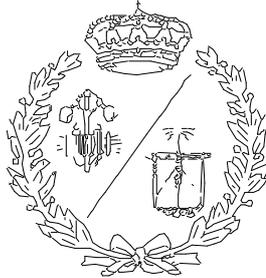


**ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS
INDUSTRIALES Y DE TELECOMUNICACIÓN**

UNIVERSIDAD DE CANTABRIA



Trabajo Fin de Grado

**Clasificación en áreas de nivel atendiendo al
riesgo por contaminación Alfa (α) en centrales
nucleares (CC.NN).**

**(Classification in level areas according to the
risk due to contamination Alpha (α) in nuclear
power plants (NPP).**

Para acceder al Título de

**GRADUADO EN INGENIERÍA EN
TECNOLOGÍAS INDUSTRIALES**

Autor: Eric Laredo Sánchez

Diciembre - 2021

Índice memoria

Resumen	4
Objetivo.....	8
Resumen de antecedentes	9
1.- Conceptos básicos de física	10
1.1.- Radiactividad.....	10
1.2.- Ley de Desintegración.....	11
1.2.1.- Constante de desintegración, Periodo de semidesintegración y Vida media	11
1.2.2.- Actividad	12
1.3.- Tipos de desintegración	13
1.3.1.- Desintegración Alfa.....	13
1.3.2.- Desintegración Beta.....	15
1.3.1.- Desintegración Gamma	17
1.3.1.1.- Transiciones isoméricas.....	17
1.3.1.2.- Conversión interna.....	18
1.4.- Interacción de la radiación con la materia.....	18
1.4.1.- Interacción de fotones con la materia.....	19
1.4.2.- Interacción de las partículas cargadas con la materia.....	21
1.4.2.1.- Interacción de las partículas cargadas ligeras con la materia	21
1.4.2.2.- Interacción de las partículas cargadas pesadas con la materia.....	21
1.5.- Reacciones nucleares.....	22
1.5.1.- Reacciones con neutrones.....	22
1.5.2.- El reactor nuclear.....	24
2.- Las Centrales Nucleares	26
2.1.- Productos radiactivos en el reactor nuclear	28
2.2.- Origen de residuos radiactivos en una Central Nuclear	29
3.- Efectos para la salud derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.....	31
3.1.- Magnitudes de Dosimetría y Radioprotección	32
3.1.1.- Magnitudes físicas. Dosis absorbida.....	32
3.1.2.- Magnitudes limitadoras.....	33
3.1.3.- Magnitudes operacionales	36
3.2.- Normativa de protección contra las radiaciones ionizantes	41
3.3.- Limite de Dosis	42

4.- Criterios para la determinación de la distribución de radionucleidos emisores α y $\beta\gamma$	43
4.1.- ICRP-30: Límites de Incorporación Anual (LIA's) y Límites Derivados de la Concentración de Radionucleidos en Aire (LDCA's).....	43
4.2.- Determinación de radionucleidos emisores α y $\beta\gamma$	44
5.- Caracterización radiológica del Termino Fuente	45
5.1.- Caracterización radiológica alfa y beta-gamma.....	45
5.2.- Conceptos. Determinación de la cantidad de abundancia relativa (EPRI). Niveles de acción..	48
5.2.1.- Abundancia relativa de la contaminación superficial desprendible α respecto a la contaminación superficial desprendible $\beta\gamma$	48
5.2.2.- Abundancia relativa de la contaminación ambiental α respecto a la contaminación ambiental $\beta\gamma$	49
5.2.3.- Niveles de Acción.....	50
6.- Clasificación radiológica en áreas de nivel	51
6.1.- Áreas de Nivel I	51
6.2.- Áreas de Nivel II	51
6.3.- Áreas de Nivel III	51
7.- Niveles de acción de seguimiento y medida aplicables a las Áreas de Nivel.....	52
8.- Caso práctico de clasificación radiológica	58
8.1.- Introducción.....	58
8.2.- Planificación de la caracterización radiológica	63
8.3.- Contaminación superficial desprendible en la caracterización radiológica	69
8.4.- Contaminación ambiental en la descontaminación	76
8.5.- Clasificación radiológica de la piscina del separador y el sacador de vapor en áreas de nivel de riesgo por contaminación α	76
9.- Conclusiones	79
10.- Agradecimientos	80
11.- Bibliografía	81

RESUMEN

El presente trabajo se enmarca en la línea de recomendaciones de EPRI (Electric Power Research Institute) respecto a las directrices de vigilancia y control de la contaminación α en las operaciones de las centrales nucleares.

En primera instancia se procede a la exposición teórica de los conceptos básicos de física (radiactividad, ley de desintegración, tipos de desintegración, etc.) necesarios para comprender los posteriores apartados, así como para evidenciar el riesgo y las particularidades de la radiación α respecto al resto de radiaciones ionizantes (principalmente los emisores β y γ).

Debido a que este tipo de radiaciones se encuentran habitualmente en los recintos interiores de las centrales nucleares y que este proyecto se centra en ellas haciéndose necesario explicar el funcionamiento de una planta de fisión nuclear y sus tipos más habituales (PWR y BWR).

En una central nuclear las principales fuentes de emisores alfa provienen de posibles fugas de las vainas de combustible en forma de transuránicos como el Americio (Am), Curio (Cm) y el Plutonio (Pu) que se forman por la activación neutrónica y son una fuente de residuos radiactivos que deben ser controlados debido a que son fuentes de radiaciones ionizantes. La exposición a estas tiene unos efectos para la salud (deterministas y estocásticos) que se busca evitar y la mejor forma es mediante una adecuadamente caracterización y clasificación de las zonas.

Para caracterizar de forma cuantitativa y precisa estas radiaciones, así como sus posibles efectos es necesario disponer de un conjunto de magnitudes con sus correspondientes unidades. Magnitudes que midan no solamente propiedades físicas (tales como carga, energía o número de partículas) sino que tengan en cuenta los posibles efectos biológicos, el riesgo potencial y el impacto en diferentes partes y órganos.

Para la clasificación radiológica en áreas de nivel se adoptaron las recomendaciones de la guía EPRI según las cuales debemos tener en cuenta la abundancia relativa de contaminación α en comparación con la contaminación $\beta\gamma$ dando como resultado tres áreas de nivel (I, II y III).

Una vez establecidos los conceptos teóricos se aplicó de forma práctica esta clasificación radiológica en áreas de nivel de riesgo por contaminación α en la piscina del separador y del secador de vapor del reactor de agua en ebullición de la central nuclear de Santa María de Garoña, ya que se estimó que sería un recinto con una más que probable presencia de contaminación de tipo α . Se estableció un programa de muestreo de Contaminación Superficial Desprendible (C.S.D), mediante frotis sobre 300 cm² (resultando en 190 puntos de análisis), lo suficientemente amplio para que fuese representativo estadísticamente y a modo de diagrama cartesiano para con sus coordenadas identificar los puntos de control radiológico. Se tomaron los frotis a lo largo de varias semanas, durante las cuales se analizó continuamente el aire en busca de contaminación ambiental no registrándose concentraciones alguna de isótopos en aire, descartando por tanto dicha contaminación. Todos los frotis se analizaron en laboratorio y los resultados de la C.S.D (Bq/cm²) de α y $\beta\gamma$ son los que se plasman en este proyecto.

Con los resultados obtenidos, los conocimientos previos y aplicando las recomendaciones de la guía EPRI en que comparamos la presencia y cantidad de α frente a $\beta\gamma$, clasificamos en áreas de nivel (I, II o III) todas y cada una de las 190 cuadrículas en que previamente dividimos la piscina del separador y el secador.

Dando como resultado que un 70.53% son áreas de nivel I, un 8.95% áreas de nivel II y un 20.53% áreas de nivel III. Un número de áreas de nivel III por encima de lo esperado a priori y que sin la aplicación práctica de las recomendaciones que nos propone EPRI probablemente una buena parte de estas no hubieran sido catalogadas como tal, poniendo de manifiesto que esta metodología es una mejora en la determinación de los niveles de contaminación y en consecuencia de los niveles de riesgo existentes en la mencionada piscina. Esto deja patente que sería aconsejable su implementación en el entorno nuclear europeo y en concreto en el español.

ABSTRACT

This work is part of the EPRI (Electric Power Research Institute) recommendation line regarding the guidelines for the surveillance and control of α pollution in nuclear power plant operations.

In the first instance, we proceed to the theoretical exposition of the basic concepts of physics (radioactivity, decay law, types of decay, etc.) necessary to understand the subsequent sections, as well as to demonstrate the risk and the particularities of α radiation with respect to the rest of ionizing radiation (mainly β and γ emitters).

Due to the fact that this type of radiation is usually found in the interior rooms of nuclear power plants and that this project focuses on them, making it necessary to explain the operation of a nuclear fission plant and its most common types (PWR and BWR).

In a nuclear power plant, the main sources of alpha emitters come from possible leaks from fuel cladding in the form of transuraniums such as Americium (Am), Curium (Cm) and Plutonium (Pu) that are formed by neutron activation and are a source of radioactive waste that must be controlled because they are sources of ionizing radiation. Exposure to these has health effects (deterministic and stochastic) that are sought to be avoided and the best way is through an adequate characterization and classification of the areas.

To quantitatively and accurately characterize these radiations, as well as their possible effects, it is necessary to have a set of quantities with their corresponding units. Quantities that measure not only physical properties (such as charge, energy or number of particles) but also take into account the possible biological effects, the potential risk and the impact on different parts and organs.

For the radiological classification in level areas, the recommendations of the EPRI guide were adopted, according to which we must take into account the relative abundance of α contamination compared to $\beta\gamma$ contamination, resulting in three level areas (I, II and III).

Once the theoretical concepts were established, this radiological classification was applied in a practical way in areas of risk level for α contamination in the separator pool and the steam dryer of the boiling water reactor of the Santa María de Garoña nuclear power plant, since it was estimated that it would be an enclosure with a more than probable presence of type α contamination. A Removable Surface Contamination (CSD) sampling program was established, by means of smears on 300 cm^2 (resulting in 190 analysis points), broad enough to be statistically representative and as a Cartesian diagram to identify the points of radiological control. The smears were taken over several weeks, during which the air was continuously analyzed for environmental contamination, not registering any concentrations of isotopes in air, thus ruling out said contamination. All smears were analyzed in the laboratory and the results of the CSD (Bq / cm^2) of α and $\beta\gamma$ are those that are reflected in this project.

With the results obtained, the previous knowledge and applying the recommendations of the EPRI guide in which we compare the presence and amount of α against $\beta\gamma$, we classify each and every one of the squares in level areas (I, II or III) in which We previously divided the pool from the separator-dryer. Resulting in that 70.53% are level I areas, 8.95% are level II areas and 20.53% are level III areas. A few level III areas above those expected a priori and that without the practical application of the recommendations proposed by EPRI, probably a good part of these would not have been classified as such, showing that this methodology is an improvement in the determination of the levels of contamination and consequently of the levels of risk existing in the pool. This makes it clear that its implementation in the European nuclear environment and specifically in Spain would be advisable.

OBJETIVO

El objetivo del presente trabajo es proponer mediante práctica real un modo de clasificar recintos en zona controlada basado en la detección de contaminación alfa (α), la cantidad de esta y la abundancia relativa de sus emisores en comparación con los emisores beta-gamma (β , γ). Para ello apporto como antecedentes nociones ya definidas y establecidas de física nuclear, técnicas y biológicas básicas que faciliten entender, así como evidenciar el riesgo y las particularidades de la radiación α , respecto al resto de radiaciones ionizantes.

La clasificación de los recintos permitirá identificar y definir las medidas aplicables de protección radiológica en función de los niveles de riesgo α , para controlar y minimizar los efectos de la contaminación radiactiva durante intervenciones en los mismos.

El proyecto se enmarca en la línea de recomendaciones de EPRI (Electric Power Research Institute) respecto a las directrices de vigilancia y control de la contaminación α en la operación de las centrales nucleares.

La práctica real y elemento básico constituyente de este Trabajo Fin de Grado consiste en la "Clasificación Radiológica de la Piscina del Separador y del Secador de Vapor del Reactor de la Central Nuclear de Santa María de Garoña en Áreas de Nivel de Riesgo por Contaminación α ".

RESUMEN DE ANTECEDENTES

1.- CONCEPTOS BÁSICOS DE FÍSICA NUCLEAR.

A pesar de haber sido descubierta hace apenas hacer más de un siglo, la radiactividad (emisión de partículas α y β y rayos γ) así como los rayos X, han existido desde siempre en la naturaleza. Estas radiaciones reciben el nombre de radiaciones ionizantes debido a su capacidad de alterar los átomos del medio en el que interaccionan mediante la deposición de energía (ionización).

Debido a esto es por lo que las radiaciones son potencialmente lesivas. Cuando estas interaccionan con un medio biológico, pueden producir rupturas de las moléculas de las células, provocando daños que en algunas ocasiones pueden ser irreparables. Estos daños van a depender de la cantidad de energía y forma de deposición en el medio, es decir, de la dosis de radiación recibida.

Las actividades humanas que incluyen el uso de fuentes de radiación ionizante se ha visto incrementada en los últimos tiempos lo cual ha supuesto un incremento en la exposición de los individuos a este tipo de radiaciones. Por una parte, nos encontramos un remanente en la atmósfera de las explosiones nucleares (bombas, accidentes y ensayos nucleares) y, por otra, un incremento fruto del uso de fuentes de radiación en determinadas prácticas a las que un individuo común se ve sometido durante su vida, como pueden ser las médicas (quimioterapia, placas de rayos X, etc.). Por ello, toda práctica que implique una exposición a radiación ionizante ha de estar debidamente regulada y controlada para que el detrimento en la salud que pueda derivarse de su uso sea el mínimo posible.

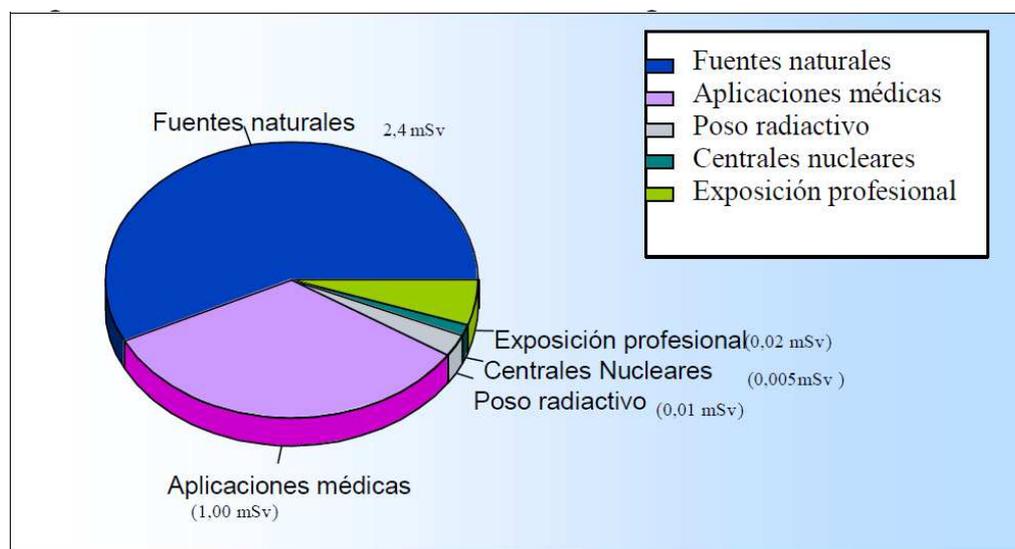


Figura 1. Dosis de radiación media recibida por una persona al año.
Fuente: Curso de Técnico experto en protección radiológica en Instalaciones Nucleares

Las radiaciones X y gamma son radiaciones electromagnéticas, esto quiere decir que son energía transportándose en el espacio sin soporte material, al igual que sucede con la luz, las ondas de radio, las microondas o los rayos ultravioleta. La diferencia es que las radiaciones X y gamma transportan energía en paquetes mucho más mayores que las anteriores.

Por otra parte, la radiación beta y alfa son partículas con masa y carga eléctrica. Esto produce que su forma de interacción con la materia, y el efecto que generan en el medio varían mucho en función del tipo y energía de la radiación.

1.1.- RADIATIVIDAD.

La mayor parte de los elementos que podemos encontrar en la naturaleza tienen núcleos estables, esto quiere decir que el número de protones y de neutrones que contienen no cambia con el tiempo a menos que artificialmente se sometan al bombardeo con otras partículas nucleares. Los elementos naturales de la tabla periódica, que van del Hidrógeno (H) cuyo número atómico es $Z = 1$ al Plomo (Pb) con número $Z = 82$ están compuestos por isótopos de núcleos estables.

Los elementos naturales con Z superior al del Plomo hasta el Uranio (U) contienen núcleos más o menos inestables cuya tendencia con el tiempo es la de modificar su composición, lo cual realizan a través de la emisión espontánea de partículas que constituyen dicho elemento.

La estabilidad o inestabilidad de estos núcleos tan solo es dependiente de la estructura del núcleo, siendo la energía de enlace por nucleón sumamente importante, cuanto mayor sea, mayor será la estabilidad. Quedan por tanto excluidos factores externos como pueden ser la temperatura, la presión o el estado químico.

El fenómeno mediante el cual se produce la transformación nuclear espontánea se le llama radiactividad y a los átomos que llevan a cabo dicho fenómeno, radionucleidos.

Los procesos radiactivos se producen en el núcleo atómico. Aun con la existencia de las fuerzas nucleares que mantienen la cohesión de los núcleos, muchos de estos núcleos son inestables y pueden cambiar su composición espontáneamente mediante la emisión de partículas, este proceso supone la desintegración nuclear. En el momento que un núcleo inestable sufre un proceso de desintegración radiactiva, se transforma en otro núcleo que tendrá una configuración más estable:

- En los procesos radiactivos donde se emiten partículas cargadas como son la radiactividad alfa y beta, el núcleo residual forma parte de una nueva especie nuclear distinta de la del núcleo original.

- En los procesos radiactivos donde únicamente se emite radiación electromagnética como es la radiactividad gamma, el núcleo residual forma parte de la misma especie nuclear que el núcleo original.

Puede suceder que el núcleo residual originado durante la desintegración de un radionucleido también sea radiactivo. Originando una cadena de desintegración, o familia radiactiva, que se puede representar por:



siendo λ_A , λ_B , λ_C las constantes de desintegración de los radionucleidos A, B y C. Esta cadena de desintegración finalmente acabará en un nucleído estable.

1.2.- LEY DE DESINTEGRACIÓN.

1.2.1.- Constante de Desintegración (λ), Periodo de Semidesintegración ($T_{1/2}$) y Vida Media (τ)

La velocidad con la que un isótopo radiactivo se transforma en otro nucleído se designa mediante la fracción de átomos que se desintegran por segundo esto es la Constante de Desintegración (λ). Esta constante representa la probabilidad (dP) de que un determinado núcleo se desintegre durante una unidad de tiempo (dt).

$$\lambda = dP / dt$$

El número de átomos de un determinado radionucleido que forman parte de una masa de elemento radiactivo irá disminuyendo continuamente con el paso del tiempo, con mayor o menor rapidez, dependiendo del mayor o menor valor de su constante de desintegración. Transcurrido un determinado intervalo de tiempo, el número de átomos del radionucleido se habrá reducido a la mitad. A este intervalo de tiempo le llamamos Período de Semidesintegración ($T_{1/2}$).

La relación entre la constante de desintegración (λ) y el período de semidesintegración ($T_{1/2}$) es:

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}$$

Cuanto mayor es la constante de desintegración, más rápidamente se desintegra el radioisótopo y menor resulta su período.

La Vida Media (τ) representa un promedio del tiempo que tarda una partícula real sea un átomo o núcleo en desintegrarse:

$$\tau = 1 / \lambda$$

La desintegración radiactiva obedece a una ley de decrecimiento exponencial expresada por la fórmula:

$$N = N_0 \cdot e^{-\lambda \cdot t}$$

Siendo:

N_0 el número de átomos radiactivos iniciales.

N el número de átomos que todavía no se han desintegrado al cabo de un tiempo t .

λ la constante de desintegración.

1.2.2.- Actividad (A).

La Actividad (A), para una sustancia radiactiva, se define como el número de transformaciones nucleares por unidad de tiempo que se producen. Es proporcional al número de átomos radiactivos presentes y a su constante de desintegración:

$$A = \frac{dN}{dt} ; A = \lambda \cdot N$$

La actividad también puede expresarse como:

$$A = A_0 \cdot e^{-\lambda \cdot t}$$

Siendo:

A_0 la actividad inicial.

A la actividad al cabo de un tiempo t .

λ la constante de desintegración.

La unidad natural para expresar la actividad en el Sistema Internacional es el Becquerel (Bq):

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ desintegración / segundo} = 1 \text{ s}^{-1}$$

Como unidad alternativa podemos mencionar el Curio (Ci):

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ desintegraciones / segundo} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$$

Debido a que la actividad (A) y la masa (m) son proporcionales al número de núcleos presentes, se define la Actividad Específica (A_E) de un radionucleido como el cociente entre la actividad y su masa (Unidad SI: Bq/g):

$$A_E = \frac{A}{m} = \frac{\lambda N}{N \frac{P_a}{N_A}} = \frac{\lambda N_A}{P_a}$$

Siendo:

P_a el Peso Atómico del radionucleido.

N_A el Número de Avogadro ($6,022 \cdot 10^{23} \text{ mol}^{-1}$).

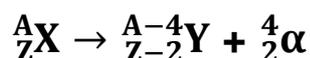
1.3.- TIPOS DE DESINTEGRACIÓN.

Según la naturaleza de la radiación emitida, existen tres tipos fundamentales de procesos radiactivos: radiactividad alfa, radiactividad beta y radiactividad gamma.

1.3.1.- Desintegración alfa (α)

Se define como la emisión espontánea de partículas alfa, que están constituidas por dos protones y dos neutrones fuertemente ligados. Son partículas pesadas doblemente cargadas con carga positiva.

Cuando un núcleo emite una partícula alfa, su número atómico Z disminuye en dos unidades y su número másico A disminuye en cuatro unidades. El proceso puede representarse de siguiente manera:



La mayoría de los radionucleidos que emiten partículas alfa son núcleos pesados, cuyo número másico (A) es >140 , el fenómeno es debido a la repulsión eléctrica entre los protones del núcleo atómico.

Cada radionucleido emisor de partículas alfa emite dichas partículas con energías bien precisas y definidas; esto es, el espectro de energías.

Más abajo se muestra el espectro de energías (número de partículas en función de la energía que poseen) de las partículas emitidas y del espectro energético discreto característico del Uranio-238 que corresponde a su esquema de desintegración.

