ASPECTOS DE PROTECCION RADIOLOGICA EN LA PRACTICA INDUSTRIAL

***MODULOS DE PROTECCION RADIOLOGICA EN LAS PRACTICAS DE INDUSTRIA*:**

- EFECTOS DE LA RADIACTIVIDAD Y PROTECCION RADIOLOGICA CONTRA LOS EFECTOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES
- MEDIDORES NUCLEARES
- DENSIMETROS NUCLEARES
- RADIOGRAFIA INDUSTRIAL
- RAYOS X INDUSTRIAL
- CICLOTRONES
- TRANSPORTE DE MATERIAL RADIACTIVO

CNE – Dirección Nuclear

23-2-2024

INDICE DE CONTENIDO

1 EFECTOS DE LA RADIACTIVIDAD Y PROTECCIÓN CONTRA LA RADIACIÓN IONIZANTE 1
1.1 Objetivos 1

2 CONTENIDOS 1

3 EL ÁTOMO 1

4 RADIACTIVIDAD Y ACTIVIDAD 3

5 RADIACIÓNES IONIZANTES TIPOS Y EFECTOS 3
5.1 Tipos de radiación ionizante 4
5.2 Partículas ALFA 4
5.3 Partículas BETA. 4
5.4 Radiación GAMMA 4
5.5 Radiación neutrónica 5

6 EXPOSICIÓN A LA RADIACIÓN 5

7 EFECTOS BIOLÓGICOS DE LA EXPOSICIÓN A LA RADIACIÓN 6

8 DOSIS DE RADIACIÓN 7
8.1 Dosis absorbida 7
8.2 Dosis equivalente (en un órgano o un tejido) 9
8.3 Dosis efectiva 9
8.4 Dosis comprometida 10
8.5 Dosis Colectiva 11

9 PROTECCIÓN RADIOLÓGICA 11
9.1 Justificación 11
9.2 Optimización 11
9.3 Los límites de dosis 11

10 LÍMITES DE DOSIS 12

11 REGLAS BÁSICAS PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA 13
11.1 Protección contra la radiación externa 13
11.2 Protección contra la contaminación 14
11.3 Ejercicios básicos de protección radiológica 15

12 GLOSARIO 15

13 INTRODUCCIÓN A RADFIOGRAFIA INDUSTRIAL 20

14 EQUIPOS UTILIZADOS EN RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL: 20
14.1 Equipos de radiografía industrial de rayos X 20
14.2 Equipos de gammagrafía industrial 21
14.2.1 Fuente Radiactiva y Portafuente 21
14.2.2 Contenedor de trabajo 22
14.2.3 Por la condición de movilidad se clasifican en tres clases: 25

14.2.4 Control Remoto ... 25
14.2.5 Tubo Guía ... 26
14.2.6 Colimadores ... 26
14.3 Principio de operación ... 26

15 RADIOGRAFÍA FIJA Y MÓVIL ... 26

16 INTRODUCCIÓN DE MEDIDORES NUCLEARES INDUSTRIALES ... 29

17 TIPOS DE MEDIDORES NUCLEARES ... 29
17.1 Medidores de transmisión. ... 30
17.2 Medidores de retrodispersión ... 30
17.3 Medidores reactivos ... 31

18 RIESGOS DE IRRADIACIÓN EXTERNA Y DE CONTAMINACIÓN EN MEDIDORES INDUSTRIALES ... 31
18.1 Aplastamiento en obra de medidores nucleares para la medida de densidad y humedad ... 32
18.2 Intercepción del haz en el exterior del recipiente: ... 32
18.3 Deterioro del cabezal medidor nuclear por golpes: ... 32
18.4 Deterioro del cabezal de un medidor nuclear por caída y aplastamiento: ... 32
18.5 Robo o pérdida de control de un cabezal. ... 32

19 INTRODUCCIÓN DE CICLOTRONES ... 34
19.1 Los Ciclotrones ... 34
19.1.1 Radiofarmacia ... 36
19.1.2 Celdas calientes ... 36
19.1.3 Licenciamiento ... 37
19.1.4 Notificación y emplazamiento ... 38
19.1.5 Construcción ... 38
19.1.6 Planos de la instalación ... 38
19.1.7 Sistemas de Seguridad ... 39
19.1.8 Enclavamientos: ... 39
19.1.9 Sistemas manuales de seguridad: ... 41
19.1.10 Proyección de descargas ... 44
19.1.11 Sistema de ventilación ... 45
19.1.12 Blindajes ... 46
19.1.13 Estimación de dosis ... 48
19.1.14 Personal ... 48
19.1.15 Puesta en Marcha ... 48
19.1.16 Operación ... 49
19.1.17 Informe de puesta en marcha ... 49
19.1.18 Informe final de seguridad ... 49
19.1.19 Organigrama de una instalación de producción de radioisótopos con ciclotrón ... 51
19.1.20 Titular de la instalación ... 51
19.1.21 Operador de un Ciclotrón ... 52
19.1.22 Cierre y clausura ... 57
19.1.23 Introducción a requisitos de cumplimientos normativos ... 58
19.1.24 Notificación y emplazamiento ... 58

19.1.25 Construcción ... 58
19.1.26 Puesta en marcha ... 59
19.1.27 Enclavamientos por tasa de dosis y falla de detectores: ... 63
19.1.28 Ciclotrones autoblindados: ... 63
19.1.29 Sistemas de ventilación: ... 68
19.1.30 Operación ... 71
19.1.31 Cierre y clausura ... 74
19.1.32 Nota sobre las magnitudes ... 77

20 ASPECTOS GENERALES DE TRANSPORTE DE MATERIAL RADIACTIVO ... 78

21 REGLAMENTO PARA EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIACTIVOS. ... 79
21.1 Terminología usadas en el transporte. ... 79
21.1.1 Expedidor ... 79
21.1.2 Uso exclusivo ... 80
21.1.3 Embalaje ... 80
21.1.4 Bulto ... 80
21.1.5 Contenedor. ... 80
21.1.6 Contaminación. ... 80
21.1.7 Contaminación transitoria. ... 80
21.1.8 Índice de transporte. ... 80
21.1.9 Índice de Seguridad respecto a la Criticidad ... 81
21.1.10 Clasificación de los Materiales Radiactivos ... 81
21.1.11 Materias de baja actividad específica LSA (Low Specific Activity Materials) ... 81
21.1.12 Objetos Contaminados Superficialmente SCO (Surface Contaminated Objects) ... 82
21.1.13 Materiales radiactivos en forma especial ... 82
21.1.14 Materiales fisionables ... 83
21.1.15 Materiales radiactivos de baja dispersión ... 83
21.2 Tipos de embalajes y Bultos de Transporte ... 83
21.2.1 Bulto exceptuado ... 83
21.2.2 Bulto industrial tipo 1 (IP-1) (Industrial Package) ... 83
21.2.3 Bulto industrial tipo 2 (IP-2) (Industrial Package) ... 84
21.2.4 Bulto industrial tipo 3 (IP-3) (Industrial Package) ... 84
21.2.5 Bultos tipo A ... 84
21.2.6 Bultos tipo B ... 85
21.2.7 Bultos tipo C ... 86
21.2.8 Categorías de Bultos, señalización y etiquetado ... 86
21.3 Documentación De Transporte Y Otros Requisitos ... 87

22 PRUEBAS DE ENSAYOS A LOS BULTOS CONTENIENDO MATERIALES RADIACTIVOS ... 97

23 ANEXO I (VALORES A1 y A2) ... 98

24 INTRODUCCIÓN A LOS RAYOS X EN LA INDUSTRIA ... 107

25 BIBLIOGRAFÍA ... 113

MÓDULO I

CONCEPTOS BÁSICOS SOBRE PROTECCIÓN RADIOLOGICA

1 EFECTOS DE LA RADIACTIVIDAD Y PROTECCIÓN CONTRA LA RADIACIÓN IONIZANTE

1.1 Objetivos

La finalidad de este módulo es proporcionar los conocimientos básicos relativos a la radiactividad y a los efectos de las radiaciones ionizantes sobre la salud, también sobre las dosis de radiación, principios de protección radiológica y actuaciones y respuestas ante emergencias radiológicas, y con eso facilitar la comprensión de los siguientes módulos.

2 CONTENIDOS

- El átomo
- Estabilidad nuclear
- Radiactividad y Actividad
- Radiación ionizante: tipos y efectos
- Exposición a la Radiación
- Efectos biológicos de la exposición a la radiación
- Dosis de radiación
- Protección radiológica
- Límites de dosis
- Reglas prácticas para la protección radiológica
- Glosario

3 EL ÁTOMO

El átomo es la unidad más pequeña de un elemento químico que mantiene su identidad o sus propiedades y que no es posible dividir mediante procesos químicos.Toda la materia está compuesta de átomos.

Composición del Átomo

Los átomos son corpúsculos elementales eléctricamente neutros, se componen de un**núcleo** central que contiene casi toda la masa del átomo y se encuentra cargado positivamente, y la **corteza** formada por un cierto número de electrones, cuya carga total es igual y de signo contrario a la del núcleo, por lo que la materia se presenta como eléctricamente neutra.

El núcleo del átomo se compone de dos tipos de partículas específicas, llamadas conjuntamente **nucleones**:

- **Protones**, que poseen masa y carga eléctrica positiva, en átomos eléctricamente neutros, su número es igual al de electrones.

- **Neutrones**, cuya masa es similar a la de los protones, pero sin carga eléctrica.

De lo anteriormente expuesto se puede concluir:

- El átomo es eléctricamente neutro.
- La masa del átomo se encuentra en el núcleo.

Parámetros característicos: Nucleidos e Isótopos

Al número de nucleones (protones + neutrones) de un átomo se le denomina número másico, y se representa con la letra **A.**

Al número de protones contenidos en el núcleo de un átomo se le denomina número atómico y se representa con la letra **Z**, de ambas definiciones surge que la diferencia **(A - Z)** da el número de neutrones que tiene un átomo.

Estos dos valores (A, Z) es el que caracteriza un átomo o nucleido:
Los átomos que tienen el mismo número de protones (idéntico número atómico Z) y diferente número de nucleones (diferente número másico A) se conocencomo **isótopos**. Su comportamiento químico es el mismo, pero difieren su comportamiento nuclear.

Una sustancia química está formada por una combinación de diversos isótoposen proporciones fijas. Por lo tanto, es el número atómico Z el que caracteriza lanaturaleza química del elemento químico.

Para átomos con $Z<20$, el número de neutrones (n) contenidos en el núcleo esaproximadamente igual al número de protones (Z); en átomos con $Z>20$, el número de neutrones es mayor que el número de protones, aumentando este exceso de neutrones de manera proporcional la Z.

Hay ciertas reglas con respecto al número de los protones, neutrones y electrones aconsiderar en los átomos, pero no se incluyen en el alcance de este módulo.

Estabilidad Nuclear

Hay nucleidos cuya naturaleza (valores de A y Z) no cambia con el tiempo: se dice que son átomos estables. Cuando estos valores varían, se les denomina átomos inestables, los átomos estables tienen en el núcleo un número determinado de neutrones por cada protón (el cociente de n/Z tiene cierto valor). Cuando este cociente experimenta algún cambio, el nucleido pasa a ser inestable, y los niveles de energía se consideran excesivos.
Los nucleidos inestables se desintegran espontáneamente, emitiendo una o varias partículas, acompañadas por radiación electromagnética, hasta que se convierten en nucleidos estables con menor masa y energía (esto constituye un cambio de la especie atómica). Este proceso se llama **desintegración** o transformación radiactiva.

El proceso de desintegración radiactiva es aleatorio, con una probabilidad λ, conocida como **constante de desintegración** (que representa la probabilidad de un nucleido específico de desintegrarse por unidad del tiempo seguida de una constante inicial arbitraria). El valor de λ es igual para todos los nucleidos de una misma especie nuclear y es constante en el tiempo, lo que significa que es independiente de la "edad" del nucleido. En otras palabras, un nucleido radiactivo "no envejece" de la misma manera que un ser humano, cuya probabilidad de muerte aumenta con la edad. Los nucleidos inestables se llaman nucleidos radiactivos o radionucleidos

4 RADIACTIVIDAD Y ACTIVIDAD

La radiactividad o radioactividad es un fenómeno físico natural, por el cual algunos cuerpos o elementos químicos llamados radiactivos emiten radiaciones. Las radiaciones emitidas pueden ser electromagnéticas, en forma de rayos X o rayos gamma, o bien partículas, como pueden ser núcleos de Helio, electrones o positrones, protones u otras. Es, en definitiva, la capacidad de los nucleidos inestables de desintegrarse espontáneamente buscando la estabilidad.

Existe también la posibilidad de crear radiactividad artificial en la materia, por la irradiación con neutrones u otras partículas, dando lugar a reacciones nucleares inducidas artificialmente: este fenómeno se conoce como **radiactividad artificial**.

La actividad de un material radiactivo se mide por el número de desintegraciones producidas por unidad de tiempo, que se conoce como tasa o velocidad de desintegración. Cada radionucleido tiene su propia tasa específica.

La unidad empleada para medir la radiactividad corresponde a una desintegración nuclear por segundo y se denomina Becquerelio (**Bq**). Esta sustituye a la unidad utilizada antiguamente, llamada Curio (Ci), que equivale a 37.000.000.000 de desintegraciones por segundo. Así **1 Ci = 3,7 10^{10} Bq = 37 GBq**

Como consecuencia de la desintegración radiactiva, se produce una reducción en el número de átomos con el tiempo (y por lo tanto de la actividad) en cualquier muestrade material radiactivo; el número inicial de átomos en la muestra se reducirá en proporción con el período transcurrido. **El periodo de semidesintegración** es el tiemponecesario para que los radionucleidos reduzcan a la mitad su número inicial, esto se expresa en el cociente siguiente: $T_{1/2} = Ln2/\lambda = 0.693/\lambda$.

La vida real del núcleo, empezando en un instante inicial cualquiera, puede variar de cero a infinito, pero cada núcleo tiene cierta esperanza de vida, señalada como vidamedia y se representa por la letra griega T (Tau). La vida media de un nucleido es por lo tanto su esperanza de vida, y es proporcionada por la expresión siguiente: $T=1/\lambda = 1.443\ T1/2$.

5 RADIACIÓNES IONIZANTES TIPOS Y EFECTOS

Radiación es la emisión y propagación de energía en forma de ondas (radiaciónelectromagnética) o partículas (radiación corpuscular). Cada radiación (electromagnética o corpuscular) está caracterizada por una serie de parámetros, vinculado a la energía de cada uno.

Las radiaciones más energéticas tienen una longitud de onda igual o menor a 100 nanómetros, o una frecuencia igual o mayor que **3 x 10^{15} Hz**. Tales radiaciones se llaman "**ionizantes**" porque tienen suficiente energía como para arrancar electrones de las capas externas de los átomos que impactan, produciendo iones directa o indirectamente.

Cuando las radiaciones ionizantes interaccionan con la materia, transfieren a los átomos toda o parte de su energía, lo que produce **ionización** y/o **excitación**; causando, por lo tanto, alteraciones o daños a su paso, especialmente en tejidos orgánicos.

5.1 Tipos de radiación ionizante

El proceso de desintegración (o transformación radiactiva) producido en números másicos altos da lugar a tres tipos de radiación ionizante: dos que son corpusculares (alfa (α) y beta (β)) y una que es electromagnética (radiación gamma (γ). Esta última está presente en la mayoría de los casos (aunque no siempre) de emisión de partículas α y β.
En el proceso radiactivo de desintegración por fisión, se emiten también neutrones (radiación neutrónica, que es una clase de radiación corpuscular).

5.2 Partículas ALFA

Las partículas alfa están formadas por dos neutrones y dos protones, lo que explica por qué es la **más ionizante** y la **menos penetrante** de los tres tipos de radiación ionizante(α, β y γ), dado que pierde toda su energía en una distancia muy corta. Pueden ser detenidas por una simple hoja del papel, y apenas penetran más allá de las primeras capas de células muertas de la piel. La radiación alfa solamente es dañina para el cuerpo humano cuando se **inhala** (en el aire) o se **injiere** (con agua o el alimento) de la sustancia radiactiva que la emite, pues pasa a emitirla desde dentro del cuerpo.

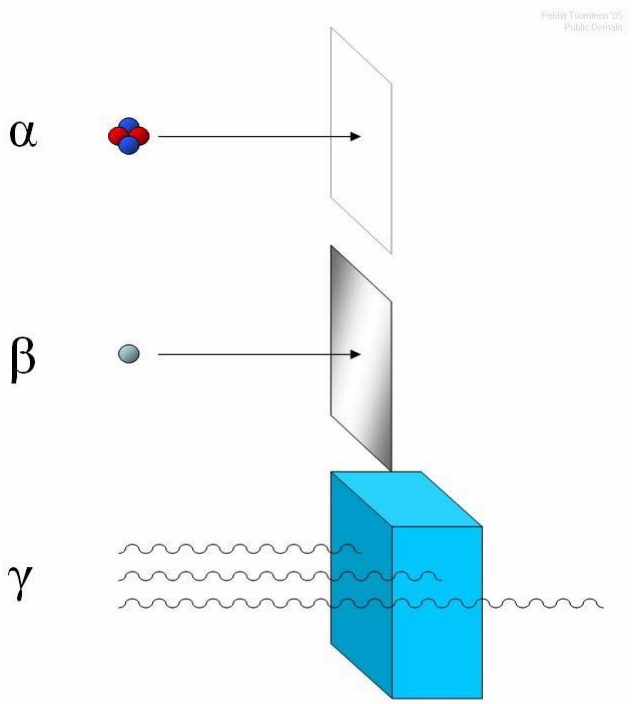
5.3 Partículas BETA.

Las partículas beta tienen la misma masa y carga que el electrón. Son menos ionizantes, pero **más penetrantes** que las partículas alfa, pues pueden pasar a través de una hoja de papel, pero son paradas por una hoja de metal fina. Se producen cuando un neutrón del núcleo atómico se transforma en un protón que permanece en el núcleo y emite una partícula γ desde el núcleo. La radiación γ puede producir quemaduras en la piel y es bastante dañina para el cuerpo humano si la sustancia radiactiva que lo emite es absorbida y la radiación pasa a ser interna.

5.4 Radiación GAMMA

Los rayos gamma son ondas electromagnéticas formadas por **fotones** que no tienen masa ni carga eléctrica. Tienen una alta tasa de penetración en la materia con la que interacciona; diferente a las partículas alfa o beta, los rayos gamma pueden atravesar una hoja de metal, pero pueden ser parados o frenados por capas muy gruesas de hormigón.

Debido a su alto recorrido de penetración, la radiación γ puede ser muy dañina paralos organismos vivos, causando la ionización de los átomos en su trayectoria a través de las células. Por lo tanto, se requiere blindar apropiadamente como protección siempre que la radiación esté presente.



5.5 Radiación neutrónica

Es un tipo de radiación corpuscular compuesta de neutrones, partículas sin carga eléctrica, pero con **masa**. Los neutrones de fisión tienen una gran energía (de 0.4 a 17MeV) debido a su velocidad inicial alta, que, combinada con su masa y a la ausenciade la carga eléctrica, los hace altamente penetrantes. En la interacción con el material, excitan e ionizan los núcleos, generando fuentes secundarias de radiación. Todos estos procesos son **destructivos** y producen cambios severos en la composición bioquímica de células orgánicas. Esta es la razón por la cual se debe proteger adecuadamente con blindajes apropiados. Los neutrones pueden ser detenidos con materiales ligeros tales como agua, parafina polietileno solido u hormigón, y capturados con Boro.

Este tipo de radiación prácticamente desaparece cuando se detiene el proceso de fisión.

6 EXPOSICIÓN A LA RADIACIÓN

La exposición es el proceso y el resultado de someter organismos vivos, personas omateriales a la radiación ionizante (irradiación), si se refiere a seres humanos, hay tres tipos de exposición:

- **Exposición externa:** cuando las fuentes de radiación están situadas fuera del cuerpo
- **Exposición por la contaminación de la piel:** cuando la radiación procede del material radiactivo depositado en la piel
- **Exposición interna:** cuando la radiación procede de sustancias radiactivas dentro del cuerpo (radiación interna) que fueron absorbidas por inhalación, ingestión o a través de heridas de la piel

En el caso de la exposición externa, la capacidad para producir daños biológicos aumenta con el poder de penetración de la radiación en la materia viva. Los tipos más peligrosos son radiación gamma **(γ)**y la radiación neutrónica **(n),** seguida por la radiación beta (**β**), la cual no es tan peligrosa, puesto que es detenida en el aire o por la primera capa de células muertas de la piel.

La contaminación de la piel produce la irradiación directa de ella. En este caso, el mayor daño lo produce la radiación β, seguida en importancia por la radiación γ.

Hay tres formas en que un organismo vivo absorbe el material radiactivo y sufre, como consecuencia, una irradiación interna:

Inhalación de partículas junto con el aire respirado

Ingestión de alimentos contaminados

Difusión del material a través de la piel o a través de una herida contaminada.

La radiación alfa es la más dañina en caso de contaminación interna, ya que, emitiendo su energía en un área muy pequeña, es seguida en importancia por la radiación beta.

7 EFECTOS BIOLÓGICOS DE LA EXPOSICIÓN A LA RADIACIÓN

Cuando la radiación interacciona con la materia, pierde su energía en sucesivas colisiones, produciendo la ionización de átomos y moléculas en su trayectoria, comoconsecuencia, se producen en el medio irradiado una serie de alteraciones, lesiones odaños físicos, químicos y biológicos. La severidad de esos efectos depende de diferentes factores, tales como:

- Cantidad de radiación recibida
- Intensidad de la radiación y manera en la que se recibe
- Naturaleza y energía de la radiación
- Naturaleza del medio

La irradiación de un organismo vivo disminuye los mecanismos de defensa con los cuales el organismo intenta reparar el daño producido. Las alteraciones finales serán más o menos importantes dependiendo del nivel del éxito alcanzado por tales mecanismos, en este caso, la gravedad del efecto biológico y el tipo de efecto producido también dependerá de la especie de organismo, del órgano afectado y del período durante el que ha sido irradiado de manera continua o discontinua.

Los efectos biológicos se pueden clasificar de forma diferente, según los criteriosconsiderados (a, b o c):

a. Según el **lugar** afectado, se clasifican en:

- Efectos **somáticos**, cuando afectan solamente a las células somáticas de la persona u organismo vivo que ha recibido la dosis de radiación.
- Efectos **genéticos**, cuando afectan a las células germinales del organismo, y por lo tanto a las generaciones siguientes no expuestas.

b. Según el **tiempo** de exposición, en:

- Efectos **inmediatos**, tras una irradiación intensa y relativamente breve
- efectos **tardíos**, que ocurren entre 5 y 30 años después de la irradiación

c. Dependiendo de la **probabilidad** de que se produzcan, en:

- **Efectos estocásticos** (o probabilísticos), cuya probabilidad aumenta con la cantidad de radiación (dosis) recibida. La severidad de los efectos no depende de la cantidad de radiación recibida. En el caso de efectos estocásticos, se acepta, aunque sin certeza absoluta, que se producirá algúnefecto sin importar lo pequeña que haya sido la dosis recibida; una vez que ocurra este efecto, es siempre grave. Un ejemplo de este tipo de efecto es la proliferación de cánceres o de efectos genéticos

- **Efectos deterministas** (no probabilísticos), que ocurren cuando se ha excedido una determinada dosis, la gravedad aumenta con la dosis recibida. En lo que concierne a efectos deterministas, se admite generalmente que hay un umbral de nivel de dosis por debajo del cual el efecto no ocurre, **ósea si la dosis supera el umbral prefijado entonces se presentan efectos deterministas en la piel u organo** y la gravedad del efecto producido dependerá de la dosis de radiación recibida. Tales efectos son generalmente inmediatos, y van desde daños en la piel o cataratas en los ojos, a la leucemia y muerte del individuo afectado a corto plazo.

La posibilidad de daño debido a la radiación se llama **Riesgo de Radiación**. Esta posibilidad (riesgo) **aparece cuando la dosis recibida excede un cierto valor umbral** (en el caso de efectos deterministas) o aumenta con la cantidad de radiación recibida (en el caso de efectos estocásticos).

Para cuantificar daños y prevenir su ocurrencia (por ejemplo, para limitar el riesgo), esnecesario establecer la relación entre daño biológico y tipo de radiación que lo produce, y así limitar la dosis de radiación.

8 DOSIS DE RADIACIÓN

La cantidad de radiación recibida se puede evaluar en términos de efectos ionizantes y de energía transmitida al medio irradiado.

Los efectos físicos, químicos y biológicos de la radiación están relacionados con laionización producida en el medio irradiado, pero también y quizás aún más importante, con la energía intercambiada durante el proceso (energía entregada a la materia), referida a la unidad de masa.

8.1 Dosis absorbida

La energía transmitida por cierto tipo de radiación ionizante R por unidad de masa del material irradiado, se conoce como **"dosis absorbida",** y se representa con el DR.
La unidad de dosis absorbida corresponde a 1 J/kg, se llama Gray (Gy).

$$1\ Gy = 1\ J/\ Kg$$

La unidad que se utilizaba antiguamente era el rad.
Cuando el medio irradiado es un órgano o un tejido biológico T (de una persona, porejemplo), es interesante obtener el valor de dosis absorbida media, representada por DTR.

1 rad = 0,01Gray

Los efectos, para un mismo valor de dosis absorbida, son más elevados, cuando la dosis se ha recibido en un período de tiempo más o menos largo, y los efectos producidos cuando la dosis se ha recibido de forma instantánea, son menores. Para hacer posible la comparación, es necesario referirse a la misma cantidad de tiempo, que da lugar al concepto de la "tasa de dosis absorbida", definida como la dosis absorbida por unidad del tiempo. Se representa por el símbolo DR* y expresado en Gy/h o Gy/s.

Los daños biológicos en un organismo vivo irradiado, como por ejemplo el cuerpo humano, no son directamente proporcionales a la dosis absorbida (relacionada con laenergía transferida), sino que dependen también, y especialmente en el caso de los efectos estocásticos, del número de iones producidos por la partícula en la unidad delongitud recorrida en el medio (asociado con la transferencia de energía lineal); esto se conoce como densidad de ionización lineal o ionización específica, que es característica a cada tipo de partícula. De este modo, el daño biológico producido por un único tipo concreto de partícula dependerá de la dosis absorbida, pero, en el caso de partículas diferentes y para el mismo valor de dosis absorbida, el daño biológico dependerá de la ionización específica. Por ejemplo, la radiación alfa causa daños biológicos más graves que la radiación γ, puesto que su ionización específica es mayor.

Para tener en cuenta este efecto sobre un organismo vivo, la calidad o eficacia biológica relativa de las radiaciones se valora asignando un factor de ponderación. Los factores de ponderación de la radiación se designan por WR y son los siguientes

Tipo de radiación	Factores de ponderación (WR)
Beta (B), Gamma (γ)	1
Neutrones (≤ 10 Kev)	5
Neutrones (10 Kev a 100Kev)	10
Neutrones (100 Kev a 2 Mev)	20
Neutrones (2 Mev) a 20 Mev)	10
Neutrones (≥ 20 Mev)	5
Alfa y nucleidos pesados	20
Protones (≥ 2 Mev)	5

Estos **factores de ponderación** hacen posible la armonización de los diferentes tipos de radiación con respecto a la dosis absorbida, y permiten la comparación de la peligrosidad de los diversos tipos de radiación para una misma dosis absorbida.

8.2 Dosis equivalente (en un órgano o un tejido)

La dosis media absorbida en un órgano o un tejido humano T, multiplicada por el factor de ponderación del tipo de radiación considerado, se llama la "dosis equivalente" en el órgano o el tejido (representado por HTR). Es la dosis absorbida corregida por los factores de ponderación para tener en cuenta las consecuencias biológicas de la exposición a la radiación; por lo tanto:

$$H_{TR} = D_{TR} * W_R$$

En caso en que la dosis sea causada por diversos tipos de radiación:

$$H_T = \Sigma H_{TR} = \Sigma H_{TR} * W_R$$

La dosis equivalente se mide en Sievert (Sv).

1 Sv = 1 j/Kg

La unidad que se utilizaba anteriormente era el rem.

1 rem = 0,01 Sv

La "tasa de dosis equivalente" es la dosis equivalente por unidad del tiempo, serepresenta por H*TR ó H*T y se mide en Sv/h o Sv/s.

