

# Estudio de caso “incidencias radiológicas y de impacto, ante un posible siniestro en el transporte por carretera en España de residuos radiactivos de alta actividad”.

José Antonio Calleja Rubio <sup>1</sup>

Fernando Gutiérrez Martín <sup>2</sup>

Cristóbal Colón Hernández <sup>3</sup>

<sup>1</sup> Servicio de Prevención, Tecnatom, [jacalleja@tecnatom.es](mailto:jacalleja@tecnatom.es); Avenida Montes de Oca 1, 28703 San Sebastián de los Reyes (Madrid) teléfono 916598600.

Dpto. Ingeniería Eléctrica (EUITI), Universidad Politécnica de Madrid, [joseantonio.calleja@upm.es](mailto:joseantonio.calleja@upm.es)

<sup>2</sup> Dpto. Química Industrial y Polímeros (EUITI), Universidad Politécnica de Madrid, [fernando.gutierrez@upm.es](mailto:fernando.gutierrez@upm.es)

<sup>3</sup> Dpto. Física Aplicada (EUITI), Universidad Politécnica de Madrid, [cristobal.colon@upm.es](mailto:cristobal.colon@upm.es)

## 1. Introducción

Los aspectos relacionados con el transporte de residuos radiactivos de alta actividad (RAA) hacia el futuro almacén temporal centralizado (ATC) están de actualidad, por el propio trasiego que se espera en un futuro próximo, el compromiso adquirido de estas actividades con el medio ambiente, la seguridad de las personas [1], así como su normativa reguladora.

En España se prevé una larga “ruta radiactiva” de más de 2.000 kilómetros, por la que el combustible nuclear gastado se transportará presumiblemente por carretera desde las centrales nucleares hasta el ATC, así como los residuos vitrificados procedentes del reprocesado del combustible de la central nuclear Vandellós I, que en la actualidad están en Francia.

Proponemos como hipótesis el siniestro de uno de estos transportes con combustible nuclear gastado en una ruta definida y nos preguntamos: ¿Qué impacto radiológico se podría generar en el medio ambiente o en individuos tipo cercanos al siniestro, el público en general...?

## 2. Reglamentación del transporte de RAA por carretera

El transporte de los RAA (principalmente combustible gastado) está regulado por una serie de documentos de aplicación internacional, basados en la norma de seguridad de la OIEA “Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos” TS-R-1 y por el acuerdo europeo para el transporte de mercancías peligrosas por carretera (ADR) [2]; en todos ellos, la seguridad del transporte descansa sobre todo en el embalaje, estipulándose principalmente los tipos B(U), B(M), y se establecen criterios para el diseño, aprobados por la autoridad competente en concordancia con la actividad y forma física del material radiactivo que contengan. También se detallan las precauciones que deben tomarse en cuanto a la rotulación y etiquetado, así como los requisitos durante el tránsito.

El aseguramiento de la protección radiológica y la prevención de riesgos ambientales se logra con la aplicación de límites para la intensidad de radiación y contaminación en la superficie de los embalajes y en vehículos, así como con la limitación de las actividades transportadas. Otro requisito fundamental es la formación de los conductores, además de la supervisión y control por parte de los consejeros de seguridad [3].

### 3. Evaluación de dosis

Aunque se pretende en este trabajo, evaluar el riesgo radiológico procedente de la emisión de radiaciones ionizantes asociadas al siniestro en el transporte de materias radiactivas en las personas, también nos interesa conocer la probabilidad de riesgo para su salud. Las radiaciones ionizantes, i.e. gamma y neutrónica producen ionización al atravesar los tejidos de organismos vivos, esta ionización perturba el comportamiento químico de los constituyentes de las células afectadas, algunas de las cuales pueden autorregenerarse mientras que otras resultan dañadas. En todo caso, el personal expuesto no está destinado a padecer cáncer o lesiones genéticas, simplemente incurre en un riesgo mayor que otros no irradiados; el riesgo aumenta a medida que lo hace la dosis [4].