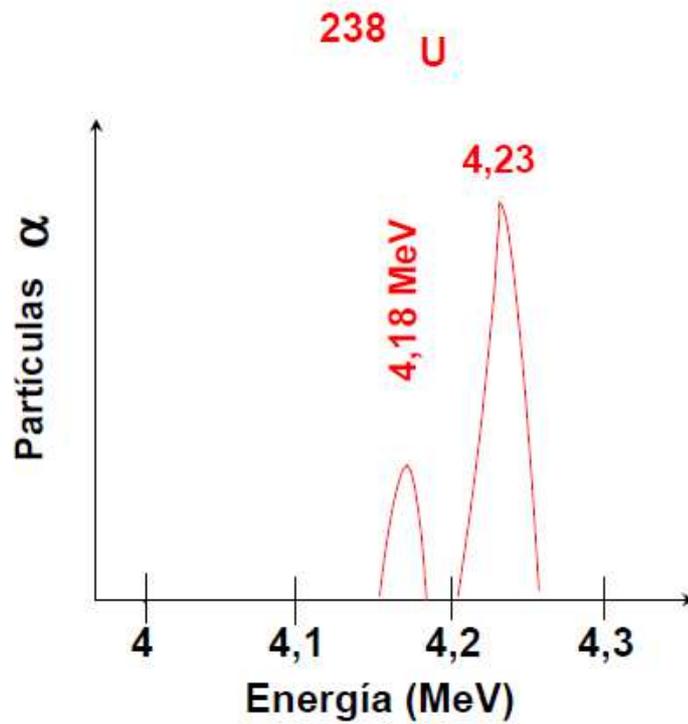


Figura 2. Espectro energético de las partículas α del ^{238}U
Fuente: Curso de Técnico experto en protección radiológica en Instalaciones Nucleares

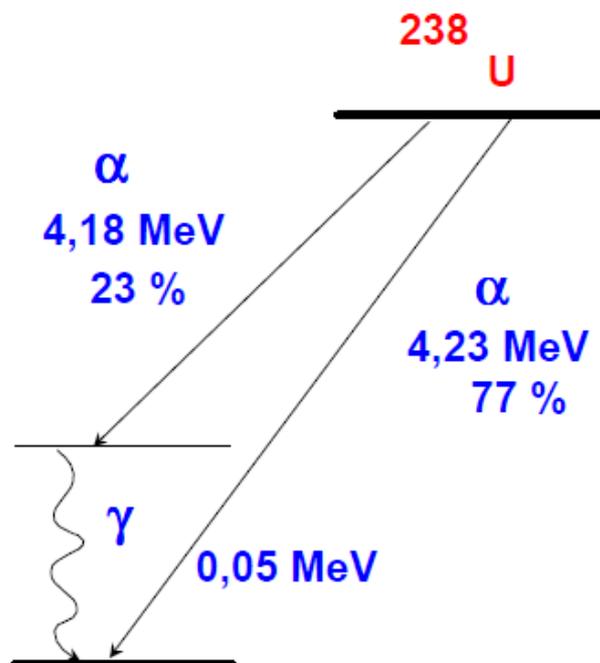
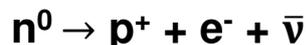


Figura 3. Esquema de desintegración del ^{238}U
Fuente: Curso de Técnico experto en protección radiológica en Instalaciones Nucleares

1.3.2.- Desintegración beta (β)

Se agrupa en tres procesos:

- **Desintegración β^- :** Es el resultado de la desintegración de un neutrón del núcleo que se transforma en un protón, un electrón que es emitido y otra partícula llamada antineutrino:



El núcleo residual tiene el mismo número másico que el originario pero su número atómico es una unidad mayor:



Sucede en la mayor parte de los casos en núcleos que tienen un número excesivo de neutrones.

El espectro energético de los electrones emitidos por un radionucleido emisor β^- es un espectro continuo, esto quiere decir que los electrones emitidos durante una desintegración β^- tienen una distribución continua de energías, que va desde cero hasta una energía máxima $E_{\text{máx.}}$ que es característica del núcleo en particular.

La energía más probable para las partículas beta es $\sim 1/3 E_{\text{máx.}}$.

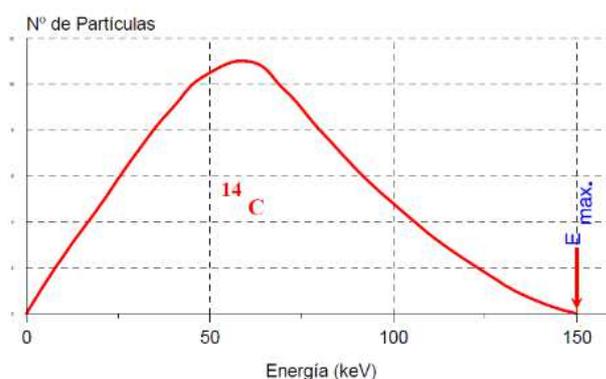
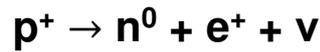


Figura 4: Espectro energético de β^- emitidas en la desintegración de ${}^{14}\text{C}$
Fuente: Curso de Técnico experto en protección radiológica en Instalaciones Nucleares

- **Desintegración β^+ :** Se trata de la emisión de positrones por los núcleos atómicos.

Un positrón es la antipartícula del electrón: su masa es igual a la del electrón, pero su carga eléctrica es positiva. Como resultado tenemos la transformación de un protón (p^+) del núcleo en un neutrón (n^0), un positrón (e^+) y un neutrino (ν).



El núcleo resultante tendrá el mismo número másico que el originario pero su número atómico se verá reducido en una unidad.



Son emisores β^+ los núcleos con déficit de neutrones o con sobreabundancia de protones.

El espectro energético de los positrones emitidos en una desintegración β^+ es continuo, esto podemos verlo en el espectro de los positrones emitidos por el Nitrógeno-13.

El mayor porcentaje de emisión de positrones corresponde $\sim 1/2 E_{\text{máx}}$.

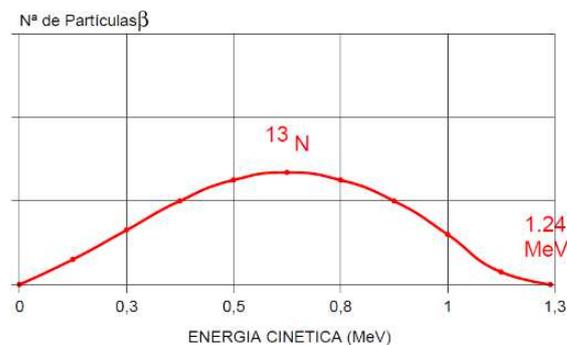
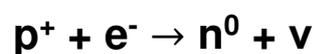


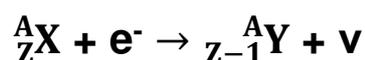
Figura 5: Espectro energético de los positrones emitidos en la desintegración β^+ del ${}^{13}\text{N}$

Fuente: Curso de Técnico experto en protección radiológica en Instalaciones Nucleares

- **Captura Electrónica:** Consiste en la captura de un electrón de una de las capas internas de la corteza del átomo por parte del núcleo para combinarlo con un protón de dicho núcleo, transformándose el protón en neutrón según el esquema:



El núcleo residual tiene el mismo número de nucleones que el originario, pero su número atómico se ve disminuido en una unidad.



El átomo en que se produce este proceso de captura electrónica quedará ionizado con una vacante en una capa profunda, esto provocará la emisión de rayos X característicos del átomo residual originados al producirse el reajuste de la configuración electrónica, como se puede apreciar en la figura 5.

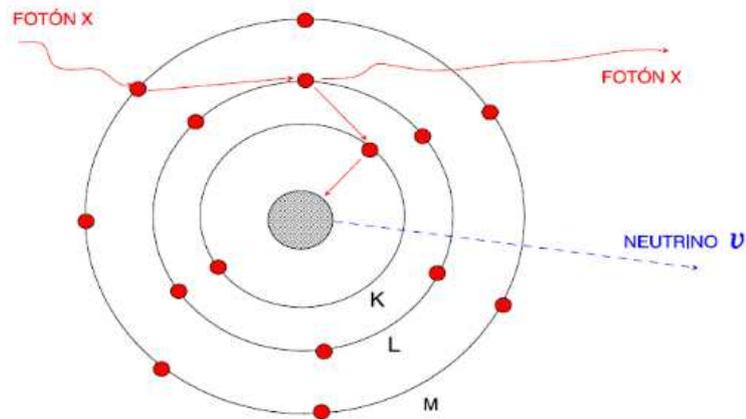
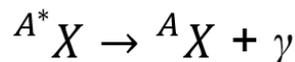


Figura 5: Representación esquemática de la captura electrónica
Curso de Técnico experto en protección radiológica en Instalaciones Nucleares

La captura electrónica puede darse en lugar de una desintegración β^+ y viceversa, es decir un mismo radionucleido puede transmutarse alternativamente bien por emisión de positrones o bien por captura electrónica y en ambos casos se obtendrá el mismo radionucleido hijo.

1.3.3.- Desintegración gamma (γ)

La emisión de rayos gamma (γ) es la forma en que un núcleo puede desprenderse de su energía de excitación. Un núcleo que experimenta una desintegración alfa o beta puede quedar en un estado excitado; se desexcitará emitiendo un fotón γ . Este proceso se representa por:



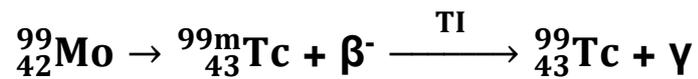
*: núcleo excitado.

Los isótopos emisores de positrones deben ser considerados en la práctica como emisores de radiación gamma esto es debido a que los positrones son partículas inestables, estos se unen a electrones dando lugar a la aniquilación de ambas partículas convirtiendo la masa en energía que se manifiesta como dos fotones de radiación gamma cuya energía es de 0,511 MeV cada uno.

1.3.3.1.- Transiciones isoméricas

Habitualmente después de la desintegración inicial, al instante (aproximadamente 10^{-10} segundos) se produce la emisión de rayos gamma. Pero hay radionucleidos que no liberan el exceso de energía de manera tan instantánea, sino que lo hacen a lo largo de un periodo de tiempo que puede ir de unos minutos a varias horas en las que se emiten rayos gamma. Llamamos a estos radionucleidos metaestables y se les asigna el símbolo m tras el número de másico. Este proceso es lo que llamamos transición isomérica

Ejemplo:



1.3.3.2.- Conversión interna

La conversión interna es la alternativa a la emisión de rayos gamma y consiste en una liberación del exceso de energía del núcleo mediante un proceso de transferencia del exceso de energía desde el núcleo a un electrón orbital de las capas internas del átomo (capa K y L).

Este electrón es expulsado, junto con una partícula beta, pero este electrón posee una energía bien definida sin embargo las partículas beta si disponen de un rango de energías. Este electrón recibe el nombre de electrón Auger y es quien deja un puesto vacío en la capa interna de los electrones, el cual se cubre con un electrón procedente de la capa externa. Teniendo en consideración que los electrones se desplazan de niveles altos a bajos de energía, tendremos como resultado la liberación de energía en forma de rayos-X. En la conversión interna del átomo en lugar de emitir rayos gamma se emiten electrones y rayos-X.

La conversión interna como sucede con la emisión gamma no produce cambios en el número o la masa atómica, pero si reduce el nivel de energía del átomo.

1.4.- INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN CON LA MATERIA

Una de las características esenciales de las radiaciones ionizantes (partículas cargadas, neutrones, fotones...) es su capacidad para penetrar en la materia e interactuar con ella. En estas interacciones, la radiación pierde una parte o incluso toda su energía ya que se la cede al medio atravesado, esto sucede de manera distinta dependiendo principalmente del tipo de radiación, de su energía y de las propiedades del medio material con el que interactúan.

La interacción de la radiación con un material en concreto depende principalmente de su carga eléctrica y su masa. Por esto es necesario diferenciar entre partículas sin carga y sin masa como son los fotones (rayos-X y radiaciones gamma), partículas sin carga y con masa (neutrones), partículas cargadas ligeras (radiación beta producidas por electrones y positrones) y partículas cargadas pesadas (radiación alfa) o partículas con masa.

1.4.1.- Interacción de fotones con la materia

Los mecanismos de atenuación de la radiación electromagnética en la materia más representativos son:

- **Efecto fotoeléctrico:**

Se produce con la interacción entre un fotón y un átomo, representado por uno de sus electrones suficientemente ligado.

La consecuencia de una interacción fotoeléctrica da como resultado la emisión de electrones (fotoelectrones), debido a la absorción total de la energía del fotón por el electrón ligado. El efecto fotoeléctrico como podemos ver en la figura 6 consiste en la absorción de fotones por parte de la materia dando como resultado la emisión de un electrón.

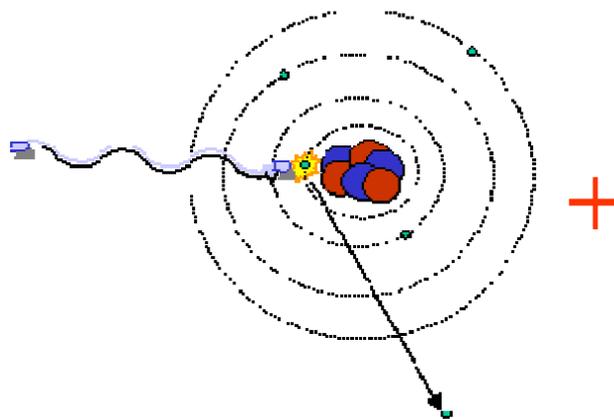


Figura 6: Representación gráfica del efecto fotoeléctrico
Referencia: Curso de Técnico experto en protección radiológica en
Instalaciones Nucleares

El átomo residual que aparece posteriormente un efecto fotoeléctrico es un ion positivo en cuya capa más profunda hay una vacante. Por ende, además del fotoelectrón también se emitirán rayos X.

- **Efecto Compton:**

El efecto Compton consiste en la interacción de un fotón y un electrón débilmente ligado al átomo que se puede considerar como libre, pudiéndose considerar la colisión como elástica. Al chocar el fotón primario el electrón se escapa del átomo con energía prácticamente igual a la energía cedida por el fotón, mientras que el fotón primario sufre una dispersión y ve disminuida su energía. El efecto Compton como se puede apreciar en la figura 7 hace referencia a la dispersión de los fotones como consecuencia de su interacción con la materia.

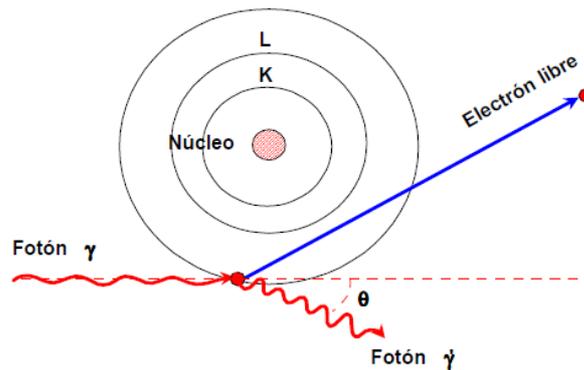


Figura 7: Representación gráfica del efecto Compton
Referencia: Curso de Técnico experto en protección radiológica en Instalaciones Nucleares

El efecto Compton, de la misma forma que sucede con el fotoeléctrico, tiene como resultado un átomo residual ionizado, solo que en este caso la vacante se produce habitualmente en la capa más externa (electrones de valencia) lo que provoca que se emitan radiación electromagnética de desexcitación será de baja energía.

- **Producción de pares:**

El efecto de producción es un proceso de materialización de la energía en el sentido de la mecánica relativista que se produce con fotones de alta energía. Lo que sucede es que el fotón desaparece en el campo del núcleo, y se produce la creación en su lugar de un par positrón-electrón. Esto pone de manifiesto la relación entre masa y energía de la ecuación de Einstein:

$$E = m \cdot c^2$$

Donde E es la energía, m la masa y c la velocidad de la luz en el vacío.

La producción de pares es imposible para fotones de energía inferior a 1,022 MeV, por lo que este valor supone el umbral energético. Esto es debido a que el equivalente en energía de la masa en reposo de un electrón y de un positrón es 0,511 MeV respectivamente.

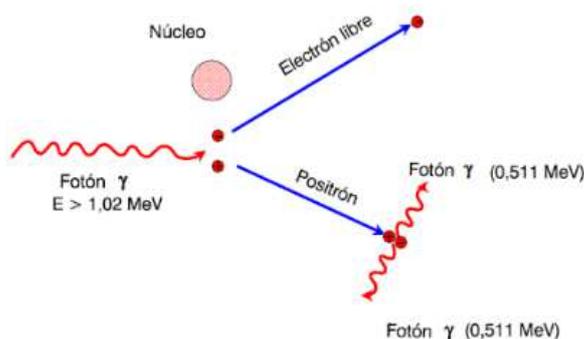


Figura 8: Proceso de formación de pares

Los positrones resultantes de este proceso como sucede con los procedentes de la desintegración beta positiva se aniquilan al combinarse con electrones en el medio de interacción. Es por ello que en las interacciones de radiación gamma de alta energía ($E_g > 1,02 \text{ MeV}$), el fenómeno va acompañado de radiación de aniquilación.

1.4.2.- Interacción de las partículas cargadas con la materia

Al penetrar una partícula cargada en un medio material esta experimenta una serie de colisiones con los átomos constituyentes. Pero debido al vacío relativo que existe en el interior de los átomos es muy poco probable que se produzca una colisión mecánica directa entre la partícula cargada y los electrones o núcleos.

Lo más habitual es la interacción coulombiana, a raíz de las fuerzas eléctricas que se producen entre la partícula cargada y los electrones, así como el núcleo del medio material sobre el que incide la partícula. Por medio de esta interacción la partícula va perdiendo progresivamente energía cinética hasta que se produce su detención.

1.4.2.1.- Interacción de las partículas cargadas ligeras con la materia

Las partículas ligeras, como los electrones y positrones, tienen trayectorias en zig-zag debido a que sufren muchas colisiones elásticas (la partícula se desvía de su trayectoria, cediendo parte de su energía en forma de energía cinética).

Además, la partícula incidente con masa pequeña y carga eléctrica interacciona con el campo eléctrico de un núcleo atómico y experimenta la acción de una fuerza eléctrica y por tanto una aceleración, por lo que de acuerdo con las leyes de la Electrodinámica Clásica una partícula cargada, al sufrir una variación súbita de su velocidad, emite radiación electromagnética (radiación de frenado), cuya intensidad es proporcional al cuadrado de la aceleración.

Se produce mayor radiación de frenado cuanto menor sea la masa de la partícula cargada y mayor el número atómico del material. En caso de radiación beta de alta energía la protección radiológica considera la radiación de frenado, aunque la capacidad de ionización es considerablemente menor que la de las partículas alfa.

1.4.2.2.- Interacción de las partículas cargadas pesadas con la materia

Cuando una partícula pesada cargada, caso de la partícula alfa, penetra en un medio material, interacciona fundamentalmente con los electrones atómicos. Como la masa de estas partículas es miles de veces mayor que los electrones colisionados, sus trayectorias son prácticamente rectilíneas.

Las partículas van perdiendo paulatinamente su energía, hasta que se detienen y capturan dos electrones del entorno, convirtiéndose en átomos de Helio.

Las partículas alfa producen una ionización específica (número de pares ión-electrón producidos por la partícula incidente por unidad de recorrido) muy elevada, ya que pierden la totalidad de su energía en un recorrido muy corto.

Debido al bajo poder de penetración de las partículas alfa que se detienen con una simple hoja de papel. Esta circunstancia explica la razón por la que, en general, las partículas alfa no presentan riesgos importantes en irradiación externa. Sin embargo, en el caso de contaminación e irradiación interna, cuando los emisores alfa alcanzan el interior de un organismo vivo, tiene un riesgo elevado, debido a la intensa ionización específica asociada.

1.5.- REACCIONES NUCLEARES

Las reacciones nucleares son procesos en los que un núcleo reacciona con otro núcleo, partícula o fotón, generándose de esta forma uno o más núcleos y partículas. Las partículas que provocan dicha reacción son denominadas "proyectil" y el núcleo bombardeado, "núcleo blanco". A raíz de la reacción del proyectil con el núcleo blanco se produce un núcleo intermedio que nace excitado por lo cual tiende a la emisión de partículas o radiación, lo que en numerosas ocasiones concluye con un núcleo residual radiactivo.

1.5.1.- Reacciones con neutrones

En función de sus energías, los neutrones se clasifican como:

- neutrones rápidos (con energías del orden del MeV),
- neutrones lentos (con energías del orden del eV)
- neutrones térmicos (0,02 eV). El nombre de estos últimos hace referencia a que se encuentran en equilibrio térmico con el medio material en el que se están difundiendo.

Las reacciones nucleares producidas con neutrones incidentes pueden clasificarse en:

- Reacciones de dispersión. Consiste en la colisión mecánica (dispersión) entre un neutrón y el núcleo blanco. La colisión puede ser:
 - ✓ Elástica. La partícula cambia de dirección y cede parte de su energía cinética, pero no la suficiente para modificar la estructura del núcleo. Es esencial en el frenado de los neutrones rápidos. Estos, al colisionar con los núcleos, les transfieren parte de su energía cinética. La máxima transferencia de energía se produce en las colisiones neutrón – protón (núcleo de hidrógeno), lo que hace del hidrógeno o de las sustancias hidrogenadas las sustancias ideales para frenar a los neutrones rápidos.

- ✓ Inelástica. Parte de la energía del neutrón es cedida al núcleo como energía de excitación y otra parte como energía cinética. Al desexcitarse, el núcleo emitirá fotones γ . Es un proceso importante para neutrones rápidos ($E > 10$ KeV) y medios ricos en átomos de número másico intermedio.
- Captura radiactiva. El núcleo blanco absorbe el neutrón y se genera un núcleo intermedio llamado núcleo compuesto que está en un estado excitado. Son las más frecuentes para neutrones térmicos y lentos. En estas reacciones, el núcleo compuesto se desexcita mediante la emisión de uno o varios fotones.
- Reacciones de transmutación. Producidas por neutrones, son principalmente de los tipos (n, p) y (n, α) , que son endotérmicas en la mayoría de los casos, de modo que el neutrón incidente debe proporcionar la energía suficiente para expulsar un protón o una partícula α del núcleo.
- Las reacciones de fisión son aquellas en las que un núcleo pesado se escinde en otros dos núcleos, cuyas masas son aproximadamente la mitad de la masa inicial, liberándose algunos neutrones y gran cantidad de energía.

En los procesos de fisión provocados por neutrones, el núcleo captura un neutrón y se forma un núcleo compuesto con una gran inestabilidad lo cual genera la fisión de dicho núcleo. La mayoría de los núcleos pesados como el Uranio-235, Uranio-238, Plutonio 239 experimentan la fisión inducida por neutrones. Las condiciones para que se produce la fisión inducida dependen de la energía de los neutrones incidentes. Por ejemplo, el Uranio-238 se fisiona únicamente y de forma muy rara por la acción de neutrones rápidos, sin embargo, el Uranio-235 se fisiona tanto por la acción de neutrones lentos como rápidos, teniendo en consideración que la posibilidad de fisión para los neutrones lentos es unas 200 veces mayor que para los neutrones rápidos.

La ruptura del núcleo en dos fragmentos de masas semejantes puede tener lugar de muchas maneras diferentes. Así por ejemplo el Uranio-235 puede fragmentarse de unos cuarenta modos diferentes, dando lugar a unos ochenta productos de fisión diferentes.

La fisión nuclear es un proceso fuertemente exotérmico, es decir que durante el proceso de fisión se produce una gran liberación de energía a expensas de la pérdida de masa. Un claro ejemplo que podemos ver en la figura 9 es la fisión de un núcleo de U-235 durante la cual se liberan 198 MeV, de medio por fisión. De toda esta energía que se desprende cerca del 85% es energía cinética que se encuentra en los productos de la fisión, el resto de energía liberada se divide entre la radiación gamma que se emite en ese instante, los neutrones emitidos y la radiación beta y gamma de los productos de fisión.