8.3 Dosis efectiva

En el caso de organismos vivos, tales como el ser humano, no todos los individuos (ni sus órganos y tejidos) son igualmente sensibles a la radiación, de modo que los dañosbiológicos, especialmente los efectos estocásticos, variarán dependiendo del órganoo del tejido irradiado, aun cuando todos ellos reciban la misma dosis (absorbida) y elmismo tipo de radiación.

Para tener en cuenta este efecto, es necesario asignar un factor de peso (WT) a cadatejido T, para corregir la dosis equivalente en cada tipo de tejido u órgano. Esto permite la homogeneización de los diversos tipos de tejido con respecto a la dosis equivalente, y posibilita su comparación y combinación para correlacionarlas con losefectos estocásticos totales. Estos factores de ponderación son los siguientes:

(*) Factor de ponderación para cada uno de los órganos o tejidos considerados

Tejido u Órgano	Factores de ponderación (WT)
Gónadas	0.20
Colon, pulmones, estómago y médula ósea	0.12(*)
Vejiga, mama, hígado, esófago y tiroides	0.05(*)
Piel y huesos	0.01(*)
Otros	0.05(*)

Si **HT** es la dosis equivalente al tejido u órgano T, multiplicado por WT que es su factor deponderación, entonces la "dosis efectiva", representada por **E**, es la suma ponderadade las dosis equivalentes a todos los tejidos y órganos del cuerpo. Se calcula con la expresión siguiente:

$$E = \Sigma\, w_T * H_T$$

o por la siguiente expresión, cuando se consideran los diferentes tipos de radiación:
donde DTR es la dosis absorbida R por el tejido T.

$$E = \Sigma\, w_T * \Sigma\, w_R * D_{TR}$$

La dosis efectiva se mide o expresa en las mismas unidades que la dosis equivalente, esdecir, en Sv (antiguamente en rem). El termito "la tasa de dosis efectiva" es la dosisefectiva por unidad de tiempo. Se representa por Ė y se expresa en Sv/h o Sv/s.

8.4 Dosis comprometida

La absorción de energía por los tejidos mientras está expuestos a la radiación externa dura tanto como la exposición misma. Sin embargo, cuándo el tejido es irradiado porradionucleidos presentes dentro del cuerpo, la exposición de los tejidos a la radiacióny sus efectos duran tanto como la presencia de la fuente, es decir, hasta que desaparece por desintegración radiactiva y/o por eliminación biológica en orina y heces. Como resultado de cada incorporación, se establece una dosis comprometidaque dura lo correspondiente a la de la incorporación que lo produce. De acuerdo conesto se definen los conceptos siguientes:

i. La "Dosis equivalente comprometida" a un órgano o tejido para un período de tiempo t, es la dosis equivalente a un órgano o tejido que es recibida duranteun período t que sigue a la incorporación de material radioactivo hasta la desaparición de la fuente. Se representa por el símbolo. Cuando el periodo τ esdesconocido, se consideran 50 años para adultos y 70 años para niños. Se expresa en Sv x unidad de tiempo, generalmente Sv x año.

ii. La "Dosis efectiva comprometida" es la suma de todas las dosis equivalentes comprometidas para los diferentes tejidos y órganos, resultado de cada incorporación de radionucleidos, compensados con los factores de ponderación de los tejidos. Se obtiene con la expresión:

$$E(\tau) = \Sigma W_t * H_t(\tau)$$

Se expresa en las mismas unidades que la dosis equivalente comprometida: Sv x año.

8.5 Dosis Colectiva

Este parámetro se refiere a la dosis de radiación recibida por un grupo de personas.

a) **Dosis efectiva colectiva** (S), es la suma de las dosis efectivas individuales (Ei) de losmiembros del grupo.

$$S = \Sigma E_i$$

Se expresa también como el producto de la dosis efectiva individual media ($\bar{E}$) , en elgrupo, por el número N de individuos en ese grupo, es decir, se expresa en Sv.persona.

$$S = \bar{E} * N$$

9 PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

La Protección Radiológica es la disciplina responsable de proteger a las personas de los efectos perjudiciales producidos por las radiaciones ionizantes. A nivel internacional, esto es llevado a cabo por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) mediante las recomendaciones que publica periódicamente y quegeneralmente son incluidas en el marco legal de todos los países con programas nucleares activos.

En cuanto a recomendaciones generales, la última publicación del ICRP es ICRP-60. La misión, y propósito principal de la comisión es **prevenir** la ocurrencia de efectos deterministas manteniendo los valores de dosis por debajo de **umbrales** relevantes yasegurándose de que estén adoptadas todas las medidas razonables para reducir laaparición de efectos estocásticos. Para alcanzar esta meta, la Comisión recomienda el establecimiento y la puesta en práctica de un sistema de protección radiológica para la continua aplicación de las prácticas propuestas, basado en tres principios fundamentales:

9.1 Justificación de una práctica que implique la exposición a la radiación

9.2 Optimización de la protección, para asegurar que, en todas las prácticas con fuentes radiactivas, la dosis individual, el número de personas expuestas y la posibilidad de exposición, cuando tal exposición no sea requerida, se mantengan tan bajas como razonablemente sea posible, considerando factores sociales y económicos. Este principio va encaminado a la reducción razonable de losefectos estocásticos.

9.3 Los límites de dosis establecidos, con objeto de asegurarse de que no se somete a ningún individuo a lo que pueda considerarse como riesgo radiológico indebido. Este principio va encaminado a prevenir los efectos deterministas.

El sistema de protección radiológica contra la radiación recomendado en ICRP-60 (hasido adoptado por EURATOM en su Directiva EUR/96/29 (y por lo tanto por los países dela Unión Europea, entre ellos España.

10 LÍMITES DE DOSIS

El propósito de los límites de dosis contenidos en la Directiva Europea, y en España,concretamente en el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, es:

- **Prevenir** los efectos biológicos no-estocásticos (**deterministas**).
- **Limitar** a valores aceptables la probabilidad de producir efectos biológicos **estocásticos** sobre el personal profesionalmente expuesto a las radiaciones ionizantes y miembros del público.

Los límites de dosis se aplican a la suma de las dosis recibidas debidas a la exposiciónexterna durante el período considerado y a la dosis interna resultado de la incorporación de radionucleidos durante el mismo período. La legislación fija límites de la dosis para:

- trabajadores expuestos
- miembros del público

Los límites de dosis para el personal profesionalmente expuesto, durante 12 meses seguidos, son los siguientes es **20 mSv al año:**

Dosis (efectiva) al cuerpo entero (*)	50 mSv
Dosis (equivalente) al cristalino del ojo	150 mSv
Dosis (equivalente) a las extremidades	500 mSv
Dosis (equivalente) a la piel	500 mSv

(*) debido a la exposición homogénea total o parcial no homogénea (ponderada según el órgano afectado). Durante un período de 5 años consecutivos el límite de dosis efectiva será de 100 mSv.

La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) recomienda clasificar lascondiciones de trabajo en dos categorías, A y B, y en función de ellas al personal trabajador. Siguiendo estas recomendaciones se ha legislado, mediante el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, la necesidad de que, en España, por razones de vigilancia y control, se clasifique a los trabajadores expuestos en dichas categorías, estableciendo para ellas, las siguientes definiciones:

- **Categoría A:** Pertenecen a esta categoría aquellas personas que, por las condiciones en que se realiza su trabajo, **puedan recibir una dosis efectiva superior a 6 mSv por año o una dosis equivalente superior a 3/10** de los límites de dosis equivalente para el cristalino, la piel y las extremidades, **estos operadores trabajan en ZONAS CONTROLADAS**

- **Categoría B**: Pertenecen a esta categoría aquellas personas que, por las condiciones en que se realiza su trabajo, **es muy improbable que reciban una dosis efectiva superior a 6 mSv por año o a 3/10** de los límites de dosisequivalente para el cristalino, la piel y las extremidades. **estos operadores trabajan en ZONAS SUPERVISADAS (O NO CONTROLADAS)**
-

Las dosis recibidas como consecuencia de exposiciones especialmente autorizadas estarán comprendidas dentro de los niveles máximos de dosis por exposición que defina para cada caso en concreto el Consejo de Seguridad Nuclear. Sólo serán admitidos en exposiciones especialmente autorizadas los trabajadores expuestos pertenecientes a la categoría A.
No se autorizará la participación a:

- Mujeres embarazadas o en periodo de lactancia.
- Personas en formación o estudiantes.

Para mujeres gestantes, las condiciones de trabajo deberán ser tales que sea improbable que la dosis equivalente al feto exceda de 1 mSv.
El Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes establece que,durante el periodo de lactancia, no se asignarán trabajos que supongan un riesgo significativo de contaminación radiactiva y deberá asegurarse una vigilancia adecuada de la posible contaminación.
Ninguna persona menor de 18 años será asignada a un puesto de trabajo que implique su calificación como trabajador expuesto.
Los límites de dosis para las personas en formación y estudiantes serán:

- Mayores de 18 años que durante sus estudios tengan que utilizar fuentesradiactivas: los mismos que los establecidos para trabajadores expuestos.
- Entre 16 y 18 años, que durante sus estudios tengan que utilizar fuentesradiactivas: 6 mSv por año.

Los límites de dosis para caso de exposición parcial del organismo, sin perjuiciodel límite de dosis efectiva anterior son:

- 50 mSv para cristalino
- 150 mSv para piel y extremidades

Para miembros del público el límite de dosis efectiva se establece en 1 mSv por año ylos limites equivalentes en 15 mSv en cristalino y 50 mSv en extremidades y en piel.

11 REGLAS BÁSICAS PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

11.1 Protección contra la radiación externa

El riesgo de irradiación externa (o exposición) es generalmente el más importante yfrecuente. La dosis que un individuo recibe de fuentes radiactivas externas puede ser modificada con tres factores:

La distancia entre la fuente radiactiva y el individuo. Cuanto mayor es ladistancia, menor es la dosis. En concreto, en caso de fuentes de pequeño tamaño, la dosis recibida disminuye con el cuadrado de la distancia. Así, si ladistancia a la fuente se multiplica por dos, el nivel de la radiación se reduce ala cuarta parte; si la distancia se triplica, el nivel de la radiación disminuye a lanovena parte, etc.

$$1 / d^2$$

Tiempo de irradiación, la dosis recibida por radiación externa es proporcional al tiempo de exposición a la fuente. Si el tiempo de la exposición se dobla, ladosis recibida aumenta también en ese mismo factor.

La colocación de blindajes entre la fuente radiactiva y el individuo, es decir de un material lo suficientemente grueso como para que atenúe la intensidad de la radiación. Los blindajes son especialmente útiles cuando las fuentes radiactivas son muy intensas y el tiempo de exposición es prolongado.
Para disminuir la exposición de los individuos a la radiactividad pueden realizarse lassiguientes acciones:

- Planificar los trabajos, de modo que cada uno sepa cuál es su misión.
- Evitar las pausas e interferencias innecesarias durante el trabajo, en el lugar de la exposición.
- Controlar los tiempos de exposición cuando los niveles de radiación sean altos.
- Entrenar al personal, intentando reproducir las condiciones de trabajo reales.
- prestar atención a la señalización radiológica (zonas de radiación alta, puntoscalientes, lugares de espera o niveles bajos de radiación) y respetar las señales.
- utilizar las herramientas apropiadas y los métodos del trabajo correctos
- utilizar blindajes adecuados
- utilizar dosímetros de lectura directa y respetar cualquier señal de alarma de estos.

11.2 Protección contra la contaminación

La contaminación radiactiva es la presencia no deseada de sustancias radiactivas enuna superficie (contaminación superficial), en el aire (contaminación atmosférica) o en líquidos. Estas sustancias radiactivas provienen normalmente de líquidos contaminados que han sido vertidos desde sus lugares de ubicación durante las reparaciones de equipos, por escapes, etc. Estas sustancias pueden entrar en contacto con personas y depositarse en su piel (contaminación cutánea) o entrar en su cuerpo (contaminación interna).

Si una parte del cuerpo se contamina superficialmente (contaminación cutánea), la radiación emitida por la sustancia radiactiva producirá una dosis en la piel y otra dosisprofunda, y la exposición persistirá mientras la sustancia radiactiva esté presente.

Uno de los riesgos asociados con la contaminación cutánea es que la sustancia radiactiva pueda pasar al interior del cuerpo a través de la boca o de heridas abiertas, produciéndose así una contaminación interna.

La contaminación superficial puede también transferirse al aire, desde donde puedeser inhalada e incorporarse al cuerpo, contaminando así internamente a la persona.

Las principales vías por las que puede producirse contaminación interna son la inhalación de aire contaminado, la ingestión de alimentos contaminados, la incorporación de sustancias radiactivas a través de cortes en la piel, oídos, ojos, etc.

En el caso de contaminación interna, la exposición a la radiación no cesará hasta quela sustancia radiactiva se haya eliminado del cuerpo. Hay dos métodos de eliminación: eliminación biológica (vía orina y heces) y eliminación por desintegraciónradiactiva (decaimiento).

Las siguientes medidas preventivas pueden aplicarse para controlar los riesgos de contaminación:

- Preparación apropiada del área de trabajo (descontaminación de materiales, su plastificación, etc.).
- Selección correcta de los materiales (deberían ser fácilmente descontaminables), que deberían estar protegidos con cintas o plásticos paraevitar su contaminación.
- Mantener en el área de trabajo solamente las herramientas que van a ser utilizadas.
- Introducir en bolsas de plástico todas las herramientas que hayan podido contaminarse para evitar cualquier contaminación de áreas limpias por desprendimiento del material radiactivo durante el transporte.

- Utilizar ropa de protección y equipos de respiración correctamente.
- Tener cuidado al quitarse la ropa y los medios de protección para evitar la contaminación superficial de la piel o interna del cuerpo.
- Los trabajadores no deberán fumar, beber, etc., ni tocarse la cara, boca, ojos,oídos, etc., con las manos. Éstas podrían estar contaminadas y, de ser así, podrían producir contaminación superficial o interna.
- Utilizar los detectores de contaminación superficial existentes para supervisar la contaminación superficial. (detectores para el control de pies y manos y detectores de pórtico)

11.3 Ejercicios básicos de protección radiológica

a) Determine la tasa de dosis de una fuente radiactiva de Iridio-192, con una actividad de 400GBq, a una distancia de 5 metros

Solución:

(Ec.1), $D = \frac{\Gamma \text{ x A}}{d^2} = \frac{0.13x400}{5^2}(mSv.h^{-1}) = \mathbf{2.08\ mSv.h^{-1}}$

Donde $\Gamma\ (\text{Ir} - 192)\ = 0.13\ mSv.h^{-1}x1m^2$/GBq

b) A 15 cm de una fuente de Cesio-137 se mide una tasa de dosis de 1 mGy. h^{-1}, ¿Cuál es la actividad de la fuente?

Solución:

Utilizando (Ec.1), $D = \frac{\Gamma \text{ x A}}{d^2}, A = \frac{1\ x\ 0.0225}{0.081}\ (GBq)\ = \mathbf{0.278\ GBq}$

Donde $\Gamma\ (\text{Cs} - 137)\ = 0.081\ mSv.h^{-1}x1m^2$/GBq

1 mGy. $h^{-1}\ =\ 1\ mSv.h^{-1}$

12 GLOSARIO

Actividad

Magnitud física que mide el número de desintegraciones espontáneas ocurridas en una sustancia por unidad de tiempo. La unidad es el Becquerelio (Bq), y equivale a una desintegración por segundo.

Átomo

Es la parte más pequeña de la materia, y que consiste en un núcleo, compuesto de protones y neutrones, rodeado por electrones orbitando a su alrededor. Es la parte más pequeña de un elemento que entra en una reacción química.

Bequerelio

Unidad de radiactividad del Sistema Internacional (S.I.), igual a 1 desintegración nuclear por segundo. En Europa sustituye al Curio (Ci), que equivale a 3.7 x 10^{10} Bq.

Blindaje

Material que se interpone entre una fuente de radiación y las personas para atenuar el número de partículas y radiaciones incidentes, y prevenir que dichas radiaciones produzcan daño a las personas.

Contaminación radiactiva
Presencia indeseable de sustancias radiactivas en seres vivos, objetos o en el medioambiente. Se habla de descontaminación superficial (si afecta a la superficie de los objetos), contaminación externa (piel de las personas) o contaminación interna (órganos internos de personas).

Decaimiento radiactivo
Disminución gradual de la actividad de una fuente debida a las transformaciones delos radionucleidos en sus productos derivados.

Descontaminación
Eliminación de la contaminación radiactiva.

Dosis
Cantidad de energía absorbida por un tejido. Ver distintos tipos de dosis.

Dosis absorbida
Energía absorbida por unidad de masa de tejido. La unidad de dosis absorbida en el Sistema Internacional es el gray (Gy), que equivale a 1 J/Kg.

Dosis efectiva
Se define esta magnitud como la suma de las dosis equivalentes ponderadas en todoslos tejidos y órganos del cuerpo a causa de irradiaciones internas y externas. Se estima mediante la formula. La unidad para la dosis efectiva es el Sievert (Sv).

Dosis colectiva
Dosis colectiva es la dosis efectiva a que ha resultado sometido un cierto grupo de personas. Se mide en sievert por persona (Sv.p.).

Dosis comprometida
Es la dosis efectiva que recibirá una persona durante los próximos 50 años (70 años en el caso de los niños) a consecuencia de la cantidad de material radiactivo que ha incorporado a su organismo. Se mide en sievert (Sv).

Dosis equivalente
Es la dosis absorbida ponderada (corregida en proporción a) por la diferente eficaciabiológica de las distintas clases de radiación sobre el medio vivo considerado. Los factores de corrección se denominan "Factores de ponderación de la radiación" (antes factores de calidad de la radiación). Se mide en sievert (Sv): 1 Sv = 1 J/Kg. Launidad antigua era el rem:1Sv= 100 rem.

Efecto determinista
Efectos no probabilísticos que aumenta su gravedad con la dosis recibida por el organismo, y para los que la probabilidad es alta una vez que se sobrepasa un umbral.

Efectos estocásticos.
Son efectos probabilísticos sobre la salud, en los cuales, la probabilidad de que ocurran está relacionada con la dosis de radiación, mientras que la gravedad es independiente de dicha dosis. No puede asumirse ninguna dosis por debajo de la cualno pueda producirse algún efecto.

Emergencia radiológica
Situación de emergencia a raíz de un accidente en el que estén implicadasradiaciones ionizantes.

Exposición

a) Magnitud física que caracteriza la ionización que produce en el aire una radiación.Su unidad es el Roentgen(R): 1 R = 2,58 x 10^{-4} C/kg.
b) Efecto de someter o someterse a las radiaciones ionizantes.

Fotón
Un cuanto, de radiación electromagnética, que posee energía hν (h es la constantede Planck y ν la frecuencia).

Fuente de radiación
Aparato o sustancia capaz de emitir radiaciones ionizantes.

ICRP
Comisión Internacional para la Protección Radiológica.

Isótopos
Cada uno de los distintos nucleidos que tienen el mismo número atómico (número deprotones) y, por tanto, pertenecen al mismo elemento químico, pero que difieren entre sí en el número de neutrones.

Ion
Una partícula eléctricamente cargada formada cuando un átomo neutro o un grupo de átomos ganan o pierden uno o más electrones.

Límite de dosis
Límites fijados por las autoridades legales para la dosis por las radiaciones ionizantes a los trabajadores, estudiantes y miembros del público, excluyendo las dosis debidas a la radiación por el fondo natural y a la exposición médica. Los límites de dosis se aplicana la suma de las dosis recibidas por exposición externa durante un periodo determinado y la dosis interna integrada resultante de la incorporación de radionucleidos, durante el mismo período.

Neutrón
Partícula elemental sin carga eléctrica que forma parte del núcleo de los átomos; sumasa es de 1,00136 veces la del protón.

Nucleido
Especie atómica (conjunto de átomos iguales), caracterizado por el número de protones y de neutrones que posee.

Núcleo
Parte central de un átomo con carga positiva, a la cual se le asocia la masa del núcleo, pero solamente una parte mínima de su volumen.

Partícula Alfa
Núcleo de Helio-4 emitido en el transcurso de una desintegración nuclear. Por extensión, toda agrupación de dos protones y dos neutrones. Se representa por el símbolo α.

Partícula beta
Electrón, positivo o negativo, emitido en la desintegración de un núcleo atómico. Serepresenta por el símbolo β.

Período de semidesintegración
Intervalo de tiempo necesario para que el número de átomos de un nucleido radiactivo se reduzca a la mitad por desintegración espontánea.

Protón
Partícula elemental cuya carga eléctrica es positiva e igual a la del electrón y cuya masa es 1,67 E-27 g. Se encuentra en el núcleo de los átomos.

Positrón
Electrón cargado positivamente.

Radiación
Partículas u ondas procedentes de átomos o procesos nucleares.

Radiación gamma
Radiación electromagnética de onda corta emitida por el núcleo de un átomo enuna reacción nuclear. La radiación gamma es muy penetrante, y requiere de varios centímetros de acero inoxidable o de plomo o de hormigón para una protección eficaz.

Radiación Ionizante
Nombre genérico empleado para designar las radiaciones de naturaleza corpuscularo electromagnética que en su interacción con la materia producen iones, ya sea directa o indirectamente.

Radiación nuclear
Radiación emitida por los núcleos atómicos, por ejemplo, durante su desintegraciónradiactiva o fisión.

Radiactividad
Propiedad que tienen algunos elementos químicos de emitir partículas u ondas electromagnéticas. Esta propiedad se debe a la existencia de una descompensación entre el número de neutrones y de protones del núcleo del átomo, que provoca una inestabilidad y una liberación de la energía acumulada en forma de partículas u ondas. La radiactividad natural se debe a elementos que emiten radiaciones espontáneamente, como es el caso del uranio, el torio, el radón, etc.

Radionucleido
Nucleido radiactivo.

Radioisótopo
Isótopo radiactivo.

Rayos x
Radiación electromagnética producida en las transiciones de electrones de los nivelesmás profundos. Su longitud de onda es menor que la de los rayos ultravioleta y mayor que la de los rayos gamma.

Restricción de Dosis
Es una limitación de dosis a los individuos debida a fuentes de radiación definidas. Este concepto se utiliza para optimización de la protección.

Sievert (Sv)
Unidad de la dosis equivalente y de la dosis efectiva en el Sistema Internacional deUnidades: 1 Sv = 1 J/kg. La unidad antigua es el Rem. 1Sv = 100 Rem.

Supervisión
Medidas periódicas o continuas de la cantidad de radiación presente en un área determinada.

Tasa de dosis
Índice de la exposición a la radiación ionizante en términos de dosis absorbida o dedosis equivalente, y expresado en unidades de Gy/h o de Sv/h, respectivamente.

Valor medio de espesor
El espesor de un material necesario para reducir la transmisión de la radiación gammaa la mitad de su valor inicial.

MÓDULO II

INTRODUCCION A LA RADIOGRAFIA INDUSTRIAL

13 INTRODUCCIÓN A RADFIOGRAFIA INDUSTRIAL

La Radiografía Industrial es una técnica en la cual se usa la radiación electromagnética penetrante (rayos X o rayos gamma), para observar la estructura de objetos capaces de absorber las radiaciones opacas, de forma análoga a la utilización médica de los rayos X en radiodiagnóstico.
La técnica es conocida internacionalmente como Ensayo No Destructivo (END) y constituye una vía de primordial importancia en la inspección y control industrial de estructuras y componentes metálicosy ha adquirido una gran difusión a escala mundial, encontrándose actualmente en una fase de crecimiento sostenido.

La radiografía se basa en la absorción diferenciada de la radiación penetrante por la pieza que está siendo inspeccionada. Ya sea por diferencias en la densidad, variaciones en el espesor o en la composición del material; distintas regiones de una pieza absorberán diferentes cantidades de radiación. Esta absorción diferenciada de la radiación podrá ser detectada a través de una película y asi podremos conocer la existencia de una falla interna o defecto en el material.
La radiación atraviesa el objeto a estudiar e incide sobre una placa fotográfica, en la cual, el flujo de radiación incidente en cada punto varía, entre otras cosas, con el espesor, densidad y composición del material. De esta forma, tras un cierto tiempo de exposición, y revelada la película, se obtiene la radiografía como una imagen de sombras del objeto, en la que defectos estructurales tales como cavidades, fisuras, impurezas, o cualquier otro tipo de imperfección análoga, aparecen como zonas más oscuras o claras que el resto de la imagen. Así de esa forma, un profesional experto, puede interpretar la placa fotográfica, determinando no sólo las zonas defectuosas en el objeto, sino también, el tipo de defecto existente.

La radiación penetrante necesaria para la aplicación de este importante método de control puede ser obtenida por dos vías: bien a partir de una máquina eléctrica generadora de radiaciones ionizantes, en particular de rayos X, o a partir de un isótopo radiactivo (radionucleido) emisor de radiación gamma. El proceso de la toma de radiografías es similar en ambos casos, y no depende de la variante empleada para obtener la radiación necesaria para el proceso.

14 EQUIPOS UTILIZADOS EN RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL:

14.1 Equipos de radiografía industrial de rayos X

Un equipo de rayos X, consta, básicamente de una unidad de generación de rayos X en cuyo interior se encuentra protegido un tubo de rayos X y un panel de mando que permite establecer y controlar los parámetros necesarios con la calidad deseada.
Las principales características técnicas de un equipo de Rayos X son: voltaje y amperaje, tamaño del punto focal y tipo de flujo de radiación. Esto se debe al hecho de que esas magnitudes determinaran lascaracterísticas de la radiación generada en el equipo. El Voltaje se refiere a la diferencia de potencial entre el ánodo y el cátodo y se expresa en kilovoltios (kV). El Amperaje se refiere a la corriente del tubo y se expresa en miliamperes (mA).

Por lo tanto, la calidad de la imagen radiografiada se relaciona con la capacidad de penetración. Generalmente los equipos de rayos X se construyen de forma tal, que la radiación emerja en una dirección preferencial, conformando un "cono" de radiación denominado "haz primario" o "de radiación directa". Como ya se dijo el equipo de Rayos X está compuesto por el panel de control y la unidad generadora. Estos se conectan a través del cable de energía. La distancia entre la unidad generadora y el panel de control debe ser tal que el operador este protegido en el momento de la operación, siguiendo las normas básicas de seguridad. Para cumplir con esto los fabricantes de equipos de Rayos X suministran cables especiales de alta tensión con longitudes de 20 a 30 metros dependiendo de la potencia máxima del tubo generador. En el panel de control están alojados todos los controles, indicadores, llaves y medidores, se hacen los ajustes de voltaje y amperaje y se controla la operación, los equipos de rayos X consiguen mejor calidad de imagen.

Una característica de los equipos de rayos X resulta que a medida que aumenta el kilo voltaje (Kv) aumenta el espesor de acero que puede ser inspeccionado, hasta 8 cm como máximo, lo cual motiva que para inspeccionar objetos con espesores mayores hay que pasar al uso de equipos de gammagrafía industrial con fuentes selladas de alta actividad específica.

14.2 Equipos de gammagrafía industrial

En este caso la fuente radiactiva se encuentra en un contenedor de trabajo blindado y cerrado herméticamente y tiene que salir de este contenedor para radiografiar un objeto determinado. El equipo está compuesto básicamente de un contenedor de acero (llamado contenedor de trabajo), que tiene internamente alojada una fuente radiactiva blindada con uranio empobrecido; esta fuente es extraída del contenedor por la parte delantera y conducida hasta el terminal de exposición a través de un tubo guía, para ello el operador utiliza un sistema de control remoto o de telemando tipo manivela. De esta forma el operador queda distanciado de la fuente para que no se exponga a altas dosis de radiación. La fuente radiactiva queda expuesta para la radiografía y una vez terminada la exposición radiográfica, regresa al contenedor a la posición de máximo blindaje por el mismo sistema.
Los componentes principales de un equipo de gammagrafía industrial son los siguientes:

- Fuente radiactiva
- Contenedor de trabajo blindado para el alojamiento de la fuente radiactiva
- Sistema de manipulación a distancia con telemando o control remoto
- Tubo Guía
- Cables de control
- Colimadores
- Sistema de posicionamiento, accesorios cuyo objeto es situar correctamente el extremo de las guías. Pueden ser magnéticos.

14.2.1 Fuente Radiactiva y Portafuente.

El radioisótopo más utilizado en la radiografía industrial es el ^{192}Ir, aunque se puede también utilizar otros radioisótopos, de acuerdo con las características del material a radiografiar, tal como: ^{60}Co, ^{75}Se.

