacenamiento

El titular ha determinado que el combustible envolvente corresponde al combustible con 3,5% de enriquecimiento y 57.000 MWd/tU de quemado. En los escenarios analizados por el titular y el CSN, se ha considerado el combustible con menor tiempo de enfriamiento (7,5 años), ubicado en la parte inferior de los tubos, y el de mayor enfriamiento (10 años) en la parte superior. Todos estos temas han sido verificados y confirmados por el CSN.

La zona de mayor exposición a la radiación se encuentra en la cara oeste del edificio. Para estimar la dosis se ha seleccionado un punto centrado en dicha cara a 175 m. de distancia de ella. Esta distancia es inferior a los m. a los que aproximadamente se encuentra la valla de la instalación, y por tanto conservadora. La tasa de dosis en dicho punto se obtiene como suma de las tasas de dosis generadas por las doce bóvedas.

El programa utilizado por el titular es el MAVRIC incluido en el sistema SCALE 6.1. Los aspectos a destacar de los cálculos realizados son los siguientes:

- El conservadurismo de las simplificaciones geométricas que ha efectuado en el modelo del edificio.
- Las características de la metodología de cálculo que ha utilizado.

La tasa de dosis a 175 m obtenida por el titular es $1,29 \cdot 10^{-2}$ $\mu\text{Sv/h}$, lo que supone una dosis anual de 0,128 mSv. Estos cálculos presentados por Enresa han sobreestimado las dosis. Esto se ha comprobado mediante verificación independiente y con la justificación final aportada por Enresa a solicitud del CSN.

La evaluación ha identificado como *deficiencia de evaluación* la ausencia de dicha justificación de las hipótesis empleadas en este cálculo y en la asignación de recursos computacionales. Algunas de las simplificaciones utilizadas no podrán ser empleadas en el cálculo de dosis en el interior de la instalación (por ejemplo, área de manejo) en tanto no hayan sido previamente validadas.

Esta deficiencia se ajusta a las tipologías previstas en el procedimiento interno PG.IV 08 “Evaluación de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo de combustible” rev. 2 02/09/2014; en concreto se identifican las siguientes:

- Las hipótesis y argumentaciones aportadas son inconsistentes, no están justificadas, son incompletas o no están debidamente soportadas.
- Las desviaciones en el uso de metodologías o estándares técnicos no están identificadas o adecuadamente justificadas.
- La organización del titular no ha provisto los recursos necesarios para facilitar la evaluación de su solicitud (recursos computacionales).

- *Almacén de espera de contenedores (AEC)*

Este almacén está compuesto de: una zona de almacenamiento, una zona de recepción de contenedores, zonas de esclusa, mantenimiento y transferencia de contenedores, un edificio de servicios auxiliares y una zona de descontaminación. Dado que, por el lado norte, la zona de almacenamiento está totalmente apantallada por el resto de zonas, se considerará que la dosis en esa dirección se puede obviar y solo se estudia la tasa de dosis en el lado oeste.

El AEC dispone de posiciones de almacenamiento de contenedores de combustible gastado y residuos de alta actividad procedentes de las Centrales Nucleares Españolas. Los contenedores almacenables en el AEC son: HI-STORM 100/HI-STORM 100Z, ENSA DPT, ENUN 32P, ENUN 52B y TN-81. Para la obtención de las tasas de dosis se ha considerado que el término fuente se corresponde con los descritos en los correspondientes estudios de seguridad.

Enresa ha establecido las siguientes hipótesis para el cálculo:

- Disposición determinada por la posición y número de contenedores de cada tipo hasta completar los contenedores
- Considerar un blindaje neutrónico auxiliar de pulgadas de espesor sobre las tapas de contenedores tipo ENUN 32P.

Con estas medidas el titular obtiene una dosis anual de 0,095 mSv a 100 m del centro de la cara oeste.