Es en aprovechar estas reacciones nucleares en las que está basado el actual funcionamiento de todas las centrales nucleares.

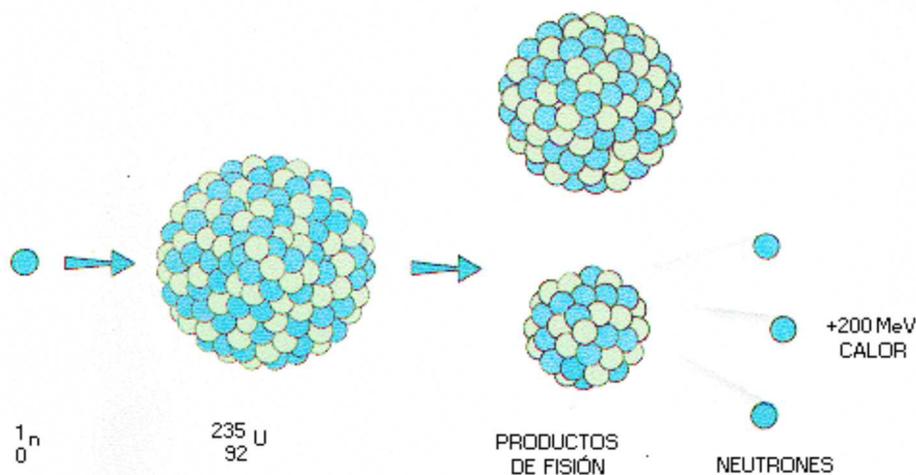


Figura 9: Proceso de fisión del U-235
Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

1.5.2.- El reactor nuclear

Las partículas en movimiento al interactuar con los átomos del medio donde se produce la reacción nuclear transforman parte de su energía cinética en calor. Durante la fisión del núcleo se liberan neutrones, estos a su vez pueden provocar nuevas fisiones de los núcleos circundantes lo que liberará energía y nuevos neutrones, es el inicio de lo que podría una reacción en cadena. El uso que se hace de esos neutrones emitidos cuando el núcleo pesado se fisiona es la pieza fundamental de un reactor nuclear.

Una parte de estos neutrones emitidos deben usarse para generar nuevas fisiones en otros núcleos pesados que forman parte del combustible nuclear. Sin embargo, una parte de esos neutrones se escapan del reactor sin interactuar con el combustible, también hay un número de estos neutrones que es absorbida por núcleos sin llegar a producir fisiones.

La proporción de neutrones que en cada ola de fisiones queda dentro del reactor y provoca nuevas fisiones de los núcleos es la que nos indica si podemos provocar y mantener una reacción en cadena. Si con cada generación de fisiones, tenemos que el número de neutrones es el mismo que en la generación anterior tenemos que el reactor se encuentra en estado crítico, la reacción en cadena es estable y capaz de autosostenerse en el tiempo. Si el número de neutrones que producen fisiones es cada vez menor con cada ola consecutiva de fisiones (por el motivo que fuera), la reacción se autoextingue y se dice que el reactor está en estado subcrítico. Sin embargo, si en cada generación el número de neutrones va incrementándose de forma exponencial y por tanto también el número de fisiones de los núcleos lo hace, tenemos un reactor en estado supercrítico.

Para maximizar la probabilidad de que un núcleo se fisione al capturar un neutrón, éste último debe tener una energía determinada. Esta energía es de orden de 100 millones de veces menor de la energía a la que el neutrón fue emitido al fisionarse el núcleo de Uranio-235. El modo para frenar estos neutrones es provocando que choquen de forma elástica, con otros núcleos y vayan perdiendo su energía. El material cuya función es la de hacer de absorber la energía de estos neutrones se llama moderador. A partir de las leyes de la dinámica sabemos que la mejor forma de perder energía mediante choques elásticos es colisionando contra algo que tenga la misma masa. Es por esto que la forma más eficiente de frenar un neutrón es haciéndolo chocar contra núcleos de hidrógeno que solo poseen un protón y tiene una masa muy similar a la del neutrón. Por todo esto el moderador de uso más extendido en los reactores es el agua, ya que contiene un alto contenido de hidrógeno.

2.- LAS CENTRALES NUCLEARES

El caso más conocido de la utilización de las radiaciones por su efecto sobre la materia en el campo industrial es el de las Centrales Nucleares (CC.NN.). La reacción nuclear cuyo resultado es la fisión de un átomo de uranio en dos o más átomos distintos produce una gran cantidad de calor.

Este calor se utiliza para calentar agua y el vapor de agua que resulta se hace incidir sobre los alabes de una turbina, el resultado final es la producción de energía eléctrica.

En una central nuclearse producen numerosos procesos de transformación energética que van desde que un núcleo de Uranio que se fisiona hasta que un alternador produce la electricidad estas transformaciones son las siguientes:

- Un núcleo de combustible nuclear se fisiona, emitiendo fragmentos de fisión y varios neutrones.
- Una gran parte de la energía liberada se transforma en energía cinética de los fragmentos de la fisión.
- Estos fragmentos de fisión entregan su energía cinética al frenarse dentro del propio combustible.
- Este proceso de frenado de las partículas dentro del propio combustible origina que este se caliente.
- Una parte del calor del combustible se transfiere al refrigerante del propio reactor (generalmente agua o gas).
- Este calor hace que se genere vapor (de forma directa, o indirecta, dependiendo del tipo de reactor).
- El vapor se expande en la turbina, generando energía mecánica.
- Esta energía mecánica provoca el movimiento un alternador cuyo eje esta unido a la turbina, de esta forma se genera energía eléctrica.

Las transformaciones energéticas en una central nuclear siguen, por tanto, el siguiente orden:

Energía Nuclear → Energía Cinética → Energía Térmica → Energía Mecánica →
→ Energía Eléctrica

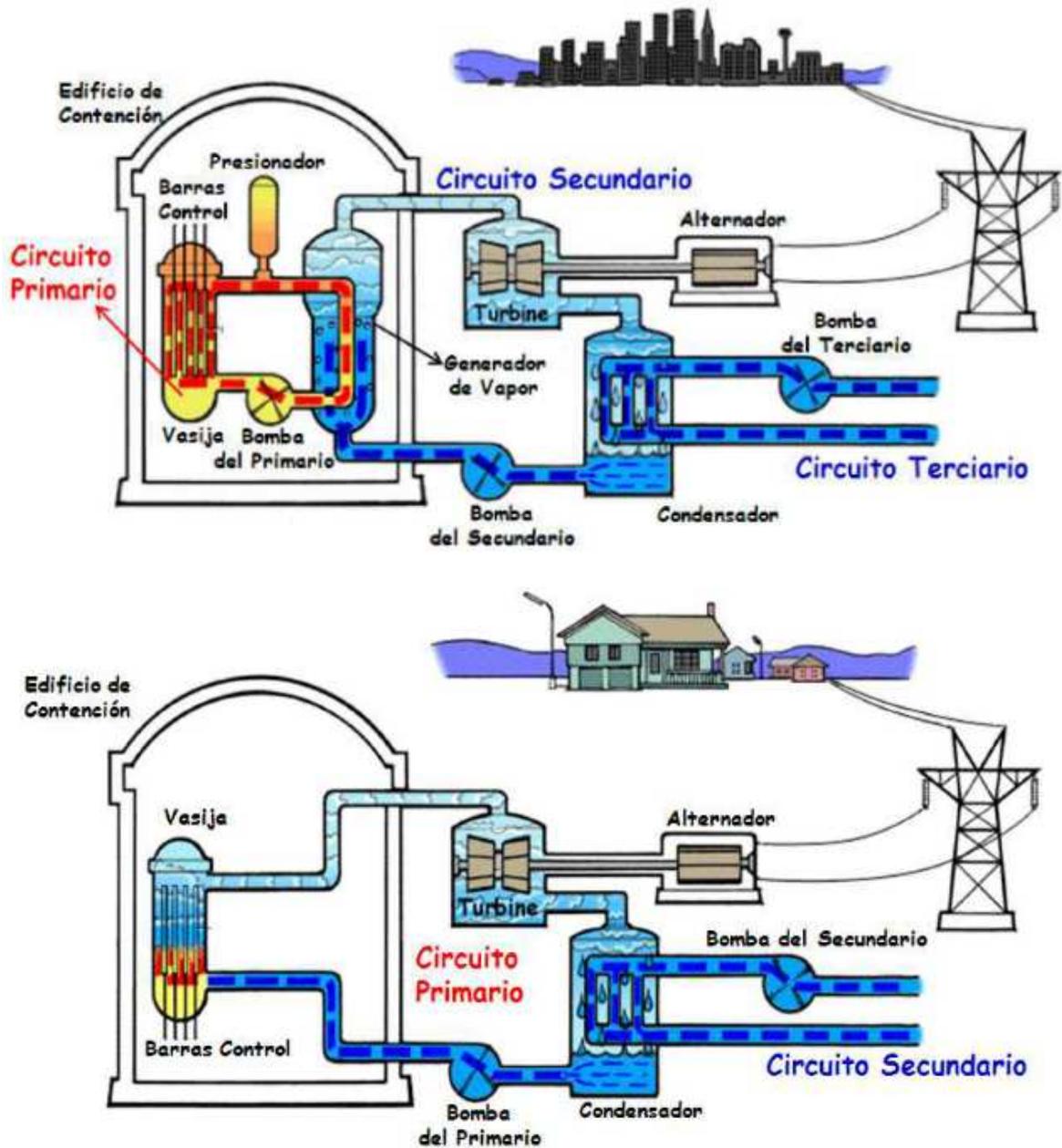


Figura 10: Tipos de CC.NN. instaladas en España: PWR y BWR

Referencia: <https://energia-nuclear.net>

2.1.- PRODUCTOS RADIATIVOS EN EL REACTOR NUCLEAR

En un reactor nuclear se acumulan productos radiactivos como son:

- Transuránicos generados en el ciclo U-Pu

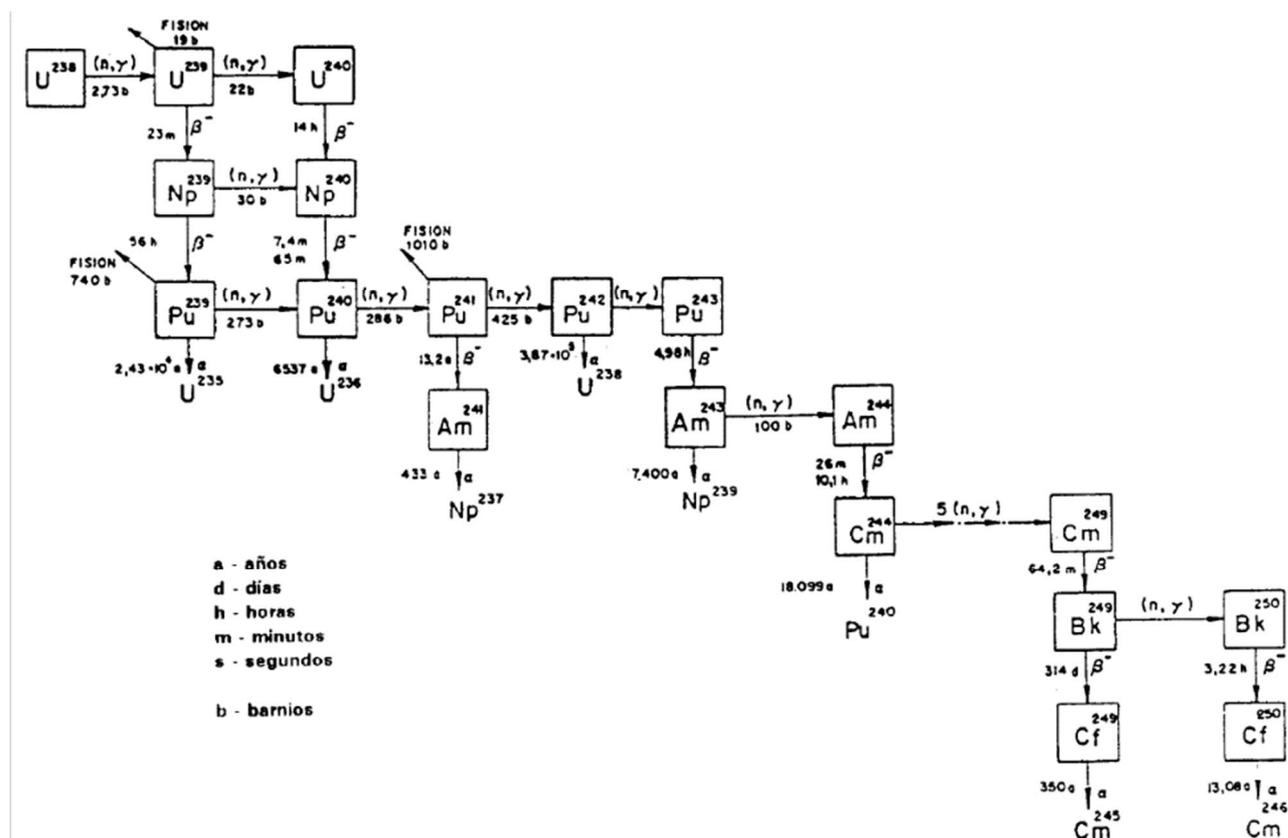


Figura 11: Generación de transuranidos en el ciclo U-Pu
Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

- Productos de fisión
 - En la fisión del U235 aparecen hasta 73 cadenas radiactivas y varios cientos de átomos radiactivos (desde el Zn⁷² hasta el Tb¹⁶¹).
 - También hay fisiones ternarias, generalmente con producción de H³, y fisiones con emisión de partículas ligeras.
 - En algunos casos se producen núcleos estables, como el ⁹¹Zr.
- Productos de activación
 - Activación del refrigerante. Reacciones neutrónicas de isótopos del Oxígeno y del Hidrógeno generando entre otros Tritio.

- Activación de las impurezas del refrigerante. Reacciones neutrónicas debidas al contenido en Na, Mg, Mn y a las adiciones de Li(OH) para controlar el pH, compuestos de boro para controlar la reacción en cadena o compuestos hidrogenados para controlar la corrosión.
- Activación de los productos de corrosión. Debida a la corrosión de materiales estructurales que en contacto con el refrigerante liberan productos que se activan al pasar por el núcleo del reactor.

2.2.- ORIGEN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS EN CC.NN.

Un residuo radiactivo es cualquier material o producto de desecho, para el cual no está previsto ningún uso, que contiene o está contaminado por radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

El combustible gastado constituye la mayor fuente de residuos radiactivos originados por las centrales nucleares, pero no es la única.

Los residuos radiactivos pueden clasificarse de diversas formas:

- Según su estado físico (sólidos, líquidos y gaseosos, que a su vez podrían clasificarse en residuos compactables, incinerables, metálicos, etc.),
- Según el tipo de radiación emitida (α , β , γ , neutrones),
- Según su actividad específica (alta, media y baja),
- Según el periodo de semidesintegración (vida corta o vida larga),
- Etc...

Y tienen variadas vías de generación, según el diseño y tipo de reactor, en los edificios de las Centrales Nucleares.

Las centrales nucleares disponen de un Sistema de Tratamiento de Residuos (STR) que tiene por objetivo reducir las emisiones de productos radiactivos a mínimos durante la vida de la central, mediante su almacenamiento y reciclado.

CAMINOS DE SALIDA / GENERACIÓN RESIDUOS EN BWR

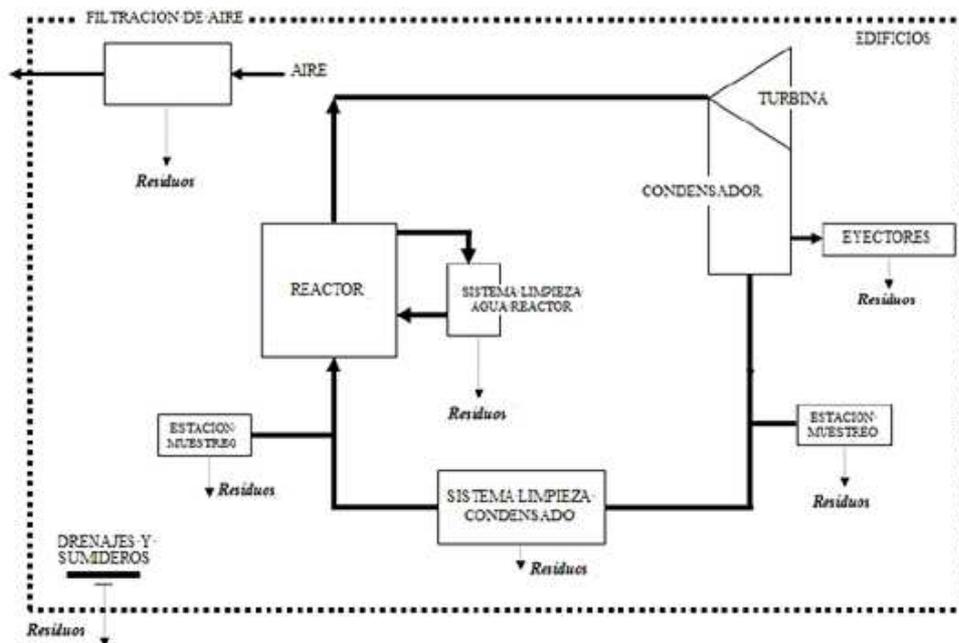


Figura 12: Caminos de Salida/Generación residuos en BWR
Referencia: Curso de Gestión de Residuos Nucleares

CAMINOS DE SALIDA / GENERACIÓN RESIDUOS EN PWR

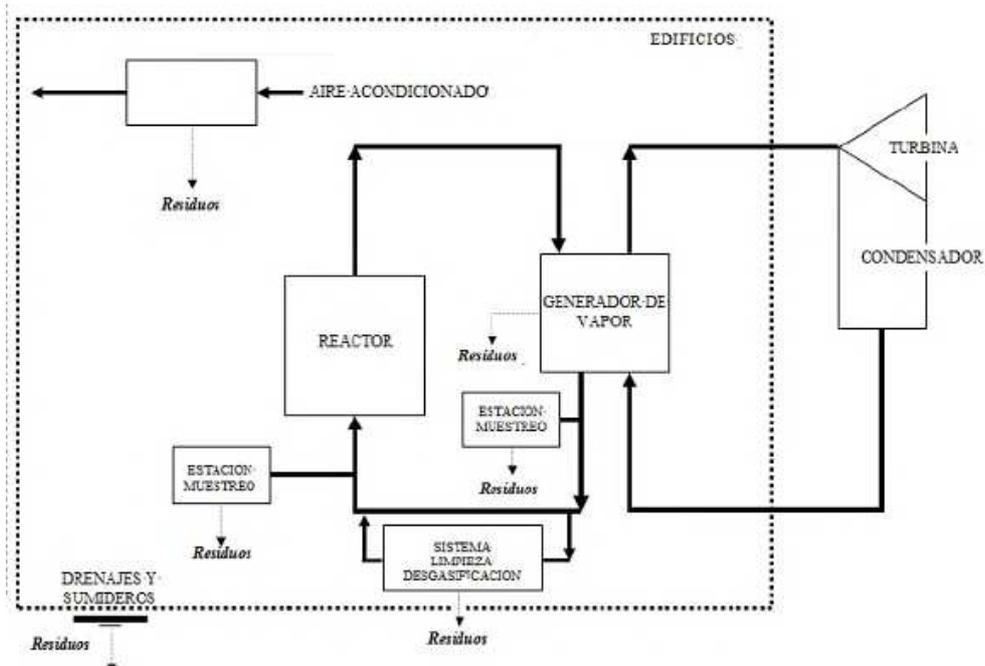


Figura 13: Caminos de Salida/Generación residuos en PWR
Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

3.- EFECTOS PARA LA SALUD DERIVADOS DE LA EXPOSICIÓN A LAS RADIACIONES IONIZANTES

- Efectos deterministas: Son los daños biológicos clínicamente detectable a raíz de una determinada exposición a la radiación y cuya gravedad se ve incrementada cuanto mayor es la exposición (síndrome agudo por radiación: náuseas, vómitos, fiebre, hemorragias, fallo del sistema nervioso central).
- Efectos estocásticos: Son los daños biológicos cuya probabilidad de incidencia se ve incrementada cuanto mayor sea la exposición a radiación y cuya gravedad no depende de dicha exposición (la observación de un grupo de población expuesta muestra una mayor incidencia del efecto considerado con respecto a la población no expuesta).

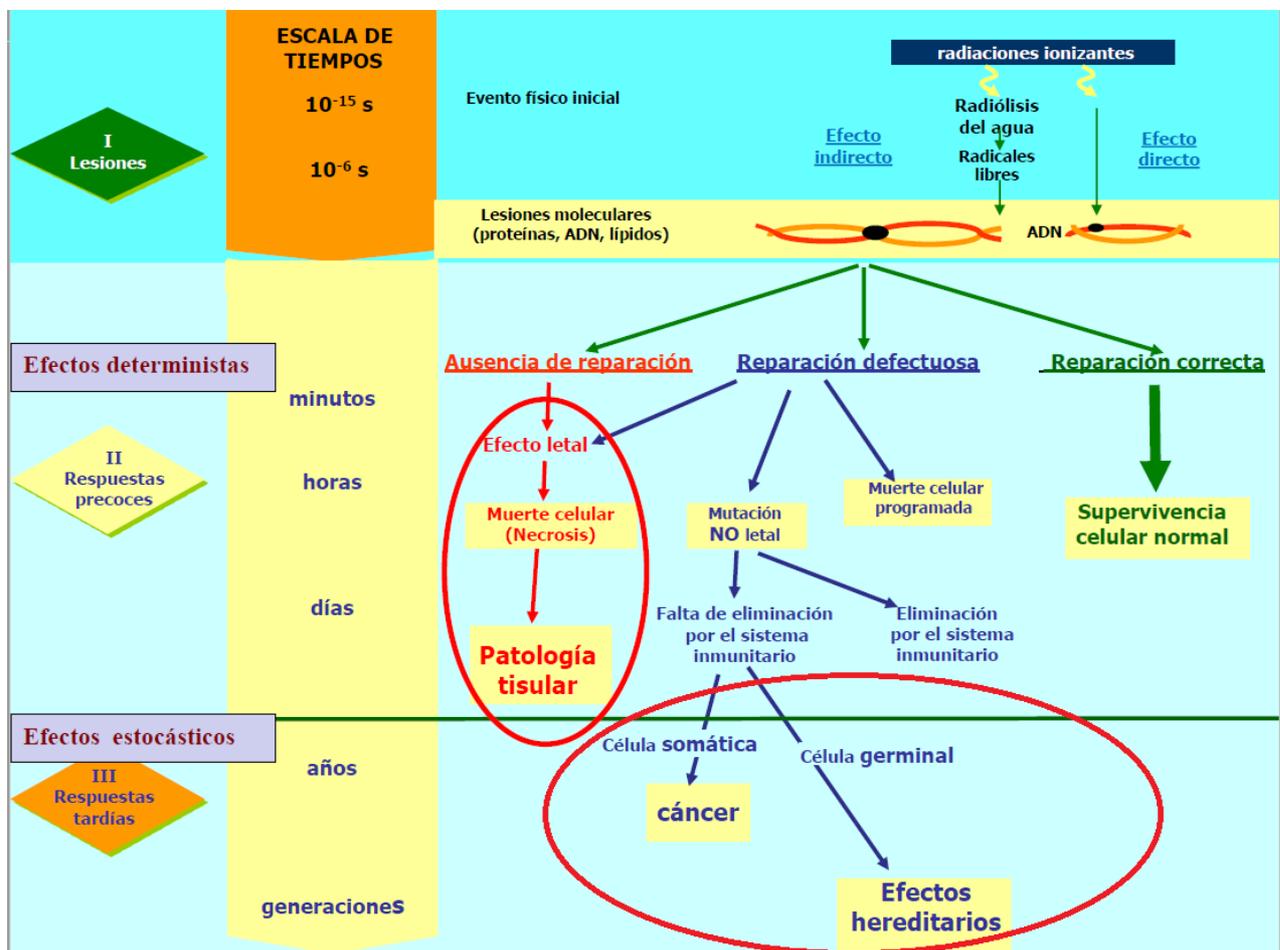


Figura 13: Efectos de las radiaciones ionizantes
Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

3.1.- MAGNITUDES PARA DOSIMETRIA Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

“Para caracterizar de forma cuantitativa y precisa las radiaciones ionizantes y sus posibles efectos es necesario disponer de un conjunto de magnitudes con sus correspondientes unidades. Magnitudes que midan no solamente propiedades físicas (tales como carga, energía o número de partículas) sino que tengan en cuenta los posibles efectos biológicos y el riesgo potencial debido a las radiaciones ionizantes.”