La fuente radiactiva tiene la forma de pequeños discos metálicos. Cada disco tiene un diámetro de 1 a 3 milímetros. Estos discos se colocan en una cápsula de acero inoxidable sellada herméticamente, mediante soldadura, para evitar cualquier posible salida de material radiactivo al exterior, la cápsula

que contiene la fuente radiactiva se fija delante de un portafuente de acero inoxidable flexible. La parte trasera del portafuente tiene un sistema de acoplamiento, que le permite conectar el cable del telemando o de control remoto.

14.2.2 Contenedor de trabajo

El contenedor se hace de acero inoxidable por afuera para protegerlo de los choques mecánicos, internamente tiene uranio empobrecido, que actúa como blindaje para la radiación ionizante, el uranio es muy denso y de alto poder blindante. Este contenedor posee internamente alrededor del uranio empobrecido, un canal donde se aloja la fuente radiactiva. Ese canal, puede ser de acero inoxidable, titanio o zirconio y puede tener forma recta o en curva tipo S. Además, externamente, el contenedor cuenta con un asa metálica en la parte superior para su transporte, un sistema de conexión para el telemando y el tubo guía, una cerradura con los dispositivos de seguridad, tapones protectores, una placa metálica con identificación y señalizaciones del contenedor y del material radiactivo que contiene. Una caja metálica de sobre envase para el transporte del equipo y los accesorios.
Los contenedores son clasificados por la posición de la fuente y la condición de movilidad, por la posición de la fuente se clasifican en tres clases:

- **Categoría I** - la fuente no es removida del aparato de exposición, esusado un obturador u otro mecanismo para exponer la fuente.

- **Categoría II** - la fuente es proyectada fuera del aparato de exposición blindado a través de un tubo guía flexible, quedando sin blindaje.

- **Categoría III** - aplicaciones especiales. Equipos de gammagrafía diseñados para aplicaciones especiales: crawler y equipos de gammagrafía subacuáticos

14.2.3 Por la condición de movilidad se clasifican en tres clases:

- **Clase P -** Contenedor de trabajo portátil. Equipo diseñado para ser trasladado por una persona y cuyo peso no supere los 50 Kg.

- **Clase M -** Contenedor de trabajo móvil. Equipo diseñado para ser trasladado por medio de un mecanismo adecuado para estepropósito, pero que no es portátil.

- **Clase F** - contenedores fijos, con movilidad reducida a los límites de una zona controlada, tal como una cabina reforzada.

14.2.4 Control Remoto

La unidad de control remoto es un equipo mecánico utilizado para mover la fuente radiactiva de su posición de blindaje, en el interior del contenedor, hasta el lugar de exposición y hacerla volver por dentro del tubo-guía.
Este control remoto se compone de un cable mecánico de acero, llamado cable de control, situado enel interior de un conducto para proteger y mantener la rigidez y un control mecánico (tipo manivela) para llevar y traer la fuente radiactiva.

14.2.5 Tubo Guía

El tubo guía es un tubo flexible que **se usa para guiar la salida del portafuente del contenedor hasta el terminal de exposición.** El terminal de exposición es el dispositivo que alberga la fuente sellada en la posición de irradiación. El tubo guía flexible es compuesto por un tubo flexible que se enrolla internamente en acero inoxidable trenzado y, externamente, tiene una cubierta de goma.

14.2.6 Colimadores

Distintos tipos de colimadores pueden ser ajustados al extremo del terminal de exposición. La radiación es colimada mediante una pequeña apertura a través de la cual se emite un cono de radiación cuando la fuente radiactiva se encuentra dentro del mismo. El uso de colimadores reduce significativamente el área controlada para la cual se restringe el acceso durante los trabajos de radiografía industrial.

14.3 Principio de operación

La operación consiste en la salida de la fuente radiactiva de su posición de blindaje a través del cable de telemando con la manivela o sistema de control remoto, acoplado en la parte trasera de contenedor. El portafuente, sale por el tubo guía, acoplado a la parte delantera del contenedor, hasta llegar al terminal de exposición, al finalizar el tiempo de exposición, la manivela es de nuevo accionada mecánicamente en sentido que el portafuente retorne a la posición de blindaje en el interior del contenedor, se debe comprobar mediante monitoreo de tasa de dosis con un equipo de medición apropiado que la fuente se encuentra en posición de máximo blindaje.

15 RADIOGRAFÍA FIJA Y MÓVIL

Debido a la diversidad de condiciones de trabajo en radiografía industrial, las instalaciones pueden ser clasificadas como instalaciones fijas y móviles.
Una instalación es definida como instalación fija cuando la irradiación es hecha en recintos cerrados y blindados de manera que se cumplan los límites y restricciones de dosis establecidos. Además, la instalación fija debe tener, entre otros aspectos, barreras de protección y dispositivos de seguridad; señales con la leyenda: "Peligro. Zona de Radiación"; alarmas externas, acústicay luminosa, que se active durante la operación del equipo y que esaccionada por un detector de radiación fijo ubicado dentro del recinto; dispositivos técnicos de protección física adecuados que impidan el ingreso de personas no autorizadas a la instalación. El recinto de irradiación puede ser usado, también, como depósito de equipos y fuentes radiactivas de Radiografía Industrial.

Una instalación es definida como instalación móvil cuando la irradiación es hecha al aire libre, en espacios cerrados o aislados, con protección específica de cada posible ubicación. En los trabajos de radiografía industrial en condiciones móviles, cuando para obtener la radiografía se traslada el equipo radiográfico y no el objeto a radiografiar, no se cuenta con determinadas medidas de seguridad relacionadas con el diseño de recinto fijo por lo cual es necesario extremar medidas organizativas relativas al acceso de personas a las áreas de trabajo, es habitual programar los trabajos para horarios no laborables (noche y madrugada).
Los problemas de seguridad y protección radiológica en estos dos tipos de instalaciones son muy diferentes debido a las características del trabajo, las condiciones ambientales y las condiciones de la instalación.

Riesgos y accidentes radiológicos en radiografía industrial:

Los accidentes en el ámbito de la radiografía industrial se han producidos con relativa frecuencia, causando muertes o lesiones graves. Un accidente radiológico, con una fuente radiactiva de radiografia industrial, puede ser descrito como un evento o una serie de eventos que conduce a la pérdida del control normal de la fuente radiactiva. Esa desviación inesperada y significativa de las condiciones normales de funcionamiento puede causar la exposición excesiva de trabajadores ocupacionalmente expuestos o individuos del público.

A pesar de la radiografía industrial ser una técnica relativamente sencilla, es responsable por las altas estadísticas de accidentes radiológicos. En este ámbito, el peor escenario es cuando, por alguna razón, el portafuente es desconectado del cable de control, no retornando a su posición de blindaje.
Varios de los accidentes más graves presentan cómo consecuencias la falta de establecimiento de controles adecuados del personal, procedimientos y equipos de radiografía.

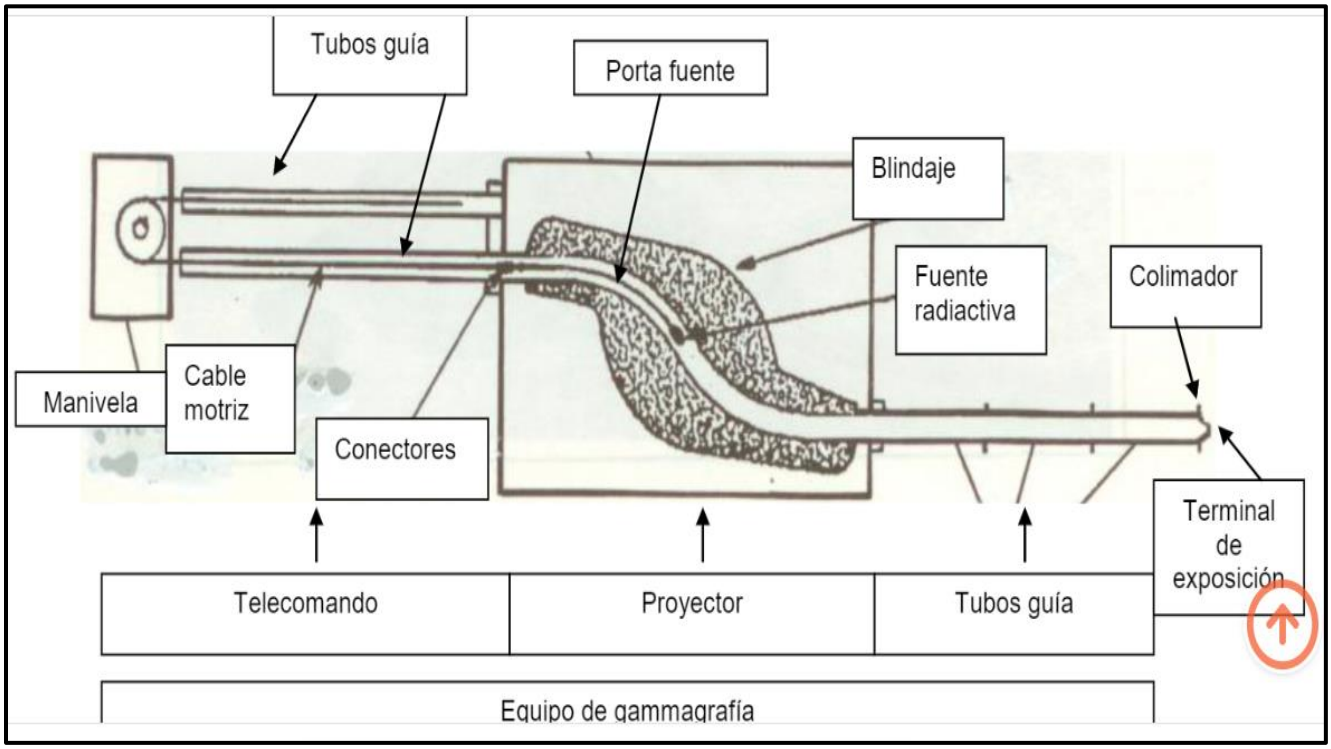
Según las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR), alrededor del 40% de los accidentes nucleares o radiológicos, en todo el mundo, con consecuencias clínicas, estuvo la participación de la radiografía industrial. De 1951 a 2000, de los 211 casos reportados de la industria no nuclear, 149 (70%) ocurrieron en el ámbito de la radiografía industrial.
Los accidentes pueden ser ocasionados por mal uso o fallos de los equipos, y se dividen en dos categorías:

- La pérdida o robo de equipos de gammagrafía industrial, o un incidente de transporte.

En la **primera categoría**, una de las razones fue la presencia de los trabajadores cerca de la fuente, sin la protección adecuada. Otras causas resultan de un mal funcionamiento del sistema de acoplamiento. En muchos casos la fuente radiactiva se ha separado del cable del control remoto y el proceso de recuperación ha llevado a la exposición de los operadores. Otras causas son la falta de sincronismo entre el trabajador responsable por el cambio de las películas radiográficas y el operador responsable de iniciar el proceso de operación del equipo de gammagrafía industrial.

En la **segunda categoría**, resultante de la pérdida o robo de la fuente radiactiva, o incidentes durante el transporte, los acontecimientos por lo general no causan exposiciones elevadas si la fuente radiactiva permanece blindada dentro del contenedor. Sin embargo, este tipo de incidente puede tener graves consecuencias si la fuente radiactiva es retirada del contenedory es manipulada por cualquier persona sin ningún tipo de protección durantevarias horas.

Partes y esquema de una cámara radiográfica



MÓDULO III:

OPERACIÓN CON MEDIDORES NUCLEARES INDUSTRIALES

16 INTRODUCCIÓN DE MEDIDORES NUCLEARES INDUSTRIALES

Los medidores nucleares son dispositivos de control industrial que utilizan las propiedades de interacción de las radiaciones ionizantes. La automatización de los procesos tecnológicos en diferentes ramas de la economía requiere un aumento de las exigencias en la exactitud, estabilidad, construcción y explotación segura del equipamiento de regulación, de control y medición. Esta problemática ha sido resuelta satisfactoriamente con la ayuda de estos dispositivos emisores de radiaciones ionizantes.
La amplia utilización de los medidores nucleares, se estima que en el mundo es de alrededor de 250000 unidades, se debe fundamentalmente, a su alta calidad metrológica y a sus ventajas ante los equipos convencionales, entre las que podemos citar: la no necesidad de contacto con la muestra a medir, su alta resolución, la posibilidad de mediciones exactas y continuas y la posibilidad de utilizarlos para el control de los más diversos medios: sólidos, líquidos, gaseosos, químicamente agresivos, explosivos y otros.
Una particularidad de la utilización de los medidores nucleares es que durante su explotación pueden estar sometidos a la acción de las radiaciones ionizantes, no solo el personal de operación sino también aquellas personas que laboran en puestos de trabajos próximos a donde éstos están instalados. Esto implica la necesidad de crear las condiciones correspondientes que garanticen la seguridad radiológica no solo del personal, sino también del público.

17 TIPOS DE MEDIDORES NUCLEARES

Densímetros portátiles

Medidor retrodispersión

Medidor de transmisión

medidores reactivos

El sistema está formado por una o varias fuentes radiactivas selladas o generador de rayos X, alojadas en un recipiente blindado y uno o varios detectores de medición. Los componentes se posicionan geométricamente de forma tal que el detector es capaz de recibir un haz útil de radiación colimada una vez que esta atraviese e interactúe con el material de estudio o se disperse después de la interacción con dicho material.
Las formas más comunes de clasificación de los medidores nucleares se refieren a sus condiciones deoperación y al proceso que sufre la radiación emitida antes de alcanzar el detector.

Por el tipo de radiación de las fuentes de radiación empleadas: alfa, beta, gamma, neutrónica y rayos x.

Según las condiciones de operación pueden ser:

- Estacionarios: fijos y de exploración (con movimiento hacia delante y hacia atrás).
- Portátiles: para uso en diferentes lugares.

De acuerdo con el proceso que sufre la radiación emitida antes de alcanzar el detector pueden ser:

- medidores de transmisión
- medidores de retrodispersión.
- medidores reactivos

17.1 Medidores de transmisión.

Son aquellos dispositivos en los cuales la fuente radiactiva y el detector se encuentran en lados opuestos del material a medir. Las fuentes radiactivas más comunes que se emplean en estos dispositivos se muestran enla Tabla I. Las actividades de las fuentes beta más usadas oscilan entre 40 MBq y 40 GBq y las fuentes de radiación gamma entre 0,4 y 40 GBq.

Tabla I. Fuentes utilizadas en los medidores de transmisión

Fuente de radiación	Tipo de emisión	Aplicación
Pm-147	beta	Densidad del papel
Tl-204	beta	Espesor del papel, gomas y textiles
Kr-85	beta	Espesor del cartón
Sr- 90/ Y-90	beta	Espesor de metales finos en cigarros y cajas
Generador de rayos X	rayos X	niveles líquidos en envases
Am-241	alfa	Hasta 10 mm de acero, contenido de botellas
Cs-137	gamma	100 mm de acero, de tuberías, tanques, ect.
Co-60	gamma	Contenido de hornos de coque

17.2 Medidores de retrodispersión

Son aquellos dispositivos en los cuales la fuente radiactiva y el detector se encuentran del mismo lado del material a medir. Las fuentes más comunes se muestran en la Tabla II. Las actividades de las fuentes de radiación beta más usadas oscilan entre 40 y 200 MBq, mientras las fuentes de radiación gamma pueden alcanzar los 100 GBq.

Tabla II. Fuentes radiactivas más usadas en los medidores de retrodispersión

Fuente radiactiva	Tipo de emisión	Aplicación
Pm-147	beta	Espesor de papel, materiales finos
Tl-204	beta	Espesor de gomas finas y textiles
Sr-90/ Y-90	beta	Espesores de plástico, gomas, cristal y aleaciones ligerasfinas
Am-241	alfa	Hasta 10 mm de cristal y 30 mm de plásticos
Cs-137	gamma	Cristal con cerca de 20 mm la densidad de rocas carboníferas
Am-241-Be	neutrones	Detección de hidrocarburos en rocas

17.3 Medidores reactivos

Ciertos emisores gamma de baja energía y de rayos X pueden ionizar átomos específicos causando que emitan rayos X fluorescentes de energía característica. Al medir los rayos X, el detector indica no sólo la presencia de átomos en específico, sino también la cantidad de éstos en el material. Este principio es usado por aquellos medidores que analizan la composición de materiales tales como minerales y aleaciones y además, por medidores de espesor de capas y substratos de diferentes materiales. Las fuentes radiactivas másusadas se muestran en la Tabla III. Las actividades más comunes se encuentran en un rango de 200 MBq a40 GBq.

Fuente radiactiva	Tipo de emisión	Aplicación
Fe-55	60% de alfa, y se descompone por captura electronica	Análisis de elementos con baja masa atómica 0,25 μmde plástico sobre aluminio
Am-241	alfa	Análisis de elementos con masa atómica media 0-100μm de Zn sobre Fe
Cd-109	rayos X (0.088 MeV)	Análisis de elementos con alta masa atómica
Generador de neutrones	neutrones rápidos	Análisis de hidrocarburos en rocas.

18 RIESGOS DE IRRADIACIÓN EXTERNA Y DE CONTAMINACIÓN EN MEDIDORES INDUSTRIALES

Las dosis efectivas anuales estimadas en los lugares de trabajo durante la operación normal de los equipos medidores nucleares fijos generalmente resultan inferiores a las dosis recibidas por la exposición al fondo natural de radiación. Efectivamente, los equipos fijos suelen estar ubicados en zonas de muy bajo factor de tránsito u ocupación, y las tareas que implican el acceso al interior de recipientes y que podrían ser la causa de una exposición al haz de radiación del cabezal, son esporádicas y suelen ser de corta duración. Las tasasde dosis equivalente ambiental en los lugares de trabajo son a lo sumo del orden de la decena de Sv/h en las operaciones normales.

Las fuentes de radiación de distintos tipos están siendo cada vez más utilizadas en los medidores nucleares. Aunque los accidentes no han sido muy numerosos, la amplia utilización de este tipo de fuentes de radiación ha registrado generalmente un buen historial de seguridad. El riesgo de irradiación es considerado tanto si se utilizan generadores de rayos X como fuentes radiactivas, siendo mayor cuánto mayor sean la actividad y la energía de la fuente radiactiva y el tipo, tensión e intensidad máximas del generador de rayos X.

El riesgo de contaminación por fuentes radiactivas, por tratarse de fuentes encapsuladas, en algunos casos, incluso encapsuladas en forma especial, es muy improbable por lo que solamente se tendrá en cuenta si, tras un accidente se produce la pérdida de hermeticidad de una fuente radiactiva permitiendo que su contenido pueda dispersarse.

Las dosis que reciben los operadores durante la operación de los medidores nucleares fijos son realmente bajas porque las operaciones a realizar consumen poco tiempo. No obstante, especial atención requieren las operaciones de limpieza y mantenimiento con la posibilidad de interceptar el haz, no solo porque el

valor de tasa de dosis es mayor, sino porque un error de operación puede conllevar a que la fuente no se encuentre en posición "cerrada" y la tasa de dosis resultaría considerablemente mayor.

18.1 Aplastamiento en obra de medidores nucleares para la medida de densidad y humedad

Abandono de equipo en obra, falta de señalización y delimitación de la zona de trabajo, descuido del personal de operación.

18.2 Intercepción del haz en el exterior del recipiente:

Analicemos ahora el caso cuando la intercepción del haz de radiación se produce con alguna parte del cuerpo (manos, ojos), debido a que un cabezal medidor con fuente radiactiva o generador de rayos X ha sido colocado a cierta distancia de la pared del recipiente, y la zona no posee restricciones de acceso al haz.

Normalmente queda un espacio exiguo para introducir alguna parte del cuerpo ante el haz, puede estimarse que los trabajos allí serán esporádicos, con el exclusivo fin de realizar tareas de alineación del sistema de detección o mantenimiento de los cables o sujeciones del cabezal medidor. Se estima un tiempo típico de exposición al haz de 15 minutos una vez por mes, por lo que si suponemos que siempre se expone el mismo órgano y que no hay rotación de operarios para esta tarea, se recibirán dosis equivalentes del orden de 30mSv en el órgano expuesto.

18.3 Deterioro del cabezal medidor nuclear por golpes:

Si un golpe provoca daños al blindaje del cabezal, puede producir riesgos de exposición a las personas que se aproximen al mismo. Si por ejemplo, se redujera el blindaje en alguna zona de un cabezal que contiene una fuente, la tasa de dosis equivalente ambiental en contacto para determinados puntos podría alcanzar los 10 mSv/h, por lo que las medidas necesarias para retirar el cabezal y depositarlo en un lugar aislado a la espera de ulteriores medidas deberían garantizar dosis efectivas del orden de algunos centenares de Sv.

1 8 . 4 Deterioro del cabezal de un medidor nuclear por caída y aplastamiento:

Si se produce una caída de un cabezal desde una altura considerable o si es golpeado o aplastado en un accidente durante su transporte, se podría afectar la contención de la fuente, su blindaje y el obturador del haz de radiación. Para el análisis del riesgo de exposición podemos considerar el caso extremo de una fuente que queda expuesta sin blindaje, y que por ejemplo produce tasas de exposición de unos 3 mSv/h a 1 metro de distancia, por lo que se debería blindarla inmediatamente y en caso contrario, debería demarcarse un área controlada con una barrera física que restrinja el acceso a la zona donde las tasas de dosis resulten por ejemplo mayores que 7,5 Sv/h lo que configura una zona de algo más de 20 metros de radio alrededor de la fuente. Asimismo, debe considerarse el riesgo de una contaminación del lugar y del propio cabezal por una eventual pérdida de contención de la fuente debido a la caída. Esta situación debe analizarse bajo la óptica de una emergencia para la que deben tomarse en el lugar las primeras medidas de aislamiento del área afectada.

18.5 Robo o pérdida de control de un cabezal.

Las causas que pueden conllevar al robo o pérdida de control sobre un cabezal pueden ser varias y nos limitaremos solo a analizar la situación relativa a la fuente una vez localizada. Ante todo, las medidas a tomar se refieren a la recuperación del control sobre la fuente teniendo en cuenta que en general este tipo de fuentes no presenta inconvenientes importantes debidos a la irradiación externa, aunque puede generarlos en los casos de pérdida del blindaje.

La pérdida de control de una de estas fuentes puede producir en los trabajadores o en miembros del público:

- Dosis por permanencia prolongada en cercanías de la fuente expuesta, o del cabezal con una pérdida parcial de blindaje debido a golpes o calentamiento del cabezal.
- Contaminación debido a la apertura intencional del cabezal y daño a la cápsula de la fuente.
- Dosis debidas a la exposición inadvertida al haz de radiación de un cabezal, si el obturador estuviera en posición de irradiación.
- Resulta difícil determinar a veces el momento preciso de la pérdida de control. A menudo la falta de control sobre la fuente se produjo antes de la desaparición de esta, por lo que no se dispone de información fehaciente sobre su historia. Suele haber fallas en los mecanismos de registro del estado de funcionamiento de los equipos medidores, y a veces no se conoce el número y localización de todas las fuentes de la planta. Es sumamente dificultosa la reconstrucción de los movimientos que experimentó la fuente luego de su desaparición. A veces no se recupera el control de esta, loque plantea el problema de la evaluación de las dosis, habida cuenta de los largos períodos de semidesintegración de los radioisótopos utilizados y de las energías de la radiación.

Cabezal fundido como chatarra: Este tipo de suceso ocurre cuando por determinadas razones tecnológicas, de mercado u otra, se procede a sustituir una planta o una parte de una planta o una línea de ésta, razón por la cual todas sus partes metálicas pasan a ser recicladas como chatarra, sin percatarse que como parte de esta chatarra se reciclará una fuente radiactiva.

Las consecuencias radiológicas de este suceso, así como las consecuencias económicas, políticas y sociales pueden ser grandes. La alarma pública puede ser también significativa con mucha presión política y de los medios de comunicación.

MÓDULO IV:

CICLOTRONES AUTO BLINDADOS Y NO BLINDADOS

19 INTRODUCCIÓN DE CICLOTRONES

El uso de emisores de positrones para la realización de imágenes médicas ha experimentado en los últimos diez años un considerable aumento en el número de procedimientos realizados, debido a la posibilidad de diagnosticar, estadificar, vigilar el desarrollo de tratamientos y evaluar la recurrencia de tumores. Como consecuencia, el número de instalaciones con equipos PET en los países miembros del Foro ha aumentado significativamente y por tanto la demanda de los radiofármacos que son usados en los exámenes.

La glucosa marcada con flúor (FDG), es el radiofármaco más ampliamente utilizado para exámenes con PET. El uso del FDG es justificado por la vida media del ^{18}F (110 minutos), que permite su transporte desde una instalación productora hasta un centro médico relativamente cercano.

Debido a este aumento de la demanda de radiofármacos emisores de positrones, las autoridades reguladoras de los países miembros del Foro han recibido crecientes solicitudes de licencias para instalaciones con aceleradores ciclotrones para su producción. Estas instalaciones tienen el potencial para producir todos los días grandes cantidades de radioisótopos, como fuentes no selladas mediante reacciones que, en la mayoría de los casos, producen altas dosis de neutrones secundarios. Por lo tanto, esta práctica presenta peculiaridades que deben ser evaluadas detenidamente en el proceso de concesión de licencias.

En este documento se presentan los resultados de las discusiones mantenidas por los países miembros del Foro sobre los criterios técnicos para la evaluación de la seguridad de las instalaciones con ciclotrones para la producción de radiofármacos.

19.1 Los Ciclotrones

Los ciclotrones son los equipos más utilizados para la aceleración de partículas a las energías requeridas para la obtención de las reacciones nucleares necesarias para la producción de radioisótopos. De acuerdo con la electrodinámica, **la frecuencia de rotación de una partícula cargada moviéndose en un campo magnético es independiente del radio de su órbita. La energía de la partícula aumenta a medida que la velocidad de la partícula aumenta**. Ese principio de operación es utilizado para producir partículas de energía suficientemente alta en un espacio limitado. La cámara de aceleración del ciclotrón, como la que se muestra en la Figura 1, se coloca entre los polos de un electroimán. **El campo magnético hace que las partículas dentro de la cámara se muevan en órbitas circulares.**

Figura 1 – Ilustración de una cámara de aceleración de un ciclotrón.

Los iones producidos en una fuente de iones son acelerados por un campo eléctrico de alta frecuencia a través de electrodos llamados "Dees". La tecnología moderna permite que la fuente de iones se posicione en la región central del ciclotrón (fuentes internas) o fuera del ciclotrón (fuentes externas), desde donde los iones son inyectados en la región de aceleración. Con el objetivo de que las partículas sean aceleradas de manera eficaz, se requiere que **la cámara del ciclotrón se mantenga a un nivel considerable de vacío. Típicamente, esto se traduce en una presión dentro de la cámara entre 10^{-5} y 10^{-7} mm de Hg**.

En la Figura 2 se presentan ilustraciones de una fuente de iones, las "dees" y una bomba de vacío difusora típicamente utilizadas en estos aceleradores.

Figura 2 – Ilustración de una fuente de iones; las "dees" y una bomba de vacío utilizado en los ciclotrones.

El proceso de extracción del haz hacia el blanco dependerá de la carga de las partículas aceleradas. Si las partículas son positivas, la extracción es llevada a cabo electrostáticamente, y si poseen carga negativa, primero se les extraen los electrones a los iones acelerados utilizando generalmente láminas delgadas de carbón, y luego el campo magnético invierte la trayectoria de la partícula resultante, ahora cargada positivamente, orientándola hacia el blanco. La Figura 3 muestra una fotografía de láminas delgadas para extracción de electrones de los iones negativos. La inclusión de este tipo de sistema permite la obtención de haces con distintas energías.

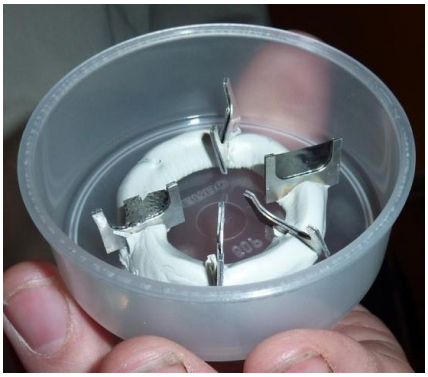


Figura 3 – Sistema de extracción de haz (ciclotrón de iones negativos).