- *Otros edificios*

La evaluación también ha revisado y realizado cálculos independientes de otros edificios cuya contribución a la dosis directa es despreciable, en torno a 0,001 mSv/año. Estos edificios son:

- Módulo de almacenamiento de residuos especiales (MARE), compuesto por tres edificios y algunas estructuras auxiliares anexas:
 - Almacén de fuentes (AFU) y almacén de reserva (ARE)
 - Almacén de residuos operacionales (ARO)
 - Almacén de fosos (AFO)
- Laboratorio de combustible gastado y residuos radiactivos

De modo genérico a todos los cálculos presentados, el titular ha utilizado hipótesis conservadoras y metodologías adecuadas para determinar las tasas de dosis en el exterior provenientes de los edificios y almacenes. Por ejemplo, en el cálculo de la tasa de dosis total anual no se ha tenido en cuenta el blindaje de unos edificios sobre otros y las distancias en las que se calcula la dosis son menores a la reales.

Teniendo en cuenta la ubicación de las instalaciones del ATC, el lado oeste del límite del área controlada es el más afectado por la radiación directa proveniente de ellas. La dosis máxima se alcanza en un punto situado a 100 m del centro de la cara oeste del Almacén de Espera de Contenedores. La tasa de dosis en el exterior se debe, en un 99%, a los neutrones y gammas secundarias generadas por éstos.

Los resultados presentados por el titular han sido contrastados mediante cálculos independientes realizados igualmente con el programa MAVRIC, incluido en el sistema SCALE 6.1, usando la técnica de reducción de varianza CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling). Los factores de conversión de flujo a dosis utilizados son los mismos que ha considerado el titular, esto es, los correspondientes a ICRP Publicación 60. Las dosis calculadas por el CSN son significativamente inferiores a las del titular.

Conclusiones

De acuerdo con los cálculos independientes realizados por el Área se concluye que existe un margen suficiente que garantiza que las tasas de dosis anuales por radiación directa van a permitir que el límite de 0,250 mSv anuales no se supere en el límite del área controlada. La dosis máxima calculada por el titular es de 0,200 mSv/año.

Esta evaluación del impacto radiológico al público se ha realizado considerando la información contenida en la revisión 1 de la sección 7.6 del Estudio Preliminar de Seguridad y la documentación soporte y planos aportados. La revisión 1 de la sección 7.6 del EPS refiere a otras secciones de dicho Estudio que no han sido todavía presentadas, por lo que Enresa deberá garantizar la coherencia entre todos los capítulos. También deberá incorporar a otros capítulos información relevante contenida en los documentos soporte y planos aportados en relación con la sección 7.6 que se ha evaluado. El EPS también deberá contener información precisa acerca de la metodología y las hipótesis de cálculo que se han utilizado para calcular la tasa de dosis generada por cada uno de los almacenes y edificios. En este sentido, se propone que Enresa realice el análisis que justifique esta coherencia en un documento justificativo de los cambios a introducir en la revisión 1 del EPS.

Se ha identificado que el apartado 8.2.2 “Evaluación del potencial impacto radiológico al público” del Estudio de Impacto Ambiental-Memoria, referencia PSI11000 EsIA Mayo 2014 debería ser actualizado conforme a los resultados de la sección 7.6 del Estudio Preliminar de Seguridad. Este aspecto no afecta a las conclusiones.

La evaluación ha identificado como *deficiencia de evaluación*, en aplicación del procedimiento interno PG.IV 08 “Evaluación de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo de combustible” rev. 2 02/09/2014, la ausencia de una justificación adecuada de las hipótesis empleadas en el cálculo y en la asignación de recursos computacionales. Algunas de las simplificaciones utilizadas no podrán ser empleadas en el cálculo de dosis en el interior de la instalación (por ejemplo, área de manejo) en tanto no hayan sido previamente validadas. Dicha deficiencia no afecta a las conclusiones de la evaluación.