“La Comisión Internacional de Unidades y Medidas de la Radiación (ICRU) creada en 1925, se ocupa de la definición formal de las magnitudes y unidades radiológicas, así como de desarrollar recomendaciones internacionalmente aceptables acerca del uso de dichas magnitudes y los métodos adecuados de medida. Por otra parte, la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), fundada en 1928 por la Sociedad Internacional de Radiología (ISR) y modificada con su nombre actual en 1950, se ocupa de establecer recomendaciones similares en relación con la protección radiológica.”

“La definición utilizada en la legislación española (extraída de documentos de las ICRU e ICRP) se encuentra en el Anexo I del Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.”

Referencia: CSN

3.1.1.- Magnitudes físicas. Dosis absorbida (D).

Dosis absorbida (D), en un material dado se define como la energía absorbida por unidad de masa

$$D = d\bar{\epsilon} / dm$$

donde $d\bar{\epsilon}$ es la energía media impartida por la radiación ionizante a la materia en un elemento de volumen y dm es la masa de la materia contenida en dicho elemento de volumen.

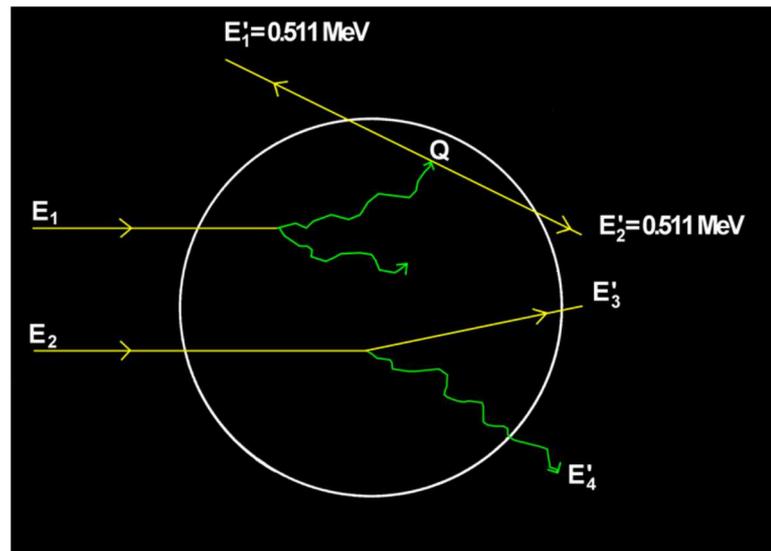


Figura 14: Representación gráfica del proceso de dosis absorbida
Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

$$\bar{\varepsilon} = (E_1 + E_2) - (E'_1 + E'_2 + E'_3 + E'_4) + \Sigma Q$$

$\bar{\varepsilon}$ representa la energía neta que “se queda” en el volumen de materia considerado. Q es el cambio en las energías en reposo de los núcleos y partículas en el volumen de interés ($Q > 0$: disminución de la energía en reposo; $Q < 0$: incremento de la energía en reposo).

La unidad de dosis absorbida es el Gray ($Gy = \text{Julio} / \text{kg}$).

3.1.2.- Magnitudes limitadoras

Las magnitudes limitadoras se utilizan para poder designar los límites máximos con el objetivo de proteger a las personas de los posibles efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. Estas magnitudes son valores medios promediados sobre una masa extensa, como por ejemplo es cualquier órgano o tejido humano.

- Dosis equivalente (H_T) es la Dosis absorbida (D) por un tejido u órgano (T), ponderada en función del tipo y la calidad de la radiación (R). Se expresa con la fórmula:

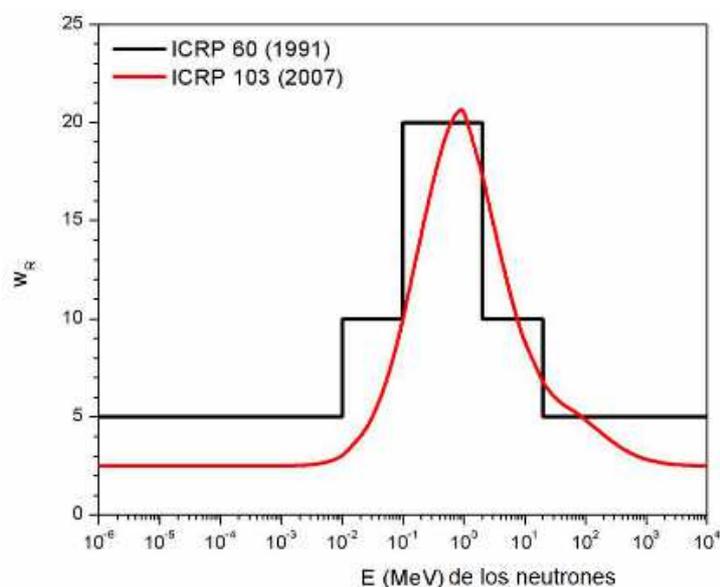
$$H_{T,R} = w_R \cdot D_{T,R}$$

siendo $D_{T,R}$ la dosis absorbida promediada sobre el tejido u órgano (T), procedente de la radiación (R) y w_R el factor de ponderación de la radiación.

Cuando el campo de radiación se compone de tipos y energías con valores diferentes de w_R la dosis equivalente total, H_T viene dada por la fórmula:

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

RADIACIÓN	ENERGÍA E	W_R
Fotones		1
Electrones y muones		1
Protones y piones cargados		2
Neutrones	$E_n < 1 \text{ MeV}$	$2,5 + 18,2 e^{-[\ln(E_n)]^{2/6}}$
"	$1 \text{ MeV} \leq E_n < 50 \text{ MeV}$	$5,0 + 17,0 e^{-[\ln(2 E_n)]^{2/6}}$
"	$E_n > 50 \text{ MeV}$	$2,5 + 3,25 e^{-[\ln(0,04 E_n)]^{2/6}}$
Partículas alfa, fragmentos de fisión e iones pesados		20

Tabla 1: Factor de ponderación (W_R)Figura 15: Factor de ponderación de la radiación, W_R , en función de la energía de los neutrones

Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

La unidad para la dosis equivalente en un órgano o tejido es la misma que para la dosis absorbida, es decir: Julio / kg. Pero se le asigna un nombre específico a esta unidad, Sievert (Sv) y de esta forma poder diferenciar apropiadamente cuando se habla de esta magnitud y cuando de dosis absorbida (magnitud que no considera los posibles efectos biológicos).

- La probabilidad de que aparezcan de efectos estocásticos en la salud debidos a radiaciones ionizantes no depende solo de la dosis absorbida (energía depositada por unidad de masa), del tipo y energía de la radiación, también se debe considera el órgano sobre el que incide, ya que no todos los órganos y tejidos del cuerpo humano son igualmente radiosensibles. Y es a raíz de la dosis equivalente que se consideró definir una magnitud más que tuviese en cuenta la combinación de diferentes dosis en diferentes órganos debido a una irradiación del cuerpo entero, esta es la dosis efectiva (E).

Dosis efectiva (E), se define como la suma de las dosis equivalentes ponderadas en todos los tejidos y órganos del cuerpo procedentes de exposiciones internas y externas:

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

donde H_T es la dosis equivalente en el órgano o tejido T y w_T es el factor de ponderación para dicho órgano.

Los factores de ponderación para los distintos órganos del cuerpo humano representan la proporción del riesgo que tiene un órgano (T) en concreto, dentro del riesgo total cuando el cuerpo se irradia uniformemente.

TEJIDO	w_T
Médula ósea (roja)	0,12
Colon	0,12
Pulmón	0,12
Estómago	0,12
Mama	0,12
Gónadas	0,08
Vejiga	0,04
Esófago	0,04
Hígado	0,04
Tiroides	0,04
Superficie de los huesos	0,01
Cerebro	0,01
Glándulas salivares	0,01
Piel	0,01
Tejidos restantes	0,12

Tabla 2: Factor de ponderación en función del órgano/tejido afectado.

La unidad de dosis efectiva se mide el Sievert (Sv = Julio / kg).

- Dosis equivalente comprometida, $H_T(\tau)$ es la integral respecto al tiempo (t) de la tasa de dosis equivalente en un tejido u órgano (T) que recibirá una persona como consecuencia de una incorporación. Su expresión es:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt$$

Para una incorporación en el instante t_0 , donde $\dot{H}_T(t)$ es la tasa de dosis equivalente correspondiente en el órgano o tejido (T) en el tiempo t y τ es el período durante el cual la integración se lleva a cabo. La unidad de dosis equivalente comprometida es el Sievert ($Sv = Julio / kg$).

Al especificar $H_T(\tau)$, τ viene dado en años. Cuando no se especifica el valor de τ , se sobreentiende un período de 50 años para los adultos o de un máximo de 70 años para los niños.

- Dosis efectiva comprometida, $E(\tau)$ es la suma de las dosis equivalentes comprometidas en un tejido u órgano $H_T(\tau)$ como resultado de una incorporación, multiplicada cada una de ellas por el factor de ponderación tisular correspondiente w_T . Su expresión es la siguiente:

$$E(\tau) = \sum_T w_T \cdot H_T(\tau)$$

La unidad para la dosis efectiva comprometida es el Sievert (Sv).

Al especificar $E(\tau)$, τ viene dado en años. Cuando no se especifica el valor de τ , se sobreentiende un período de 50 años para los adultos o de un máximo de 70 años para los niños.

3.1.3.- Magnitudes operacionales

Las magnitudes limitadoras que mencionamos previamente no pueden medirse ya que para ello tendríamos que situar los medidores/detectores en el interior de cada uno de los órganos en que queramos hacer la medición. Es por esto por lo que el ICRU ha definido otras magnitudes capaces de proporcionar en la práctica una aproximación razonable de las magnitudes limitadoras.

Estas nuevas magnitudes se definen a partir de la dosis equivalente en un punto del cuerpo humano.

- Equivalente de dosis en un punto (dose equivalent, H): se define como el producto de la dosis absorbida (D) en el punto de interés en el tejido por el Factor de calidad (Q) que corresponde en dicho punto:

$$H = Q \cdot D$$

La unidad de equivalente de dosis en un punto es el Sievert ($Sv = J/kg$).

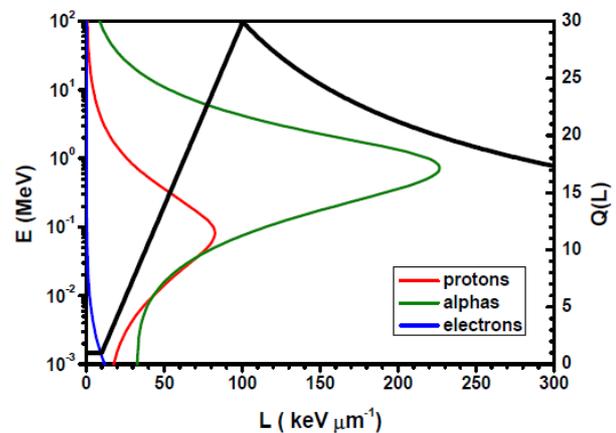
El Factor de calidad (Q) es adimensional y es la que cuantifica el grado de eficacia biológica de las distintas radiaciones ionizantes, la cual esta intrínsecamente unida a la densidad de ionización a lo largo de las trazas que marcan las partículas cargadas al atravesar el tejido. Es por esto que el factor de calidad podemos definirlo como una función de la transferencia lineal de energía (L), que para una partícula cargada en un material cualquiera se define como:

$$L = \frac{dE}{dl}$$

Siendo dE la energía media perdida por dicha partícula cargada debido a las colisiones con los electrones y dl la distancia atravesada. La unidad que lo define es el J/m ($\text{keV} \cdot \mu\text{m}^{-1}$)

$$Q(L) = \begin{cases} 1 & \text{si } L \leq 10 \\ 0.32L - 2.2 & \text{si } 10 < L \leq 100 \\ 300/\sqrt{L} & \text{si } 100 < L \end{cases}$$

con L, expresada en $\text{keV}/\mu\text{m}$



ICRU Report 51. *Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry* (1993)
ICRP Publication 103. *The 2007 Recommendations of the ICRP* (2007)

Figura 16: Factor de calidad (Q) en función de la transferencia lineal de energía y la energía de las partículas.

Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

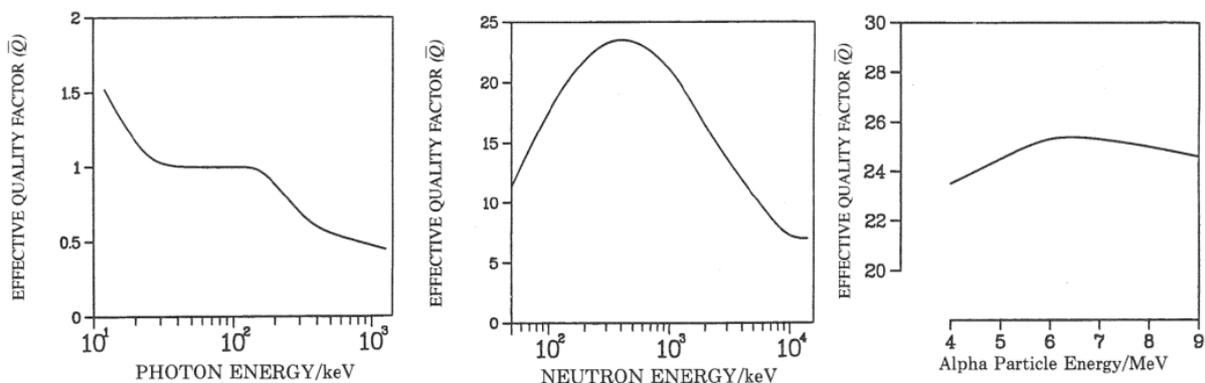


Figura 17: Factor de calidad promediado, \bar{Q} , para fotones, neutrones y partículas α
Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

Equivalente de dosis ambiental (ambient dose equivalent, H^*d): en un punto de un campo de radiación, es el equivalente de dosis producido por el correspondiente campo alineado y expandido en la esfera ICRU (30 cm de diámetro, densidad = 1 g/cm³ y cuya composición en % masa es: O: 76.2%, C: 11.1%, H: 10.1%, N: 2.6 %) a una profundidad d , sobre el radio opuesto a la dirección del campo alineado.

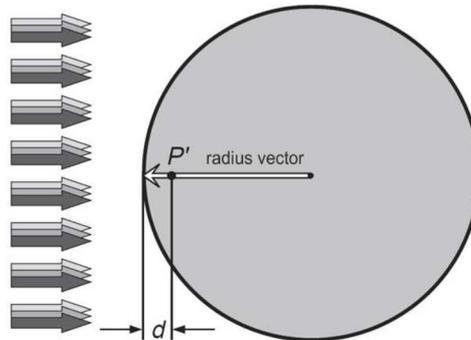


Figura 18: Representación gráfica esfera ICRU
Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

Esta magnitud utiliza para el control ambiental y de área de radiaciones penetrantes, para las que el cociente entre la dosis equivalente recibida en la piel a una profundidad de 0.07 mm y la dosis efectiva sea inferior a 10, como sucede con la radiación β con energías superiores a 2MeV, fotones de más de 12KeV y neutrones, es aconsejable emplear el valor $d=10$ mm, H^*10 .

- Equivalente de dosis personal (personal dose equivalent, $H_p(d)$), en un punto de un campo de radiación es el equivalente de dosis a una profundidad apropiada (d), bajo un punto especificado del cuerpo.

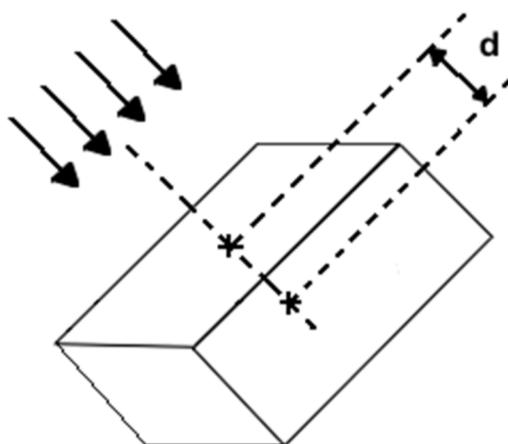


Figura 18: Representación gráfica del equivalente de dosis en un punto de un paralelepípedo 30x30x15 cm³ de tejido ICRU, a una profundidad (d) sobre el eje central, para un campo alineado y expandido en la dirección de dicho eje.

Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

Magnitud definida para la vigilancia individual, recomendándose emplear:

- El valor $d=10$ mm (Dosis Profunda, $H_p(10)$) para radiaciones penetrantes, con las que el cociente entre la dosis equivalente recibida en la piel a una profundidad de 0,07 mm y la dosis efectiva es menor que 10, como son la radiación β con energías superiores a 2MeV, fotones de más de 12KeV y neutrones.
 - El valor $d=0,07$ mm (Dosis Superficial, $H_p(0,07)$) para radiaciones poco penetrantes, con las que el cociente entre la dosis equivalente recibida en la piel a una profundidad de 0,07 mm y la dosis efectiva es superior que 10, como son la radiación α , la radiación β con energías inferiores a 2MeV y fotones de menos de 12KeV).
- Equivalente de dosis direccional (directional dose equivalent, $H'(d,\Omega)$) en un punto de un campo de radiación es la dosis equivalente que se produciría por el correspondiente campo expandido en la esfera ICRU a una profundidad (d) y en un radio en la dirección (Ω) específico.

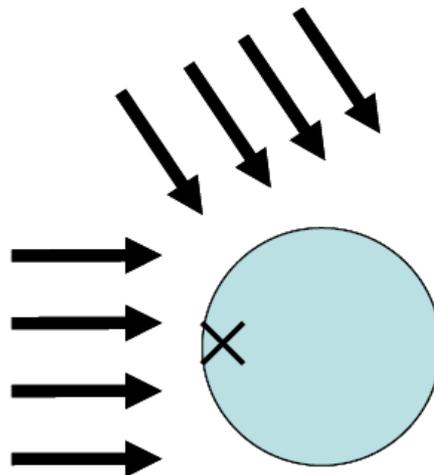


Figura 19: Campo expandido $H'(d,\Omega)$

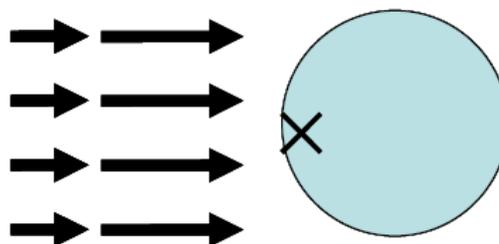


Figura 20: Campo alineado y expandido $H^*(d)$

A diferencia de $H^*(d)$, la dosis equivalente direccional tiene una gran dependencia con la dirección de la radiación incidente.

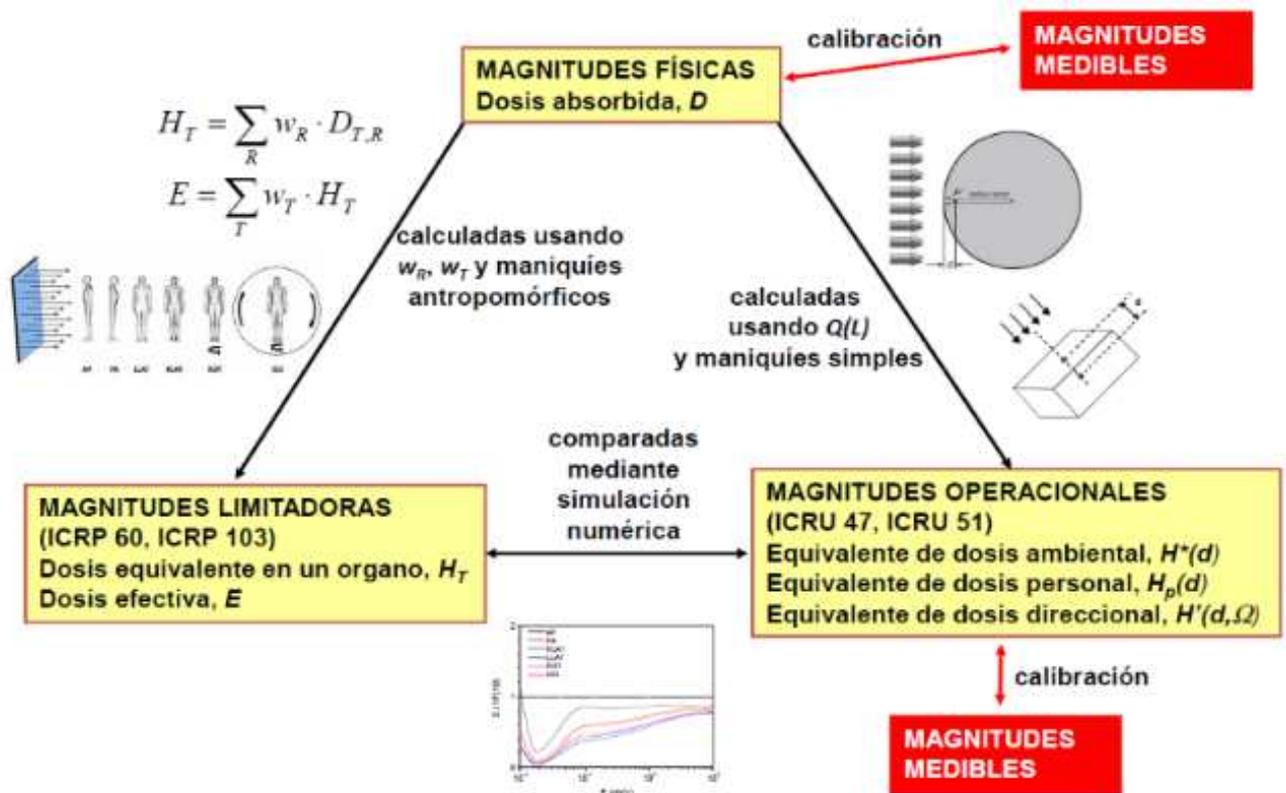


Figura 21: Sistema de magnitudes para dosimetría y PR
Referencia: Curso de Gestión de Residuos Radiactivos

3.2.- Normativa de protección contra las radiaciones ionizantes.