Para poder realizar estimaciones de aplicación general, la Comisión Internacional de Protección Radiológica recomienda unos valores de riesgo, obtenidos con la población de distintos países y continentes [5]; el promedio de dichos valores para probabilidad de muerte por cáncer es del 5% por cada *Sievert* en una población de todas las edades, siempre que se trate de dosis y tasas de dosis bajas.

Los efectos de las radiaciones ionizantes sobre los sistemas biológicos no dependen sólo de las dosis absorbidas, sino que también de otros factores como el tipo de radiación, su energía, etc [6].

Para evaluar cuantitativamente el daño biológico se utiliza la **dosis equivalente** [7], magnitud que mide los *efectos biológicos que producen las radiaciones ionizantes en los seres vivos*. En nuestro caso se trata de emisiones gamma y neutrónicas.

### 4. Caracterización del combustible gastado

Una proporción típica del combustible gastado es la siguiente: Uranio: 94,7% (siendo el 0,7% U-235). Productos de fisión: 4,1%. Plutonio. 1,1%. Actínidos minoritarios: 0,1%.

La mayoría de los actínidos y productos de fisión se encuentran incluidos dentro de la propia matriz del UO<sub>2</sub>. Sin embargo hay otros radionucleidos que se distribuyen de forma diferente. Así, la vaina del elemento combustible tenderá a acumular el <sup>14</sup>C generado por activación del carbono del zircaloy.

Se producen en cantidades relativamente pequeñas, en la Unión Europea se producen anualmente 5g. por persona de combustible gastado, mientras que de otros residuos peligrosos se producen 300 kg por persona.

Para aproximar el nivel de radiación en aire de un elemento combustible gastado se ha utilizado el método de cálculo de la tasa de dosis equivalente directamente a partir del flujo de fotones y de neutrones de energía ( $E_p$ ), haciendo uso de los coeficientes de conversión de dosis, los cuales representan la dosis recibida por unidad de fluencia (flujo) de fotones o neutrones de energía ( $E_p$ ) dada, obtenidos experimentalmente, y en general en la esfera (normalmente a 10 mm. de profundidad para valorar la dosis efectiva) [8]. El flujo de fotones o de neutrones se expresa en fotones/s·cm<sup>2</sup> o neutrones/s·cm<sup>2</sup> respectivamente; el coeficiente de conversión ( $R_H$ ) se expresa en mSv·cm<sup>2</sup>/fotón o mSv·cm<sup>2</sup>/neutrón respectivamente (o en cualquier submúltiplo de Sv). De esta manera es posible calcular la tasa de dosis equivalente en mSv/s (o en cualquier múltiplo de estas unidades) a partir de la siguiente expresión:

$$\dot{H} = \sum_i \Phi_i R_H(E_i) \quad (1)$$

Para un elemento combustible tipo PWR 17x17 con  $UO_2$  enriquecido al 4,5 % y al 4,3% en  $^{235}U$  con un grado de quemado de 55.000 MWd/tU, [9].

Se obtiene una tasa de dosis gamma a un metro de distancia del mismo de  $\approx 150$  [Sv/h]

## 5. Impacto radiológico en el siniestro del transporte de RAA por carretera en España

El impacto negativo asociado a este tipo de transportes se refiere al medio ambiente, sobre todo a los organismos vivos expuestos, y en especial a la salud de las personas.

Comenzamos fijando las “rutas radiactivas” (entre las más importantes están los residuos de las siete centrales nucleares españolas con destino al Almacén Temporal Centralizado, como ubicación tentativa se propone para este estudio el municipio de Ascó en Tarragona).

En total consideramos “**8 rutas para el transporte de los residuos de alta actividad**”. Por ellas se deberán realizar “**48 transportes**” en un año, identificándose las provincias expuestas al paso, las distancias recorridas, el tiempo invertido, así como la población por ruta y la población nacional a estudio; en este último caso, solo se tiene en cuenta las poblaciones de paso en todas las rutas, quedando al margen la comunidad gallega, cántabra, el País Vasco, Navarra, la región de Murcia, la comunidad andaluza y gran parte de la comunidad castellano-manchega, ya que no se realiza ningún trasiego por las vías de circulación de las mismas.