3.7 Evaluación Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR).

Objeto de la evaluación

El objeto es evaluar el impacto radiológico al público asociado a la emisión de los efluentes gaseosos radiactivos del Almacén Temporal Centralizado en Villar de Cañas como consecuencia de la operación normal de la instalación.

Esta evaluación se ha efectuado a partir de la información que se incluye al respecto en la revisión 1 del apartado 7.6 del Estudio Preliminar de Seguridad, sus informes de cálculo soporte y otros referenciados en éstos. El listado de estos documentos se recoge en el [apéndice 1](#).

AEIR ha realizado dos notas de evaluación técnica y un informe de evaluación ([informes nº 5](#), [nº 12](#), y [14](#)).

Criterios de aceptación

Los principales criterios de aceptación fijados en la normativa indicada en el punto 3.2 son los siguientes:

- la dosis efectiva anual a cualquier miembro del público que se localice más allá del área controlada no ha de exceder de 0,250 mSv por exposiciones debidas a:
 - La liberación de efluentes radiactivos
 - La irradiación externa debida a las operaciones del ATC
 - Cualquier irradiación externa o interna debida a cualquier contribución de una instalación nuclear o radiactiva del ciclo de combustible nuclear cercana
- Adicionalmente, el diseño de la instalación debe asegurar que dosis efectiva anual debida a la emisión de efluentes radiactivos no supere una fracción de 1/10 del límite de 1 mSv establecido en el RPSRI.

Resumen de la Evaluación

La valoración del impacto radiológico en operación normal requiere en primer lugar la estimación del término fuente de los efluentes radiactivos que se verterán al exterior de la instalación y, a partir de ellos, la estimación de las dosis al público. El diseño de la instalación excluye la emisión de efluentes radiactivos líquidos durante la operación normal de la instalación; por lo que en el término fuente solo se considera la contribución de los efluentes radiactivos gaseosos. Los únicos efluentes líquidos que se viertan al exterior cumplirán los requisitos establecidos para ser clasificados como no radiactivos. No existen en los alrededores del ATC otras instalaciones que contribuyan a la dosis al público.

La metodología empleada por Enresa en la determinación de la cantidad de radionucleidos que potencialmente se emitan al medioambiente es la recogida en el DOE Handbook 3010-9 "Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Non Reactor Nuclear Facilities". Se han revisado cada uno de los parámetros que se emplean en dicha metodología para cada uno de los escenarios considerados.

- *Edificio principal de procesos*

Desde la instalación principal se emitirán efluentes radiactivos gaseosos al exterior como consecuencia de las operaciones que se efectúen en la celda de descarga tras haber pasado tres etapas de filtros HEPA. La actividad que se libere al exterior se estima teniendo en cuenta la contribución debida al crud (depósitos productos de corrosión activados por la radiación y depositados en la superficie externa de las varillas de los elementos combustibles) y la procedente de los productos de fisión del interior de las varillas de combustible, asumiendo que el 1% de las mismas están dañadas. Se toma el término fuente más limitante que corresponde al combustible

Se ha comprobado la hipótesis empleada por Enresa de desestimar algunos radionucleidos ya que su contribución a la dosis es despreciable.

- *Taller de Mantenimiento de Contenedores*

En operación normal se considera que la actividad que se libera a la atmósfera desde dicho taller tiene su origen en las operaciones de apertura de los contenedores y su limpieza interna con agua en la celda caliente. Se han comprobado la validez de los parámetros utilizados en los cálculos. Así mismo se ha efectuado un cálculo independiente de la actividad liberada al exterior.