Gran parte de los radioisótopos utilizados actualmente en aplicaciones médicas pueden ser producidos a través de irradiación con protones. La simplicidad del diseño de los ciclotrones modernos se ha traducido en equipos capaces de generar haces simultáneos de partículas con energías e intensidades distintas. La Tabla 1 muestra los radionúclidos típicos que se producen a partir de reacciones con protones o deuterones en ciclotrones, así como las reacciones y energías necesarias para su producción.

Tabla 1 – Emisores de positrones típicos y reacciones para su producción.

Radionúclido	t1/2(min)	Reacción	Energía (MeV)
11C	20,3	14N(p)	11-17
13N	9,9	16O(p,)	19
		13C(p,n)	11
15O	2,0	15N(p,n)	11
		14N(d,2n)	6
		16O(p,pn)	>26
18F	110,0	18O(p,n)	11-17
		natNe(d)	8-14

Como se puede verificar en la Tabla 1, la operación de un acelerador ciclotrón produce radiación de neutrones, la cual es necesario blindar, juntamente con la de fotones generados tanto por la interacción de los neutrones con diversos materiales, como también por el radioisótopo que se está produciendo, y que durante el bombardeo se acumula en el blanco. Además, las partículas que constituyen el haz, así como los neutrones generados en el interior del bunker, inducen activación de los materiales que resultan expuestos.

El siguiente paso de la producción de radioisótopos es el procesamiento del blanco después de la irradiación, que se realiza en un laboratorio de radiofarmacia. El estado físico del material que se irradia determina el procedimiento específico para la recuperación del radioisótopo. En el caso de blancos líquidos es posible, en general, transferir el material a través de grandes distancias con el uso de gases presurizados, aunque las líneas de transferencia deben ser construidas de manera que se evite la retención de material entre el ciclotrón y las celdas calientes.

19.1.1 Radiofarmacia

Después de la irradiación del blanco con el acelerador ciclotrón, se transfiere el material radiactivo producido a un laboratorio de radiofarmacia donde se sintetiza y fracciona el radiofármaco. La zona de producción contiene los módulos de síntesis de los radiofármacos, que se alojan en celdas apropiadas, y celdas de fraccionamiento del radiofármaco sintetizado. Esta operación termina con la dosis fraccionada en un vial dentro de un blindaje, una alícuota se transfiere hacia el laboratorio de control de calidad, y el vial se transfiere hacia el sector de administración al paciente, en el caso que la instalación cuente con un PET asociado, o hacia el sector de despacho en el caso que la instalación comercialice su producción.
Se presentan a continuación algunos aspectos de las celdas calientes utilizadas en la síntesis y fraccionamiento de los radiofármacos.

19.1.2 Celdas calientes

Las celdas calientes son recintos blindados con un nivel adecuado de confinamiento, renovaciones de aire y estanqueidad, utilizados para procesar fuentes radiactivas no selladas. **En las celdas calientes la radiación a blindar es la gamma**, originada por ejemplo en la aniquilación de los positrones emitidos por los radioisótopos producidos en los ciclotrones. Las operaciones en las celdas calientes son ejecutadas a través de sistemas automatizados o utilizando manipuladores manuales. En la mayoría de las celdas calientes son comunes las ventanas, que permiten observar desde el exterior las tareas a llevar a cabo. Antes de iniciar el funcionamiento de una nueva celda caliente, se debe ejecutar un programa de pruebas de subsistemas de seguridad.

Las celdas calientes son construidas teniendo en cuenta la necesidad de mantener una presión negativa en su interior para evitar la dispersión de material radiactivo, complementando esto con un número de renovaciones de aire tal que en el interior de estas se garanticen niveles aceptables de concentración de actividad en aire. Además, deben poseer un nivel adecuado de estanqueidad, de acuerdo con normas internacionales. Asimismo, en el caso quese deba operar una celda en modo de emergencia, la velocidad de ingreso de aire a la celda debe ser tal que se logre el confinamiento del material por arrastre.

Las paredes de las celdas calientes deben ser lisas, impermeables y continuas, evitándose ángulos rectos en las uniones. El acero inoxidable es recomendable como material de construcción. Existen diversas configuraciones para las celdas calientes, y la mejor opción dependerá del uso previsto. Generalmente, en la síntesis automática se utiliza una celda conteniendo un panel central deslizante con laterales fijos, pen ara el manejo de materiales.

Dentro de las celdas calientes, existen dos dispositivos básicos: telepinzas y brazos maestro-esclavo, como el ilustrado en la Figura 4.

Figura 4 –Ilustración de una celda caliente con manipuladores.

19.1.3 Licenciamiento

El procedimiento de licenciamiento de instalaciones con ciclotrones es distinto en los diferentes países, en República Dominicana la legislación indica que deben solicitar una Licencia Institucional de operación, no obstante, existen una lógica y un orden en la ejecución de acciones y análisis de documentos, que generalmente todas las entidades reguladoras comparten.

A continuación, se describe una posible secuencia de acciones en el proceso de licenciamiento:

1. Notificación y emplazamiento.
2. Construcción.
3. Puesta en marcha.
4. Operación.
5. Cierre y clausura.

19.1.4 Notificación y emplazamiento

El interesado en la instalación de un ciclotrón notificará al organismo regulador su intención de construir y operar la instalación, justificando la intención de establecer la práctica, describiendo su alcance y aportando, al menos, la siguiente información:

Descripción del equipamiento: datos técnicos del ciclotrón (año de fabricación, número de serie, entre otros), fabricante, modelo, energía del haz, corriente y capacidad de producción.

1. *Producción prevista*: radionúclidos a producir, forma fisicoquímica, actividad máxima y productos secundarios.
2. *Responsables legal y técnico*: nombre, especialidad y calificación del responsable legal ydel técnico que hará el desarrollo del proyecto.
3. *Cronograma*: especificación de los plazos previstos para las distintas etapas del desarrollodel proyecto.
4. *Personal*: previsión de cantidad mínima de profesionales para operar la instalación, indicando formación y certificación, y previsión de entrenamiento del personal.
5. *Ubicación*: ubicación y descripción del sitio donde se proyecta emplazar el ciclotrón.

19.1.5 Construcción

Antes del inicio de la construcción de la instalación, el solicitante presentará las informaciones siguientes:

19.1.6 Planos de la instalación

Los planos de la instalación deben mostrar los detalles técnicos y de construcción que permitirán el análisis del blindaje y de los sistemas de seguridad. Se deben proporcionar los siguientes planos a escala y acotados:

a. Plano de localización zonal:
   - Localización de la instalación en relación con su vecindario.

b. Planos de la instalación:
   - La distribución y función de los locales de la instalación y los locales adyacentes.
   - La localización del ciclotrón, de las celdas calientes y de las líneas de transferencia.
   - Las vías de comunicación entre locales.
   - Descripción de flujos de personas y materiales.
   - Clasificación de áreas.
   - Identificación y ubicación preliminar de equipos de seguridad y detectores.
   - Descripción de los niveles de presión de las celdas y locales.

c. Planos constructivos con cortes axiales y transversales
   - Indicación de los materiales, espesores, ductos (eléctricos, de ventilación, incluyendo la chimenea, refrigeración, gases y otros) y bancos de filtros.

19.1.7 Sistemas de Seguridad

El diseño de los sistemas de seguridad, si bien varía levemente según la instalación, tiene en cuenta tanto los riesgos de irradiación externa gamma y neutrones, por las altas tasas de dosis durante la producción en el ciclotrón y las asociadas a los materiales producidos, como el riesgo de irradiación interna, debido a la producción de fuentes no selladas con una actividad generalmente de varios Curios (Ci), este diseño deberá facilitar la ejecución de las pruebas de los sistemas de seguridad.

Los sistemas de seguridad estarán diseñados para que en caso de fallo se garantice la seguridad en la instalación, incorporando los criterios de redundancia, independencia y diversidad. Así, cualquier fallo en los componentes de estos sistemas debe impedir la operación del ciclotrón o de los sistemas asociados, así como el acceso no autorizado a zonas con campo de radiación alto, hasta que el defecto sea reparado ("fallo seguro").

Adicionalmente, se recomienda disponer de un sistema eléctrico de respaldo para los sistemas críticos de seguridad, que garantice su funcionamiento en caso de pérdida de la alimentación eléctrica principal.

Los componentes que forman los sistemas de seguridad deben tener una confiabilidad adecuada a la tarea de seguridad que deben desarrollar, con el objeto de minimizar los fallos y el riesgo derivado. En algunos países estos requisitos pueden estar recogidos explícitamente en la legislación. El estado del diseño en estas instalaciones indica que se obtienen niveles razonables de confiabilidad contemplando al menos la redundancia física en las etapas de detección y de actuación de un sistema de seguridad, y redundancia lógica en la electrónica programable.

En la documentación presentada por el solicitante se describirán todos los sistemas de seguridad con los detalles de su lógica de actuación y su ubicación prevista. El diseño de los sistemas de seguridad puede contemplar la incorporación de una llave de intervención que anule temporalmente los sistemas de seguridad, para ser utilizada en caso de necesidad bajo condiciones controladas (esta llave debe permanecer únicamente en poder del jefe de la instalación). Pueden ser considerados los siguientes sistemas:

19.1.8 Enclavamientos:

- *Botones de última persona:* garantiza que nadie puede quedar dentro del bunker durante la operación del ciclotrón, complementando la inspección visual previa a su puesta en marcha con un **botón de última persona** o de cierre continuo. Si se detiene o retrasa el proceso de cierre de puerta, se realiza una secuencia incorrecta de pulsación de botones o si la puerta se abre, el proceso debe volver a iniciarse.

Figura 5 –Operador accionando los botones de última persona

- *Sistema de llave única*: Garantiza que la llave de operación es la misma que la utilizada para el cierre y apertura de la puerta del bunker. Como buena práctica, esta llave se acopla a un detector portátil de radiación.

Figura 6 –Ilustración del sistema de llave única.

- *Enclavamiento de puerta del bunker asociado a la operación del ciclotrón*: Garantiza que el ciclotrón no opere cuando la puerta está abierta, que no se pueda abrir la puerta durante su operación, y que en caso de abrirse durante la operación el ciclotrón se detenga.
- *Enclavamiento por tasa de dosis y falla de detectores*: Garantiza que no se puede abrir la puerta del bunker o de las celdas calientes si la tasa de dosis en su interior supera un valor de referencia, o si se presentan fallas en los detectores asociados.
- *Enclavamiento por pérdida de nivel de presión:* Garantiza que no se puede operar el ciclotrón y que las celdas calientes no recibirán material desde el ciclotrón si no existenlos niveles de presión requeridos. Complementariamente, se puede deshabilitar el haz si se pierde la depresión del bunker durante una irradiación. Además, para el escenario de pérdida de depresión de una celda durante su operación, se deberá analizar si resulta necesario cortar automáticamente la ventilación general de los locales adyacentes, a fin de minimizar el movimiento de aire hacia afuera de la celda con el consiguiente arrastre de material radiactivo, teniendo en cuenta para el análisis el diseño del sistema de ventilación y la depresión relativa entre locales.
- *Enclavamiento relacionado a la transferencia de material desde el ciclotrón hasta las celdas calientes*: Garantiza que no se pueda iniciar la transferencia del material radiactivo si las puertas de las celdas están abiertas, o si sus condiciones de presión no son las requeridas. Asimismo, garantiza que durante la transferencia no se pueda abrir la puerta de la celda, o que si se abre se detiene la transferencia, confinando el material enla línea de transferencia.
- *Enclavamientos de los autoblindajes:* En el caso de los ciclotrones autoblindados, este sistema garantiza que no se puede operar el ciclotrón si los blindajes no están en la posición segura o si hay pérdida de su capacidad de blindaje (por ejemplo, en caso de reducción de los niveles en blindajes líquidos). Adicionalmente, durante la operación no está permitido el movimiento de blindajes.

Además, solamente se pueden abrir los blindajes de los equipos autoblindados despuésde la transferencia de los materiales producidos. Este enclavamiento no se encuentra implementado en todas las instalaciones con ciclotrón operativas en los países miembros del Foro, y el control del escenario de exposición asociado al mencionado enclavamiento se realiza por procedimiento. Se sugiere que en etapas tempranas de licenciamiento se exija este enclavamiento, dado que los sistemas automáticos resultan de preferencia sobre los procedimientos para este tipo de escenario.

Figura 7– Ilustración de un ciclotrón con los autoblindajes abiertos.

- *Enclavamiento por descargas en la chimenea*: Garantiza que si se sobrepasa los niveles preestablecidos para las emisiones por la chimenea los gases se retienen en la instalación en un sistema proyectado para dicho fin.

- *Estanqueidad*: Antes de cada producción, el sistema que opera el ciclotrón debe realizar una prueba de estanqueidad en el portablanco y línea de transferencia a utilizar. No se puede operar el ciclotrón si estos ensayos de estanqueidad no resultan satisfactorios. Además, no se puede iniciar la síntesis con productos gaseosos si no resulta satisfactorio el ensayo de estanqueidad del correspondiente módulo de síntesis.

19.1.9 Sistemas manuales de seguridad:

- *Botones de parada de emergencia*: Garantizan que se detenga la operación del ciclotrón cuando se accionan. Se recomienda que se instalen al menos dentro del bunker y en la sala de control.
- *Sistema de apertura interna de la puerta del búnker del ciclotrón*: Garantiza que se pueda abrir la puerta del bunker desde el interior en caso de emergencia. Se puede asociar este sistema al botón de parada de emergencia situado en el interior del bunker.

d. Indicaciones sonoras y visuales

Las indicaciones sonoras y visuales sirven para identificar las etapas de funcionamiento del ciclotrón y sistemas asociados, y prevenir el acceso inadvertido a locales inapropiados. Estas indicaciones se asocian a los procedimientos siguientes:

- *Alarma de preparación de la irradiación*: se activa en el interior del bunker que aloja al ciclotrón indicando al personal que se está cerrando el bunker para dar inicio a la producción de radioisótopos en el ciclotrón.

- *Alarmas de inicio de irradiación*: se localizan en el lado externo de la puerta del bunkery en la sala de control del ciclotrón, indicando la puesta en marcha de los sistemas operativos esenciales del ciclotrón.

Figura 8– Alarmas luminosas indicadoras de losestados operativos del ciclotrón.

- *Alarmas de ciclotrón operativo*: se localizan en el lado externo de la puerta del bunker y en la sala de control del ciclotrón indicando producción. Estas alarmas pueden estar replicadas en otros locales, como por ejemplo el laboratorio de radiofarmacia o la recepción.

Figura 9 – Alarma luminosa indicadora de que el haz se encuentra habilitado.

- *Alarmas por alta tasa de dosis en los monitores de área*: se activan en los distintos locales donde las tasas de dosis superan los niveles de referencia, con réplica en la salade control del ciclotrón.

Figura 10 – Indicación de superación de los niveles dereferencia de tasa de dosis.

- *Alarmas de transferencia de material radiactivo desde el ciclotrón hacia la celda caliente*: se encuentran en radiofarmacia y en la sala de control indicando que se está enviando el material radiactivo producido en el ciclotrón a las celdas calientes.

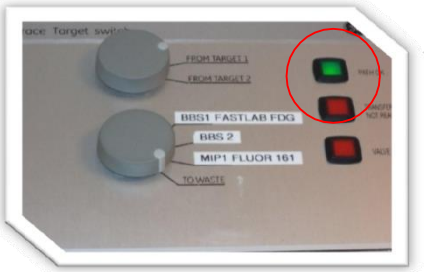
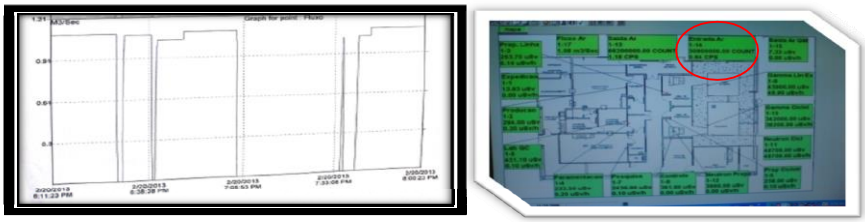


Figura 11– Alarma indicadora de la transferencia del material producido en la sala de control.

- *Alarmas por fallas en el sistema de ventilación*: se activan cuando el recinto pierde su nivel de presión de referencia, con réplica en la sala de control del ciclotrón.



- *Alarmas por fallas de los detectores de área*: se activa en la sala de control del ciclotrón, y en forma asociada, se activan las alarmas indicadoras de alta tasa de dosis en el local donde se ha producido la falla o desenergización del detector.

Figura 13 – Detector de área y alarmas asociadas a su funcionamiento.

- *Alarmas por apertura de puerta de celdas, de búnker o autoblindaje*: alarmas visuales que se activan indicando al operador la posición de las puertas blindadas, abiertas o cerradas.

Figura 14 – Alarmas luminosas indicadoras de los estados operativos de las celdas calientes

- *Alarma por superación del nivel de descargas de actividad en la chimenea*: se activa en la sala de control indicando que se ha producido un incremento de actividad en la descarga gaseosa por encima del correspondiente nivel de referencia.

Figura 15– Detector de chimenea y alarma luminosa indicadora de descargas de actividad elevadas al medioambiente.

- *Alarmas por aumento de concentración de actividad en locales*: se localizan al menos en el laboratorio de radiofarmacia, su activación indica que se ha producido un incremento de la concentración de actividad por encima del correspondiente nivel de referencia. Para probar este sistema seguir las indicaciones de cada fabricante. Este sistema se está imponiendo, pero en la actualidad puede ser reemplazado por monitoreos de área rutinarios.

- *Alarmas asociadas a los autoblindajes líquidos*: se activan en la sala de control y en el bunker, indicando reducción de nivel en cualquiera de los tanques que conforma el sistema de autoblindajes líquidos. El otro escenario que dispone de alarmas asociadas es la variación de temperatura del bunker que aloja al ciclotrón por fuera del rango recomendado por el fabricante, dado que temperaturas inadecuadas podrían causar pérdida de blindaje para neutrones por precipitación de sal de boro disuelta en el líquidode blindaje.

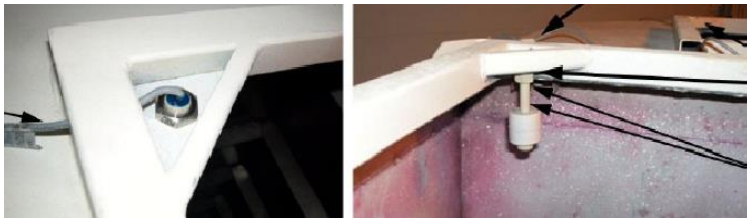


Figura 16 – Sensores indicativos del nivel del autoblindaje líquido de un ciclotrón

19.1.10 Proyección de descargas

Se estimará el impacto radiológico de la operación de la instalación, considerando los valoresmáximos de producción previstos (carga de trabajo) demostrando que no se superan las restricciones de dosis para público preestablecidas.

El estado del arte contempla la retención y decaimiento de los gases generados durante la síntesis, y posterior descarga a través de un banco de filtros tanto para aerosoles como para gases y vapores.

La descarga debe ser modelada tanto para operación normal como para situaciones anormales, a través de una metodología reconocida. El modelado debe contemplar tanto la dirección predominante del viento como aquella dirección de viento que resulte relevante desde el punto de vista de la dosis al público, asumiendo la peor clase de estabilidad atmosférica.

19.1.11 Sistema de ventilación

El sistema de ventilación de una instalación con ciclotrón debe cumplir con los criterios básicos de diseño y construcción, aplicables a toda instalación que maneje fuentes radiactivas no selladas a los fines de proteger a trabajadores, público y medioambiente. Sin embargo, por tratarse de una instalación productora de radiofármacos, resulta necesario incluir sobrepresiones en al menos en un local a los fines de proteger al producto (de acuerdo con normas GMP). El aire que se mueva en sentido de probabilidad de contaminación decreciente a causa de la sobrepresión (y que eventualmente podría transportar material radiactivo) debe conducirse hacia el banco de filtros de la extracción general. Se recomienda que las celdas presenten la máxima depresión de la instalación. Además, teniendo en cuenta que los gases producidos en el proceso de síntesis representan un volumen bajo y decaen rápidamente, se recomienda la implementación de un sistema de retención de gases para su decaimiento antes de la descarga a través del banco de filtros.

Recomendaciones generales de diseño de un sistema de ventilación a los fines de la seguridad radiológica:

- El sistema de ventilación para las áreas con potencial de contaminación radiactiva deberá ser independiente del sistema de ventilación general.
- El aire deberá moverse hacia las zonas con mayor potencial de contaminación radiactiva.
- Las distintas zonas con diferente potencialidad de contaminación radiactiva deberán separarse mediante filtros adecuados o sistemas alternativos.
- **Renovar el aire de las celdas con un valor no menor de 20 renovaciones por hora, y 5 renovaciones por hora para los locales**.
- Se recomienda que en las celdas se realice el ensayo de estanqueidad, de acuerdo a normas nacionales o internacionalmente reconocidas.
- **En caso de equipos que operen en modo de confinamiento dinámico, la velocidad promedio de ingreso de aire debe ser de al menos 0,5 m/s**. Se recomienda realizar pruebas de humo para verificar que no se produzca movimiento de aire hacia el operador.
- Se recomienda poseer indicación de caudal/velocidad de ingreso de aire de las celdas.
- La filtración del aire de salida debe incluir filtros para gases/vapores y para aerosoles.
- Regulación automática de velocidades/caudales de aire de las celdas calientes.

Recomendaciones generales constructivas para un sistema de ventilación a los fines de la seguridad radiológica:

- Montaje de manómetros en todas las celdas, locales y banco de filtros.
- Manómetros de las celdas preferentemente de aguja o de rama inclinada. Algunos

manómetros digitales poseen respuesta adecuada para la operación normal de la instalación, pero demasiado lenta a los fines de realizar ensayos de estanqueidad.

- Cuidar especialmente de la calidad, colocación y ajuste de los burletes y todos los sistemas de sellos.
- Colocar los filtros de manera tal que se favorezca la retención de material radiactivo sin pérdida de eficiencia.
- Las válvulas de entrada y salida de aire de celdas deben estar accesibles.
- El acceso a los filtros, con fines de mantenimiento, debe facilitarse por diseño.

Recomendaciones generales sobre procedimientos de seguridad radiológica asociados al sistema de ventilación:

- Establecer criterios y procedimientos de recambio de filtros.
- Establecer procedimientos de ensayos de celdas, tales como: hermeticidad de filtros, velocidad del aire, cambios por hora del aire del recinto, flujo de aire, estanqueidad de las celdas.

19.1.12 Blindajes

Para operar ciclotrones se requieren distintos tipos de blindajes para las áreas donde se almacenan, procesan o utilizan los materiales radiactivos. Los espesores y materiales de los blindajes dependerán del modo de desintegración del radioisótopo que se utiliza, los campos de radiación, carga de trabajo y características de las distintas zonas. Típicamente, durante la producción de ^{18}F en ciclotrones, son generadas dosis de neutrones del orden de 300 mSv/h a 1 m del blanco. La capa hemirreductora para esos neutrones, cruzando barreras de hormigón convencional, es aproximadamente de 11 cm. Para emisores de positrones, donde la principal fuente de exposición a la radiación son los rayos gamma de 511 keV, la capa hemirreductora para plomo es 4,1 mm y para hormigón convencional es 3,4 cm. Los espesores típicos de las paredes de las salas de ciclotrones no autoblindados son del orden de 200 cm.

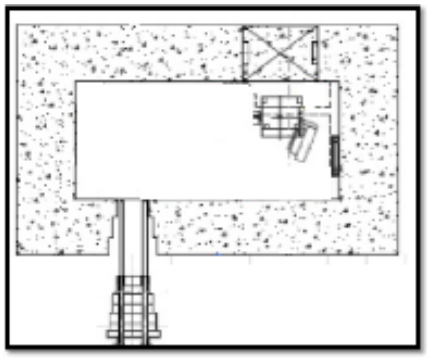


Figura 17 – Esquema de un bunker para un ciclotrón

El búnker para un ciclotrón también puede ser construido con laberinto, reduciendo al máximo la incidencia de radiación directa en la puerta minimizándose su espesor.

Las celdas calientes generalmente son construidas con ladrillos de plomo de 5 cm.

Las líneas de transferencia, por donde el material producido en el ciclotrón es conducido hasta las celdas calientes, generalmente se instalan debajo del piso o en canales blindados con ladrillos de plomo.

Figura 18– Ilustración de los canales en el piso que contienen las líneas de transferencia.

Además del bunker y celdas calientes, también deben ser previstos algunos recipientes blindados para almacenar las piezas activadas, debido a su irradiación por el haz primario y por los neutrones producidos en el acelerador, así como blindajes móviles para la manipulación de estas piezas asociadas a tareas de mantenimiento.

Los viales o jeringas que contienen el material producido se retiran de las celdas en contenedores blindados, generalmente de plomo o tungsteno.

Los desechos generados debido a descontaminaciones también deben ser almacenados en recipientes blindados.

Con relación a la información relativa a los blindajes, se deberá presentar una memoria analítica que contenga los cálculos detallados, incluyendo hipótesis, fórmulas, modelos, códigos de cálculo utilizados y carga de trabajo anual, tomando en cuenta la producción, mantenimiento y pruebas. Para cada área de la instalación se estimarán las dosis anuales recibidas por el público y trabajadores.

El uso de un ciclotrón autoblindado no exime la presentación de la memoria de cálculo, ya que pueden ser necesarios blindajes adicionales. En este caso se deberá presentar la documentación soporte, en donde consten las dosis alrededor del ciclotrón (ya que las mismas no pueden ser reproducidas por cálculos independientes en caso de carecerse de datos técnicos de los blindajes intrínsecos del ciclotrón).

Se incluirá en la memoria de cálculo los blindajes de las celdas calientes y de las líneas de transferencia, considerando las actividades de materiales que serán manipuladas y la carga detrabajo.

Los cálculos deben contener al menos la siguiente información:

- La actividad máxima producida por día en la instalación, la dosis de neutrones y de rayos gamma a 1 m del ciclotrón, basado en el número máximo de horas de funcionamiento (término fuente).
- Distancia desde la fuente a los puntos de cálculo.

- Tipos de materiales utilizados en las barreras y sus densidades (HVL/TVL).
- Factores de ocupación.
- Descripción del uso de las áreas.
- Tasas de dosis producidas en todos los puntos, identificados en los planos, con una justificación detallada.
- Bibliografía utilizada.

19.1.13 Estimación de dosis

Se deben estimar las dosis de trabajadores y público en operación normal y en situaciones de emergencia debidas a irradiación externa e interna. Se deben tener en cuenta los factores de ocupación, la carga de trabajo, y los distintos tipos de radiación presentes en la instalación. Se debe demostrar que no se superan las restricciones de dosis correspondientes.

19.1.14 Personal

Se recomienda que en esta fase del proceso de licenciamiento el personal de la instalación inicie el programa de entrenamiento, que se extenderá también durante la puesta en marcha de tal modo que al momento de la operación el personal cuente con la capacitación adecuada.

19.1.15 Puesta en Marcha

Previo al permiso de operación se debe solicitar la autorización de puesta en marcha, presentando el programa de pruebas el cual garantiza que la construcción y la instalación de los sistemas se han llevado a cabo de acuerdo con el proyecto inicial y con los requisitos de seguridad radiológica. Deben ser presentadas al menos las informaciones siguientes:

- Cronograma, teniendo en cuenta que las pruebas en frio deben realizarse en forma previa a las pruebas en caliente.
- Alcance y descripción de las pruebas.
- Criterios de aceptación de cada prueba, indicando la norma de referencia.
- Personal involucrado y sus responsabilidades, incluyendo la presentación del personal técnico que realizará el montaje de los equipamientos y sistemas de seguridad (certificaciones, capacitación, historial de dosis, etc.).
- Procedimientos operacionales, describir de forma detallada las acciones de operación, por ejemplo:

  - Acceso a la instalación.
  - Operación del ciclotrón.
  - Transferencia de material a las celdas.
  - Operación de las celdas calientes (módulo de síntesis y fraccionamiento).
  - Control de la calidad.
  - Respuesta a las alarmas.
  - Transporte de material radiactivo en la instalación.