Las instalaciones nucleares y radiactivas están reguladas para proteger a las personas y al medio ambiente.

El marco normativo suele representarse mediante una pirámide como se indica a continuación:

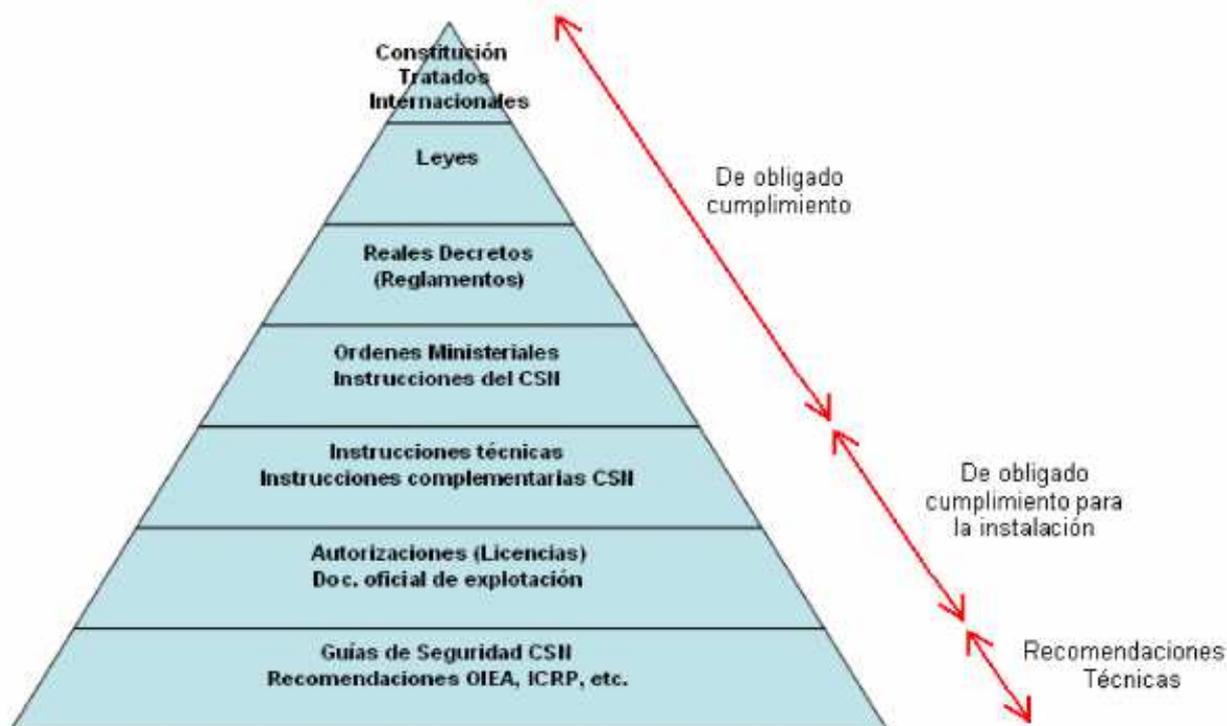


Figura 22: Pirámide normativa
Referencia: Curso técnico experto en protección radiológica

La operación o clausura, mantenimiento, gestión de residuos, vigilancia de procesos, recarga de combustible, etc..., en las CC.NN. es acorde con los Principios Fundamentales de la Seguridad Nuclear del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) aceptados por la Comunidad Europea de la Energía Atómica (EURATOM), de cuyo CONSEJO brotan las consiguientes disposiciones de obligado cumplimiento para todos los Estados miembros.

La DIRECTIVA 2013/59/EURATOM DEL CONSEJO de 5 de diciembre de 2013, vigente en la actualidad, establece normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.

En España, la norma básica aplicable a las instalaciones nucleares y radiactivas es la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear (LEN). La LEN tiene como principal función alentar el desarrollo de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear, regular su puesta en práctica, proteger las vidas, la salud y los bienes contra los peligros que resulta de la energía nuclear y las radiaciones ionizantes.

Las leyes básicas se desarrollan mediante Reales Decretos. Diversos aspectos de la LEN que se desarrollan mediante el Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), texto modificado consolidado el 26 de marzo de 2015, y el Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI).

3.3.- LÍMITES DE DOSIS

Si bien la DIRECTIVA 2013/59/EURATOM DEL CONSEJO contempla la aplicación de límites de dosis efectiva y/o equivalentes en circunstancias especiales o para ciertas situaciones de exposición especificadas en la legislación nacional, para la exposición ocupacional se aplicarán los valores de la tabla 3 que muestro a continuación.

CUADRO RESUMEN DE LOS LÍMITES LEGALES DE DOSIS (mSv) EN UN ÚNICO AÑO (DIRECTIVA 2013/59/EURATOM DEL CONSEJO)				
	TRABAJADORES EXPUESTOS		PERSONAS EN FORMACIÓN Y ESTUDIANTES	
	MAYORES DE 18 AÑOS	MUJERES GESTANTES	MAYORES DE 18 AÑOS	MAYORES DE 16 Y MENORES DE 18 AÑOS
EFFECTIVA	20		20	6
CRISTALINO	20		20	15
PIEL	500		500	150
EXTREMIDADES	500		500	150
FETO		1		

Tabla 3: Límites legales de dosis (mSv/año)

4.- CRITERIOS PARA LA DETERMINACIÓN DE LA DISTRIBUCIÓN DE RADIONUCLEIDOS EMISORES α Y $\beta\gamma$.

En una central nuclear la principal fuente de emisores alfa son las posibles fugas desde los fallos en las vainas de combustible. Transuránicos como el Americio (Am), Curio (Cm) y Plutonio (Pu) se forman por la activación neutrónica y su decaimiento es principalmente por emisión alfa, en un rango de energías que comprende desde los 4 a los 6 MeV. Hemos de ser conscientes de que los emisores alfa tienen una vida media larga, además de que no se eliminan por decaimiento, lo que provoca que se encuentren en los sistemas durante periodos de tiempo largos.

Los principales componentes o sistemas con presencia real o potencial de emisores alfa son aquellos donde se produce el transporte y a la fijación de contaminación debida a los fallos en el combustible, como pueden ser las fugas por picaduras, que desde el punto de vista funcional no son relevantes ya que no interfieran en el rendimiento del combustible o en el rendimiento químico, pero que si pueden llegar a liberar bajos niveles de transuránicos en el sistema primario.

Debido a esto, la presencia de emisores alfa puede ser mayor y más evidente en los equipos, útiles, componentes, sistemas y zonas asociados con el combustible nuclear. Pero esto no minimiza la relevancia que pueden tener el resto de los sistemas interconectados, zonas de ubicación o componentes, según sean las circunstancias operativas, defectos actuales o históricos de las vainas de combustible.

4.1.- ICRP-30. LÍMITES DE INCORPORACIÓN ANUAL (LIA'S) Y LÍMITES DERIVADOS DE CONCENTRACIÓN DE RADIONUCLEIDOS EN AIRE (LDCA'S)

- El LIA (Límite de Incorporación Anual) de un radionucleido se define como la máxima actividad de dicho radionucleido que puede ser incorporada por un trabajador para no superar los límites de dosis anuales establecidos por legislación. Se obtiene mediante la expresión:

$$\text{LIA (Bq)} = \text{Límite de Dosis (Sv)} / \text{Coef. Dosis a 50 años (Sv/Bq)}$$

$$\text{LIA (Bq)} = 0,02 \text{ Sv} / e(50) \text{ Sv/Bq}$$

- Los LDCA's (Límites Derivados de Concentración en Aire en Bq/m³) fueron definidos por ICRP en su publicación 30 a partir de los LIA's por inhalación de la siguiente forma:

$$\text{LDCA (Bq/m}^3\text{)} = \text{LIA}_{\text{INHALACIÓN}} \text{ (Bq)} / (2000 \text{ h} * 60 \text{ min./h} * 0,02 \text{ m}^3\text{/min.)}$$

$$\text{LDCA (Bq/m}^3\text{)} = \text{LIA}_{\text{INHALACIÓN}} \text{ (Bq)} / 2400 \text{ (m}^3\text{)}$$

donde:

- 2000 h = Horas de trabajo en un año (50 semanas a 40 horas semanales)
- 0,02 m³ por minuto = La tasa de respiración del hombre patrón que recomienda ICRP en condiciones de actividad ligera

4.2.- DETERMINACIÓN DE RADIONUCLEIDOS EMISORES α Y $\beta\gamma$.

Mezcla de radionucleidos:

- a) Si la composición de la mezcla es desconocida, pero se puede excluir con certeza la presencia de determinados radionucleidos, se utilizará el menor de los límites fijados para los radionucleidos que puedan estar presentes.
- b) Si la composición detallada de la mezcla es desconocida, pero han sido identificados los radionucleidos de dicha mezcla, se utilizará el menor de los límites fijados para los radionucleidos presentes.
- c) Si la concentración y la toxicidad de uno de los radionucleidos predomina en la mezcla, se utilizarán los límites de incorporación anual fijados para dicho radionucleido.
- d) Si la composición de la mezcla de radionucleidos es conocida deberá cumplirse una de las siguientes condiciones para no superar una dosis efectiva comprometida de 20 mSv:

$$\sum_j (I_j / I_{j,L}) \leq 1 \quad \text{o} \quad \sum_j (C_j / C_{j,L}) \leq 1$$

donde:

- I_j es la incorporación anual del radionucleido j
- $I_{j,L}$ es el límite de incorporación anual de este radionucleido
- C_j es la concentración media anual en el aire de radionucleido j
- $C_{j,L}$ es el límite derivado de concentración de este radionucleido en el aire

Seleccionando, en principio, salvo que los resultados de los análisis recomienden otra distribución, la opción "c" del apartado anterior, se asume como radionucleidos más representativos y restrictivos en la mezcla:

- Para los emisores α el Am-241, cuyos $LIA_{\text{INHALACIÓN}}$ y LDCA, son respectivamente 510 Bq y 0,2 Bq/m³ para partículas de 1 μm y 740 Bq y 0,3 Bq/m³ para partículas de 5 μm .
- Para los emisores $\beta\gamma$ el Co-60, cuyos $LIA_{\text{INHALACIÓN}}$ y LDCA, son respectivamente 6,8 E+05 Bq y 300 Bq/m³ para partículas de 1 μm y 1,1 E+06 Bq y 500 Bq/m³ para partículas de 5 μm .

5.- CARACTERIZACIÓN RADIOLÓGICA DEL TÉRMINO FUENTE

Los emisores alfa (α) tienen un Límite de Incorporación Anual (LIA) significativamente menor que los emisores beta-gamma ($\beta\gamma$) por lo que si no se identifican y controlan adecuadamente, pueden dar lugar a dosis significativas a los trabajadores. Una incorporación α al organismo de varios órdenes de magnitud menor que una incorporación $\beta\gamma$ produce un riesgo equivalente, por lo que el rigor en la detección y control de los emisores α debe ser proporcional a su riesgo.

Los procesos para la identificación, seguimiento y control de la contaminación alfa no son diferentes de los de la contaminación beta-gamma. Además, una cantidad significativa de la contaminación presente en la mezcla del término fuente son emisores beta-gamma.

5.1.- CARACTERIZACIÓN RADIOLÓGICA α Y $\beta\gamma$

Se realiza por medida directa y/o indirecta, de las zonas de la instalación con probabilidad de presentar razonablemente riesgo real o potencial de contaminación aunque sean espacios sin contaminación en superficies accesibles donde se considera que el riesgo de sufrir una contaminación es despreciable, excluyendo:

- Aquellas zonas donde su clasificación radiológica obedece únicamente al riesgo de irradiación γ externa.
- Aquellas zonas cuya clasificación radiológica previa, atendiendo a lo establecido en el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI), sea la de Zona Controlada de Permanencia Reglamentada o la de Zona Controlada de Acceso Prohibido obedeciendo a principios ALARA (As Low As Reasonably Achievable). Estas zonas podrán tener una caracterización radiológica basada en el histórico de la instalación o en los sistemas integrados en las mismas, teniendo en cuenta, cuando así proceda, la antigüedad de la posible contaminación α que pudiera estar presente. Del mismo modo, la caracterización radiológica de componentes o materiales extraídos de la vasija del reactor y almacenados en las piscinas de combustible o del separador-secador deberá estar justificada, evaluada y contar con la autorización pertinente.
- Aquellas zonas normalmente inaccesibles debido a procesos de operación, que sin perjuicio de lo anterior por razones de mantenimiento podrán ser caracterizadas a su apertura o accesibilidad.

Para:

- a) Caracterización radiológica inicial. Determinar cada zona impactada por α y la cantidad de contaminación superficial α , tanto la fija como la desprendible.

Detectar la presencia de emisores α (no naturales) en cada zona, que según los resultados positivos o negativos dará lugar respectivamente, a declararla como impactada o no impactada por contaminación α .

En la declaración de la zona como impactada o no impactada, la obtención de los resultados de las medidas se tendrá en cuenta si resulta relevante, el histórico del lugar y el posible reacondicionado de superficies efectuado en el área (pintura, resinas, etc.) que puede actuar como envolvente, blindaje o atenuante de las radiaciones.

El número de medidas directas (cuando es viable) y/o indirectas (frotis), a realizar ambas y en el orden anterior en cada punto de control debe ser lo suficientemente amplio para que sea representativo estadísticamente el valor máximo de contaminación superficial desprendible a asignar para la señalización radiológica reglamentaria de la zona impactada atendiendo siempre a los lugares con mayor probabilidad de presencia de contaminación y a la proximidad a las posibles fuentes de la misma.

Los resultados de las medidas deberán registrarse en el plano de la zona acorde a los puntos dónde se obtuvieron.

La zona será clasificada como impactada por contaminación α con la obtención de valores iguales o superiores a 0,04 Bq/cm² en el contaminómetro empleado.

Los valores de contaminación superficial fija ofrecen información básica para prevenir la posible generación de contaminación superficial desprendible que se añadirá a la ya existente o ambiental por re-suspensión en el aire debida a la realización de actividades agresivas (esmerilado, lijado, corte, soldadura, proyecciones a alta presión o cualquier actividad en la que se imparta energía al medio) en esa área.

La contaminación superficial fija α (CSF $_{\alpha}$) es la diferencia entre la contaminación superficial total α (CST $_{\alpha}$) obtenida por medida directa, teniendo en cuenta la superficie de detección del contaminómetro utilizado, y la contaminación superficial desprendible α (CSD $_{\alpha}$) obtenida por medida indirecta mediante frotis realizados sobre una superficie de 300 cm² considerando un factor estandarizado de partículas que son removidas al tomar la muestra.

$$\text{CSF}_{\alpha} (\text{Bq/cm}^2) = \text{CST}_{\alpha} (\text{Bq/cm}^2) - \text{CSD}_{\alpha} (\text{Bq/cm}^2)$$

- b) Determinar en cada zona impactada por α la contaminación superficial desprendible $\beta\gamma$ y su abundancia relativa respecto a la contaminación superficial desprendible α .

El número de frotis a realizar debe ser lo suficientemente amplio, atendiendo siempre a los lugares con mayor probabilidad de presencia de contaminación y a la proximidad a la/s posibles fuentes de la misma, para que sea representativo estadísticamente.

La proporción, obtenida para una misma muestra como el cociente entre la contaminación superficial desprendible $\beta\gamma$ y la contaminación superficial desprendible α , se asignará a la zona impactada para su clasificación en áreas de distinto nivel de riesgo siguiendo directrices de la guía EPRI.

Los frotis deberán numerarse en el plano de la zona acorde a los puntos dónde se obtuvieron y tras registrar los valores de contaminación superficial desprendible $\beta\gamma$ ($CSD_{\beta\gamma}$) se repetirá el proceso de medida para obtener los valores asociados a CSD_{α} .

El muestreo realizado en el apartado a) anterior puede tener una función común con la indicada en este apartado.

- c) Determinar en cada zona impactada α la contaminación ambiental (o en aire) debida a emisores α y $\beta\gamma$.

Para determinar la contaminación ambiental α y/o $\beta\gamma$ normalmente se utilizan equipos de obtención de muestras por filtración de volúmenes de aire con filtros de retención de partículas apropiados, filtros que analizados con los programas adecuados asociados a los equipos pertinentes según el tipo de radiación, suministran la identificación de los isótopos presentes, la actividad específica en aire correspondiente a cada uno (C_j), la fracción correspondiente ($C_j / C_{j,L}$) respecto a su específico Límite Derivado de Concentración en Aire ($C_{j,L}$) y la adición de tales fracciones [$\Sigma (C_j / C_{j,L})$].

La Guía EPRI recomienda la medida de la misma muestra ambiental para emisiones α y $\beta\gamma$, circunstancia que implica la utilización habitual de filtros específicos, retenedores de partículas, de características físicas que permitan la medida común en los equipos de detección y análisis empleados, aunque se podrán analizar de manera no habitual, filtros independientes para α y $\beta\gamma$, siempre y cuando las muestras se obtengan en la misma zona, al unísono o una a continuación de la otra, a la mayor brevedad posible, procurando obtener la mayor correlación de las muestras respecto a las condiciones radiológicas reinantes.

Normalmente los equipos seleccionados bajo criterio técnico, con sus programas asociados, disponen de las geometrías y algoritmos para su utilización en la medida de frotis para determinar la contaminación

superficial desprendible de manera similar a la empleada en la medida de muestras ambientales.

5.2.- CONCEPTOS. DETERMINACIÓN DE LA CANTIDAD Y ABUNDANCIA RELATIVA (EPRI). NIVELES DE ACCIÓN.

La importancia de la contaminación α depende y por este orden, de su cantidad y de la abundancia relativa respecto a la contaminación $\beta\gamma$. Las proporciones serán calculadas en función de los resultados de actividad que reflejan la cantidad, obtenidos para la misma muestra, ya sea un frotis o un filtro de muestreo ambiental. Para determinar la proporción, el muestreo ha de ser suficientemente amplio y representativo.

La definición de la relación entre la contaminación superficial desprendible, así como entre la contaminación ambiental, α y $\beta\gamma$ ayuda a identificar aquellas áreas de la instalación donde es probable se requieran más medidas alfa y controles radiológicos. También ayuda a identificar la cantidad apropiada de vigilancias necesarias en las zonas donde no se espera que estos riesgos puedan estar presentes.

5.2.1.- Abundancia relativa de la contaminación superficial desprendible α respecto a la contaminación superficial desprendible $\beta\gamma$

Para determinar la abundancia relativa de la contaminación superficial desprendible α (CSD_{α}) en comparación con la contaminación superficial desprendible $\beta\gamma$ ($CSD_{\beta\gamma}$) es necesario definir el siguiente término:

- Proporción (P) de Actividad específica (A):

$$\text{Proporción de Actividad específica } (\beta\gamma/\alpha) = \frac{\text{Actividad específica (bg)}}{\text{Actividad específica } (\alpha)}$$

$$PA\left(\frac{bg}{a}\right) = A(bg)/A(a)$$

$$PA(bg/a) = CSD_{bg} \text{ (Bq/cm}^2\text{)} / CSD_a \text{ (Bq/cm}^2\text{)}$$

La actividad específica debida tanto a α como a $\beta\gamma$ debe obtenerse del mismo frotis de muestreo.

5.2.2.- Abundancia relativa de la contaminación ambiental α respecto a la contaminación ambiental $\beta\gamma$

Para muestras ambientales (o en aire), la importancia relativa de la contaminación α comparada a la $\beta\gamma$ se calcula como sigue:

- Proporción (P) entre la Fracciones (f) del Límite Derivado de Concentración en Aire (LDCA) correspondientes:

$$Pf \text{ LDCA}_{(\alpha/\beta\gamma)} = \Sigma f \text{ LDCA}_{(\alpha)} / \Sigma f \text{ LDCA}_{(\beta\gamma)}$$

donde:

- $\Sigma f \text{ LDCA}_{(\alpha)}$ es igual a la suma de cada concentración de actividad (C) de nucleido emisor α (j) dividido por su correspondiente valor LDCA ($C_{j,L}$) (Suma de fracciones LDCA de nucleidos α).

$$\Sigma f \text{ LDCA}_{(\alpha)} = \Sigma (C_j / C_{j,L})_{(\alpha)}$$

La fracción $\Sigma f \text{ LDCA}_{(\alpha)}$ se refiere a radiactividad conocida (vida larga) sin la contribución de fuentes naturales.

Así, en línea con la recomendación de la guía EPRI, la práctica a seguir es:

$\Sigma f \text{ LDCA}_{(\alpha)}$ es igual al resultado de la concentración de actividad α total dividida por el valor del LDCA del Am-241. Esto es:

$$\text{Concentración de actividad } \alpha \text{ total } (C_{\alpha \text{ total}}) = \frac{\text{Actividad } \alpha \text{ total (Bq)}}{\text{Volumen muestreado (m}^3\text{)}}$$

$$\Sigma f \text{ LDCA}_{(\alpha)} = C_{\alpha \text{ total}} / C_{j,L \text{ Am-241}}$$

- $\Sigma f \text{ LDCA}_{(\beta\gamma)}$ es igual a la suma de cada concentración de actividad (C) de nucleido emisor $\beta\gamma$ (j) dividido por su correspondiente valor LDCA ($C_{j,L}$) (Suma de fracciones LDCA de nucleidos $\beta\gamma$)

$$\Sigma f \text{ LDCA}_{(\beta\gamma)} = \Sigma (C_j / C_{j,L})_{(\beta\gamma)}$$

- La Proporción (P) entre la Fracciones (f) del Límite Derivado de Concentración en Aire (LDCA) correspondientes se transforma en:

$$Pf \text{ LDCA}_{(\alpha/\beta\gamma)} = (C_{\alpha \text{ total}} / C_{j,L \text{ Am-241}}) / \Sigma (C_j / C_{j,L})_{(\beta\gamma)}$$

- La fracción total de LDCA es la suma de las fracciones LDCA correspondientes a α y a $\beta\gamma$, esto es:

$$\Sigma f \text{ LDCA}_{(\alpha+\beta\gamma)} = \Sigma f \text{ LDCA}_{(\alpha)} + \Sigma f \text{ LDCA}_{(\beta\gamma)}$$

que contemplando lo expuesto en el apartado anterior se transforma en:

$$\Sigma f \text{ LDCA}_{(\alpha+\beta\gamma)} = (C_{\alpha \text{ total}} / C_{j,L \text{ Am-241}}) + \Sigma_j (C_j / C_{j,L})(\beta\gamma)$$

5.2.3.- Niveles de Acción

Los niveles de acción son actividades o valores preestablecidos de seguimiento y medida radiológicos a adoptar en el control de la contaminación en áreas, trabajos, procesos, sistemas, etc., e incluso sobre las propias personas con la finalidad de evitar o reducir su influencia en los trabajadores y/o la propia instalación.