- *Laboratorio de Combustible Gastado y Residuos*

La principal liberación de actividad al medioambiente desde el laboratorio se prevé como consecuencia de las operaciones realizadas en las celdas de hormigón, en concreto por el almacenamiento de barras, la preparación de muestras de combustible gastado y residuos radiactivos para su análisis en laboratorio, y en menor medida por la disolución de pastillas dentro de la línea de ensayos metalográficos y por la suspensión en el aire del contenido radiactivo almacenado en el tanque de efluentes de media actividad. Al igual que la celda de descarga del edificio principal, las celdas del laboratorio están dotadas con un sistema de filtración de tres filtros HEPA en serie. Se ha comprobado la validez de los parámetros utilizados en los cálculos. Asimismo, como en los casos anteriores se ha efectuado un cálculo independiente de la actividad liberada al exterior

- *Edificio de Tratamiento de Residuos Radiactivos*

Los efluentes gaseosos que potencialmente se liberen al medioambiente desde este edificio tendrán su origen en el tratamiento de los residuos líquidos (por evaporación) que se generen en el ATC y en el proceso de compactación de los residuos sólidos.

Tanto el diseño del sistema de ventilación de la compactadora como el del sistema del evaporador cuentan cada uno con un filtro HEPA y, además, el diseño del propio sistema de ventilación del edificio cuenta con otro filtro HEPA. Enresa en sus cálculos ha contemplado una tercera etapa de filtrado. Igualmente se ha verificado la validez de los parámetros empleados y se ha efectuado un cálculo independiente de la actividad liberada al exterior.

- *Dosis al Público*

El titular ha calculado para cada vía de exposición y cada grupo de edad unos factores condensados de dosis. Estos factores condensados, junto con la actividad liberada desde cada una de las instalaciones y con las condiciones meteorológicas aplicables se estiman las dosis al público.

Los factores de conversión de actividad a dosis utilizados en el cálculo de los factores condensados para la exposición a la nube, la ingestión y la inhalación son los del RPSRI mientras que la exposición a los depósitos en los suelos se han obtenido del EPA 402-C-99-001 Federal Guidance Report 13 "Cancer risk coefficients for environmental exposure to radionuclides". Para el caso del Cs-137 y del Sr-90 además se ha tenido en cuenta la contribución de los factores de conversión de los radionucleidos hijos.

Las tasas de consumo de agua y alimentos utilizadas en el cálculo de los factores condensados son las máximas nacionales adoptadas por el CSN para los distintos grupos de edad. Las tasas de respiración para cada grupo de edad son las recomendadas por la Comisión Internacional de Protección radiológica (ICRP) en su publicación Nº 71.

La dosis al público se calcula a partir de los factores condensados, de los efluentes radiactivos gaseosos vertidos por las distintas instalaciones y los factores de dispersión (X/Q) y deposición atmosférica (D/Q).

La dosis efectiva al individuo crítico (infante) por los efluentes gaseosos del ATC es 0,037 mSv/año, valor inferior al límite establecido para los efluentes radiactivos de la instalación (0,1 mSv/año). La dosis efectiva correspondiente a adulto y a niño ha resultado en 0,032 y 0,035 mSv/año, respectivamente. Como parte de la evaluación se ha efectuado un cálculo independiente.

Conclusiones

La evaluación ha examinado la metodología e hipótesis empleadas por Enresa en el cálculo del impacto al público debido a los efluentes gaseosos y se consideran aceptables.

Se han efectuado cálculos independientes de la actividad de los efluentes radiactivos gaseosos de la Celda de Descarga del Edificio de proceso, del Taller de Mantenimiento de Contenedores, del Laboratorio de Combustible Gastado y Residuos y del Edificio de Tratamiento de Residuos Radiactivos, siendo los valores obtenidos coherentes con los realizados por el titular en sus documentos soporte. Así mismo, el CSN ha efectuado un cálculo independiente de los factores condensados de dosis que Enresa utiliza en sus cálculos, resultando también aceptables.

Finalmente, Enresa han calculado las dosis efectivas a los miembros del público debidas a los efluentes radiactivos gaseosos de las distintas instalaciones del ATC, de las cuales se deduce que el individuo crítico será el infante (1-2 años) para el que se estima una dosis de 0,037 mSv.