- **Manual de protección radiológica**, en el cual se describe de forma detallada todos los aspectos de protección radiológica de la instalación, por ejemplo:

  - Clasificación de zonas y señalización.
  - Responsabilidades del personal.
  - Equipos de protección radiológica.
  - Monitoreo de personal, áreas, contaminación y descargas.

    Descontaminación.

- Plan de emergencia, en este documento se describe el plan de acción a aplicar para reducir el riesgo y mitigar las consecuencias ante la ocurrencia de un accidente/incidente, contemplando al menos las situaciones accidentales/incidentales siguientes:

  - Rotura de ventanas.
  - Rotura o desconexión de las líneas de transferencia.
  - Derrame de material radiactivo.
  - Presencia inadvertida en áreas no autorizadas.
  - Descargas no previstas al medioambiente.
  - Incendio.
  - Sobreexposición.

19.1.16 Operación

El solicitante presentará las siguientes informaciones:

19.1.17 Informe de puesta en marcha

En ese documento se presentan los resultados de las pruebas de puesta en marcha.

19.1.18 Informe final de seguridad

Este documento, presentado en el idioma oficial del país, recopila toda la información necesaria para la operación segura de la instalación e indica los responsables y personal autorizado para la ejecución de cada tarea. El informe final de seguridad incluye las modificaciones en relación con el proyecto inicial aprobado y describe, entre otros, los documentos siguientes:

a. Manual de mantenimiento

Este manual describe el proceso de mantenimiento del ciclotrón y de los sistemas asociados, con los detalles siguientes:

- Funciones y responsabilidades.
- Clasificación de sistemas, equipos y componentes.
- Procedimiento para efectuar el mantenimiento, con presentación del contrato de mantenimiento con el proveedor del equipo, cuando sea

aplicable.

- Mantenimiento preventivo y correctivo.
- Frecuencia.
- Planilla de registros.

b. Procedimientos de gestión de desechos radiactivos

Se presentará un plan de gestión de desechos radiactivos indicando: la ubicación segura de los desechos, forma de registro, clasificación, segregación, caracterización, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento, dispensa y transporte cuando corresponda según las normas nacionales. Tener en cuenta que el plan de vigilancia radiológica debe incluir el monitoreo de todos los materiales que salgan de las áreas controladas (por ejemplo, se ha detectado activación en luminarias del bunker). Entre otros se puede considerar la siguiente clasificación primaria según el sector degeneración de los desechos radiactivos:

- Componentes del ciclotrón. – Convenientemente gestionado e identificados (por ej. partes en desuso, partes cambiadas por reparación).
- Desechos del laboratorio. – Síntesis y control de la calidad.
- Los filtros de los sistemas de ventilación. – Gestionados como residuo radiactivo cuando corresponda.
- Desechos al cierre de la planta.
- Otras fuentes radiactivas en desuso (por ej. fuentes de calibración).
- Desechos generados por incidentes.

c. Procedimientos de protección física

Para garantizar que nada sea sustraído de la instalación y ninguna persona, del personal o no, ingrese sin la debida autorización a los sectores restringidos, se necesitan procedimientos de protección física que describan, al menos:

- Localización geográfica de la instalación.
- Evaluación de las amenazas potenciales.
- Delimitación de las áreas y áreas de seguridad.
- Control de acceso.
- Comunicación.
- Criterios de protección física relativa al personal empleado o a ser admitido.

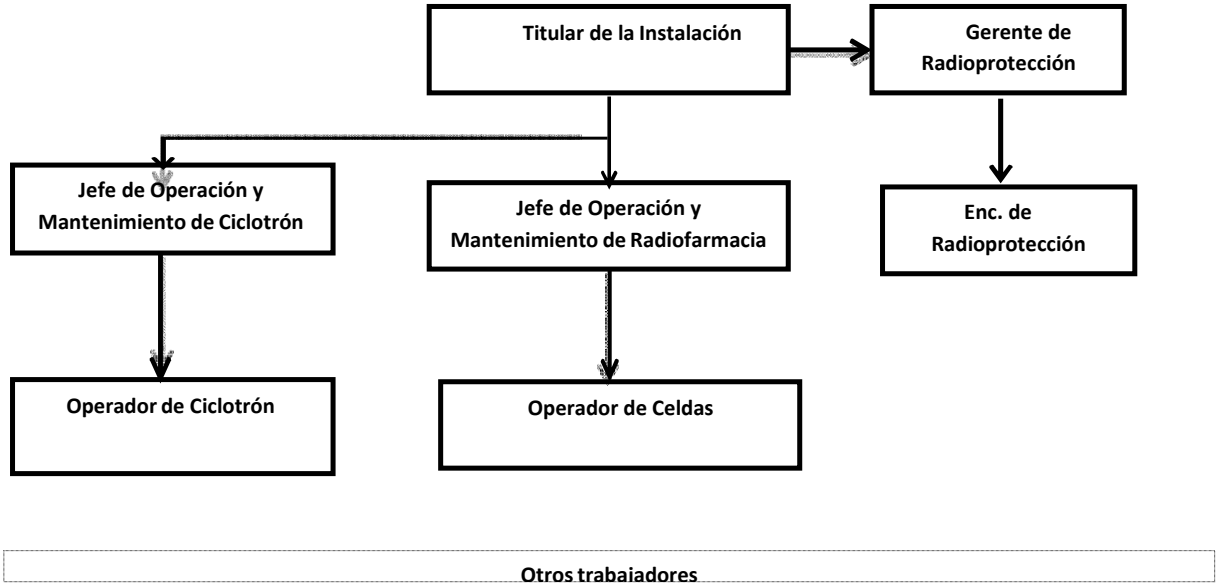
g. Informe de personal

Las funciones y tareas inherentes a estas instalaciones implican la necesidad de personal no solamente con formación adecuada a las mismas, sino también entrenado y competente en protección radiológica con conocimiento de las diferentes regulaciones aplicables que tienenque ser cumplidas. La cantidad de personal mínimo dependerá del alcance de las operaciones, los niveles de producción, la experiencia, la calificación y el entrenamiento del personal.

En ocasiones el personal es entrenado en varios puestos (cross-training), de manera que pueda desarrollar múltiples tareas y funciones, lo cual tendrá un efecto significativo en su número, no obstante, las funciones deberán estar claramente delimitadas con el objetivo de fortalecer el aseguramiento de la calidad y de evitar el conflicto de intereses.

Adicionalmente, se requiere un reentrenamiento del personal a intervalos regulares, siendo fundamental para asegurar que sus habilidades y conocimientos se mantienen a un alto nivel, garantizando la calidad del producto y el cumplimiento de la normativa aplicable (cultura de la seguridad).

19.1.19 Organigrama de una instalación de producción de radioisótopos con ciclotrón



La formación, cualificación y experiencia mínima del personal deben ser establecidas y aprobadas por la autoridad reguladora de cada país. A continuación, se presentan las funciones de algunos de los puestos de trabajo.

19.1.20 Titular de la instalación

Las funciones del jefe de la instalación son:

- Coordinar las actividades de operación, mantenimiento y seguridad radiológica, de acuerdo con lo establecido en la documentación técnica de la instalación, la normativa de aplicación y la licencia emitida por el organismo regulador.
- Dirigir al personal de operaciones, mantenimiento y seguridad.
- Evaluar los aspectos de seguridad radiológica y física de la instalación.
- Generar las condiciones necesarias para la seguridad de trabajadores, público y medioambiente.
- Aprobar y controlar los programas de capacitación, entrenamiento y reentrenamiento para el personal que lo requiera de acuerdo con su función.
- Realizar las comunicaciones necesarias con el organismo regulador.
- En caso de emergencias radiológicas, coordinar todas las acciones y procedimientos a ser seguidos por el personal, de acuerdo con lo establecido en la documentación técnica de

la instalación.

- Controlar, aprobar y mantener actualizada la documentación técnica de la instalación.
- Asegurar la ejecución de los programas de vigilancia radiológica, de la salud y de evaluación de dosis.

Jefe de operación y mantenimiento del ciclotrón

Las funciones del jefe de operación y mantenimiento del ciclotrón son:

- Programar, dirigir y controlar las tareas de operación y mantenimiento del ciclotrón yde los sistemas asociados, de acuerdo con lo establecido en la documentación técnica dela instalación, la normativa de aplicación y la licencia emitida por el organismo regulador.
- Asesorar al jefe de la instalación respecto del mantenimiento del ciclotrón.
- Dirigir y asesorar al operador del ciclotrón
- Velar por el mantenimiento del registro de operación, en donde se registren al menos las condiciones operativas del ciclotrón (incluyendo anomalías y trabajos de mantenimiento), nombre del operador de turno, nombre del oficial de radioprotección, las cantidades de radioisótopos obtenidos, y las fechas correspondientes.
- Comunicar en forma inmediata al jefe de la instalación y jefe de radioprotección sobre cualquier situación que ponga en riesgo la seguridad radiológica.
- En caso de emergencias radiológicas, proceder según lo establecido en la documentación técnica de la instalación, poniéndose a disposición y asesorando al jefe de la instalación y al jefe de radioprotección hasta recobrar las condiciones seguras.
- Elaborar documentación técnica en temas de su competencia, manteniéndola permanentemente actualizada y remitiéndola al jefe de la instalación para su aprobación.
- Colaborar en la elaboración de los planes de capacitación, de entrenamiento y reentrenamiento en temas de su competencia.
- Operar el ciclotrón.
- Realizar tareas de mantenimiento del ciclotrón y de los sistemas de seguridad asociados.

19.1.21 Operador de un Ciclotrón

Las funciones del operador de ciclotrón son:

- Realizar las tareas de encendido, operación y apagado del ciclotrón, de acuerdo con lo establecido en la documentación técnica de la instalación, la normativa de aplicación yla licencia emitida por el organismo regulador.
- Realizar tareas de mantenimiento en el ciclotrón y en los sistemas de seguridad asociados.
- Colaborar y asistir al jefe de operación y mantenimiento del ciclotrón.
- Reportar en forma inmediata al jefe de operación y mantenimiento del ciclotrón acerca

de cualquier anomalía operativa y, en caso de detectar situaciones que afecten la seguridad radiológica, efectuar comunicación inmediata al jefe de la instalación, Jefe de radioprotección y Jefe de operación y mantenimiento del ciclotrón.

- En caso de emergencias radiológicas, proceder según lo establecido en la documentación técnica de la instalación, poniéndose a disposición y asesorando al jefe de la instalación y Jefe de radioprotección a los fines de recobrar las condiciones seguras.
- Reemplazar en su ausencia al jefe de operación y mantenimiento del ciclotrón duranteun plazo máximo que puede ser de 45 días, en las tareas rutinarias de operación y mantenimiento del ciclotrón, y en las tareas no rutinarias que no comprometan la seguridad radiológica.
- Colaborar en la elaboración de documentación técnica en temas de su competencia.
- Llevar un registro de operación, en donde se registren al menos las condiciones operativas del ciclotrón (incluyendo anomalías y trabajos de mantenimiento), nombredel operador de turno, nombre del oficial de radioprotección, las cantidades de radioisótopos obtenidos, y las fechas correspondientes.

Jefe de operación y mantenimiento de radiofarmacia

Las funciones del jefe de operación y mantenimiento de radiofarmacia son:

- Programar, dirigir y controlar las tareas de operación y mantenimiento del laboratoriode radiofarmacia y de los sistemas asociados, de acuerdo con lo establecido en la documentación técnica de la instalación, la normativa de aplicación y la licencia emitida por el organismo regulador.
- Asesorar al jefe de la instalación respecto del mantenimiento de celdas.
- Dirigir y asesorar al operador de las celdas.
- Velar por el mantenimiento del registro de operación, en donde se registren al menoslas condiciones operativas en el laboratorio de radiofarmacia (incluyendo anomalías y trabajos de mantenimiento), nombre del operador de turno, nombre del oficial de radioprotección, las cantidades de radiofármacos obtenidos, y las fechas correspondientes.
- Comunicar en forma inmediata al jefe de la instalación y al Jefe de radioprotección sobre cualquier situación que ponga en riesgo la seguridad radiológica.
- En caso de emergencias radiológicas, proceder según lo establecido en la documentación técnica de la instalación, poniéndose a disposición y asesorando al Jefe de la instalación y al Jefe de radioprotección a los fines de recobrar las condiciones seguras.
- Elaborar documentación técnica en temas de su competencia, manteniéndola permanentemente actualizada y remitiéndola al jefe de la instalación para su aprobación.
- Colaborar en la elaboración de los planes de capacitación, de entrenamiento y reentrenamiento en temas de su competencia.
- Operar celdas y módulos de síntesis.
- Fraccionar radiofármacos.

- Realizar tareas de mantenimiento de las celdas y los sistemas de seguridad asociados.
- Coordinar y controlar las tareas de control de la calidad correspondientes.
- Asesorar al jefe de Instalación en el mantenimiento de las celdas, módulos de síntesisy demás componentes de los laboratorios de radiofarmacia y de control de la calidad.

Operador de las celdas

Las funciones del operador de las celdas son:

- Realizar las tareas de preparación de las celdas y los módulos de síntesis, síntesis y fraccionamiento de radiofármacos, de acuerdo con lo establecido en la documentación técnica de la instalación, la normativa de aplicación y la licencia emitida por el organismo regulador.
- Realizar tareas de mantenimiento en las celdas y en los sistemas de seguridad asociados a las mismas y al laboratorio.
- Colaborar y asistir al jefe de operación y mantenimiento de radiofarmacia.
- Reportar en forma inmediata al jefe de operación y mantenimiento de radiofarmacia acerca de cualquier anomalía operativa y, en caso de detectar situaciones que afecten la seguridad radiológica, efectuar comunicación inmediata al jefe de la instalación, al jefe de radioprotección y al jefe de operación y mantenimiento de radiofarmacia.
- En caso de emergencias radiológicas, proceder según lo establecido en la documentación técnica de la instalación, poniéndose a disposición y asesorando al jefe de la instalación y al jefe de radioprotección hasta recobrar las condiciones seguras.
- Reemplazar en su ausencia al jefe de operación y mantenimiento de radiofarmacia durante un plazo máximo que puede ser de 45 días, en las tareas rutinarias de operación y mantenimiento del laboratorio de radiofarmacia, y en las tareas no rutinarias que no comprometan la seguridad radiológica.
- Colaborar en la elaboración de documentación técnica en temas de su competencia.
- Llevar el registro de operación, en donde se registren al menos las condiciones operativas en el laboratorio de radiofarmacia (incluyendo anomalías y trabajos de mantenimiento), nombre del operador de turno, nombre del oficial de radioprotección, las cantidades de radiofármacos obtenidos, y las fechas correspondientes.

Encargado de radioprotección

Las funciones del jefe de radioprotección son:

- Supervisar los aspectos de seguridad radiológica de trabajadores, público y medioambiente asociados a todas las actividades de la instalación, de acuerdo con lo establecido en la documentación técnica de la instalación, la normativa de aplicación yla licencia emitida por el organismo regulador.
- Reemplazar en su ausencia al jefe de la instalación durante un plazo máximo de 45 días, en la coordinación de las actividades rutinarias de la instalación, y en las tareas no rutinarias que no comprometan la seguridad radiológica.

- Asesorar al jefe de la instalación sobre los aspectos de seguridad radiológica de la instalación, informando acerca de la evolución de los parámetros radiológicos de la instalación, así como aquellos derivados de la operación que pudieren afectar a los trabajadores, al público o al medioambiente.
- Evaluar los aspectos de seguridad radiológica y física de trabajadores, público y medioambiente.
- Dirigir y asesorar al oficial de radioprotección.
- Realizar las gestiones y tareas necesarias para el cumplimiento del plan de vigilancia radiológica.
- Desarrollar en forma permanente un programa de reducción de dosis.
- Controlar el cumplimiento del programa de seguridad radiológica.
- Evaluar y definir sistemas de seguridad, equipamiento de radioprotección y otros elementos de seguridad radiológica.
- Supervisar o ejecutar las actividades de descontaminación de personas, materiales y equipos que resulten necesarias.
- Evaluar la dosimetría de los trabajadores, informando a los mismos mensualmente.
- Velar por el mantenimiento del registro de protección radiológica, en donde se registren al menos la ejecución del programa de seguridad radiológica, la vigilancia radiológica rutinaria y no rutinaria, las pruebas de los sistemas de seguridad, la calibración del equipamiento de radioprotección, las situaciones que se desvíen de las condiciones normales de operación, el personal afectado en la ejecución de dichas tareas, y las fechas correspondientes.
- En caso de emergencias radiológicas, proceder según lo establecido en la documentación técnica de la instalación, poniéndose a disposición y asesorando al jefe de la instalación, y ejecutando las contramedidas necesarias a los fines de recobrar las condiciones seguras.
- Elaborar documentación técnica en temas de su competencia, manteniéndola permanentemente actualizada y remitiéndola al jefe de instalación para su aprobación.
- Colaborar en la elaboración de los planes de capacitación, de entrenamiento y reentrenamiento en temas de su competencia.
- Elaborar el plan de medidas de radioprotección en caso de operaciones no rutinarias.

Oficial de Radioprotección (EPR)

Las funciones del Oficial de Radioprotección son:

- Realizar las tareas de vigilancia radiológica de acuerdo con lo establecido en la documentación técnica de la instalación, la normativa de aplicación y la licencia emitida por el organismo regulador.
- Supervisar las medidas de control de la contaminación de acuerdo con lo establecido en la documentación técnica de la instalación, la normativa de aplicación y la licencia emitida por el organismo regulador.
- Colaborar y asistir al jefe de radioprotección.

- Mantener operativos los sistemas de seguridad.
- Ejecutar actividades de descontaminación de personas, materiales o equipos.
- Evaluar los aspectos de seguridad radiológica y física de trabajadores, público y medioambiente durante las operaciones.
- Reportar en forma inmediata al jefe de radioprotección acerca de cualquier situación que pudiese afectar la seguridad radiológica de trabajadores, público o medioambiente.
- En caso de emergencias radiológicas, proceder según lo establecido en la documentación técnica de la instalación, poniéndose a disposición y asesorando al jefe de radioprotección, ejecutando las contramedidas necesarias hasta recobrar las condiciones seguras.
- Reemplazar en su ausencia al jefe de radioprotección durante un plazo máximo que puede ser de 45 días, en las tareas rutinarias concernientes a la seguridad radiológica y física, y en las tareas no rutinarias que no comprometan las mismas.
- Colaborar en la elaboración de documentación técnica en temas de su competencia, manteniendo la misma actualizada.
- Llevar un registro de protección radiológica, en donde se registren al menos la ejecución del programa de seguridad radiológica, la vigilancia radiológica rutinaria yno rutinaria, las pruebas de los sistemas de seguridad, la calibración del equipamiento de radioprotección, las situaciones que se desvíen de las condiciones normales de operación, el personal afectado en la ejecución de dichas tareas, y las fechas correspondientes.
- Tomar todas las medidas necesarias para la disminución de las dosis (ALARA).
- Informar al jefe de radioprotección los resultados de la ejecución de sus funciones.
- Probar y mantener operativos los sistemas de protección física.
- Mantener calibrados los equipos de radioprotección.

Otros trabajadores

- Además, el resto del personal puede considerarse como un auxiliar a los fines de la seguridad radiológica. Los mismos deberán poseer conocimientos de protección radiológica adecuados a la función que desarrollen, y el jefe de la instalación será el responsable de la capacitación, que puede organizarse mediante cursos internos o externos a la instalación sobre protección radiológica. Se deberá entrenar a los auxiliares en los sistemas de seguridad radiológica de acuerdo con las necesidades específicas de las tareas que se realicen (mínimamente se deben conocer las alarmas, los sistemas manuales de parada de emergencia, reglas de seguridad en zonas controladas y los procedimientos de entrada/salida).

h. Equipamiento de seguridad radiológica

Se requiere la descripción de los equipos de monitoreo y verificación de los sistemas de seguridad, cantidades de detectores, tipos, modelos y curvas de respuesta a la radiación, así como la presentación de los certificados de calibración emitidos por laboratorios acreditados.

El equipamiento mínimo recomendado para el desarrollo adecuado de las tareas de vigilancia radiológica y verificación de sistemas de seguridad es:

- Monitores fijos de área, al menos en el bunker, el laboratorio de radiofarmacia y el laboratorio de control de la calidad.
- Monitores portátiles de tasa de dosis, en cantidad suficiente para monitorear las actividades que se desarrollan en el bunker, el laboratorio de radiofarmacia, el laboratorio de control de la calidad, la transferencia de material radiactivo desde el ciclotrón a las celdas, el transporte interno de material radiactivo, la gestión de desechos, el embalaje y despacho.
- Monitores portátiles de contaminación superficial, en cantidad suficiente para realizarel monitoreo en el bunker, el laboratorio de radiofarmacia, el laboratorio de control dela calidad, los vestuarios y otros locales que comuniquen áreas con distinto riesgo de contaminación.
- Detector de neutrones.
- Detector que permita realizar espectrometría, con analizador multicanal.
- Bomba de muestreo de aire, con portafiltros, filtros y calibrador.
- Anemómetros de sonda y de paleta, con resolución de al menos 0,01 m/s.
- Termómetro con precisión de décima de grado en el rango de temperatura ambiente.
- Manómetro de aguja o de rama inclinada cuyo rango supere el de operación normal de las celdas, con una resolución no mayor de 10 Pa.
- Barómetro.
- Cronómetro.
- Dosímetros TLD (gamma) de cuerpo para todo el personal y para visitas (en el casoque no se cuente con dosimetría de lectura directa para visitas).
- Dosímetros TLD de anillo o muñeca para todo el personal operativo.
- Dosímetros TLD (beta-gamma) para monitoreo de las dosis de cristalino del personalde mantenimiento del ciclotrón.
- Dosimetría electrónica de lectura directa, en cantidad suficiente para acompañar tareas críticas de mantenimiento del ciclotrón y caracterizar los puestos de trabajo.

Algunas de las mediciones asociadas a los equipos recomendados se pueden realizar a través de servicios tercerizados reconocidos por el órgano regulador.

19.1.22 Cierre y clausura

Desde el inicio del proyecto, el solicitante preverá y comprometerá los fondos necesarios parala clausura. Además, el solicitante presentará un plan de clausura que estime al menos la información siguiente:

1. Verificar si las asignaciones de responsabilidades están claramente definidas para aplicary mantener los controles durante la operación de desmantelamiento. Se debe presentar una lista de las personas que realizarán las tareas, su función en la instalación, formación y experiencia profesional.

2. Caracterización de los productos de activación producidos durante la operación de la instalación (radionúclidos, actividades y formas físicoquímicas).
3. Gestión de los desechos producidos.
4. Descripción de las operaciones de descontaminación y desmantelamiento, teniendo en cuenta la generación de aerosoles y polvos contaminados.
5. Vigilancia radiológica durante las operaciones de descontaminación y desmantelamiento.
6. Estimación de las dosis asociadas a las operaciones de descontaminación y desmantelamiento.
7. Gestión del sistema de registros de la instalación.

19.1.23 Introducción a requisitos de cumplimientos normativos

Las inspecciones son un componente esencial de los sistemas regulatorios modernos que tienen el objetivo de verificar el cumplimiento de las normativas con el fin de lograr los resultados deseados. Por otra parte, la inspección desempeña un papel importante al proporcionar retroalimentación sobre el impacto, el nivel de cumplimiento y la aplicación dela normativa.

En este documento se discuten los criterios técnicos para la inspección de una instalación conciclotrón. El énfasis del documento se centra en ciclotrones que producen FDG, sin tener encuenta, por ejemplo, los equipos que utilizan blancos sólidos.

En una inspección de una instalación con ciclotrones se recomienda la presencia como mínimo de dos inspectores. En esas inspecciones, se debe solicitar a los licenciatarios que hagan las pruebas en sus equipos y en los sistemas de seguridad, verificando la familiaridad del licenciatario con ellos. De acuerdo con las características de las instalaciones, algunos sistemas de seguridad de los listados en este documento pueden ser omitidos o tener otro diseño.

19.1.24 Notificación y emplazamiento

En principio, por las características de la práctica, no hay restricciones del punto de vista radiológico para ningún emplazamiento. En esta etapa del proceso de autorización, es posible realizar una inspección a fin de verificar el emplazamiento comprobando que coincida con lodeclarado con el fin de verificar la validez del modelo de descargas gaseosas.

19.1.25 Construcción

Es posible realizar inspecciones en varias etapas de la construcción de la instalación, a fin deverificar espesores de los blindajes, montaje de los ductos, etc. Al finalizar la construcción, esimportante realizar una inspección para verificar si la instalación fue construida de acuerdo con el proyecto autorizado. Además, en esa inspección se debe realizar la medición de la radiación de fondo de la instalación.

19.1.26 Puesta en marcha

Durante la puesta en marcha se debe realizar una o varias inspecciones para verificar la ejecución de las pruebas de los sistemas de seguridad de acuerdo con el programa y el cronograma autorizado. Se recomienda que se haga una inspección al final de las pruebas realizadas por el operador y tras la entrega del informe final de puesta en marcha, en la que se verifique los aspectos de seguridad radiológica que se detallan a continuación.
En primer lugar, se verificarán los siguientes registros del proceso de puesta en marcha de la instalación:

1 registros de las dosis del personal involucrado en la puesta en marcha: Verificar los resultados de la lectura de los dosímetros de los trabajadores que estuvieron involucrados en la puesta en marcha (dosimetría gamma de cuerpo entero y extremidades). Se considera adecuado, por las características de la práctica, la estimación de la dosis equivalente en cristalino, de neutrones y las debidas a posibles incorporaciones a partir de los resultados de monitoreo de áreas.

a. ***Registros de la vigilancia radiológica (monitoreos)***: Verificar las lecturas registradas de los monitores fijos y portátiles en las diferentes zonas (tasa de dosis ambiental de gamma y neutrones), de medidas de contaminación superficial, las mediciones en las descargas y valores de concentración de actividad en aire, así como el análisis realizado a partir de los resultados.

b. ***Registros de los incidentes radiológicos***: Verificar si se han registrado incidentes durante las pruebas, analizando las causas, personal involucrado, consecuencias radiológicas y acciones implementadas para mitigación y para evitar su repetición.

c. ***Registros de incidencias operativas***: Verificar si se han registrado incidencias en equipos o sistemas que puedan representar un impacto para la seguridad de la instalación, como fallas en alarmas, enclavamientos, *software*, etc.

d. ***Registros de acceso de personas a las zonas controladas durante la puesta en marcha***: Verificar si se han registrado todas las entradas de personas a las zonas controladas durante las pruebas, con sus nombres y apellidos, fecha, hora de ingreso y salida, responsable de acompañar a cada visita, medio de contacto y motivo de ingreso. Se verificará, además que se registra el tipo y número del dosímetro utilizado por cada persona.

e. ***Registros de fuentes selladas***: Verificar la documentación asociada a las fuentes de la instalación y comprobar si coinciden con las declaradas y autorizadas. Además, se verificará si se encuentran adecuadamente almacenadas, señalizadas y custodiadas.

f. ***Registros de los desechos generados***: Verificar los registros relativos a la generación de

desechos durante la puesta en marcha, que deben contener la fecha de generación, tipo de material, radioisótopos presentes, ubicación, condiciones de almacenamiento, fecha prevista para dispensa, y fecha y tasa de dosis de desechos dispensados. Para piezas activadas podría ser posible estimar la actividad y composición a partir de los registros de la carga de trabajo y de los parámetros del acelerador durante su uso.

g. ***Registros de los datos operacionales***: Verificar el registro de los datos relativos a la operación del ciclotrón y sus sistemas asociados tales como actividades producidas, carga de trabajo, corrientes, energías de haz, tipos de partículas, radiofármacos sintetizados, etc.

h. ***Registros de capacitación***: Verificar si se encuentra registrada la información relativa al entrenamiento de los trabajadores, comprobando que fue llevado a cabo.

i. ***Registros de participación del personal mínimo autorizado***: Verificar que durante las pruebas participó, al menos, el personal mínimo requerido en la autorización.

j. **Registro de las pruebas realizadas a los sistemas de seguridad**: Verificar que se registraron las pruebas realizadas, las fechas en que se ejecutaron las mismas, el resultado de cada prueba y el personal que larealizó. En la etapa de operación se debe verificar además que la frecuencia de realización de las pruebas es la que se recoge el programade pruebas presentado para la autorización.