Como el vehículo está generalmente en movimiento (figura 1), la tasa de dosis que se produce en un punto (P) por una fuente radiactiva situada esta, en un punto (C) será:

$$D(P) = K \frac{A}{d_1^2} \quad D(B) = K \frac{A}{d_2^2} \quad A = \text{activity of the source} \quad (2)$$

$$D(P) = D(B) \frac{d_2^2}{d_1^2} \quad D(P) = \frac{IT}{d_1^2} \quad d_1^2 = v^2 \cdot t^2 + b^2 \quad (3)$$

Consideramos  $d_2 = 1$  metro, la tasa de dosis en (B) se convierte en el Índice de Transporte

Por tanto: la dosis (D) en un punto (P) producida por la fuente móvil se puede obtener en función del Índice de Transporte (IT) y la distancia del material radiactivo al punto. Además y con objeto de mantener la coherencia dimensional introducimos en la ecuación una constante ( $K_D$ ) cuyo valor es de ( $1 \text{ m}^2$ ). Por tanto, la dosis producida por la fuente móvil a lo largo de toda la trayectoria se obtendrá integrando la expresión:

$$\int dD(P) = \int_0^{\infty} K_D \cdot IT \frac{1}{(v^2 \cdot t^2 + b^2)} \cdot dt = K_D \cdot IT \frac{1}{b \cdot v} (\text{arctg } v \cdot t/b) \quad (4)$$

Y como resultado obtenemos:

$$D(P) = \pi \cdot K_D \cdot IT / b \cdot v \quad (5)$$

$$\pi = 3,1416$$

$$K_D = \text{Constante (1 m}^2\text{)}$$

$$IT = \text{Índice de Transporte, nivel de radiación a un metro de la unidad de transporte, (\mu\text{Sv/h})}$$

$$b = \text{distancia al vehículo (m)}$$

$$v = \text{velocidad del vehículo (m/h)}$$

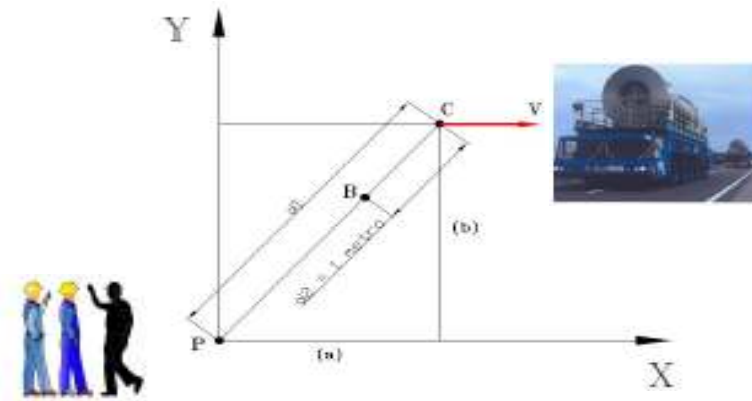


Fig. 1: Dosis producida en un punto por un vehículo en movimiento con material radiactivo

Esta expresión sirve para conocer con exactitud la dosis de radiación que recibiría un colectivo de personas, situado a una distancia conocida del transporte que se desplaza a una velocidad prefijada.

Hemos supuesto que las tasas de dosis disminuyen en una ley inversa al cuadrado de la distancia de los contenedores de transporte. Sin embargo, esto no es totalmente válido, ya que los contenedores del combustible gastado son típicamente de unos 5 m. de largo y 2 m. de diámetro, por lo que no representan las fuentes puntuales de 1 m., y las tasas de dosis disminuirán más lentamente con la distancia. Sólo a una distancia de varios metros, la inversa a la ley "cuadrado" se convierte en una aproximación adecuada, sin embargo, cuando las distancias son mayores que unas pocas decenas de metros, la dispersión de fotones y los fenómenos de absorción en el aire será considerable y las tasas de dosis decaerán más rápidamente que la ley inversa del cuadrado de la distancia supuesta.