Por consiguiente, se puede afirmar, considerando la información recogida en la documentación presentada por Enresa, que el impacto radiológico debido a la emisión de efluentes radiactivos gaseosos del ATC en operación normal es aceptable. Esta evaluación se ha realizado a partir de la información incluida en la rev. 1 del apartado 7.6 del Estudio Preliminar de Seguridad y en sus documentos soporte evaluados.

4. RESUMEN Y CONCLUSIONES

Esta evaluación ha valorado el impacto radiológico al público como consecuencia de la operación normal de la instalación, excluyendo las situaciones anormales o accidentes que hipotéticamente pudiesen afectar a la población circundante a la instalación y a los trabajadores profesionalmente expuestos. La evaluación de dichas situaciones será realizada por el CSN dentro del ámbito de la Autorización de Construcción y de la Autorización de Explotación.

Se han analizado los siguientes aspectos:

1. Las vías de exposición y los factores de dispersión y deposición,
2. El término fuente de las distintos procesos o instalaciones que potencialmente emitirán radiactividad,
3. La estimación de la dosis directa de cada uno de los edificios que componen la instalación,
4. La estimación de la dosis por grupos de edad (infante, niño, adulto) debida a los efluentes gaseosos:
 - a. Radiación directa a causa de los efluentes gaseosos emitidos
 - b. Radiación directa debido a las deposiciones en el suelo y edificios
 - c. Inhalación de los efluentes gaseosos
 - d. ingestión de alimentos contaminados por deposición
5. La estimación global de la dosis anual al individuo crítico.

Se considera el individuo crítico como el representativo de un grupo de población que recibirá las dosis más altas. Esto se traduce en considerar la dosis anual que recibirá una persona hipotética que permanezca de modo continuo (8760 horas/año) en el exterior de la instalación junto a la valla, expuesto simultáneamente a la dosis directa de todos los edificios, sin autoblandaje, con todos los edificios a su máxima capacidad, con un término fuente envolvente, expuesto a la dosis máxima debida a los efluentes gaseosos (por irradiación e inhalación) y a la ingestión de alimentos contaminados (por deposición de los efluentes gaseosos) en las inmediaciones de la instalación. El diseño del ATC no contempla la emisión de efluentes líquidos radiactivos.

La evaluación del impacto radiológico al público como consecuencia de la operación normal del ATC concluye que las dosis efectivas anuales al individuo crítico son inferiores a la restricción de dosis al público de la normativa técnica del CSN (IS-29), establecido en 0,250 mSv, y al límite de dosis legal al público de 1 mSv del Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes. Adicionalmente se cumple la restricción de dosis operacional requerida a instalaciones nucleares de 0,100 mSv debida a efluentes gaseosos, establecida en la aprobación del diseño genérico del 2006. Las estimaciones se han realizado considerando la instalación en su máxima capacidad y con otras hipótesis conservadoras de cálculo. Los cálculos han sido comprobados y contrastados mediante verificaciones independientes y se consideran aceptables. Por todo ello se puede establecer que las dosis reales que recibirá la población cercana a la instalación serán muy inferiores a las estimadas. Además, durante la operación de la instalación se establecerá un programa de vigilancia radiológico ambiental que verificará estos resultados mediante la determinación de radiactividad de muestras (Aire, Suelos, Radiación directa, Vegetación, Aguas subterráneas y superficiales, alimentos, etc.). Por lo tanto, se puede determinar que el impacto radiológico debido a la operación normal de la instalación del ATC sobre la población y el medio ambiente no es significativo, es decir, que está por debajo de los umbrales de detección o que los valores son irrelevantes.

La evaluación ha identificado que el apartado 8.2.2 “Evaluación del potencial impacto radiológico al público” del Estudio de Impacto Ambiental-Memoria, referencia PSI11000 EsIA Mayo 2014 debería ser actualizado conforme a los resultados de la sección 7.6 del Estudio Preliminar de Seguridad. Mediante carta se notificará al Minetur este aspecto formal, si bien no afecta a las conclusiones obtenidas en la evaluación.