En segundo lugar, se comprobará que la instalación posee los siguientes documentos,procedimientos y medios de protección radiológica:

1. ***Certificados de calibración***: Verificar los certificados de calibración delos detectores y su correspondencia con los equipos presentes en la instalación. Se recomienda que cada equipo posea su etiqueta con los factores de calibración correspondientes y la fecha de la última calibración. Verificar además si la localización de esos equipos es la prevista.

2. ***Certificados de los filtros***: Verificar los certificados de los filtros del sistema de ventilación, comprobando que se instalaron medidores de las variables de operación (humedad, velocidad de paso, caída de presión y temperatura).

3. ***Documentos de licenciamiento***: Verificar que se encuentran disponibles en la instalación

el informe de seguridad, el manual de protección radiológica, los manuales de los equipos, plan deemergencia, los manuales de operaciones, autorizaciones institucionales y personales, manual y programa de mantenimiento, manual de calidad. Se recomienda que los manuales estén traducidos al idioma nacional.

4. *Inventario de medios de protección radiológica*: Verificar el inventario de los medios de protección radiológica (blindajes, pinzas, kits de descontaminación, etc.) y constatar su localización en la instalación.
5. *Verificación de aspectos de protección física*: Verificar si el control de acceso a las zonas controladas de la instalación es efectivo, de manera que ninguna persona que no pertenezca al personal de la instalación ingrese sin la debida autorización (tarjetas, biometría, etc.).

6. *Verificación de aspectos generales de protección radiológica en las zonas controladas:*
    a. Comprobar que las zonas se encuentran señalizadas, conforme al proyecto aprobado y de acuerdo con la normativa nacional;
    b. Verificar que los procedimientos de emergencia aplicables se encuentran fijados en las paredes, en lugar visible, en cada puesto de trabajo;
    c. Verificar que los números de teléfonos de emergencia y datos de contacto se encuentran fijados en las paredes, en lugar visible;
    d. Verificar si la localización de los detectores de contaminación superficial (pies y manos, portales, portátiles) coincide con lo autorizado y, además, si están operativos.
    e. Verificar si existen procedimientos operacionales de ingreso, permanencia y egreso a zonas controladas

Finalmente, se realizarán con la asistencia del personal de la instalación las siguientes pruebas con el fin de verificar la operatividad de los sistemas de seguridad. Se describen en cada caso las acciones a llevar a cabo para realizar las comprobaciones requeridas que garanticen el correcto funcionamiento del sistema que se prueba, aunque debe tenerse en cuenta que para diferentes diseños algunas de estas acciones pueden ser diferentes o no aplicables. En el anexo 1 se presentan ejemplos respecto de cómo se desarrolla la ejecución de las pruebas en la práctica.

7. ***Botones de última persona:*** la verificación comprende la secuencia de pulsación y el tiempo disponible para accionamiento.
    a. Abrir la puerta del búnker.
    b. Ejecutar el procedimiento de cierre de puerta, verificando que el accionamiento de los botones de última persona en la secuencia.
    c. Y tiempos correctos y tiempos posibilitan el cierre de la puerta y la habilitación de haz.
    d. Abrir la puerta.
    e. Ejecutar el procedimiento de cierre de puerta, accionando los botones de última persona en una secuencia incorrecta, verificando que no es posible cerrar la puerta o habilitar el haz.
    f. Ejecutar el procedimiento de cierre de puerta, accionando los botones de última persona en la secuencia correcta, pero superando el tiempo establecido para cerrarla, verificando que no es posible cerrar la puerta o habilitar el haz hasta que se repita el procedimiento.

8. ***Enclavamiento de puerta del búnker asociado a la operación del ciclotrón:*** Para el caso de ciclotrones autoblindados, este sistema de seguridad puede no ser aplicable.

    a. Abrir la puerta del búnker.
    b. Verificar que con la puerta abierta no es posible habilitar el haz desde el control del ciclotrón.
    c. Entrar en el recinto con un detector portátil y accionar los botones de última persona según el procedimiento de cierre.
    d. Cerrar la puerta y verificar la condición de habilitación de haz en el control.
    e. Ejecutar el procedimiento de apertura de puerta.
    f. Verificar en el control que la condición de habilitación de haz fue desactivada automáticamente.
    g. Durante una irradiación se comprobará además que no es posible abrir la puerta del búnker o autoblindajes, accionando el botón de apertura.
    h. Si es aplicable se verificará también la funcionalidad del sistema anticolisión de la puerta del búnker.

19.1.27 Enclavamientos por tasa de dosis y falla de detectores:

i. Al final de una producción, mientras se mantiene una alta tasa de dosis ambiental dentro del búnker, ejecutar el procedimiento de apertura de puerta del búnker comprobando que no es posible abrirla. Este ensayo puede llevarse a cabo, simulando alta tasa de dosis dentro del búnker con la utilización de una fuente de verificación, junto al detector dentro del búnker.

j. El ensayo anterior se debe ejecutar también para las celdas calientes, con el producto final de la producción dentro de ellas.

k. Mantener todas las condiciones necesarias para la habilitación del haz, desenergizar el detector de área asociado al búnker, y verificar que no se permite la apertura de la puerta en estas condiciones

19.1.28 Ciclotrones autoblindados:

a. Comprobar que se interrumpe la generación de haz cuando los límites de dosis preestablecidos dentro del búnker son sobrepasados. Este ensayo puede llevarse a cabo, simulando altatasa de equivalente de dosis ambiental con la utilización de una fuente de verificación, junto al detector dentro del búnker.

Enclavamientos por pérdida de nivel de los autoblindajes líquidos: para los equipos que cuentan con autoblindajes líquidos se usará el siguiente procedimiento de comprobación

i. Hundir los flotantes contenidos dentro de los tanques de los autoblindajes líquidos usando una herramienta adecuada, simulando una situación de pérdida de nivel, y comprobar que no es posible ejecutar el procedimiento de habilitación de haz.

ii. Después de ejecutado el procedimiento de habilitación de haz (sin generación del haz), hundir los flotantes contenidos dentrode los tanques de los autoblindajes líquidos, simulando una situación de pérdida de nivel, comprobando que el sistema de generación de haz es deshabilitado.

Enclavamiento relacionado a la transferencia de material desde el ciclotrón hasta las celdas calientes: Este enclavamiento actúa en el sistema que realiza la transferencia del radionúclido producido desde elciclotrón hasta las celdas calientes. Se recomienda que las siguientes verificaciones se lleven a cabo en frío para comprobar el correcto funcionamiento del dispositivo.

iii. Abrir la puerta de cada celda caliente, y solicitar al operador que inicie los procedimientos de transferencia del producto de los blancos hasta las celdas, comprobando visualmente, a través de una verificación de las celdas y del sistema de alarma asociado, que no es posible realizar la transferencia. De igual modo se verifica que no se pueda purgar la línea de transferencia si la puerta de la celda se encuentra abierta.

iv. Además, durante la transferencia se debe comprobar que no es posible abrir la puerta de la celda o que si se abre la celda se detiene la transferencia.

v. Con la puerta de la celda cerrada, cortar la ventilación de esta y solicitar al operador que inicie los procedimientos de transferencia del producto de los blancos hasta las celdas, comprobando visualmente, a través de la alarma asociada, que no es posible realizar la transferencia. De igual modo se verificará que no se pueda purgar la línea de transferencia si la ventilación de la celda no se encuentra funcionando.

vi. En el caso de ciclotrones autoblindados, si aplica al diseño, verificar que no resulta posible la apertura de los autoblindajes finalizada una producción y antes de realizar la transferencia dematerial radiactivo desde el ciclotrón hacia la celda de síntesis.

Enclavamientos por pérdida de nivel de presión:

vii. Con la puerta del búnker cerrada, cortar su ventilación y solicitar al operador que inicie los procedimientos de habilitación de haz, comprobando que no es posible realizarlo. Para el caso de equipos autoblindados, se puede generar pérdida de depresión en el búnker abriendo la puerta del búnker en lugarde cortar la ventilación.

viii. Con el ciclotrón habilitado, cortar la ventilación del búnker y verificar que se interrumpe el proceso.

Enclavamientos por descargas en la chimenea:

ix. Utilizar una fuente adecuada junto al detector de chimenea para verificar que el sistema de expulsión de gases se bloquea al superar el límite, impidiendo la emisión de material radiactivo superior al umbral al exterior (por accionamiento de un sistema de contención o del sistema de recirculación).

x. Opcionalmente, y si el detector no es accesible o no se dispone de una fuente adecuada, se puede realizar este ensayo a través de una irradiación tras solicitar al operador que reajuste el límite umbral asociado a este enclavamiento. Siempre que sea posible es recomendable evitar la modificación de los parámetros de seguridad de la instalación durante la inspección y, en caso de hacerlo, asegurarse de que se retorna al valor original.

Enclavamientos relacionados a llaves operativas:

xi. Mantener todas las condiciones adecuadas para la habilitación del haz con excepción de la colocación de la llave de operación en la consola, y verificar que no resulta posible habilitar el haz.

xii. Con el haz habilitado, retirar la llave de operación de la consola y verificar que se deshabilita el haz.

b. Estanqueidad:

i. Comprobar que antes de cada operación, de acuerdo con lo establecido por cada fabricante, sea necesario realizar un chequeo de la estanqueidad del sistema (blancos, línea de transferencia), acompañando un proceso rutinario de producción.

ii. Comprobar que antes de cada proceso de síntesis, de acuerdo con lo establecido por cada fabricante, sea necesario realizar un chequeo de la estanqueidad del módulo de síntesis (especialmente importante en el caso de productos gaseosos).

c. **Botones de parada de emergencia:**

i. Solicitar al operador que ejecute el proceso de habilitación de haz y después accionar el pulsador de parada de emergencia, verificando que se interrumpe la habilitación o generación de haz.

d. **Sistema de apertura interna de la puerta del búnker del ciclotrón:**

i. Solicitar al operador que cierre parcialmente el búnker del ciclotrón y comprobar que es posible abrir la puerta desde el interior.

e. **Alarmas por alta tasa de dosis en los monitores de área:**

i. Con una fuente de verificación, comprobar que se activan las alarmas visual y sonora de los monitores de área. Durante este ensayo se verifican los límites preestablecidos en los monitores de área, comprobando que son los valores autorizados. Las tasasde dosis deben estar indicadas en los locales y en el control.

f. **Alarmas por fallas de los detectores de área:**

i. Desconectar cada detector de área y verificar que se activan lasalarmas (visual y sonora) indicadoras.

g. **Alarma por fallas en el sistema de ventilación:** Se recomienda que estas alarmas den señal al menos en la sala de control (visual) y en los locales (visual y sonora) donde se produzca el fallo.

i. Con la puerta del búnker cerrada, cortar su ventilación verificarque se activan las alarmas. En ciclotrones autoblindados se puede dejar abierta la puerta del búnker para generar una pérdida de depresión.

ii. Verificar que, si se corta la ventilación de la celda o si se abre lapuerta de la misma, se activan las alarmas.

iii. En el local en depresión, al final de la cascada de presiones, verificar que se activan las alarmas dejando una puerta abierta.

h. **Alarma por superación del nivel de descargas de actividad en la chimenea:**

i. Utilizar una fuente adecuada junto al detector de chimenea paraverificar que se activan las alarmas correspondientes (al menosvisual).

ii. Opcionalmente, y si el detector no es accesible o no se disponede una fuente adecuada, se puede realizar este ensayo a través de una irradiación tras solicitar al operador que reajuste el límite umbral asociado a este enclavamiento.

i. **Alarmas asociadas a los autoblindajes líquidos***:* para los equipos quecuentan con autoblindajes líquidos se usará el siguiente procedimientode verificación:

i. Hundir los flotantes contenidos dentro de los tanques de los autoblindajes líquidos usando una herramienta adecuada, simulando una situación de pérdida de nivel, y verificar que se activan las alarmas correspondientes.

j. **Indicación sonora y visual de preparación, inicio y desarrollo de producción:** Verificar durante el desarrollo de un ciclo de producción el correcto funcionamiento de las siguientes indicaciones sonoras y visuales.

i. Indicación sonora de apertura y cierre de la puerta del búnker;

ii. Indicación visual de inicio de irradiación (se recomienda que existan indicaciones de la radiofrecuencia, magnetoy fuente de iones activadas) a la entrada del búnker. Paralos ciclotrones autoblindados, la señalización debe estar situada también en el interior del búnker.

iii. Indicación visual de ciclotrón operando en varios puntosde la instalación (exterior del búnker junto a la puerta, sala de control, recepción, laboratorios de producción, etc.).

iv. Indicación sonora de inicio de irradiación.

k. **Indicación visual y sonora de transferencia de material radiactivo desde el ciclotrón hacia la celda caliente:**

Verificar durante el procesode transferencia del material producido en el ciclotrón que las indicaciones visual y sonora correspondientes funcionan correctamente:

1. **Indicación visual de puerta de celdas, de búnker o autoblindaje abiertos:**

   i. Abrir la puerta de las celdas y verificar la indicación visual depuerta abierta en el local y en la sala de control.
   ii. Abrir la puerta del búnker y verificar la indicación visual de puerta abierta en la sala de control.
   iii. En el caso de los autoblindados, comprobar la indicación visual de autoblindajes abiertos en la sala de control.

19.1.29 Sistemas de ventilación:

iv. Verificación del número de renovaciones de aire en locales y celdas: Medir los caudales de entrada y salida de aire. El puntode medida debe ser representativo, considerando la geometría del sistema de ventilación. Dividir el caudal medido por el volumen del local o celda, para obtener el número de renovaciones por unidad de tiempo. Valores de referencia recomendados: RPH>20 para celdas, RPH>5 para locales, RPH>10 para local en depresión al final de la cascada de presiones.
v. Verificar la presencia de manómetros en todas las celdas, locales y banco de filtros.
vi. Verificar que la cascada de presiones existentes en la instalación (celdas y locales) es la autorizada, a través de la inspección visual de los manómetros de los locales. Las celdas deben presentar la mayor depresión de la instalación, el búnker debe mantenerse en depresión para la operación, y, si bien se aceptan sobrepresiones en algunos locales, se debe incluir un local en depresión al final de la cascada de presiones de modo tal que semueva el aire hacia los filtros de la extracción.

vii. En caso de equipos que operen en modo de confinamiento dinámico se debe medir con anemómetro la velocidad promedio de ingreso de aire (debe estar entre 0,5 y 1 m/s).

viii. Realizar ensayo de estanqueidad en las celdas, de acuerdo con el procedimiento siguiente:

1. Instalar cerca de la celda un barómetro y un termómetro (o bien una estación meteorológica). En general, por tratarse de ensayos cortos, las variaciones de presión y temperatura no resultan de una magnitud tal que influyan en los resultados del ensayo. Generalmente se utiliza el propio manómetro de la celda para registrar la pérdida de depresión de la misma durante el ensayo (algunas celdas poseen manómetros electrónicos adecuados para la operación normal, pero de respuesta demasiado lenta a los fines del ensayo, en tal caso se deberá conectar un manómetro de aguja o de rama inclinada). Además, se debe disponer de un cronómetro. El ensayo se inicia cerrando las válvulas de entrada y salida de aire de la celda, y estableciendo una depresión de celda superior a la de operación normal. Se enciende el cronómetro por ejemplo a una depresión de -200 Pa, si la depresión de operación normal se encuentra entre -100 y -150 Pa. Se registran tiempos y depresiones a intervalos de 5 o 10 Pa, según lo permita la resolución del instrumento y la tasa de pérdida de depresión, hasta que la depresión disminuya por debajo del 70% del valor de depresión en operación normal. Con los valores registrados, se determina la tasa de pérdida por hora (h^{-1}), empleando la ley de los gases para el cálculo:

$$T_f = \frac{60}{t} \times \left(\frac{p_n T_1}{p_1 T_n} - 1 \right)$$

donde:
t: duración del ensayo en minutos
p1: presión atmosférica menos depresión de celda inicialen Pascales
pn: presión atmosférica menos depresión de celda finalen Pascales
T1: temperatura inicial en kelvinTn: temperatura final en kelvin
60: factor de ajuste de unidades en minutos/hora

El resultado se multiplica por 100 para expresarlo como porcentaje. Las celdas deben verificar ensayo de confinamiento estático para cumplir con una tasa de pérdida por hora $<10^{-1}$ h^{-1} (se recomienda $<10^{-2}$ h^{-1}).

2. **Levantamiento radiométrico:** Realizar mediciones de tasas de dosis neutrones y gamma (H*) en las condiciones más desfavorables: ciclotrón operando con máxima corriente y doble haz, y la producción máxima contenida dentro de las celdas. Usar los valores obtenidos, teniendo en cuenta los factores de ocupación y carga de trabajo para verificar que no superan límites establecidos legalmente.

    ix. Realizar las mediciones en los mismos locales para los cuales sehicieron previsiones de dosis en el proyecto de la instalación y hacer una comparación de los resultados. Identificar otros puntos no contemplados en el proyecto aprobado en los que parezca adecuado medir, prestando especial atención a los ductos (de extracción de aire, de alimentación eléctrica, de reserva, etc). Verificar que en las áreas no controladas se puede permitir ocupación plena para público, y que las dosis de trabajadores resultan aceptables teniendo en cuenta los factores de ocupación y la carga de trabajo.

    x. En relación con las líneas de transferencia, realizar mediciones detasas de dosis gamma durante la transferencia del material desdeel ciclotrón hasta las celdas, verificando si toda la actividad producida es transferida a las celdas y que la misma no ha quedado actividad retenida en la línea. Con los resultados de lamedida y teniendo en cuenta la trayectoria de la línea, la carga de trabajo y los factores de ocupación, debe estimarse las dosis a los trabajadores.

    xi. Con relación a los ciclotrones autoblindados, realizar mediciones (neutrones y gammas) en todas las superficies de los autoblindajes. Tener especial atención en las uniones de los autoblindajes.

xii. Realizar mediciones (gammas) en las superficies e uniones de las celdas calientes.

3. **Verificación de contaminaciones en superficies:** Verificar la contaminación en diferentes puntos de la instalación, según el criterio del inspector.

4. **Determinación de concentración de actividad en aire:** Se determinará la concentración de actividad en aire, al menos por métodos diferidos, en la descarga y en los locales (como mínimo en radiofarmacia y control de calidad). Si los sistemas de seguridad se encuentran funcionando satisfactoriamente, en los locales se encontrarán concentraciones de actividad en aire por debajo de 0,1 DAC. El sistema de monitoreo debe tener un límite de detección de al menos 0,01 DAC. Para el caso de las descargas, la concentración de actividad en aire de chimenea debe verificar el modelode descargas gaseosas.

19.1.30 Operación

En esta etapa del proceso de licenciamiento deben realizarse inspecciones periódicas con una frecuencia que, de acuerdo con la experiencia de los países del FORO, varía entre 6 meses y 2 años. Se observa que, mayoritariamente, se realiza una inspección al año. En esta inspección, además de las verificaciones descritas para la puesta en marcha, se deben comprobar los aspectos siguientes:

1. ***Registros:*** Se revisarán los registros de la instalación, para comprobar que no han ocurrido desviaciones desde la inspección anterior. En casode identificarse algún tipo de desviación, deberán analizarse las causas, consecuencias y medidas adoptadas. Los siguientes registros deben serán analizados en la oficina o en la instalación, de acuerdo con los criterios decada Autoridad Reguladora:

   a. Acceso de personal y visitas a la instalación y al recinto de irradiación;
   b. Descargas y evaluación de las dosis en el público;
   c. Dosis individuales mensuales del personal;
   d. Programa de reducción de dosis: caracterización radiológica delas tareas y los campos de radiación, medidas implementadas para reducir las dosis.
   e. Operaciones y producciones;
   f. Supervisión médica;
   g. Capacitación y entrenamiento de personal;
   h. Resultados de la vigilancia radiológica de zonas;

i. Fuentes decaídas y desechos radiactivos;
j. Inventario y certificados de las fuentes de calibración;
k. Inventario de los equipos de protección radiológica;
l. Resultados de los ensayos y comprobaciones a los sistemas deseguridad (anual, semestral, mensual, diario y especiales);
m. Modificaciones de la instalación relacionadas con la seguridad;
n. Certificados de calibración de los instrumentos de medida;
o. Autorizaciones de la Autoridad Reguladora;
p. Cronogramas y resultados de los mantenimientos yreparaciones;
q. Informes de investigación de incidentes y accidentes;
r. Informes de inspecciones y auditorías internas, etc.
s. Listado y caracterización de los bultos producidos y documentación de despacho y venta para las instalaciones, si esaplicable.

Monitoreo individual: Comprobar que todas las personas expuestas portan dosímetros personales y de extremidades, cuando sea aplicable,verificando el total de trabajadores y sus funciones. Se recomienda, además, el uso de dosimetría electrónica de lectura directa. Verificar del local de almacenamiento de los dosímetros, el último informe de dosis,y que se cumplen los procedimientos establecidos en cada país para la notificación de dosis a los trabajadores. Verificar que se registra la dosis medida a través de dosímetros de lectura directa para visitantes.

2. Personal: Comprobar que la instalación es operada por el personal mínimo autorizado. Verificar nombre, formación, certificación personal, función y carga de trabajo de las personas. Además, constatarsi ocurrieron modificaciones no autorizadas en el personal como:inserción o reducción de personas, alteraciones de funciones, responsabilidades, etc. Constatar que las personas conocen las medidasde respuesta a las emergencias radiológicas y que se llevan a cabo simulacros.

3. Datos operacionales: Verificar los datos operacionales de la instalación tales como tipo de blanco, actividades producidas, carga de trabajo, corrientes, energías y tipos de partículas del haz, realizando una comparación con los valores autorizados. Comprobar además que no serealizan producciones no autorizadas.

4. Desechos: Verificar que se aplican las medidas de control de la generación de los desechos radiactivos incluyendo la adopción de buenas prácticas de segregación en el punto de generación de los desechos, la operación eficiente de los sistemas de recolección y decaimiento de los desechos líquidos y gaseosos. Verificar la cumplimentación correcta de los registros de desechos.

Se debe verificar que las condiciones de almacenamiento de los desechos radiactivos en la instalación sean adecuadas para el flujo de los distintos desechos producidos (según sea aplicable): los que serán transferidos a una gestionadora, los desechos dispensables, y las piezasactivadas reusables. Se debe verificar que se cumplen los criterios de aceptación de los desechos que se transfieren a gestionadora, medianteevaluación de los registros, de pruebas o análisis de muestras.

Verificar si los desechos radiactivos están caracterizados, teniendo encuenta:

a) desechos dispensables y no dispensables;

b) período de semidesintegración de los radionúclidos presentes;

c) contenido de actividad por radionúclido;

d) forma física y química;

e) contaminación fija y removible;

f) desechos caracterizados por riesgos no radiológicos (por ejemplo:toxicidad química).

g) Personal a cargo de la gestión de desechos radiactivos.

Verificar si se cumplen con los procedimientos de dispensa autorizados:

a) Los desechos radiactivos que contienen solamente radionúclidos de períodos de semidesintegración muy cortos (dispensables) pueden ser almacenados en la instalación hasta que la actividad esté por debajo de los niveles de dispensa, lo que permite que los materiales dispensados sean gestionados como desechos convencionales o peligrosos según corresponda, con la autorización por parte de la Autoridad Reguladora. En la práctica, el control administrativo por parte de la instalación resulta de vital importancia para la correcta implementación de los procedimientos de dispensa. Unprocedimiento habitual incluye el almacenamiento temporal de forma separada de cualquier otro tipo de desecho durante la semana laboral, produciendo la dispensa los días lunes (último desecho generado el viernes anterior, decaído aproximadamente 30 períodosde semidesintegración para F-18),

tras efectuar cuidadosas mediciones de tasa de dosis en condiciones de bajo fondo ambientaly, en consecuencia, retirar los símbolos indicadores de material radiactivo. Este procedimiento permite asegurar el cumplimiento delos niveles de dispensa, sin necesidad de verificación directa de concentración de actividad (ni actividad total) valiéndose del muy corto período de semidesintegración de los desechos involucrados y el bajo volumen de generación. Se deben verificar los controles administrativos que permitan la identificación de la corriente de desechos dispensable, las condiciones de almacenamiento temporal, las mediciones radiológicas y los registros asociados a cada uno deestos procesos.

b) Particularmente, en la práctica de ciclotrones, se activan componentes y partes metálicas que pueden contener radionúclidosde vida media mayor de 100 días y menores que un año (por ejemplo, las ventanas de Havar). En base a la experiencia, se observa que algunos de esos componentes pueden gestionarse en lainstalación hasta su dispensa, debido a sus características particulares. En esos casos, debe verificarse que existe en la instalación un área destinada al almacenamiento temporal de esas partes y piezas activadas, así como blindajes apropiados y suficientes.

En todos los casos, el Organismo Regulador verificará de manera independiente las mediciones asociadas a la gestión de desechos realizadas por la instalación.

Debe verificarse asimismo la trazabilidad de los desechos desde el momento de su generación y almacenamiento temporal hasta su dispensa o transferencia a gestionadora de desechos.

5. Transporte: Verificar si se han realizado modificaciones en los procedimientos de transporte de materiales radioactivos en el interior de la instalación. Para el transporte en vía pública, si las funciones del inspector lo incluyen, verificar que se cumple la norma de transporte aplicable.

19.1.31 Cierre y clausura

En esa etapa del proceso de licenciamiento se recomienda realizar varias inspecciones: antes,durante y después del proceso de desmantelamiento. Se sugiere también llevar a cabo un registro fotográfico detallado en cada una de estas inspecciones.

Antes:

1. ***Desechos:*** Verificar las condiciones de almacenamiento transitorio delos desechos que se generarán. Durante:

1. ***Verificación de las operaciones:*** Comprobar que las operaciones de desmantelamiento y descontaminación están siendo conducidas de acuerdo con los procedimientos autorizados.

Después:

1. ***Desechos:*** Comprobar que no han quedado desechos en el emplazamiento y que no existen materiales para los cuales aún no se estableció su gestión. Verificar los certificados de transferencia de los desechos generados a la gestionadora de residuos.
2. ***Registros:*** Verificar el destino de los registros de la instalación, comprobando su correcto almacenamiento.
3. ***Restricción de uso de la instalación:*** Verificar si la instalación puede declararse apta para uso irrestricto, incluyendo la realización de un levantamiento radiométrico detallado y mediciones de contaminación.

Pruebas de los sistemas de seguridad

En ese documento se han descripto individualmente las distintas pruebas a realizar para verificar el correcto funcionamiento de los sistemas de seguridad. En la práctica, estas pruebas se realizan agrupadas, chequeando el estado operativo de varios sistemas de seguridad en unamisma prueba. Se debe acordar con el operador el orden en que se van a realizar las pruebas,de manera de interferir lo mínimo posible con la operación rutinaria de la instalación.

A continuación, se presentan un ejemplo de cómo se puede agrupar algunas de las pruebas para chequear varios sistemas de seguridad.

Condición de prueba	Sistemas que se pueden verificar
Puerta de búnker abierta	• Alarma de puerta abierta • Alarma de pérdida de depresión enbúnker • La puerta del búnker no cierra sin llave de operación (accionando previamente botones de última persona) • Sistema de apertura interna de la puerta • La puerta no cierra ejecutando secuencia incorrecta de pulsadores de última persona (con llave de operación colocada en tablero que comanda el movimiento dela puerta) • La puerta no cierra si se demora en accionar la secuencia correcta de pulsadores de última persona (con llave de operación colocada en tablero que comanda el movimiento de la puerta)
Cierre de puerta de búnker	• Alarma de preparación de irradiación • Cierre de puerta con llave de operacióncolocada en tablero que comanda el movimiento de la puerta • Cierre de puerta accionando secuencia correcta de botones de última persona • Cierre de puerta accionando en tiempo adecuado los botones de última persona • Sistema anticolisión de la puerta
Pérdida de depresión	• Alarma por pérdida de depresión

	• El ciclotrón no enciende sin depresión enbúnker • No se habilita transferencia sin depresiónen la celda
Ciclotrón en operación	• Alarma de inicio de irradiación • Alarma de ciclotrón operativo • Alarma de alta tasa de dosis • Botones de emergencia • No abre la puerta del búnker • El ciclotrón opera con llave de operaciónen consola
Durante transferencia	• Alarma indicadora de transferencia • No abre la puerta de celda receptora
Celda alojando material radiactivo	• Alarma de alta tasa de dosis en celda • No abre puerta de celda • Indicación de depresión • Indicación de caudal de aire
Celda con puerta abierta	• Alarma de pérdida de depresión en celda • No se habilita la transferencia • Indicación de pérdida de depresión enmanómetro • Indicación de puerta de celda abierta enconsola
Al finalizar la producción enciclotrón	• Alarma por alta tasa de dosis en búnker • No se permite la apertura de la puerta delbúnker

19.1.32 Nota sobre las magnitudes

Para efectos de este informe, se utiliza la nomenclatura "dosis" en distintas secciones del documento, para representar variadas magnitudes radiológicas y de radioprotección. Si bien se busca no confundir al lector en el uso de magnitudes, el correcto uso del término "dosis" debe ser interpretado de acuerdo con el contexto del texto analizado y asociado a alguna de las siguientes magnitudes:

- Equivalente de dosis ambiental H*(10), en el caso de lecturas de equipos de monitoreo radiológico.
- Equivalente de dosis personal Hp(10), en el caso de lectura de dosímetros de uso personal.
- Dosis equivalente en un órgano, para el caso del efecto biológico de las radiaciones ponderado en un órgano específico.
- Dosis efectiva, para el caso del efecto biológico de las radiaciones en cuerpo entero.