En el estudio epidemiológico del efecto de las radiaciones ionizantes derivadas del funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo de combustible nuclear, sobre la salud de la población española que reside en sus proximidades [10], se propone como indicador de exposición la "dosis efectiva", debido a que este parámetro aporta claros beneficios en un estudio de amplio alcance y espectro, además de que las radiaciones ionizantes se identifican por varias vías de exposición externa y otras como efluentes líquidos y gases que pueden ser incorporadas al organismo humano.

En nuestro trabajo y al tratarse solo de exposición externa a las radiaciones ionizantes, proponemos "la distancia" como indicador principal en base a la atenuación conseguida en el proceso de emisión, que nos parece el más acertado para este caso.

Por otra parte, aunque las unidades para caracterizar el impacto global se proponen en dosis equivalente ( $\mu\text{Sv}$ ), es más correcto referirlas a unidades de exposición o dosis absorbida

( $\mu\text{Gy}$ ), ya que esa dosis puede ser o no adquirida por los humanos (según si están o no en la zona de exposición), en todo caso, para emisión gamma la exposición es similar a la dosis adsorbida e igual a la dosis equivalente. Por tanto, como los valores de medida del nivel de radiación a un metro del transporte se proponen en unidades de dosis equivalente, los obtenidos en este estudio los referiremos siempre a estas unidades.

En base a la identificación y clasificación de los sucesos base de diseño de la instalación (ATC) realizada en consistencia con la clasificación y requisitos de la norma del NUREG-1567 [11]. Las situaciones de emergencia elegida se propone como categoría IV: Son el conjunto de sucesos que es muy improbable que ocurran durante la vida de la instalación ( $10^{-4}/\text{año} > \text{frecuencia} > 10^{-6}$ ). Vuelco del contenedor de transporte y liberación de la carga al exterior.

## 6. Programa de cálculo del impacto radiológico

Como proceso más importante, aportamos una aplicación informática para el tratamiento de los datos de emisiones estudiados, que permite avanzar en el estudio de este tipo de eventos. Así, partiendo del nivel de radiación previsto a un metro del contenedor siniestrado y eligiendo una ruta (figura 2), obtendremos los efectos asociados, tales como las poblaciones afectadas, la dosis recibida por el individuo más expuesto, el impacto radiológico global, las aportaciones a la población y el posible detrimento de la salud de las personas (figura 3).

The screenshot shows a software interface with the following elements:

- Logo:** tecnatom
- Title:** IMPACTO RADIOLÓGICO ASOCIADO AL TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO POR CARRETERA EN ESPAÑA
- Input Field:** INTRODUZCA EL NIVEL DE RADIACIÓN A 1 METRO DEL VEHÍCULO (Sv/h) with the value 150 entered.
- Dropdown Menu:** SELECCIONE LA RUTA DESEADA with the following options: JOSE CABRERA-ATC ASCO, ALMARAZ-ATC ASCO, ASCO-ATC ASCO, VANDELLOS-ATC ASCO, COFRENTES-ATC ASCO, GAROÑA-ATC ASCO, and TRILLO-ATC ASCO.
- Image:** A blue truck carrying a large cylindrical container on a road.
- Selected Option:** JUIQUERTA-ATC ASCO is shown in a separate box on the right.

Fig. 2: Página de introducción de datos



## IMPACTO RADIOLÓGICO ASOCIADO AL TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO POR CARRETERA EN ESPAÑA

RUTA:	TRILLO-ATC ASCO
TIEMPO EN RUTA:	8,5 Horas
POBLACIONES EXPUESTAS:	Guadalajara-Soria-Zaragoza-Huesca-Tarragona
DOSIS INDIVIDUO MAS EXPUESTO (mSv):	17,15
DETRIMENTO DE SU SALUD:	1,8 E-6
DOSIS INDIVIDUO POBLACION TRAYECTO (uSv):	3,75E+01
DOSIS INDIVIDUO APORTACION NACIONAL (uSv):	5,75E+00
DETRIMENTO DE LA SALUD:	2,8 E -7

### CONSIDERACIONES:

Los datos son reflejo de un trabajo de investigación (DOCTORADO) considerando los transportes a realizar en un año natural en España; en el estudio global se ha supuesto el proceso mas desfavorable.