Esta evaluación se ha realizado en base a la revisión 1 del apartado 7.6 *Estimación de dosis al público* del Estudio Preliminar de Seguridad del ATC y la documentación soporte analizada incluida en el apéndice 1. Enresa deberá:

1. asegurar la consistencia de la revisión 1 completa del EPS con dicho apartado 7.6.
2. acompañar la revisión 1 del EPS de un documento justificativo de los cambios introducidos.
3. comunicar cualquier modificación de dicha información en lo que se refiere al término fuente, blindajes, disposición de fuentes, equipos que alteren las hipótesis o metodologías de los análisis.
4. subsanar los aspectos de mejora y erratas identificados en la evaluación.

Se propone la transmisión de estos aspectos mediante carta de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear. Dicha carta figura en el Anexo 2 de esta Propuesta de Dictamen Técnico.

5. PROCEDIMIENTOS SEGUIDOS

Para la realización del presente informe se han seguido los procedimientos PG.IV.01 “Informes preceptivos del CSN a la Administración en relación con las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible”, rev. 2 30/09/2011, y el desarrollo del proceso de evaluación en base al PG.IV 08 “Evaluación de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo de combustible” rev. 2 02/09/2014 , dentro del Manual de procedimientos técnicos.

6. RELACIÓN DE INFORMES Y NOTAS DE EVALUACIÓN

1. [25/09/2014](#) Doc nº 354/2014 SAJ Estudio del marco jurídico que incide en la competencia del CSN para la emisión de sus Informes de Evaluación de Impacto Radiológico en los procesos de autorización sujetos a la legislación nuclear: referencia ATC.
2. 01/10/2014 [CSN/GEL/GSNA/ATC/1410/03](#) Guía de evaluación para el informe relativo al impacto radiológico del ATC en Villar de Cañas (Cuenca) para la Declaración de Impacto Ambiental.
3. [08/10/2014](#) [CSN/NET/APRT/ATC/1410/44](#) Petición de información adicional para efectuar la evaluación del impacto radiológico del ATC.
4. [15/10/2014](#) [tIm/14/01](#) Solicitud a INNU de datos referentes al término fuente para evaluación del impacto ambiental del AEC del ATC.
5. [23/10/2014](#) [CSN/NET/AEIR/ATC/1410/46](#) Solicitud de información adicional para la evaluación del estudio preliminar de seguridad (EPS) del ATC en los aspectos asociados a los efluentes radiactivos y su impacto radiológico al público en operación normal.
6. [24/10/2014](#) [CSN/NET/CITI/ATC/1410/47](#) Identificación de deficiencias e indeterminaciones en el cálculo de los factores de dispersión atmosférica del ATC para la evaluación del impacto radiológico ambiental.
7. [30/10/2014](#) [CSN/NET/INNU/ATC/1410/48](#) Respuesta a la Solicitud TLM/14/01 del Área APRT de datos referentes al término fuente para evaluación del impacto ambiental del AEC del ATC.
8. [27/04/2015](#) [CSN/NET/CITI/ATC/1504/53](#) Factores de dispersión atmosférica del ATC para la evaluación del impacto radiológico ambiental.
9. [08/05/2015](#) [CSN/NET/APRT/ATC/1505/54](#) Solicitud de información adicional para la evaluación del impacto ambiental del ATC en lo relativo a la protección radiológica operacional.
10. [06/05/2015](#) [CSN/IEV/INNU/ATC/1504/35](#) Impacto radiológico del ATC para la Declaración de Impacto Ambiental. Evaluación de la actividad isotópica del combustible.
11. 22/05/2015 [CSN/IEV/INNU/ATC/1505/37](#) Impacto radiológico del ATC para la Declaración de Impacto Ambiental. Evaluación del término fuente, radiológico y térmico, del combustible.