MÓDULO V:

TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIACTIVOS

20 ASPECTOS GENERALES DE TRANSPORTE DE MATERIAL RADIACTIVO

El transporte de materiales radiactivos, al igual que el de otras substancias en forma potencialmente peligrosa (explosivos, gases comprimidos, productos tóxicos, corrosivos, etc), une al riesgo de todo transporte convencional el inherente a su naturaleza peligrosa.

En el caso de los materiales radiactivos, los riesgos añadidos son los derivados de las radiacionesionizantes emitidas por los radionucleidos presentes en el material y, en ocasiones, el riesgo decriticidad (si hay materiales fisionables).

De no tomarse las debidas precauciones, sobre todo si ocurriese un accidente, los operarios deltransporte y el público en general podrían quedar expuestos a la radiación por fallo del blindajedel material radiactivo o por la dispersión de dicho material.

Hay un aspecto que diferencia el transporte de las restantes operaciones en las que se manipulamaterial radiactivo en cantidades significativas: no siempre es posible evitar la presencia más omenos numerosa de población. Adicionalmente, no siempre es posible garantizar la seguridad dela ruta por diversas causas: condiciones climatológicas, problemas de tráfico, obstáculos no previstos, etc.

Debido a todo lo anteriormente indicado, se comprende fácilmente la necesidad de una reglamentación específica para este tipo de transportes, cuyos objetivos son:

* Confinar eficazmente el material radiactivo.
* Amortiguar adecuadamente las radiaciones que emiten los materiales radiactivos.
* Garantizar la disipación del calor generado por la absorción de las radiaciones emitidas.
* Evitar, con la máxima garantía, situaciones de criticidad en el caso de substancias fisionables.

Sobre esta base, el Organismo Internacional de Energía Atómica publicó en 1.961 el *REGLAMENTO PARA EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIACTIVOS* o *Guía de Seguridad nº 6 del OIEA (SS-6)*, que ha sido revisado en distintas ocasiones, y editando además posteriormente tres guías de ayuda para su aplicación: la SS-7, SS-37 y SS-80.

En septiembre de 1.996 se publicó la llamada ST-1, que supuso la primera gran revisión, con lainclusión de nuevos tipos de materiales y de bultos y modificaciones importantes en valores deexención y en criterios de referencia y límites, esta nueva guía ha sido regularmente revisada pasándose a denominar TS-R-1 a partir del año 2.000, la última edición editada es del año 2005.

Además de los cambios de contenido técnico, la nueva edición del 96 supuso un impulso fundamental en la homogeneización de las diferentes reglamentaciones de transporte, promoviendo el OIEA su incorporación al tiempo en las principales reglamentaciones de los distintos modos de transporte.

21 REGLAMENTO PARA EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIACTIVOS.

El Reglamento contempla la adopción de una serie de medidas de seguridad, y tiene carácter recomendatorio, pero no fija la persona jurídica responsable de su cumplimiento. Esta designación es competencia de la autoridad de cada Estado.

Es la base sobre la que se establecen la mayoría de las reglamentaciones internacionales de transporte de mercancías peligrosas, habiéndose adoptado prácticamente por todas las organizaciones con competencias en esta materia.

España ha aceptado implícitamente el Reglamento al haberse adherido a convenios internacionales que lo incorporan, como, por ejemplo, al "Acuerdo Europeo sobre Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR)", cuya última publicación en el BOEes del 21 de marzo de 2.007.

El Reglamento del Organismo es aplicable a los diversos medios de transporte por vía acuática,terrestre o aérea y contempla normas específicas complementarias para cada medio de transporte.

No es aplicable al material radiactivo incorporado a personas o a animales vivos con fines de diagnóstico o terapéutico; tampoco es aplicable a los movimientos de material radiactivo en elinterior de un establecimiento y sujetas a un procedimiento de seguridad vigente apropiado; salvoque el movimiento implique el uso de vías públicas.

Asimismo, tampoco se aplicará cuando el material forme parte integral del medio de transporte(señalizaciones de emergencia con tritio en los aviones); cuando se transporte material radiactivocontenido en productos de consumo aprobados por las autoridades competentes después de su venta al usuario final (detectores iónicos de humo); ni a materiales o minerales con radionucleidosen la concentración natural siempre que su actividad másica no supere la establecida por el propio reglamento.

Conviene señalar, que, si bien el Reglamento del Organismo contempla el envío de materiales radiactivos por correo, la legislación española prohíbe la utilización de los servicios postales (Art.41 de la Ley 25/1.964).

21.1 Terminología usadas en el transporte.

Tanto el Reglamento del Organismo como las principales reglamentaciones internacionales sobreel transporte de mercancías peligrosas por carretera (ADR) o por ferrocarril (RID), utilizan unaterminología propia cuyo significado es conveniente conocer. Con independencia de otros términos que se describen más adelante, es conveniente estar familiarizado con los siguientes

21.1.1 Expedidor

Remitente. Persona natural o jurídica por cuya orden y cuenta se realiza el envío. Deberá figurarcomo tal en los documentos de transporte y poseer conocimientos técnicos suficientes para firmarlas certificaciones que son de su responsabilidad.

21.1.2 Uso exclusivo

Modalidad de transporte en la que un contenedor o un medio de transporte (vehículo de carretera;vagón de ferrocarril; buque, bodega o zona delimitada de su cubierta; aeronave) es utilizado, exclusivamente, para las mercancías de un único remitente o expedidor. Todas las operaciones iniciales, intermedias y finales de carga y descarga deben hacerse de conformidad con las instrucciones del remitente o del destinatario.

Esta modalidad de transporte es obligatoria cuando concurren determinadas condiciones en el transporte, por ejemplo, cuando el nivel de radiación en la superficie de un bulto sobrepasa los 2 mSv/h.

21.1.3 Embalaje

Conjunto de elementos necesarios para guardar por completo el material radiactivo. Según los casos puede estar formado por uno o más recipientes, materiales de blindaje, materiales absorbentes, estructuras mecánicas, aislantes térmicos, refrigerantes, etc.

21.1.4 Bulto

Es el embalaje más el contenido radiactivo. En función de éste, debe cumplir unas normas de resistencia más o menos rigurosas. Se clasifican según se indica en el apartado 5.

21.1.5 Contenedor.

Elemento de transporte destinado a facilitar el acarreo por una o más modalidades de transportesin realizar recargas intermedias. Deberá estar diseñado para poder usarse repetidas veces.

21.1.6 Contaminación.

Presencia de sustancias radiactivas en una superficie que sobrepasen 4 Bq/cm^2 para emisores betay gamma y alfa de baja toxicidad, o bien 0,4 Bq/cm^2 para los demás emisores alfa.

21.1.7 Contaminación transitoria.

Aquella que puede ser eliminada en las condiciones normales de transporte.

21.1.8 Índice de transporte.

Es un concepto introducido en el transporte de materias radiactivas para cuantificar su riesgo enlas condiciones de transporte respecto a la exposición a las radiaciones. Sirve para limitar el contenido de material radiactivo de algunos bultos, sobre embalajes, cisternas y contenedores, ypara establecer sus categorías, así como para determinar si será necesario o no recurrir a la modalidad de "uso exclusivo".

El índice de transporte de un bulto o sobre-embalaje es un número igual al nivel máximo de radiación existente a 1 m de su superficie exterior en mSv/h multiplicado por 100.

En el caso de cargas de grandes dimensiones (contenedores, cisternas o materias sin embalar) elvalor obtenido se corrige en función de las dimensiones de la carga.

21.1.9 Índice de Seguridad respecto a la Criticidad

El ISC de un bulto, sobre-embalaje, o contenedor que tenga materias fisionables es un número quelimita su acumulación.
Es el resultado de dividir 50 entre el número máximo de bultos admisibles para asegurar que elconjunto es subcrítico.

21.1.10 Clasificación de los Materiales Radiactivos

En la normativa sobre transporte se consideran materiales radiactivos aquellos cuya actividad supera los valores de exención fijados para cada radionucleido, actividad específica o por remesa.La peligrosidad potencial de los materiales radiactivos a transportar dependerá de:

- Los radionucleidos que contiene.
- La actividad específica del material.
- La cantidad de material (actividad total).
- La naturaleza química del material.
- El estado físico del material.

Lógicamente, cuanto más peligroso sea el material para transportar, más rigurosos deberán ser los requisitos técnicos y administrativos para cumplir, así como los controles de calidad. Desde este punto de vista, para el transporte, se consideran los siguientes tipos de materiales radiactivos:

21.1.11 Materias de baja actividad específica LSA (Low Specific Activity Materials)

Son las que por su naturaleza tienen una actividad específica limitada, o a las que se le aplicanlímites de actividad específica media estimada. Se dividen en tres grupos:

* LSA-I (BAE-I). Comprende los siguientes materiales:

- Minerales con sus radionucleidos naturales y los concentrados de dichosminerales.
- El uranio natural o empobrecido o torio natural sólidos no irradiados o sus compuestos o mezclas sólidas o líquidas.
- Materias radiactivas no fisionables con valor de A_2 ilimitado1.
- Otras materias con la actividad repartida en su conjunto y cuya actividad específica media estimada no supere en 30 veces los valores de actividad másica fijada para cada radionucleido.

* LSA-II (BAE-II). Comprende:

- El agua con una concentración en tritio de hasta 0.8 TBq/l ($0,8 \cdot 10^{10}$ Bq).
- Materiales con la actividad repartida por ellos, resultando una actividad específica media inferior a 10^{-4} A_2/g si son sólidos o 10^{-5} A_2/g si son líquidos.

* LSA-III (BAE-III). Son sólidos (no polvos) en los que:

- El material radiactivo esté repartido en todo el sólido o conjunto de objetos sólidos.

- El material radiactivo esté en una forma relativamente insoluble (sin embalaje la pérdida por inmersión de 7 días en agua inferior a 0,1 A_2).
- La actividad específica media estimada sea inferior 2 x 10^{-3} A_2/g.

21.1.12 Objetos Contaminados Superficialmente SCO (Surface Contaminated Objects)

Son sólidos no radiactivos por sí mismos, pero que tienen materiales radiactivos distribuidos porsu superficie. Se dividen en dos grupos:

* SCO-I (OCS-I). Son objetos en los que:

- La contaminación transitoria media (sobre 300 cm^2) de sus superficies accesibles no es superior a 4 Bq/cm^2 (emisores beta, gamma y alfa de baja toxicidad) o a 0,4 Bq/cm^2 (restantes emisores alfa).
- La contaminación no transitoria de sus superficies accesibles no es superiora 4 x 10^4 Bq/cm^2 (emisores beta, gamma y alfa de baja toxicidad) o a 4 x $10^3$$Bq/cm^2$ (restantes emisores alfa).
- La contaminación transitoria más la no transitoria de sus superficies inaccesibles no es superior a 4 x 10^4 Bq/cm^2 (emisores beta, gamma y alfade baja toxicidad) o a 4 x 10^3 Bq/cm^2 (restantes emisores alfa).

* SCO-II (OCS-II). Son objetos sólidos en los que algún tipo de contaminación supera los límites correspondientes a los OCS-I pero no sobrepasan los siguientes valores:

- 100 veces el límite de contaminación transitoria en superficies accesibles.
- 20 veces el límite de contaminación no transitoria en superficies accesibles.
- 20 veces el límite de contaminación en superficies inaccesibles.

21.1.13 Materiales radiactivos en forma especial

La reglamentación fija valores para distintos radionucleidos (A_1 y A_2) que limitan la actividad de los materiales radiactivos a transportar en diferentes circunstancias.

Son materiales radiactivos sólidos no dispersables, o bien una cápsula que contenga el materialradiactivo y esté construida de forma que sólo pueda abrirse destruyéndola. Además, deberán reunir las siguientes condiciones:

1 - Al menos una de sus dimensiones debe ser igual o mayor de 5 mm.2 - Deberán superar satisfactoriamente los siguientes ensayos:

- Impacto, por caída desde 9 metros sobre una superficie plana horizontal suficientemente resistente.
- Percusión, colocando la muestra sobre una plancha de plomo (25 mm de espesor) y dejando caer sobre la muestra una de acero de 25 mm de diámetro (impacto equivalente al de 1,4 kg desde 1 m).
- Flexión (si la longitud de la muestra es mayor de 10 cm y relación largo/ancho mayor de 10). Se fija en posición horizontal la muestra por lamitad y se golpea el extremo libre en las mismas condiciones del ensayo depercusión.
- Térmico, calentando la muestra durante 10 minutos a 800 ° C.

El reconocimiento de que un determinado material cumple las condiciones "de forma especial"corresponde a la autoridad competente que deberá emitir el certificado correspondiente.

21.1.14 Materiales fisionables

Son el uranio 233, uranio 235, plutonio 239, plutonio 241 o cualquier combinación de estos, excepto el uranio natural y el uranio empobrecido no irradiados o irradiados en un reactor térmico.

21.1.15 Materiales radiactivos de baja dispersión

Son las materias radiactivas sólidas o sólidas acondicionadas en cápsula sellada con poca dispersión y que no se encuentran en forma de polvo.

21.2 Tipos de embalajes y Bultos de Transporte

Lógicamente, la calidad de los embalajes debe aumentar al hacerlo el riesgo potencial del materiala transportar y las propias condiciones del transporte. Desde este último punto de vista se pueden considerar tres tipos de condiciones:

- Las normales de un transporte rutinario, sin incidentes.
    - Incidentes de poca importancia.
    - Situaciones de accidente que de no haber tomado las debidas precauciones podrían acarrear problemas radiológicos considerables.

En transporte de materiales radiactivos, en orden creciente de calidad mínima que deben tener los embalajes/bultos, se consideran los siguientes tipos: bultos exceptuados; industriales tipo 1, 2 y 3;tipo A; tipo B(U); tipo B(M) y tipo C.

21.2.1 Bulto exceptuado

Es un embalaje que contiene materiales radiactivos exceptuados y cumple los requisitos generalesde diseño necesarios para todos los bultos y embalajes.

Los requisitos generales exigen que el bulto sea manejable con seguridad y pueda sujetarse, pueda descontaminarse externamente y no retenga agua en el exterior. Deberán resistir los efectos de las aceleraciones, vibraciones, radiación, etc que se darán probablemente durante el transporte.

Un material radiactivo solamente puede considerarse exceptuado si su actividad es inferior a loslímites que definen los reglamentos. Estos límites, relativamente bajos, dependen de la forma enque se encuentre el material (sólido, líquido o gaseoso) y que esté o no en "forma especial".

21.2.2 Bulto industrial tipo 1 (IP-1) (Industrial Package)

Es un bulto formado por un embalaje, cisterna o contenedor conteniendo materias LSA (BAE) uSCO(OCS) (solo pueden ser LSA-I (BAE-I) u SCO-I (OCS-I) y de ser líquidos deberá transportarse en la modalidad de ("uso exclusivo").

Estos bultos además de cumplir los requisitos generales de diseño deberán tener cualquier dimensión mayor de 10 cm.

Debido al poco riesgo que representan los materiales LSA-I (BAE-I) y SCO-I (OCS-I), en determinadas condiciones pueden transportarse sin embalar y no existe límite de la actividad que puede transportarse en un vehículo.

21.2.3 Bulto industrial tipo 2 (IP-2) (Industrial Package)

Es un bulto formado por un embalaje, cisterna o contenedor conteniendo materias LSA (BAE) uSCO (OCS) En "uso exclusivo" puede contener cualquier material LSA-II (BAE-II), LSA-III (BAE-III) u SCO-II (OCS-II), pero en uso no exclusivo solo pueden ser SCO-II (OCS-II), LSA-II(BAE-II) sólido o LSA-I (BAE-I) líquido.

Estos bultos además de cumplir los requisitos generales de diseño deberán tener cualquier dimensión mayor de 10 cm y deben ser capaces de soportar sin pérdida de material radiactivo ysin que aumente en más del 20% el nivel de radiación superficial del bulto los siguientes ensayos:

- Ensayo de caída, realizado sobre una superficie horizontal plana suficientemente resistente desde una altura, según el peso, no inferior a 0,3 o 1,2 m.
- Ensayo de apilamiento, sometiendo durante 24 horas el bulto a la compresión de 5 veces su peso o a 1.300 kg/m^2 de base que tenga el bulto (se tomará el mayor de los dos valores).

21.2.4 Bulto industrial tipo 3 (IP-3) (Industrial Package)

Es un bulto formado por un embalaje, cisterna o contenedor conteniendo materias LSA (BAE) uSCO (OCS). Su contenido puede estar formado por materiales LSA-III (BAE-III) u otros en condiciones que no puedan ser transportados en tipos IP-1 o IP-2.

Estos bultos además de cumplir los requisitos generales de diseño deberán tener cualquier dimensión mayor de 10 cm y deben ser capaces de soportar sin pérdida de material radiactivo y sin que aumente en más del 20% el nivel de radiación superficial del bulto los siguientes ensayos:

- Ensayo de caída y apilamiento como se indica para tipo IP-2.
- Ensayo de aspersión, simulando una lluvia equivalente a una precipitación de 50 l/m^2 durante una hora.
- Ensayo de penetración, dejando caer sobre la parte más débil del bulto, desde 1 mde altura, una barra indeformable de 6 kg de peso, terminada en una hemiesfera de3,2 cm de diámetro.

21.2.5 Bultos tipo A

Son bultos diseñados para soportar las condiciones normales de transporte, pero podrán resultarseriamente dañados en caso de accidente.

Para reducir el daño en caso de accidente se limita la cantidad de material radiactivo que puede introducirse en un bulto. En el caso de bultos industriales el límite se basa en el nivel de radiación(el nivel de radiación a 3 m y sin blindaje no debe exceder de 10 mSv/h, estando también limitada la actividad total del vehículo). En el caso de bultos tipo A la actividad se limita a un valor máximo A_1, cuando el material está en "forma especial". Si el material "no está en forma especial" el límite suele ser más bajo y se denomina A_2.

La reglamentación fija los valores de A_1 y A_2 para distintos radionucleidos ver **Anexo I** e indicacomo se calculan para mezclas de radionucleidos o para los que no figuran en la tabla.

Los bultos tipo A deberán cumplir los requisitos generales de diseño, los complementarios aplicables a IP-·3 y requisitos complementarios específicos si son para líquidos (volumen libre,absorbentes o doble sistema de contención).

Con el fin de demostrar que son capaces de soportar las condiciones normales de transporte, deberán superar los ensayos de caída, apilamiento, aspersión y penetración indicados para los tipo BI-3. Si el bulto es para gases o líquidos la altura del ensayo de caída será 9 m y en el ensayo de penetración la barra deberá caer desde 1,7 m.

21.2.6 Bultos tipo B

Es un embalaje, cisterna o contenedor con material de actividad superior a los valores máximospermitidos en bultos tipo A.

Para lo bultos tipo B no existe ningún límite general sobre la actividad que pueden contener. El límite cambia de un bulto a otro y es el que se fija en la autorización concedida por la autoridadcompetente, que debe definir los radionucleidos autorizados, sus límites particulares y la formafísica y química en que deben encontrarse. Los requerimientos de diseño son más rigurosos queen los restantes bultos. Por tanto, su calidad es superior ya que deberán ser capaces de soportarcondiciones de accidente para que, de ocurrir, no se produzcan daños no admisibles.

Para demostrar que el bulto es capaz de soportar las condiciones de accidente deberá superar satisfactoriamente los siguientes ensayos:

- Ensayo mecánico. El bulto se dejará primero caer desde 9 m sobre una superficie plana horizontal y resistente y, después, desde 1 m, sobre una barra maciza de acerode 15 cm de diámetro y 20 cm o más de altura, siendo la cara superior plana y horizontal con bordes redondeados. Si el bulto pesa menos de 500 kg, su densidad aparente es inferior a 1.000 kg/m^3 y su actividad es mayor de 1.000 veces A_2, en vez de la segunda caída se dejará caer sobre el bulto, desde 9 m de altura, una placa de acero de 1 m por 1 m y 500 kg de peso.
- Ensayo térmico. El bulto se rodea de una llama que alcance, como mínimo, una temperatura media de 800 °C durante media hora.
- Ensayo de inmersión en agua. Durará no menos de ocho horas bajo una presión equivalente a una inmersión de 15 m de profundidad. Si el bulto es para combustibles irradiados el ensayo se hará a 200 m durante una hora.

Los ensayos se consideran satisfactorios si no se produce una pérdida en el blindaje suficiente para que el nivel de radiación a 1 m, aumentase a más de 10 mSv/h, suponiendo que el bulto llevase el máximo contenido radiactivo autorizado. Adicionalmente, la máxima pérdida de contenido radiactivo, acumulada durante una semana, no será superior a A_2 o 80 TBq si se tratade Kr-85.

Cuando un bulto Tipo B cumple todos los requisitos que le son aplicables se denomina bulto "Tipo B (U)", debiendo ser aprobado su uso, unilateralmente, por la autoridad competente del paísdel que es originario. El

certificado de aprobación de un bulto Tipo B (U) unilateral es aceptado como válido por los restantes países signatarios del acuerdo internacional por el que se regula el transporte de mercancías peligrosas.

Cuando un bulto Tipo B no cumple todos los requisitos que le son aplicables se denomina bulto"Tipo B (M)", debiendo ser aprobada su utilización por la autoridad competente de todos los países implicados (aprobación multilateral): país originario, país expedidor, país receptor y todoslos países incluidos en la ruta a seguir. En este caso, será necesario que en la solicitud de aprobación se indiquen los requisitos que no se cumplen y las medidas complementarias que se piensan tomar para compensar las deficiencias. Los diseños para el transporte de materias fisionables tendrán, en cualquier caso, la consideraciónde bultos Tipo B(M).

21.2.7 Bultos tipo C

Es un tipo de bulto destinado a contener muy elevadas cantidades de materiales para su transporte por vía aérea.

21.2.8 Categorías de Bultos, señalización y etiquetado

Se ha producido, con las últimas versiones del reglamento, un aumento significativo en los requisitos de señalización, debido a que la identificación rápida de los materiales transportados y losriesgos asociados a cada tipo es esencial para los equipos de intervención en caso de emergencia.

Todo bulto llevará en la superficie externa:
La identificación del expedidor, del destinatario o de los dos a la vez. En bultos no exceptuados el número ONU precedido de las letras "UN" y la descripción de la materia. Los bultos exceptuados sólo el número ONU.

La indicación de su peso bruto, si supera los 50 Kg.
La mención al tipo de bulto: "TIPO IP-1", "TIPO IP-2", "TIPO IP-3" ó "TIPO A"según corresponda.

- Los bultos industriales de tipo 2 y 3 o de tipo A, los códigos del país de origen del modelo y el nombre de los fabricantes.

- Cada bulto aprobado por la autoridad competente llevará la marca deidentificación de dicho modelo y un número de serie para cada unidad.

La mención "TIPO B(U)", "TIPO B(M) ó "TIPO C", según se trate.
Estos últimos, además, llevarán grabado o estampado de modo que sea resistenteal fuego y al agua y de forma visible un símbolo del trébol radiactivo de al menos4 cm de diámetro.

Todas estas inscripciones deberán hacerse en forma legible y duradera.

Los bultos y sobre-embalajes se clasifican para su transporte en una de las categorías I-BLANCA,II-AMARILLA o III-AMARILLA según fundamentalmente la intensidad máxima de radiación ensu superficie externa y del Índice de Transporte (IT).

I-Blanca

Si el nivel máximo de radiación en la superficie es inferior a 0,005 mSv/h.

II-Amarilla

Si el nivel máximo de radiación en la superficie externa es superior a 0,005 mSv/h pero no superalos 0,5 mSv/h o el índice de transporte no es superior a 1.

III-Amarilla

Si el nivel máximo de radiación en la superficie externa es mayor de 0,5 mSv/h, pero no supera los2mSv/h o el índice de transporte es mayor de 1 pero no mayor de 10. Asimismo, esta categoría seasignará a cualquier bulto que se transporte mediante "acuerdo especial".

Si el nivel de radiación supera los 2 mSv/h o el índice de transporte es superior a 10 se clasificarácomo III-AMARILLA, pero, además, el transporte se hará bajo la modalidad de "uso exclusivo",aplicándose los límites al vehículo:

- 2 mSv/h en superficie externa del vehículo.
- 0,1 mSv/h a 2 m de la superficie del vehículo.
- 0,02 mSv/h en los lugares del vehículo normalmente ocupados por personas, a menos que se controle su dosis.

En cualquier caso, el nivel de radiación del bulto no podrá sobrepasar los 10 mSv/h (1.000 mrem/h).

En las etiquetas, que llevan impreso el trébol y el número 7 como identificadores de los materiales radiactivos, se debe indicar el contenido (por ejemplo, Cs-137, materiales BAE-I, etc), la actividadmáxima contenida y el índice de transporte.

En bultos con materiales fisionables además se colocará otra etiqueta en la que figure el Índice de Seguridad respecto a la Criticidad.

En los contenedores hay que colocar las etiquetas en los cuatro lados y en las cisternas en los doslados y en la parte trasera.

En otros vehículos hay que colocar tres etiquetas (en los laterales y parte trasera) según esteúltimo modelo.

21.3 Documentación De Transporte Y Otros Requisitos.

La legislación sobre el transporte de materiales radiactivos y, en general, sobre mercancías peligrosas no sólo contempla restricciones sobre los materiales y/o sobre los embalajes, sino queregula aspectos relativos a los propios vehículos y a sus conductores. Asimismo, toma en consideración distintos aspectos documentales y administrativos.

En el caso de España la "autoridad competente" es la Dirección General de Transportes por Carretera, dependiente del Ministerio de Fomento. Según el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, el transporte de materiales radiactivos, así como la aprobación o convalidación de modelos de bultos para el transporte de dichos materiales o de fuentes radiactivas de forma especial, cuando así sea requerido por la reglamentación específica en materia de transporte de mercancías peligrosas, estará sujeta a autorización por la Dirección General de la Energía, del Ministerio de Economía, previo informe preceptivo y vinculante del Consejo de Seguridad Nuclear.

El principal responsable de que el transporte se realice conforme a lo legislado es el remitente oexpedidor, que es responsable de proporcionar toda la información necesaria para un transporte seguro. El documento básico de transporte es la "CARTA DE PORTE", documento que debe recoger una descripción adecuada del material y embalaje/bulto objeto de transporte. El remitente debe, asimismo, declarar que la descripción es adecuada y que el embalado, etiquetado, etc, es conforme con el ADR.