6.- CLASIFICACIÓN RADIOLÓGICA EN ÁREAS DE NIVEL

Adoptando la recomendación de la guía EPRI menciona la clasificación de los lugares de trabajo, en función de la abundancia relativa de la contaminación α en comparación con la contaminación $\beta\gamma$, se hará como sigue:

6.1.- ÁREAS DE NIVEL I

La abundancia relativa de la contaminación α desprendible comparada con la $\beta\gamma$ es mínima. La exposición interna por inhalación debida a los emisores α es improbable supere el 10% de la contaminación interna total. La acción recomendada en estas áreas es verificar la baja abundancia de los emisores α cuando se detecta alta actividad específica en superficies o en el aire para confirmar que el riesgo por contaminación α no es más significativo que el riesgo por contaminación $\beta\gamma$.

6.2.- ÁREAS DE NIVEL II

La abundancia relativa de la contaminación α desprendible comparada con la $\beta\gamma$ es significativa. Los emisores α probablemente contribuirán en más del 10% a la dosis interna por inhalación. Para proteger a los trabajadores de la presencia de los emisores α se tendrán previstos niveles de acción en los controles radiológicos de contaminación superficial desprendible y ambientales que alerten sobre la seguridad radiológica personal.

6.3.- ÁREAS DE NIVEL III

La abundancia relativa de la contaminación α desprendible comparada con la $\beta\gamma$ es elevada. Los emisores α probablemente contribuirán en más del 90% a la dosis interna por inhalación. Aquí el riesgo predominante es por emisores α .

7.- NIVELES DE ACCIÓN DE SEGUIMIENTO Y MEDIDA APLICABLES A LAS ÁREAS DE NIVEL

Las proporciones obtenidas darán lugar a la clasificación de las áreas de trabajo, según la magnitud del riesgo en alguno de los tres niveles citados, en las que serán aplicables los niveles de acción de seguimiento y medida, obtenidos a la conversión de las cantidades y unidades recomendadas por la Guía EPRI al Sistema Internacional, indicados en las tablas siguientes:

ÁREA DE NIVEL			LIM. ANUAL DOSIS (mSv)	Porcentaje Inhal. (%)	ICRP-119	ICRP-119	ICRP 30	ICRP-119	Porcentaje Incorp.organismo (Bq)	Dosis Efectiva Comprom.(E) (mSv)
					e(50) (Sv/Bq)	L.I.A (Bq)	LDCA (µCi/cm3)	LDCA (Bq/m3)		
1	USA	Am-241	50	10	1,88E-04	2,66E+02	3,00E-12	1,11E-01	2,66E+01	5,00E+00
1	1 µm	Co-60	50	90	5,63E-08	8,88E+05	1,00E-08	3,70E+02	7,99E+05	4,50E+01
1	ESPAÑA	Am-241	20	10	2,70E-05	7,40E+02		3,08E-01	7,40E+01	2,00E+00
1	5 µm	Co-60	20	90	1,67E-08	1,20E+06		5,00E+02	1,08E+06	1,80E+01
1	ESPAÑA	Am-241	20	10	3,92E-05	5,10E+02		2,00E-01	5,10E+01	2,00E+00
1	1 µm	Co-60	20	90	2,94E-08	6,80E+05		3,00E+02	6,12E+05	1,80E+01

% Fracción Actividad	Act. Relativa Co-60 respecto Am-241	f LDCA _(α)	% LDCA _(α)	f LDCA _(βγ)	% LDCA _(βγ)	Pf LDCA _(α/βγ)	Niveles de Acción A _{(α), A_(βγ)} (kdpm/100 cm ²)	Niveles de Acción A _{(α), A_(βγ)} (Bq/300 cm ²)
0,003%	1,00E+00	1,00E-01	1,00E+01			1,11E-01	1,00E-01	5,00E+00
99,997%	3,00E+04			9,00E-01	9,00E+01		1,00E+02	5,00E+03
0,007%	1,00E+00	1,00E-01	1,00E+01			1,11E-01		2,00E+00
99,993%	1,46E+04			9,00E-01	9,00E+01			2,00E+03
0,008%	1,00E+00	1,00E-01	1,00E+01			1,11E-01		2,00E+00
99,992%	1,20E+04			9,00E-01	9,00E+01			2,00E+03

EJEMPLO	ÁREA DE NIVEL		LIM. ANUAL DOSIS (mSv)	Porcentaje Inhal. (%)	e(50) (Sv/Bq)	MPRP	ICRP 30	MPRP	Porcentaje Incorp.organismo (Bq)	Dosis Efectiva Comprom.(E) (mSv)
						L.I.A (Bq)	LDCA (µCi/cm3)	LDCA (Bq/m3)		
2	USA	Am-241	50	53	1,88E-04	2,66E+02	3,00E-12	1,11E-01	1,41E+02	2,65E+01
2		Co-60	50	47	5,63E-08	8,88E+05	1,00E-08	3,70E+02	4,17E+05	2,35E+01
2	ESPAÑA	Am-241	20	53	2,70E-05	7,40E+02		3,08E-01	3,92E+02	1,06E+01
2		Co-60	20	47	1,67E-08	1,20E+06		5,00E+02	5,64E+05	9,40E+00
2	ESPAÑA	Am-241	20	53	3,92E-05	5,10E+02		2,00E-01	2,70E+02	1,06E+01
2		Co-60	20	47	2,94E-08	6,80E+05		3,00E+02	3,20E+05	9,40E+00

% Fracción Actividad	Act. Relativa Co-60 respecto Am-241	f LDCA _(α)	% LDCA _(α)	f LDCA _(βγ)	% LDCA _(βγ)	Pf LDCA _(αβγ)	Niveles de Acción A _(α) , A _(βγ) (kdpm/100 cm ²)	Niveles de Acción A _(α) , A _(βγ) (Bq/300 cm ²)
0,034%	1,00E+00	5,30E-01	5,30E+01	4,70E-01	4,70E+01	1,13E+00	1,00E-01	5,00E+00
99,966%	2,96E+03						2,00E+01	1,00E+03
0,069%	1,00E+00	5,30E-01	5,30E+01	4,70E-01	4,70E+01	1,13E+00		2,00E+00
99,931%	1,44E+03							4,00E+02
0,085%	1,00E+00	5,30E-01	5,30E+01	4,70E-01	4,70E+01	1,13E+00		2,00E+00
99,915%	1,18E+03							4,00E+02

ÁREA DE NIVEL			LIM. ANUAL DOSIS (mSv)	Porcentaje Inhal. (%)	e(50) (Sv/Bq)	MPRP	ICRP 30	MPRP	Porcentaje Incorp.organismo (Bq)	Dosis Efectiva Comprom.(E) (mSv)
3	USA 1 µm	Am-241	50	92	1,88E-04	2,66E+02	3,00E-12	1,11E-01	2,45E+02	4,60E+01
3		Co-60	50	8	5,63E-08	8,88E+05	1,00E-08	3,70E+02	7,10E+04	4,00E+00
3	ESPAÑA 5 µm	Am-241	20	90	2,70E-05	7,40E+02		3,08E-01	6,66E+02	1,80E+01
3		Co-60	20	10	1,67E-08	1,20E+06		5,00E+02	1,20E+05	2,00E+00
3	ESPAÑA 1 µm	Am-241	20	90	3,92E-05	5,10E+02		2,00E-01	4,59E+02	1,80E+01
3		Co-60	20	10	2,94E-08	6,80E+05		3,00E+02	6,80E+04	2,00E+00

% Fracción Actividad	Act. Relativa Co-60 respecto Am-241	f LDCA _(α)	% LDCA _(α)	f LDCA _(βγ)	% LDCA _(βγ)	Pf LDCA _(α/βγ)	Niveles de Acción A _(α) , A _(βγ) (kdpm/100 cm ²)	Niveles de Acción A _(α) , A _(βγ) (Bq/300 cm ²)
0,344%	1,00E+00	9,20E-01	9,20E+01	8,00E-02	8,00E+00	1,15E+01		
99,656%	2,90E+02							
0,552%	1,00E+00	9,00E-01	9,00E+01	1,00E-01	1,00E+01	9,00E+00		
99,448%	1,80E+02							
0,670%	1,00E+00	9,00E-01	9,00E+01	1,00E-01	1,00E+01	9,00E+00		
99,330%	1,48E+02							

	AREAS NIVEL I (Riesgo Mínimo)	AREAS NIVEL II (Riesgo Significativo)	AREAS NIVEL III (Riesgo Elevado)
% de Dosis debida a alfa por Inhalación	< 10	10 – 90	> 90
Proporción de Actividad $PA_{(grai)} = CSD_{gr} (\text{Bq/cm}^3) / CSD_{\alpha} (\text{Bq/cm}^3)$	> 14595	14595 - 180	< 180
Proporción Fracciones LDCA $Pf_{LDCA} = (C_{\alpha, total} / C_{(H,Am-241)}) / \Sigma (C_i / C_{(H,Am-241)})_{gr}$	< 0,1	0,1 - 9	> 9
Control Radiológico de Contaminación Supert. (frotis) en función de $A_{gr} = CSD_{gr} (\text{Bq/cm}^3)$	Medir alfa en frotis representativos (1) del área con $\geq 2000 \text{ Bq} / 300 \text{ cm}^2 (\text{By})$	Medir alfa en frotis representativos (1) del área con $\geq 400 \text{ Bq} / 300 \text{ cm}^2 (\text{By})$	Tomar frotis y medir específicamente α para evaluar adecuadamente el área
Niveles de acción	$\geq 2000 \text{ Bq} / 300 \text{ cm}^2$	$\geq 400 \text{ Bq} / 300 \text{ cm}^2$	
Control Radiológico de Contaminación Supert. (frotis) en función de $A_{\alpha} = CSD_{\alpha} (\text{Bq/cm}^3)$	Si $> 2 \text{ Bq} / 300 \text{ cm}^2$ tomar frotis y realizar medidas específicas alfa para evaluar el área adecuadamente		
Muestras Ambientales (o en Aire) Niveles de Acción	Si $f \text{ LDCA}_{gr} > 0,5$ realizar medida α de las muestras y Usar balizas de seguimiento continuo de contaminación en aire (CAM's) capaces de medir ⁽²⁾ actividad alfa con UMBRAL de alerta $f \text{ LDCA}_{gr} = 0,05$ y UMBRAL de alarma $f \text{ LDCA}_{gr} = 0,5$	Realizar medida alfa de todas las muestras y Usar balizas de seguimiento continuo de contaminación en aire (CAM's) capaces de medir ⁽²⁾ actividad alfa con UMBRAL de alerta $f \text{ LDCA}_{gr} = 0,05$ y UMBRAL de alarma $f \text{ LDCA}_{gr} = 0,5$	Realizar medida alfa de todas las muestras y Usar balizas de seguimiento continuo de contaminación en aire (CAM's) capaces de medir ⁽²⁾ actividad alfa con UMBRAL de alerta $f \text{ LDCA}_{gr} = 0,05$ y UMBRAL de alarma $f \text{ LDCA}_{gr} = 0,5$
C.R.C. Contador Cuerpo Entero	Cuando la Dosis Equivalente Efectiva Comprometida debida a alfa es $> 0,1 \text{ mSv}$		
Control Radiológico Personal de Contaminación α	A cada persona expuesta a $PA_{(grai)} \leq 50:1$		

Tabla 6.1: Clasificación de las areas de nivel y niveles de acción

Control Radiológico Personal de Contaminación α		La dosis interna por emisores alfa que exceda 0,1 mSv en Dosis Efectiva Comprometida será anotada	A cada persona expuesta a $PA_{\text{Efectiva}} \leq 50:1$
Bioensayos		Análisis de orina y/o fecal deberá ser realizado cuando la Dosis Efectiva Comprometida por incorporación de emisores alfa exceda 1 mSv	
Uso de Muestreador de Aire Personal (PAS)		<p>Cuando la exposición a la contaminación α es un problema, por ejemplo en trabajos muy agresivos, o la Proporción de Actividad (Bγ/α) indica que aquella es un contribuyente significativo al riesgo en el aire.</p> <p>EXCEPCIONES DE USO:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Cuando el riesgo industrial asociado pesa más que los beneficios • Cuando se tiene implantado un programa periódico de muestreo de excretas • Cuando el potencial de contaminación α en aire ha sido evaluado y considerado improbable • Cuando en el lugar existen controles apropiados para parar el trabajo y los trabajadores son advertidos • Cuando los controles de ingeniería contienen adecuadamente el término fuente 	

(1) - Frois representativos: se define como el número y localización de los frois que son suficientes para caracterizar el riesgo adecuadamente
 (2) - Cuando se usan balizas de seguimiento continuo de contaminación en aire (CAM's), las mismas serán capaces de detectar 0,3 LDCA (α)

Tabla 6.2: Clasificación de las áreas de nivel y niveles de acción

8.- CASO PRACTICO DE CLASIFICACIÓN RADIOLÓGICA

8.1.- INTRODUCCIÓN

La elección de la Piscina del Separador y del Secador de Vapor del Reactor de Agua en Ebullición de la Central Nuclear de Santa María de Garoña (Figura 1) como recinto a clasificar radiológicamente en Área de Nivel de Riesgo por Contaminación α se debe a:

- El avenimiento de la Unidad de Protección Radiológica y Residuos (PRR) de la Central Nuclear Santa María Garoña (CNG) en permitir a la parte elaboradora de este proyecto el intercambio de aspectos técnicos e información que lo han hecho posible.
- Durante el funcionamiento de la central nuclear el Separador de Vapor (Figuras 23 y 24) y el Secador de Vapor (Figura 25) son dos de los componentes, por diseño y funciones, más próximos al núcleo del reactor (Figura 26) constituido por los elementos combustible (Figura 27), los cuales son la principal fuente de emisores alfa ante las posibles fugas desde los fallos en las vainas de combustible.

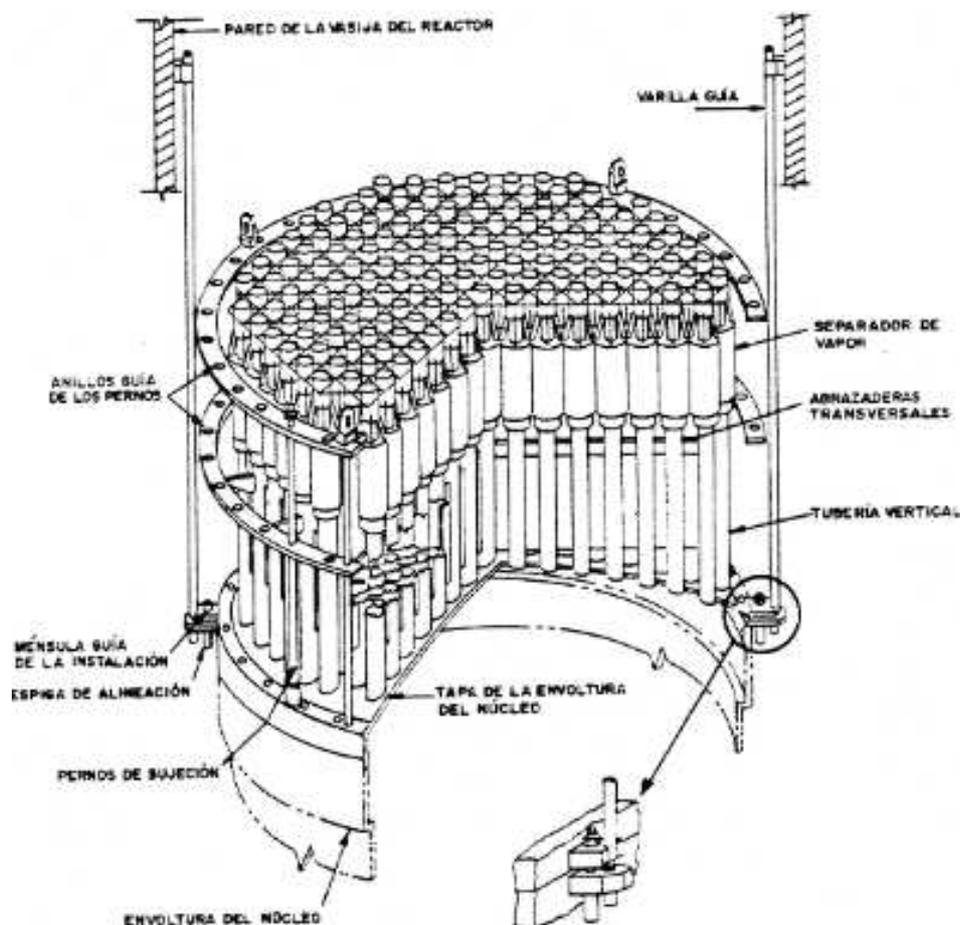


Figura 23: Conjunto típico de la tapa de la envoltura del núcleo y del separador de vapor.

Referencia: (FT-CNG 2.1 Rev.: 0)

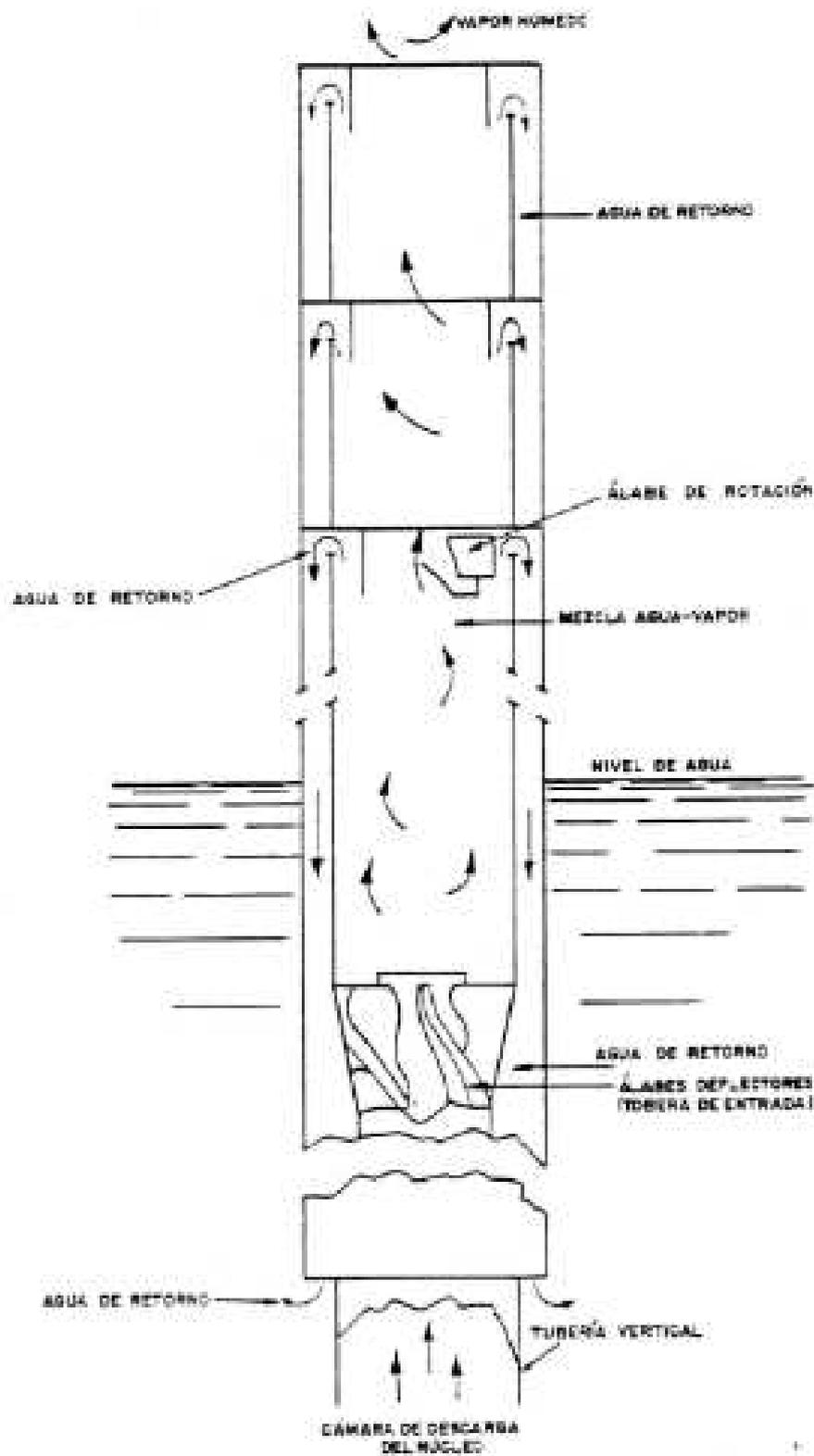


Figura 24: SEPARADOR DE VAPOR.
Referencia: (FT-CNG 2.1 Rev.: 0)

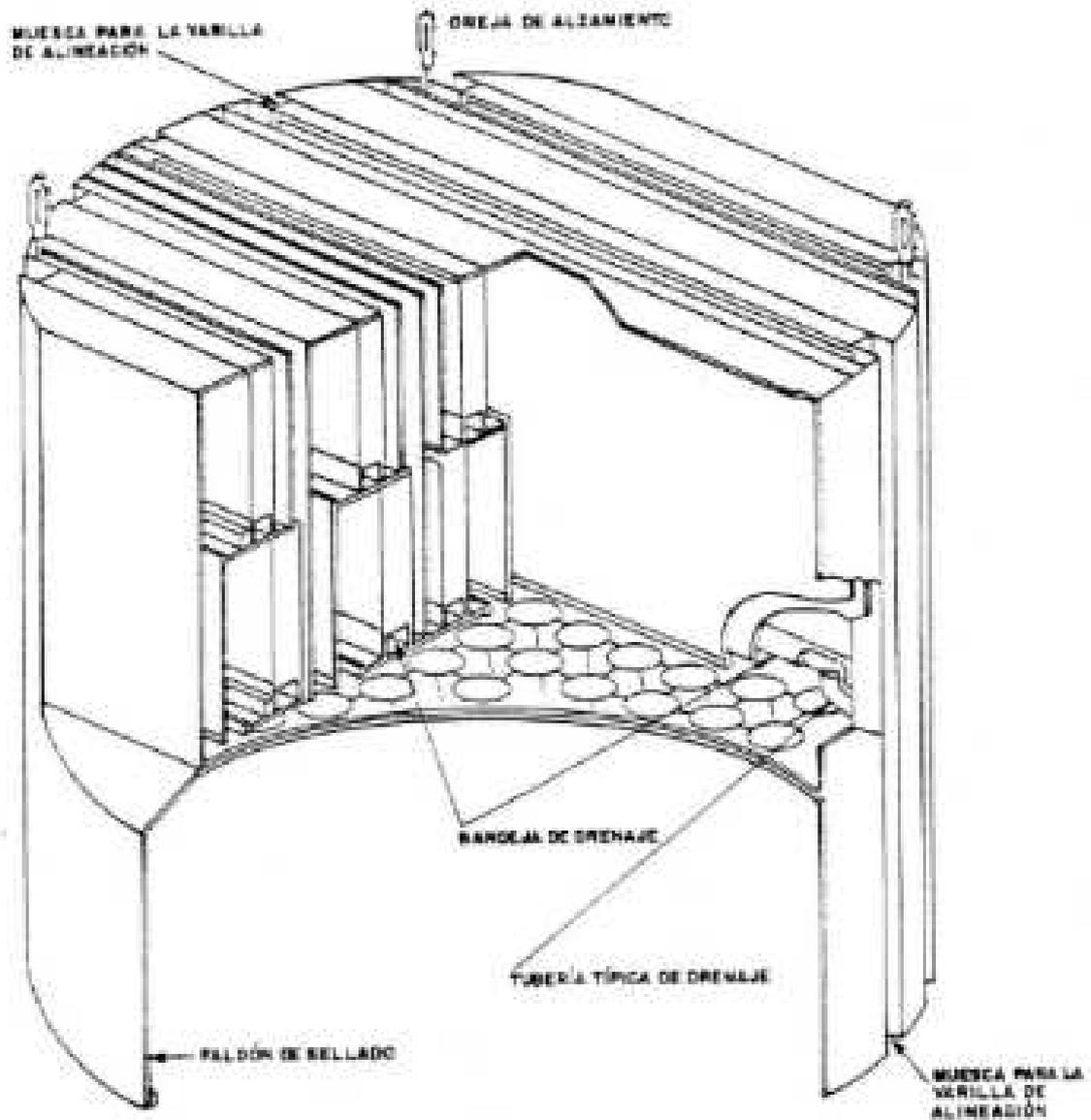


Figura 25. SECADOR DE VAPOR.
Referencia: (FT-CNG 2.1 Rev.: 0)