12. [28/05/2015](#) [CSN/NET/AEIR/ATC/1505/56](#) Evaluación preliminar de la documentación relativa al impacto radiológico en el exterior debido a la operación normal del Almacén Temporal Centralizado asociada a la Declaración de Impacto Ambiental.
13. [10/07/2015](#) [CSN/IEV/APRT/ATC/1507/43 Rev. 1](#) Evaluación del Impacto Radiológico al Público, por radiación directa, en el límite del Área Controlada, para la Declaración de Impacto Ambiental del Almacén Temporal Centralizado
14. [06/07/2015](#) [CSN/IEV/AEIR/ATC/1507/44](#) Declaración de Impacto Ambiental del Almacén Temporal Centralizado (ATC) de Villar de Cañas (Cuenca): Evaluación del Impacto Radiológico al Público debido a los efluentes radiactivos durante la operación normal.

7. ACTAS DE REUNION TÉCNICA

1. Acta Reunión Técnica 20 abril 2015 sobre impacto radiológico operación normal ATC. CSN/ART/GSNA/ATC/1504/05. CSN/C/DSN/ATC/15/06
[Fecha: 08/06/2015 Número de Registro: 9304](#)
2. Acta Reunión Técnica 19 de mayo 2015 sobre los cálculos de blindajes del edificio de bóvedas para determinar el impacto radiológico en operación normal del ATC. CSN/ART/GSNA/ATC/1505/06. CSN/C/DSN/ATC/15/08
[Fecha: 15/06/2015 Número de Registro: 9826](#)

8. REFERENCIAS

- [1] Solicitud de evaluación del impacto radiológico del Almacén Temporal Centralizado en Villar de Cañas de cara a la formulación por el MAGRAMA de la Declaración de Impacto Ambiental, procedente de la Subdirección General de Energía Nuclear del Ministerio de Industria, Energía y Turismo. Fecha: 26/09/2014 Número de Registro: [43299](#)
- [2] Petición Información Adicional (CSN/C/DSN/ATC/14/13 CSN/PIA/GSNA/ATC/1410/07), de fecha 03/11/2014, Nº de Registro: [8477](#)
- [3] Plan de acción para dar respuesta a lo solicitado en el documento CSN/PIA/GSNA/ATC/1410/07 de petición de información adicional en relación con la solicitud del MINETUR de evaluación de impacto, Referencia: 042-CR-IS-2014-0041 procedente de ENRESA. Fecha: 01/12/2014 Número de Registro: [18608](#)
- [4] Remisión de informes como respuesta a lo solicitado en la petición de información adicional en relación con la solicitud del MINETUR de eval. Impacto radiológico del ATC para la declaración de Imp. Amb. (REFª. CSN/PIA/GSNA/ATC/1410/07) Referencia: 042-CR-IS-2015-0003; procedente de ENRESA Fecha: 18/03/2015 Número de Registro: [4381](#)
- [5] Remisión de informes y documentación como respuesta a los acuerdos tomadas en las reuniones técnicas del 20 de abril y 19 de mayo de 2015, Carta Referencia: 042-CR-IS-2015-0020; procedente de ENRESA Fecha: 12/06/2015 Número de Registro: [9773](#)

- [6] Remisión de la sección 7.6 del Estudio Preliminar de Seguridad del ATC, procedente de la Subdirección General de Energía Nuclear del Ministerio de Industria, Energía y Turismo. Fecha: 17/06/2015 Número de Registro: [42475](#)

- [7] Estudio de Impacto Ambiental-Memoria. PSI11000_EsIA Mayo 2014. Remitido junto con la consulta en relación con el Estudio de Impacto Ambiental del Almacén Temporal Centralizado de combustible nuclear gastado y residuos de alta actividad (ATC) y Centro Tecnológico Asociado (CTA) en Villar de Cañas (Cuenca), procedente de la Subdelegación del Gobierno en Cuenca. Fecha: 12/06/2014 [Número de Registro: 9392](#)