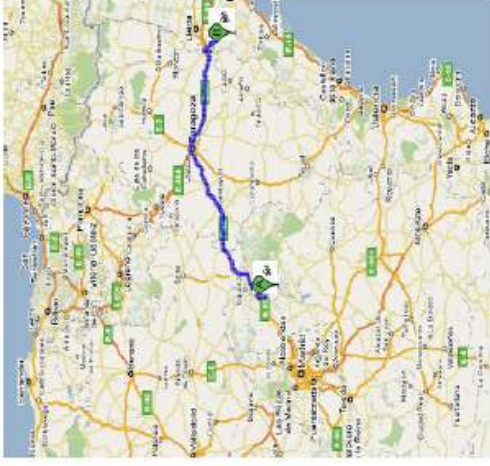


Fig. 3: Página de resultados

## 7. Conclusiones

Se observa que aunque la posibilidad del suceso es remota, en caso de materializarse, las emisiones de radiaciones ionizantes procedentes del transporte de residuos radiactivos de alta actividad por carretera en España, en un siniestro, no serán determinantes a la hora de generar efectos adversos en la salud humana.

## 8. Agradecimientos

Al personal de la organización de protección radiológica de las centrales nucleares.

## Referencias.

- [1] Ley de Prevención de Riesgos Laborales (Ley 31/95) de 8 de diciembre. *Boletín Oficial del Estado n° 269 de 10 de noviembre*. Páginas 33408 – 33434.
- [2] Acuerdo Europeo relativo al transporte internacional de mercancías peligrosas por carretera (ADR 2009) *Boletín Oficial del Estado*, número 182 de 29 de julio de 2009, núm. 19, p. 33564.
- [3] Real Decreto 1566/1999, sobre los consejeros de seguridad para el transporte de mercancías peligrosas por carretera, por ferrocarril o por vía navegable. *Boletín Oficial del Estado*, de 20 de octubre de 1999. p. 36825-36914.
- [4] ORTEGA X. y JORBA B. *Radiaciones Ionizantes*. Editorial Universidad Politécnica de Cataluña. 1988. p 56-65.
- [5] Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, 1999 (ICRP) Publication 60, Pergamon Press, Oxford (1991). Traducción al español por la Sociedad Española de Protección Radiológica. Madrid (1995).
- [6] COLL BUTÍ, Pedro. Fundamentos de dosimetría teórica y protección radiológica. Editorial Junta de Energía Nuclear. Año 1990. p. 56-59.
- [7] TANARRO SANZ, Agustín. *Radiaciones ionizantes: Instalaciones radiactivas y de Rayos X*. Editorial Junta de Energía Nuclear, año 1986. p. 85-135.
- [8] BLIZARD, E.P. [et al.]. *Engineering Compendium on Radiation Shielding*. Volume I “Shielding Fundamentals and Methods”. New York, 1968. p. 377-379
- [9] NATIONAL INSTITUTE OF STANDARDS AND TECHNOLOGY (NIST). *Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients*.  
[<http://physics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/cover.html>, 2 de Octubre de 2009]
- [10] [www.csn.es](http://www.csn.es). Estudio epidemiológico. Posible impacto radiológico de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo de combustible nuclear sobre la salud de las personas (Consejo de Seguridad Nuclear e Instituto de Salud Carlos III).
- [11] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. OFFICE OF NUCLEAR MATERIAL SAFETY AND SAFEGUARDS. *NUREG-1567 “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Installations”*. Final Report, Marzo 2000, Section 15.