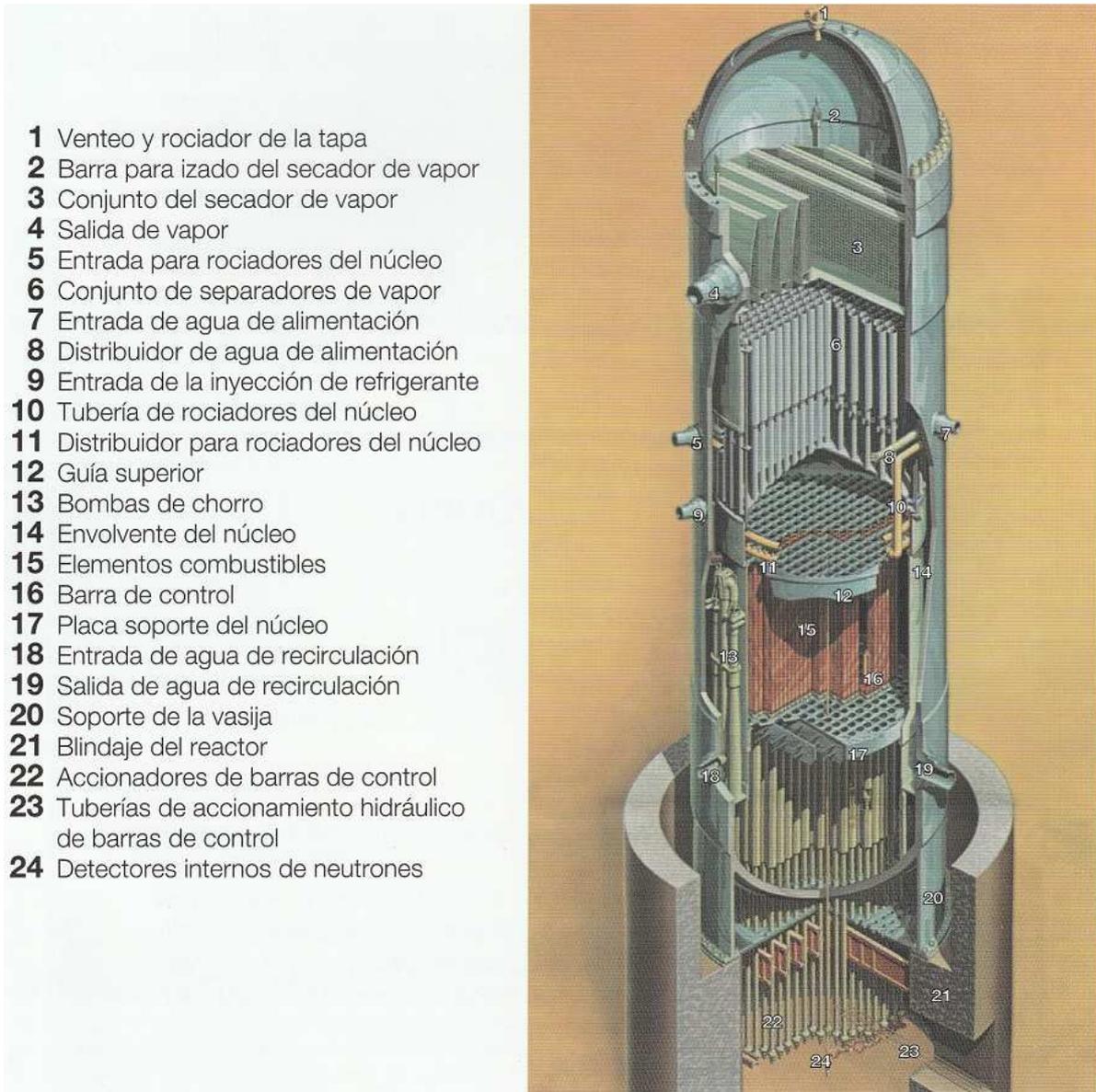


Figura 26: CORTE DE LA VASIJA DE UN REACTOR BWR.

Referencia: (cncofrentes.es: Publicaciones Características Técnicas – Central Nuclear Cofrentes)

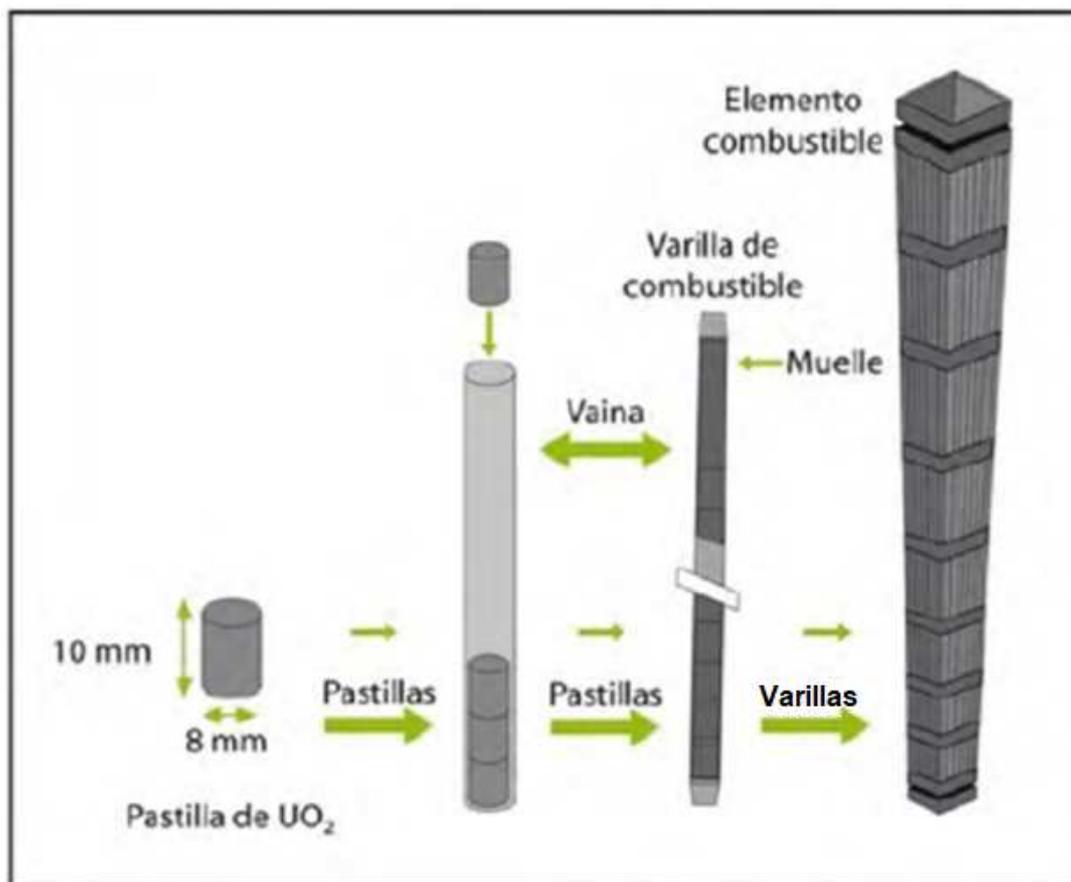


Figura 27: COMPOSICIÓN DE UN ELEMENTO COMBUSTIBLE.

Referencia: Curso sobre gestión de residuos radiactivos

- El uso característico de la Piscina del Separador y del Secador de Vapor como almacenamiento transitorio en inmersión de ambos componentes, lo que da lugar a la deposición de contaminación radiactiva en sus paredes y suelo. Tal circunstancia ha sido repetitiva y necesaria en periodos de parada de la central, en el destapado de la vasija, como tarea previa a la traslación de elementos combustible entre la vasija del reactor y la piscina de combustible, bien por motivos de recarga o al cese de actividad de la central.
- A la reubicación del Separador y del Secador de Vapor en la vasija del reactor, vaciada de combustible por cese de actividad de la planta, y finalizado el tapado de la misma, se realizó la limpieza gruesa de la piscina del separador-secador, a medida que se drenaba lentamente el agua utilizada como blindaje del separador y del secador, utilizando un sistema que proyecta agua pulverizada sobre las superficies de la piscina a la vez que actúa rodillos giratorios de cerdas, todo ello manejado a distancia con el sistema suspendido de la grúa del edificio. La limpieza mencionada reduce la contaminación superficial desprendible en las paredes y suelo de la piscina a valores aceptables para su permanencia como elemento pasivo, esto es, sin intervenciones en su seno.

- La Organización de la Central Nuclear planteó en su programa de actividades adecuar a un nuevo uso la piscina del separador-secador como recinto transitorio para el acondicionamiento de Contenedores de Almacenamiento y Transporte de Elementos Combustible Gastados, lo que requiere intervenciones prolongadas de personal en su seno para la instalación y verificaciones de los equipos asociados a la tarea.

8.2.- PLANIFICACIÓN DE LA CARACTERIZACIÓN RADIOLÓGICA

Obedeciendo a criterios A.L.A.R.A (As Low As Reasonably Achievable,) que regulan las actuaciones para reducir y optimizar la exposición radiológica del personal expuesto actuando sobre el término fuente, la Unidad de Protección Radiológica y Residuos de la Central determinó la caracterización radiológica de la piscina del separador-secador como actividad preliminar y como medio de control a medida que se avanzaba en su descontaminación severa, entendiendo como tal las acciones y el empleo de los medios humanos, técnicos y económicos razonablemente necesarios con el objetivo de que la contaminación superficial desprendible en las paredes y suelo, a su finalización, fuera inferior a $0,4 \text{ Bq/cm}^2$ para emisores $\beta\gamma$ e inferior $0,04 \text{ Bq/cm}^2$ para emisores α promediados en 300 cm^2 (valores límite de actividad específica por unidad de superficie a partir de los cuales la reglamentación considera el riesgo de contaminación superficial no es despreciable).

En la caracterización radiológica se determinó:

- La declaración de la zona “a priori” como impactada por contaminación α atendiendo al histórico del lugar expuesto en el punto anterior.
- Establecer un programa de muestreo de Contaminación Superficial Desprendible (C.S.D.), mediante frotis sobre 300 cm^2 , lo suficientemente amplio para que fuese representativo estadísticamente y a modo de diagrama cartesiano para con sus coordenadas identificar los puntos de control radiológico, lo cual se puede apreciar en su completa dimensión en las figuras 28, 29, 30, 31 y 32 siguientes:

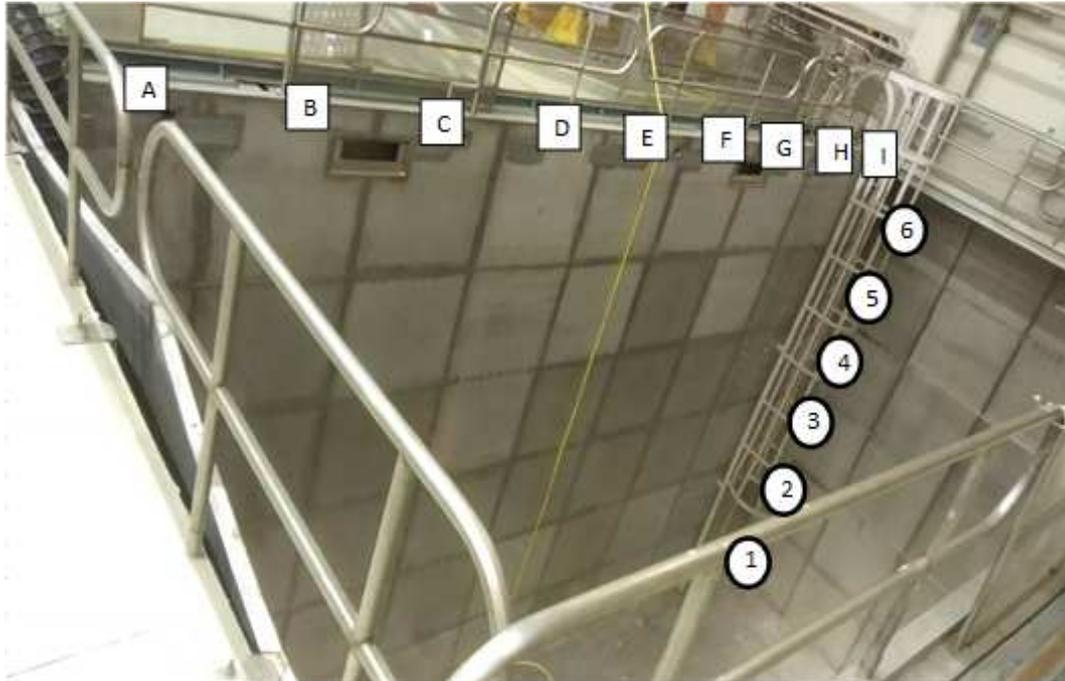


Figura 28: PARED NORTE PISCINA SEPARADOR-SECADOR.

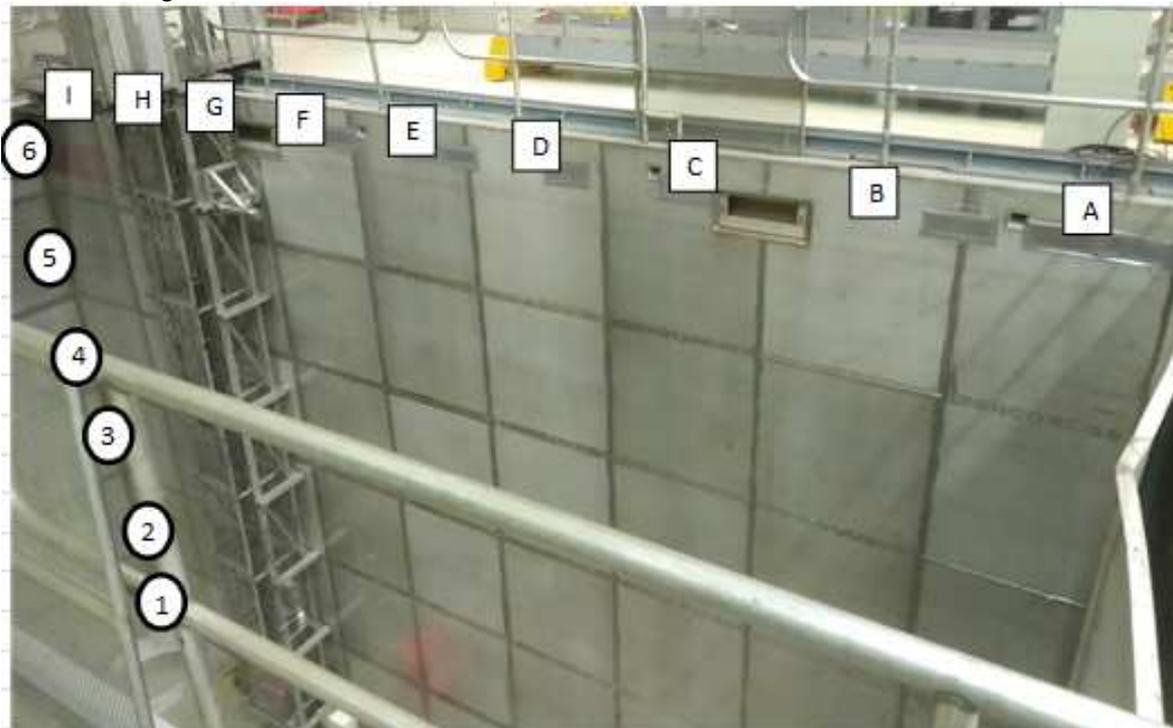


Figura 29: PARED SUR PISCINA SEPARADOR-SECADOR.

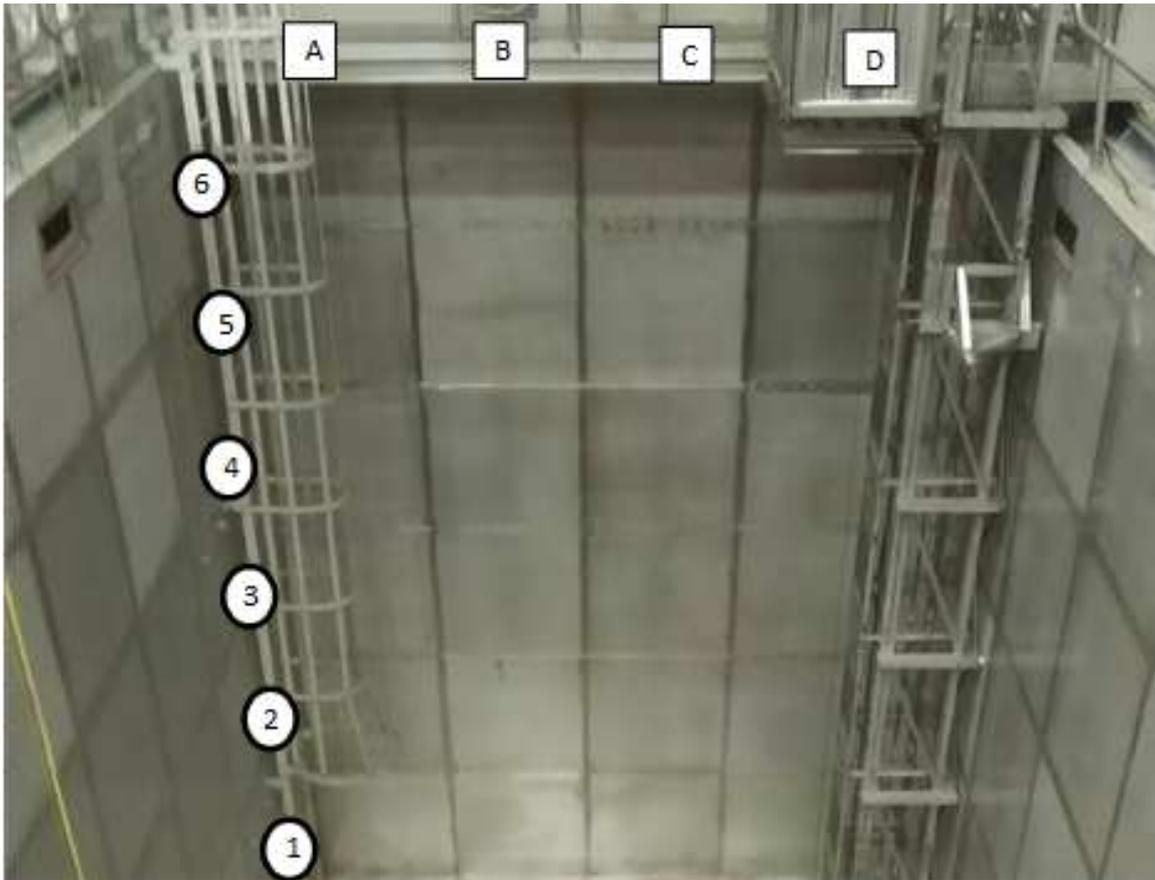


Figura 30: PARED ESTE PISCINA SEPARADOR-SECADOR.

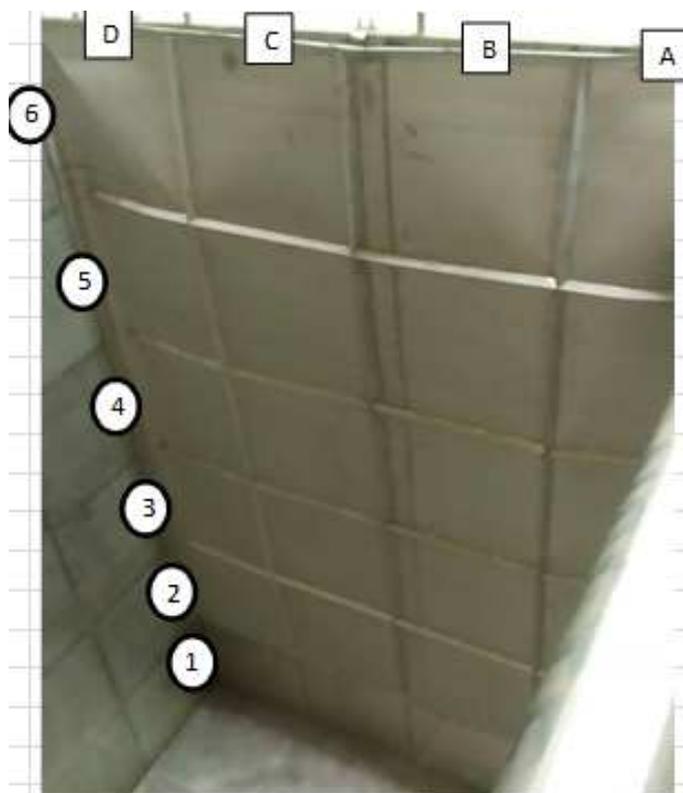


Figura 31: PARED OESTE PISCINA SEPARADOR-SECADOR.

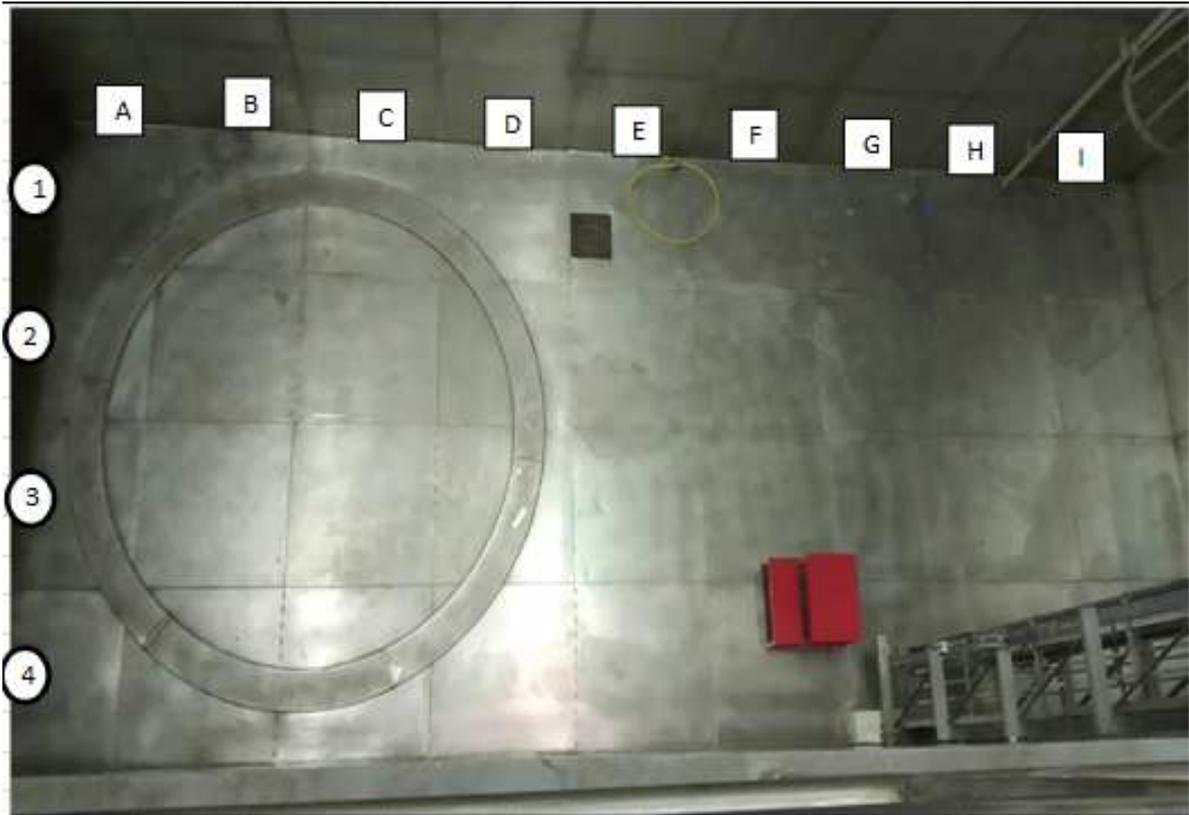


Figura 32: FONDO-SUELO PISCINA SEPARADOR-SECADOR.

El contaminómetro (Fig.33) elegido para la medida de C.S.D. α y $\beta+\gamma$ de modo independiente en los frotis obtenidos fue el FHT 111 CONTAMAT, con el que la separación se efectúa mediante la discriminación de altura de pulsos (característica intrínseca de cada detector) y cuya imagen se muestra a continuación:



Figura 33: FHT 111 CONTAMAT Contamination Monitor.
Referencia: thermofisher.com

Teniendo igualmente en consideración:

- El material y condición del “liner” o forro de la piscina del separador-secador a descontaminar: superficies prácticamente lisas de acero inoxidable.

- El método de descontaminación: la limpieza se realizará por parejas de operarios a relevos, embutidos en trajes burbuja con aportación de aire respirable, desde una plataforma elevadora y consistirá en la aplicación de un detergente en húmedo, un frotado con cepillo rotativo de cerdas accionado por batería eléctrica, aclarado de superficies con agua y posterior secado con papel absorbente, siguiendo una secuencia de arriba hacia abajo en las paredes para finalizar con el suelo o fondo de la piscina.
- La posibilidad de resuspensión al aire de la contaminación superficial, aunque considerada remota por aplicación de la limpieza en húmedo y sin proyecciones o frotado a alta presión, para lo que se estableció el control de la contaminación ambiental de dos maneras complementarias:
 - Mediante el uso de una baliza iCAM (Fig.34) de seguimiento continuo con tres umbrales de aviso acústico y visual que fueron establecidos como muestra la Tabla 7 siguiente:

Partículas	Situación	Bq/m ³	LDCA (DAC)
Beta	Prealerta	25	0,05
	Alerta	50	0,1
	Alarma	250	0,5
Alfa	Prealerta	0,01	0,05
	Alerta	0,02	0,1
	Alarma	0,1	0,5

Tabla 7: Ratios de alerta y alarma. Fuente: (PRR CNG)



Figura 34: ICAM Alpha Beta Air Monitor.
Referencia: Mirion.com

- Con muestreos aleatorios y/o específicos de volúmenes de aire a través de filtros para su análisis α , β o γ , en los equipos correspondientes:

TFIA Series High Volume Air Samplers

Staplex® Model TFIA series High Volume Air Samplers

- Indoor or outdoor sampling of airborne particulates
- 0-70 cubic feet per minute (cfm) [0-2 cubic meters per minute (cmm)] flow range
- Spot or continuous monitoring
- Portable and lightweight
- Built-in rotometer for instantaneous flow reading
- Includes 4" (10.16 cm) diameter filter holder assembly
- For use in normal, non-explosive atmospheres
- Complete [accessories](#) available for use with Total Suspended Particulate (TSP), PM10 and PM2.5 Systems for U.S. EPA compliance
- Made in U.S.A.



Figura 35: TFIA Series High Volumen Air Samplers.
Referencia: staplex.com



Figura 36: Detector de semiconductores para la espectroscopía de rayos gamma, HPGe con criostato LN2.
Referencia: camberra.com



Figura 37: Contador alfa-beta iSolo.
Fuente: camberra.com

Las medidas de contaminación ambiental serían anotadas en un formato de control radiológico que contemplara lo siguiente:

- Fecha y hora del muestreo ambiental.
- Número del espectro obtenido con el programa de análisis de la muestra.
- Fracción LDCA resultado de la medida.
- Técnico Experto de PRR que realiza el análisis.
- Observaciones (si las hubiera).

8.3.- CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL DESPRENDIBLE EN LA CARACTERIZACIÓN RADIOLÓGICA

El resultado de C.S.D. previo a la aplicación de la descontaminación realizado sobre 190 puntos, a medida que se avanzaba en la misma, se detalla a continuación en las Tablas 8, 9, 10, 11, 12 y 13:

Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)		Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)	
Punto PARED NORTE	α	β, γ	Punto PARED NORTE	α	β, γ
NA1	< 0,04	4	NE4	< 0,04	<0,4
NA2	< 0,04	2	NE5	< 0,04	<0,4
NA3	< 0,04	<0,4	NE6	< 0,04	<0,4
NA4	< 0,04	<0,4	NF1	< 0,04	5
NA5	< 0,04	<0,4	NF2	< 0,04	3
NA6	< 0,04	<0,4	NF3	< 0,04	<0,4
NB1	< 0,04	5	NF4	< 0,04	<0,4
NB2	< 0,04	2	NF5	< 0,04	<0,4
NB3	< 0,04	<0,4	NF6	< 0,04	<0,4
NB4	< 0,04	<0,4	NG1	< 0,04	10
NB5	< 0,04	<0,4	NG2	< 0,04	5
NB6	< 0,04	<0,4	NG3	< 0,04	<0,4
NC1	< 0,04	17	NG4	< 0,04	<0,4
NC2	< 0,04	2	NG5	< 0,04	<0,4
NC3	< 0,04	<0,4	NG6	< 0,04	<0,4
NC4	< 0,04	<0,4	NH1	< 0,04	6
NC5	< 0,04	<0,4	NH2	< 0,04	11
NC6	< 0,04	<0,4	NH3	< 0,04	12
ND1	< 0,04	15	NH4	< 0,04	7
ND2	< 0,04	3	NH5	0,2	20
ND3	< 0,04	<0,4	NH6	0,6	300
ND4	< 0,04	<0,4	NI1	< 0,04	4
ND5	< 0,04	<0,4	NI2	< 0,04	11
ND6	< 0,04	<0,4	NI3	< 0,04	10
NE1	0,04	12	NI4	< 0,04	8
NE2	< 0,04	2	NI5	0,2	17
NE3	< 0,04	<0,4	NI6	1,05	320

Tabla 8: Recopilación de resultados en pared Norte.

Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)		Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)	
Punto PARED SUR	α	β, γ	Punto PARED SUR	α	β, γ
SA1	0,3	250	SE4	< 0,04	4
SA2	0,2	71	SE5	< 0,04	4
SA3	< 0,04	4	SE6	< 0,04	17
SA4	< 0,04	3	SF1	< 0,04	10
SA5	< 0,04	12	SF2	< 0,04	5
SA6	< 0,04	30	SF3	< 0,04	6
SB1	0,4	130	SF4	< 0,04	4
SB2	< 0,04	40	SF5	< 0,04	4
SB3	< 0,04	4	SF6	< 0,04	12
SB4	< 0,04	5	SG1	< 0,04	26
SB5	< 0,04	4	SG2	< 0,04	3
SB6	< 0,04	24	SG3	< 0,04	5
SC1	0,05	40	SG4	< 0,04	10
SC2	< 0,04	18	SG5	< 0,04	3
SC3	< 0,04	3	SG6	< 0,04	70
SC4	< 0,04	10	SH1	< 0,04	5
SC5	< 0,04	3	SH2	< 0,04	7
SC6	< 0,04	18	SH3	< 0,04	1,2
SD1	< 0,04	56	SH4	< 0,04	10
SD2	< 0,04	5	SH5	< 0,04	17
SD3	< 0,04	3	SH6	0,052	94
SD4	< 0,04	2	SI1	< 0,04	30
SD5	< 0,04	3	SI2	< 0,04	16
SD6	< 0,04	42	SI3	0,3	51
SE1	< 0,04	66	SI4	< 0,04	45
SE2	< 0,04	6	SI5	< 0,04	38
SE3	< 0,04	6	SI6	1,3	60

Tabla 9: Recopilación de resultados en pared Sur.

Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)	
	Punto PARED ESTE	α
EA1	< 0,04	66
EA2	< 0,04	40
EA3	< 0,04	18
EA4	< 0,04	7
EA5	< 0,04	22
EA6	0,5	330
EB1	< 0,04	50
EB2	< 0,04	48
EB3	< 0,04	13
EB4	< 0,04	12
EB5	< 0,04	24
EB6	0,5	470
EC1	< 0,04	54
EC2	< 0,04	50
EC3	< 0,04	16
EC4	< 0,04	18
EC5	< 0,04	24
EC6	0,8	720
ED1	< 0,04	38
ED2	< 0,04	44
ED3	< 0,04	30
ED4	< 0,04	17
ED5	< 0,04	21
ED6	1,7	1600

Tabla 10: Recopilación de resultados en pared Este.

Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)	
	Punto PARED OESTE	α
OA1		
OA2	< 0,04	20
OA3	< 0,04	< 0,4
OA4	0,07	45
OA5	< 0,04	< 0,4
OA6	< 0,04	0,7
OB1	0,8	950
OB2	< 0,04	< 0,4
OB3	< 0,04	10
OB4	< 0,04	< 0,4
OB5	< 0,04	8
OB6	< 0,04	< 0,4
OC1		
OC2	< 0,04	7
OC3	< 0,04	< 0,4
OC4	< 0,04	< 0,4
OC5	< 0,04	0,4
OC6	< 0,04	50
OD1	< 0,04	7
OD2	< 0,04	< 0,4
OD3	0,08	45
OD4	0,17	150
OD5	< 0,04	7
OD6	< 0,04	< 0,4

Tabla 11: Recopilación de resultados en pared Oeste.

Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)	
	α	β, γ
Punto FONDO PISCINA		
FA1	0,7	120
FA2	0,7	120
FA3	0,7	120
FA4	0,3	40
FB1	0,1	32
FB2	0,7	120
FB3	0,7	120
FB4	0,7	120
FC1	0,7	120
FC2	0,7	120
FC3	0,25	41
FC4	0,7	120
FD1	0,7	120
FD2	0,7	120
FD3	0,7	120
FD4	0,7	120
FE1	0,7	120
FE2	< 0,04	12

Tabla 12: Recopilación de resultados en el fondo-Oeste de la piscina.

Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)	
	α	β, γ
Punto FONDO PISCINA		
FE3	0,7	120
FE4	0,09	25
FF1	0,3	45
FF2	0,3	45
FF3	0,3	45
FF4	0,3	45
FG1	0,3	45
FG2	0,3	45
FG3	< 0,04	15
FG4	0,3	45
FH1	< 0,04	10
FH2	0,3	45
FH3	0,3	45
FH4	0,3	45
FI1	0,3	45
FI2	0,3	45
FI3	0,3	45
FI4	0,06	27

Tabla 13: Recopilación de resultados en el fondo-Este de la piscina.

8.4.- CONTAMINACIÓN AMBIENTAL EN LA DESCONTAMINACIÓN

Como aspecto radiológico positivo, aunque esperable, mientras duró el proceso de descontaminación entre los días 26 de octubre y 16 de diciembre de 2020, aunque con periodos de interrupción debido a la prioridad e incompatibilidad de la tarea con otros mantenimientos programados en la instalación nuclear (Ej: Mto. Grúa del edificio del reactor ubicada sobre la piscina del separador-secador) o a las precauciones adoptadas relacionadas con la Covid-19, cabe mencionar que:

- En ningún momento se registraron concentraciones de isótopos en aire que pudieran acercarse al umbral de prealerta predefinido en la baliza iCAM de monitorización continua.
- Los muestreos aleatorios y/o específicos de volúmenes de aire a través de filtros para su análisis α , β o γ , en los equipos correspondientes no ofrecieron resultados que denotaran la presencia de contaminación ambiental.

8.5.- CLASIFICACIÓN RADIOLOGICA DE LA PISCINA DEL SEPARADOR Y DEL SECADOR DE VAPOR EN ÁREAS DE NIVEL DE RIESGO POR CONTAMINACIÓN α

Como se ha indicado, la importancia de la contaminación α depende, y por ese orden, de su cantidad y de la abundancia relativa respecto a la contaminación $\beta\gamma$.

Las proporciones se calculan en función de los resultados de actividad, que reflejan la cantidad, obtenidos para la misma muestra, ya sea un filtro de muestreo ambiental o un frotis, teniendo en cuenta que el muestreo ha de ser suficientemente amplio y representativo.

La magnitud de las medidas de contaminación ambiental (o en aire) durante el avance de la descontaminación, hace descartar la valoración de la cantidad de actividad en el muestreo continuo y/ o específico al haber resultado de poca relevancia radiológica y siempre lejanos e inferiores a 0,05 LDCA tanto para α como para $\beta\gamma$.

El análisis detallado de los resultados de C.S.D. comparando la presencia y cantidad $\beta\gamma$ respecto a α , muestra prácticamente que dónde se han apreciado los valores más elevados para emisores $\beta\gamma$ es dónde se ha detectado la presencia de emisores α con valores no despreciables, lo que se muestra en el cuadro resumen de la Tabla 14.

Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)		Proporción de Actividad	Clasificación en Áreas de Nivel atendiendo al riesgo por contaminación α
Punto PARED NORTE	α	β, γ	$PA_{(\beta/\alpha)} = CSD\beta\gamma \text{ (Bq/cm}^2\text{)} / CSD\alpha \text{ (Bq/cm}^2\text{)}$	
NE1	0,04	12	300	ÁREA DE NIVEL II
NH5	0,2	20	100	ÁREA DE NIVEL II
NH6	0,6	300	500	ÁREA DE NIVEL II
NI5	0,2	17	85	ÁREA DE NIVEL III
NI6	1,05	320	305	ÁREA DE NIVEL II
Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)		Proporción de Actividad	Clasificación en Áreas de Nivel atendiendo al riesgo por contaminación α
Punto PARED SUR	α	β, γ	$PA_{(\beta/\alpha)} = CSD\beta\gamma \text{ (Bq/cm}^2\text{)} / CSD\alpha \text{ (Bq/cm}^2\text{)}$	
SA1	0,3	250	833	ÁREA DE NIVEL II
SA2	0,2	71	355	ÁREA DE NIVEL II
SB1	0,4	130	325	ÁREA DE NIVEL II
SC1	0,05	40	800	ÁREA DE NIVEL II
SH6	0,052	94	1808	ÁREA DE NIVEL II
SI3	0,3	51	170	ÁREA DE NIVEL III
SI6	1,3	60	46	ÁREA DE NIVEL III
Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)		Proporción de Actividad	Clasificación en Áreas de Nivel atendiendo al riesgo por contaminación α
Punto PARED ESTE	α	β, γ	$PA_{(\beta/\alpha)} = CSD\beta\gamma \text{ (Bq/cm}^2\text{)} / CSD\alpha \text{ (Bq/cm}^2\text{)}$	
EA6	0,5	330	660	ÁREA DE NIVEL II
EB6	0,5	470	940	ÁREA DE NIVEL II
EC6	0,8	720	900	ÁREA DE NIVEL II
ED6	1,7	1600	941	ÁREA DE NIVEL II
Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)		Proporción de Actividad	Clasificación en Áreas de Nivel atendiendo al riesgo por contaminación α
Punto PARED OESTE	α	β, γ	$PA_{(\beta/\alpha)} = CSD\beta\gamma \text{ (Bq/cm}^2\text{)} / CSD\alpha \text{ (Bq/cm}^2\text{)}$	
OA4	0,07	45	643	ÁREA DE NIVEL II
OB1	0,8	950	1188	ÁREA DE NIVEL II
OD3	0,08	45	563	ÁREA DE NIVEL II
OD4	0,17	150	882	ÁREA DE NIVEL II
Coordenada Identificación	C.S.D. (Bq/cm ²)		Proporción de Actividad	Clasificación en Áreas de Nivel atendiendo al riesgo por contaminación α
Punto FONDO PISCINA	α	β, γ	$PA_{(\beta/\alpha)} = CSD\beta\gamma \text{ (Bq/cm}^2\text{)} / CSD\alpha \text{ (Bq/cm}^2\text{)}$	
FA1	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FA2	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FA3	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FB2	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FB3	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FB4	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FC1	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FC2	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FC4	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FD1	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FD2	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FD3	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FD4	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FE1	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FE3	0,7	120	171	ÁREA DE NIVEL III
FF1	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FF2	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FF3	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FF4	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FG1	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FG2	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FG4	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FH2	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FH3	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FH4	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FI1	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FI2	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III
FI3	0,3	45	150	ÁREA DE NIVEL III

Tabla 14: Cuadro resumen de resultados representativos en Áreas de Nivel II y III.

Estadísticamente, las áreas de nivel de riesgo por contaminación α en función del número de puntos de muestreo (prácticamente uno por cada metro cuadrado) asociados a cada una en la piscina del separador-secador muestran la relación indicada en la Tabla 15 y el Gráfico 1 siguientes:

Clasificación Radiológica en Áreas de Nivel de Riesgo por Contaminación α	Número de Puntos de Muestreo Asociados	Representatividad (%)
ÁREA DE NIVEL I	134	70,53
ÁREA DE NIVEL II	17	8,95
ÁREA DE NIVEL III	39	20,53

Tabla 15: Resumen de catalogación de Áreas de Nivel.



Gráfico 1: Representación de la catalogación de Áreas de Nivel.

9.- CONCLUSIONES

De la elaboración de este trabajo se infieren varias conclusiones, las cuales se presentan en función de si aluden al desarrollo teórico de la metodología EPRI o a su aplicación práctica.

➤ De carácter teórico en el desarrollo del trabajo:

- Sin la exposición teórica y técnica que evidencia el riesgo y las particularidades de la radiación α respecto al resto de radiaciones ionizantes (principalmente los emisores β , γ) no sería posible la clasificación radiológica de los lugares de trabajo en áreas de nivel por contaminación alfa.
- Sería beneficiosa la implantación de las recomendaciones de la Guía EPRI en el entorno nuclear europeo y en concreto al español, ya que en la legislación vigente no hay una metodología explícita común para la vigilancia de la contaminación alfa en las áreas de trabajo, ni pautas a seguir para la protección específica de los trabajadores ante los emisores alfa en las centrales nucleares.
- Es importante una interpretación adecuada de la guía EPRI, adaptando las magnitudes y unidades que utiliza al SI, para su correcta aplicación práctica en la clasificación de zonas controladas en instalaciones nucleares españolas (por extensión al entorno de la Comunidad Económica Europea).

➤ De carácter experimental:

- Se encontraron mayores niveles de contaminación α de los esperados en la Piscina del Separador y del Secador de Vapor del Reactor tras la descontaminación, dando lugar a un mayor número de áreas de nivel III (39 de las 190 analizadas que suponen un 20.53% del total).
- Durante la realización de todos los frotis no se detectaron indicios de contaminación ambiental por parte de ninguno de todos los aparatos de medida utilizados (Alpha Beta Air Monitor, High Volumen Air Samplers, etc.).
- La aplicación práctica de la metodología EPRI en la “Clasificación Radiológica de la Piscina del Separador y del Secador de Vapor del Reactor de la Central Nuclear de Santa María de Garoña en Áreas de Nivel de Riesgo por Contaminación α ” se confirma como una mejora en la determinación de los niveles de contaminación y en consecuencia de los niveles de riesgo existentes en la mencionada piscina.
- Como consecuencia práctica de la adaptación de la metodología EPRI a la medida de la contaminación α en las instalaciones nucleares españolas se mejorarían las directrices sobre cómo proteger, capacitar y controlar a los trabajadores expuestos del modo más eficiente en cada situación.

10.- AGRADECIMIENTOS

Este es un Trabajo de Fin de Grado que no hubiera sido posible sin diversos apoyos por tanto he de agradecer:

A la Unidad de Protección Radiológica y Residuos de la Central Nuclear Santa María de Garoña (Nuclenor S.A.) por permitir la parte elaboradora de este proyecto, el intercambio de aspectos técnicos e información que lo han hecho posible y en especial a Ángel Félez Justes quien se ofreció a ser mi director de proyecto.

No puedo olvidar a mis padres que me han animado con sus palabras de aliento en los peores momentos y siempre confiaron en mí.

En este capítulo de agradecimientos no puedo dejar de nombrar a mi tutor universitario Fernando Delgado San Román, el cual me ha ayudado con sus consejos y asesoramiento en todo momento, incluso durante sus vacaciones y tiempo libre.

11.- BIBLIOGRAFÍA Y REFERENCIAS

- EPRI Alpha Monitoring and Control Guidelines for Operating Nuclear Power Stations, Revision 2. 2013 TECHNICAL REPORT.
- DIRECTIVA 2013/59/EURATOM DEL CONSEJO de 5 de diciembre de 2013 por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y se derogan las Directivas 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom y 2003/122/Euratom
- CSN. Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes. Publicada en el BOE nº 178 de 26 de julio de 2001.
- CSN. Guía de Seguridad 7.6 (Rev.1). Contenido de los manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo de combustible nuclear.
- ICRU REPORT 60. Versión Oficial Española de la SOCIEDAD ESPAÑOLA de FÍSICA MÉDICA. Magnitudes y Unidades Fundamentales para la Radiación Ionizante. Edición española: 1 de junio de 2003.
- ICRP. PUBLICATION 30. PART 1. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers.
- ICRP. PUBLICATION 30. PART 2. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers.
- ICRP. PUBLICATION 74. Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation.
- ICRP. PUBLICATION 116 - the first ICRP/ICRU application of the male and female adult reference computational phantoms.
- ICRP. PUBLICATION 119. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publicación 60.
- CIEMAT. Curso de TÉCNICO EXPERTO EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA. Instalaciones nucleares.
- CIEMAT. UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID. ENRESA. XXIX Curso de GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS. Marzo - Mayo 2020.
- Fundamentos Tecnológicos de la C. N. Santa María de Garoña (FT-CNG).
- encofrentes.es: Publicaciones Características Técnicas – Central Nuclear Cofrentes (CT-CNC).