En la Carta de Porte deberá figurar:

a) El número ONU atribuido a la materia, precedido de las letras **"UN"**;

b) La descripción del material;

c) El número de la clase "7";

d) El nombre o el símbolo de cada radionucleido o, para las mezclas de radionucleidos, una descripción general adecuada o una lista de los nucleidos a los que correspondan los valores más restrictivos;

e) La descripción del estado físico y de la forma química del material o la indicación de que se trata de un material radiactivo en forma especial o de un material radiactivo de baja dispersión. En lo que atañe a la forma química, es aceptable mencionar una designación química genérica;

f) La actividad máxima del contenido radiactivo durante el transporte expresada en becquerelios (Bq) con el prefijo SI adecuado. Para los materiales fisionables, en lugar de la actividad podrá indicarse el peso total en gramos (g), o en múltiplos del gramo;

g) La categoría del bulto, es decir I-BLANCA, II-AMARILLA o III•AMARILLA;

h) El índice de transporte (sólo para las categorías II-AMARILLA y III-AMARILLA);

i) Para los envíos de materiales fisionables distintos de los envíos exceptuados, el índice de seguridad con respecto a la criticidad

j) La marca de identificación de cada certificado de aprobación o de conformidad de una autoridad competente (materiales radiactivos en forma especial, materiales radiactivos debaja dispersión, autorización especial, modelo de bulto o expedición) aplicable al envío;

k) Para los envíos de bultos en un sobreembalaje o un contenedor, una declaración pormenorizada del contenido de cada bulto incluido en el sobreembalaje o el contenedor y, en su caso, de cada sobreembalaje o contenedor del envío. Si hubiera que retirar bultos del sobreembalaje o del contenedor en un punto de descarga intermedio, habrá que suministrar las cartas de porte pertinentes;

l) Cuando un envío deba ser expedido bajo la modalidad de uso exclusivo, la mención "ENVÍO EN LA MODALIDAD DE USO EXCLUSIVO"; y Para las materias LSA-IIy LSA-III (BAE_II y BAE-III), las SCO-I y las SCO•II (OCS-Iy OCS-II), la actividad total del envío expresada en la forma de un múltiplo de A_2.

El remitente deberá proporcionar al transportista y restantes implicados en el embalado, desembalado o manipulación y transporte de los embalajes/bultos, cuanta información sea necesaria para la manipulación y transporte seguro de los bultos, tanto en condiciones normales como si se produjese alguna anomalía o accidente. En el **Anexo II** se incluye copia de una "cartade porte internacional, así como un modelo de "carta de porte" que incluye la "certificación del remitente" y una relación de documentos que acompañan a la expedición.

Para poder realizar el transporte, el remitente deberá estar en posesión de los certificados de aprobación de las autoridades competentes que sean necesarios, en función del transporte específico de que se trate. Estos certificados se deberán facilitar a los transportistas cuando éstoslo requieran.

En relación con los certificados, conviene tener presente que se requerirá la aprobación de la autoridad competente en los siguientes casos:

* Materiales radiactivos en forma especial.
* Los bultos que contengan materiales fisionables (aprobación multilateral).
* Los bultos Tipo B(U) y Tipo B(M).
* Los transportes amparados en arreglos especiales (aprobación multilateral).
* Las expediciones con bultos Tipo B(M) diseñados para hacer venteos intermitentes controlados.
* Las expediciones con bultos Tipo B(M) con una actividad mayor de 3.000 A_1 o A_2 (según corresponda). Si el valor aplicable fuese mayor de 800 TBq se tomará esta última actividad como límite.
* Las expediciones con sustancias fisionables en las que la suma de los índices de transporte sea mayor de 50.
* Las expediciones al amparo de acuerdos especiales.
* El cálculo de los valores de A_1 y A_2 que no figuran en la relación.

Otro aspecto a tener en cuenta en relación con el control administrativo del transporte por las autoridades competentes es el relativo a las notificaciones.

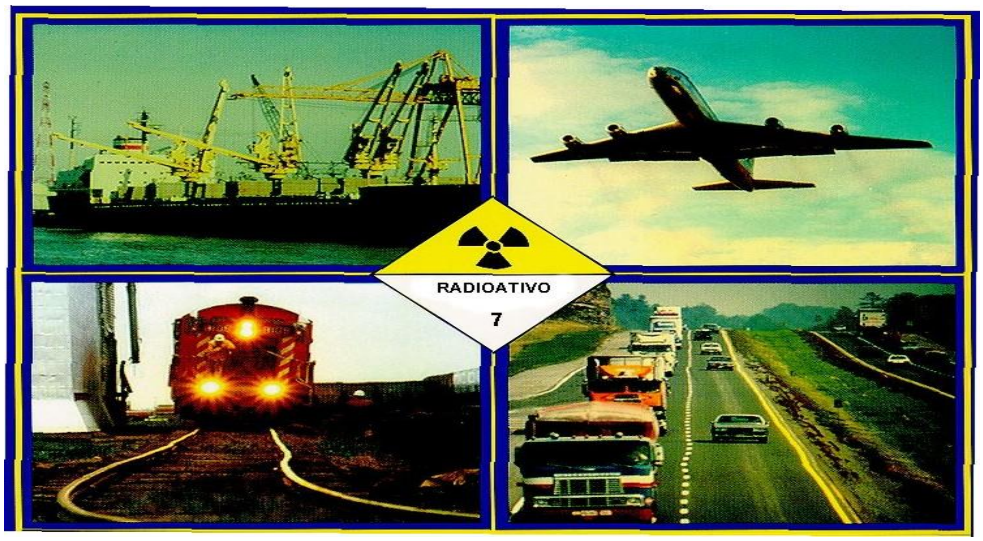
La autoridad competente deberá recibir información sobre los números de serie asignados a cada embalaje fabricado según un diseño que haya sido aprobado por dicha autoridad. La autoridad mantendrá un registro de estos números.

Antes de proceder a realizar la primera expedición de un bulto que requiera aprobación de la autoridad, el expedidor hará llegar a las autoridades de los países afectados copia del certificado emitido con relación al diseño del bulto de que se trate. Asimismo, hay que notificar a la autoridad competente, con una anticipación mínima de siete días, las previsiones de realización delas siguientes expediciones:

* Bultos Tipo B(U) con actividad superior a 3.000 A_1 o A_2 (según proceda), o a 800 TBq.
* Bultos Tipo B(M).
* Transportes amparados en un acuerdo especial.

Clasificación de las mercancías peligrosas

Medios de transporte a nivel mundial de los Materiales Radiactivo



Por ***REMITENTE:*** *se entenderá toda* persona, organización u organismo oficial que prepare una *remesa para su* transporte. *(Asimismo, firmará la declaración y el documento de transporte).*
Por ***DESTINATARIO:*** *se entenderá toda* persona, organización u organismo oficial que está autorizado a recibir una *remesa.*

El nivel de radiación en cualquier punto de la superficie externa de:

- ✓ Bultos Exceptuados: NRS ≤ 5 mSv/h
- ✓ Los demás BULTOS: NRS ≤ 2 mSv/h
- ✓ Los BULTOS transportados en USO EXCLUSIVO: NRS ≤ 0 mSv/h

23.1 CALCULO DE INDICE DE TRANSPORTE

INDICE DE TRANSPORTE

Si el máximo nivel de radiación a 1m *es 6.3 µSv/h:*

- ***6.3 µSv/h = 0.0063 mSv/h***
- ***0,0063 mSv/h x 100 = 0,63 mSv/***

IT = 0,7

INDICE DE TRANSPORTE

- El Índice de Transporte (IT) da indicación de los *riesgos radiológicos.*
- El IT *se aplica sólo a las tasas de dosis de radiación a 1 m de la superficie exterior ⇒ NR1m*

El índice de transporte (IT) se utiliza para controlar la exposición radiológica durante el TMR.

Determinación del IT

1-Nivel de radiación máximo a un metro.
2-Multiplicar el valor obtenido por 100
3-Sin unidades
4-Redondear hasta la primera cifra decimal después del punto.

$$IT \text{ (sin unidades)} = NR_{1m} \text{ (mSv/h)} \times 100$$

ESQUEMA DE UN BULTO PARA TRANSPORTE DE MATERIAL RADIACTIVVO

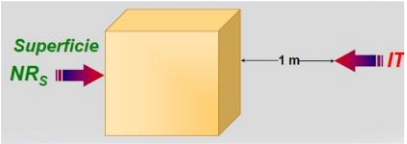
23.2 Categoría de Bultos

se obtiene midiendo los niveles de tasas
De dosis más elevados en la superficie del bulto, y se compara
Con la siguiente tabla

ETIQUETADO DE LOS BULTOS

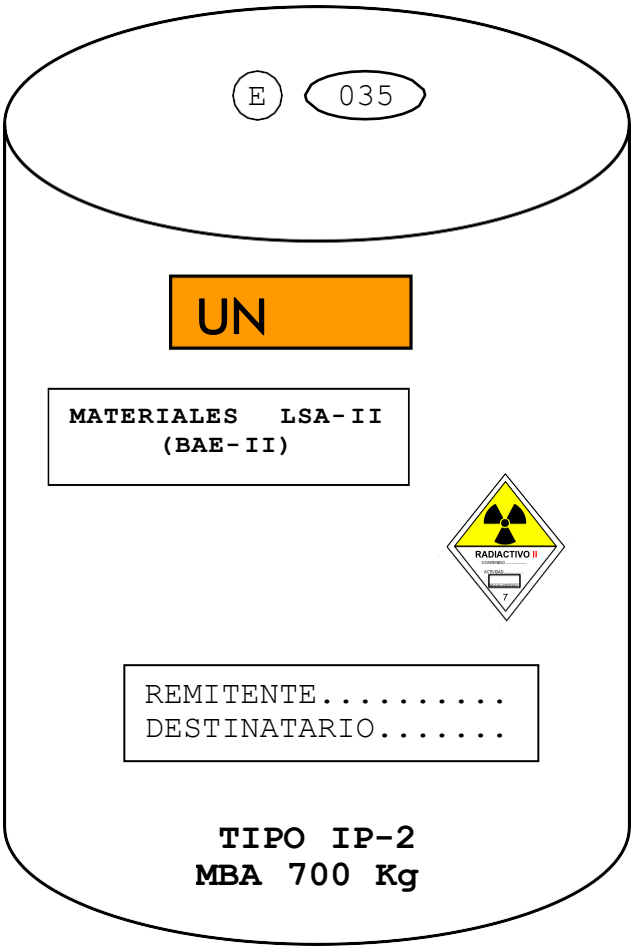
Categorías (o etiquetado) de los Bultos o sobreenvases se basan en:

- Índice de Transporte (IT)
- Nivel máximo de radiación en la superficie (NRs)



Condiciones		
Índice de Transporte	*Nivel de Radiación* máximo en cualquier punto de la superficie externa	Categoría
0	Hasta 0,005 mSv/h	I-BLANCA
Mayor que 0 pero no mayor que 1	Mayor que 0,005 mSv/h pero no mayor que 0,5 mSv/h	II-AMARILLA
Mayor que 1 pero no mayor que 10	Mayor que 0,5 mSv/h pero no mayor que 2 mSv/h	III- AMARILLA
Mayor que 10	Mayor que 2 mSv/h pero no mayor que 10 mSv/h	III- AMARILLA +Uso Exclusivo
III-AMARILLA: para bultos/sobreenvases transportados en virtud de arreglos especiales.		

Etiquetado de Bulto Industrial.



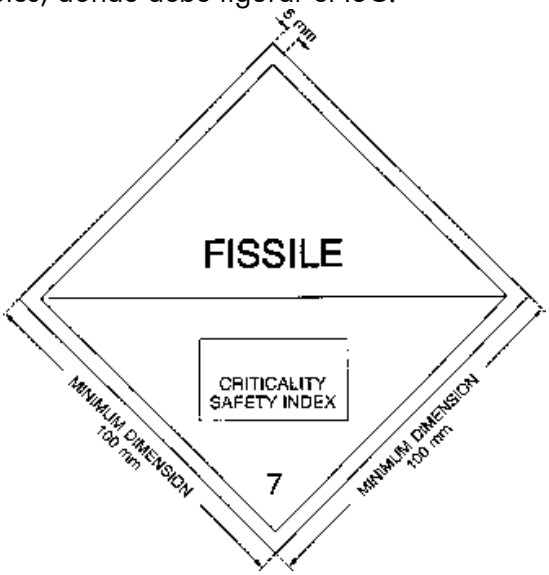
23.3 ETIQUETAS PARA BULTOS

Etiqueta para la Categoría I-BLANCA. El color de fondo de la etiquetaserá blanco, el trébol, los caracteres y líneas impresos serán negros y la barra queindica la categoría será roja.

Etiqueta para la Categoría II-AMARILLA. El color de fondo de la mitadsuperior de la etiqueta será amarillo y el de la mitad inferior blanco; el trébol, loscaracteres y líneas impresos serán negros y las barras que indica la categoría seránrojas.

Etiqueta para la Categoría III-AMARILLA. El color de fondo de la mitadsuperior de la etiqueta será amarillo y el de la mitad inferior blanco; el trébol, loscaracteres y líneas impresos serán negros y las barras que indica la categoría seránrojas.

Etiqueta para Sustancias Fisionables, donde debe figurar el ISC.



Rótulo. Las dimensiones de este modelo son las mínimas: cuando se utilicen rótulos de mayores dimensiones se guardarán las mismas proporciones queen el modelo. La cifra "7" tendrá una altura no inferior a 25 mm. El color de fondode la mitad superior del rótulo será amarillo y el de la mitad inferior blanco, el trébol y los caracteres y líneas impresos serán negros. El empleo del término "RADIACTIVO" en la mitad inferior es facultativo, con el fin de permitir tambiénla utilización de este rótulo para indicar el número de las Naciones Unidas apropiado correspondiente a la remesa.

22 PRUEBAS DE ENSAYOS A LOS BULTOS CONTENIENDO MATERIALES RADIACTIVOS

Figura 2. Secuencia de ensayos sobre bultos de transporte de material radiactivo.

Extraído de la revista del CSN / Número 23: "Seguridad Nuclear"

23 ANEXO I (VALORES A1 y A2)

Radionucleido (número atómico)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)	Actividad másica para las materias exentas (Bq/g)	Límite de actividad por envío exento (Bq)
Actinio (89)				
Ac-225 (a)	8×10^{-1}	6×10^{-3}	1×10^{1}	1×10^{4}
Ac-227 (a)	9×10^{-1}	9×10^{-5}	1×10^{-1}	1×10^{3}
Ac-228	6×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Plata (47)				
Ag-105	2×10^{0}	2×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Ag-108m (a)	7×10^{-1}	7×10^{-1}	1×10^{1} (b)	1×10^{6} (b)
Ag-110m (a)	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Ag-111	2×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Aluminio (13)				
Al-26	1×10^{-1}	1×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Americio (95)				
Am-241	1×10^{1}	1×10^{-5}	1×10^{0}	1×10^{4}
Am-242m (a)	1×10^{1}	1×10^{-5}	1×10^{0} (b)	1×10^{4} (b)
Am-243 (a)	5×10^{0}	1×10^{-3}	1×10^{0} (b)	1×10^{3} (b)
Argón (18)				
Ar-37	4×10^{1}	4×10^{1}	1×10^{6}	1×10^{8}
Ar-39	4×10^{1}	2×10^{1}	1×10^{7}	1×10^{4}
Ar-41	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{9}
Arsénico (33)				
As-72	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
As-73	4×10^{1}	4×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{7}
As-74	1×10^{0}	9×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
As-76	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{5}
As-77	2×10^{1}	7×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Astato (85)				
At-211 (a)	2×10^{1}	5×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Oro (79)				
Au-193	7×10^{0}	2×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{7}
Au-194	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Au-195	1×10^{1}	6×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{7}
Au-198	1×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Au-199	1×10^{1}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Bario (56)				
Ba-131 (a)	2×10^{0}	2×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Ba-133	3×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Ba-133m	2×10^{1}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Ba-140 (a)	5×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{1} (b)	1×10^{5} (b)
Berilio (4)				
Be-7	2×10^{1}	2×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Be-10	4×10^{1}	6×10^{-1}	1×10^{4}	1×10^{6}
Bismuto (83)				
Bi-205	7×10^{-1}	7×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Bi-206	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Bi-207	7×10^{-1}	7×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Bi-210	1×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Bi-210m (a)	6×10^{-1}	2×10^{-2}	1×10^{1}	1×10^{5}
Bi-212 (a)	7×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{1} (b)	1×10^{5} (b)
Berkelio (97)				

Radionucleido (número atómico)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)	Actividad másica para las materias exentas (Bq/g)	Límite de actividad por envío exento (Bq)
Bk-247	8×10^{0}	8×10^{-4}	1×10^{0}	1×10^{4}
Bk-249 (a)	4×10^{1}	3×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Bromo (35)				
Br-76	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Br-77	3×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Br-82	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Carbono (6)				
C-11	1×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
C-14	4×10^{1}	3×10^{0}	1×10^{4}	1×10^{7}
Calcio (20)				
Ca-41	Ilimitada	Ilimitada	1×10^{5}	1×10^{7}
Ca-45	4×10^{1}	1×10^{0}	1×10^{4}	1×10^{7}
Ca-47 (a)	3×10^{0}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Cadmio (48)				
Cd-109	3×10^{1}	2×10^{0}	1×10^{4}	1×10^{6}
Cd-113m	4×10^{1}	5×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Cd-115 (a)	3×10^{0}	4×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Cd-115m	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Cerio (58)				
Ce-139	7×10^{0}	2×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Ce-141	2×10^{1}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{7}
Ce-143	9×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Ce-144 (a)	2×10^{-1}	2×10^{-1}	1×10^{2} (b)	1×10^{5} (b)
Californio (98)				
Cf-248	4×10^{1}	6×10^{-3}	1×10^{1}	1×10^{4}
Cf-249	3×10^{0}	8×10^{-4}	1×10^{0}	1×10^{3}
Cf-250	2×10^{1}	2×10^{-3}	1×10^{1}	1×10^{4}
Cf-251	7×10^{0}	7×10^{-4}	1×10^{0}	1×10^{3}
Cf-252	5×10^{-2}	3×10^{-3}	1×10^{1}	1×10^{4}
Cf-253 (a)	4×10^{1}	4×10^{-2}	1×10^{2}	1×10^{5}
Cf-254	1×10^{-3}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{3}
Cloro (17)				
Cl-36	1×10^{1}	6×10^{-1}	1×10^{4}	1×10^{6}
Cl-38	2×10^{-1}	2×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Curio (96)				
Cm-240	4×10^{1}	2×10^{-2}	1×10^{2}	1×10^{5}
Cm-241	2×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Cm-242	4×10^{1}	1×10^{-2}	1×10^{2}	1×10^{5}
Cm-243	9×10^{0}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{4}
Cm-244	2×10^{1}	2×10^{-3}	1×10^{1}	1×10^{4}
Cm-245	9×10^{0}	9×10^{-4}	1×10^{0}	1×10^{3}
Cm-246	9×10^{0}	9×10^{-4}	1×10^{0}	1×10^{3}
Cm-247 (a)	3×10^{0}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{4}
Cm-248	2×10^{-2}	3×10^{-4}	1×10^{0}	1×10^{3}
Cobalto (27)				
Co-55	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Co-56	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Co-57	1×10^{1}	1×10^{1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Co-58	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Co-58m	4×10^{1}	4×10^{1}	1×10^{4}	1×10^{7}
Co-60	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}

Radionucleido (número atómico)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)	Actividad másica para las materias exentas (Bq/g)	Límite de actividad por envío exento (Bq)
Ge-77	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Hafnio (72)				
Hf-172 (a)	6×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Hf-175	3×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Hf-181	2×10^{0}	5×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Hf-182	Ilimitada	Ilimitada	1×10^{2}	1×10^{6}
Mercurio (80)				
Hg-194 (a)	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Hg-195m (a)	3×10^{0}	7×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Hg-197	2×10^{1}	1×10^{1}	1×10^{2}	1×10^{7}
Hg-197m	1×10^{1}	4×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Hg-203	5×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{5}
Holmio (67)				
Ho-166	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{5}
Ho-166m	6×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Yodo (53)				
I-123	6×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{7}
I-124	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
I-125	2×10^{1}	3×10^{0}	1×10^{3}	1×10^{6}
I-126	2×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
I-129	Ilimitada	Ilimitada	1×10^{2}	1×10^{5}
I-131	3×10^{0}	7×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
I-132	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
I-133	7×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
I-134	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
I-135 (a)	6×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Indio (49)				
In-111	3×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
In-113m	4×10^{0}	2×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
In-114m (a)	1×10^{1}	5×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
In-115m	7×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Iridio (77)				
Ir-189 (a)	1×10^{1}	1×10^{1}	1×10^{2}	1×10^{7}
Ir-190	7×10^{-1}	7×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Ir-192	1×10^{0} (c)	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{4}
Ir-194	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{5}
Potasio (19)				
K-40	9×10^{-1}	9×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
K-42	2×10^{-1}	2×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
K-43	7×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Kriptón (36)				
Kr-79	4	1	1×10^{3}	1×10^{5}
Kr-81	4×10^{1}	4×10^{1}	1×10^{4}	1×10^{7}
Kr-85	1×10^{1}	1×10^{1}	1×10^{5}	1×10^{4}
Kr-85m	8×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{3}	1×10^{10}
Kr-87	2×10^{-1}	2×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{9}
Lantano (57)				
La-137	3×10^{1}	6×10^{0}	1×10^{3}	1×10^{7}
La-140	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Lutecio (71)				
Lu-172	6×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}

Radionucleido (número atómico)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)	Actividad másica para las materias exentas (Bq/g)	Límite de actividad por envío exento (Bq)
Lu-173	8×10^{0}	8×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{7}
Lu-174	9×10^{0}	9×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{7}
Lu-174m	2×10^{1}	1×10^{1}	1×10^{2}	1×10^{7}
Lu-177	3×10^{1}	7×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Magnesio (12)				
Mg-28 (a)	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Manganeso (25)				
Mn-52	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Mn-53	Ilimitada	Ilimitada	1×10^{4}	1×10^{9}
Mn-54	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Mn-56	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Molibdeno (42)				
Mo-93	4×10^{1}	2×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{8}
Mo-99 (a)	1×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Nitrógeno (7)				
N-13	9×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{9}
Sodio (11)				
Na-22	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Na-24	2×10^{-1}	2×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Niobio (41)				
Nb-93m	4×10^{1}	3×10^{1}	1×10^{4}	1×10^{7}
Nb-94	7×10^{-1}	7×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Nb-95	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Nb-97	9×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Neodimio (60)				
Nd-147	6×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Nd-149	6×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Níquel (28)				
Ni-59	Ilimitada	Ilimitada	1×10^{4}	1×10^{8}
Ni-63	4×10^{1}	3×10^{1}	1×10^{5}	1×10^{8}
Ni-65	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Neptunio (93)				
Np-235	4×10^{1}	4×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Np-236 (de período corto)	2×10^{1}	2×10^{0}	1×10^{3}	1×10^{7}
Np-236 (de período largo)	9×10^{0}	2×10^{-2}	1×10^{2}	1×10^{5}
Np-237	2×10^{1}	2×10^{-3}	1×10^{0} (b)	1×10^{3} (b)
Np-239	7×10^{0}	4×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{7}
Osmio (76)				
Os-185	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Os-191	1×10^{1}	2×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{7}
Os-191m	4×10^{1}	3×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Os-193	2×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Os-194 (a)	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{5}
Fósforo (15)				
P-32	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{5}
P-33	4×10^{1}	1×10^{0}	1×10^{5}	1×10^{8}
Protactinio (91)				
Pa-230 (a)	2×10^{0}	7×10^{-2}	1×10^{1}	1×10^{6}
Pa-231	4×10^{0}	4×10^{-4}	1×10^{0}	1×10^{3}
Pa-233	5×10^{0}	7×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{7}
Plomo (82)				

Radionucleido (número atómico)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)	Actividad másica para las materias exentas (Bq/g)	Límite de actividad por envío exento (Bq)
Pb-201	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Pb-202	4×10^{1}	2×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Pb-203	4×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Pb-205	Ilimitada	Ilimitada	1×10^{4}	1×10^{7}
Pb-210 (a)	1×10^{0}	5×10^{-2}	1×10^{1} (b)	1×10^{4} (b)
Pb-212 (a)	7×10^{-1}	2×10^{-1}	1×10^{1} (b)	1×10^{5} (b)
Paladio (46)				
Pd-103 (a)	4×10^{1}	4×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{8}
Pd-107	Ilimitada	Ilimitada	1×10^{5}	1×10^{8}
Pd-109	2×10^{0}	5×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Prometio (61)				
Pm-143	3×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Pm-144	7×10^{-1}	7×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Pm-145	3×10^{1}	1×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Pm-147	4×10^{1}	2×10^{0}	1×10^{4}	1×10^{7}
Pm-148m (a)	8×10^{-1}	7×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Pm-149	2×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Pm-151	2×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Polonio (84)				
Po-210	4×10^{1}	2×10^{-2}	1×10^{1}	1×10^{4}
Praseodimio (59)				
Pr-142	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{5}
Pr-143	3×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{4}	1×10^{6}
Platino (78)				
Pt-188 (a)	1×10^{0}	8×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Pt-191	4×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Pt-193	4×10^{1}	4×10^{1}	1×10^{4}	1×10^{7}
Pt-193m	4×10^{1}	5×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Pt-195m	1×10^{1}	5×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Pt-197	2×10^{1}	6×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Pt-197m	1×10^{1}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Plutonio (94)				
Pu-236	3×10^{1}	3×10^{-3}	1×10^{1}	1×10^{4}
Pu-237	2×10^{1}	2×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Pu-238	1×10^{1}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{4}
Pu-239	1×10^{1}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{4}
Pu-240	1×10^{1}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{3}
Pu-241 (a)	4×10^{1}	6×10^{-2}	1×10^{2}	1×10^{5}
Pu-242	1×10^{1}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{4}
Pu-244 (a)	4×10^{-1}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{4}
Radio (88)				
Ra-223 (a)	4×10^{-1}	7×10^{-3}	1×10^{2} (b)	1×10^{5} (b)
Ra-224 (a)	4×10^{-1}	2×10^{-2}	1×10^{1} (b)	1×10^{5} (b)
Ra-225 (a)	2×10^{-1}	4×10^{-3}	1×10^{2}	1×10^{5}
Ra-226 (a)	2×10^{-1}	3×10^{-3}	1×10^{1} (b)	1×10^{4} (b)
Ra-228 (a)	6×10^{-1}	2×10^{-2}	1×10^{1} (b)	1×10^{5} (b)
Rubidio (37)				
Rb-81	2×10^{0}	8×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Rb-83 (a)	2×10^{0}	2×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Rb-84	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Rb-86	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{5}

Radionucleido (número atómico)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)	Actividad másica para las materias exentas (Bq/g)	Límite de actividad por envío exento (Bq)
Rb-87	Ilimitada	Ilimitada	1×10^4	1×10^7
Rb (natural)	Ilimitada	Ilimitada	1×10^4	1×10^7
Renio (75)				
Re-184	1×10^0	1×10^0	1×10^1	1×10^6
Re-184m	3×10^0	1×10^0	1×10^2	1×10^6
Re-186	2×10^0	6×10^{-1}	1×10^3	1×10^6
Re-187	Ilimitada	Ilimitada	1×10^6	1×10^9
Re-188	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^2	1×10^5
Re-189 (a)	3×10^0	6×10^{-1}	1×10^2	1×10^6
Re (natural)	Ilimitada	Ilimitada	1×10^6	1×10^9
Rodio (45)				
Rh-99	2×10^0	2×10^0	1×10^1	1×10^6
Rh-101	4×10^0	3×10^0	1×10^2	1×10^7
Rh-102	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^1	1×10^6
Rh-102m	2×10^0	2×10^0	1×10^2	1×10^6
Rh-103m	4×10^1	4×10^1	1×10^4	1×10^8
Rh-105	1×10^1	8×10^{-1}	1×10^2	1×10^7
Radón (86)				
Rn-222 (a)	3×10^{-1}	4×10^{-3}	1×10^1 (b)	1×10^8 (b)
Rutenio (44)				
Ru-97	5×10^0	5×10^0	1×10^2	1×10^7
Ru-103 (a)	2×10^0	2×10^0	1×10^2	1×10^6
Ru-105	1×10^0	6×10^{-1}	1×10^1	1×10^6
Ru-106 (a)	2×10^{-1}	2×10^{-1}	1×10^2 (b)	1×10^5 (b)
Azufre (16)				
S-35	4×10^1	3×10^0	1×10^5	1×10^8
Antimonio (51)				
Sb-122	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^2	1×10^4
Sb-124	6×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^1	1×10^6
Sb-125	2×10^0	1×10^0	1×10^2	1×10^6
Sb-126	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^1	1×10^5
Escandio (21)				
Sc-44	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^1	1×10^5
Sc-46	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^1	1×10^6
Sc-47	1×10^1	7×10^{-1}	1×10^2	1×10^6
Sc-48	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^1	1×10^5
Selenio (34)				
Se-75	3×10^0	3×10^0	1×10^2	1×10^6
Se-79	4×10^1	2×10^0	1×10^4	1×10^7
Silicio (14)				
Si-31	6×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^3	1×10^6
Si-32	4×10^1	5×10^{-1}	1×10^3	1×10^6
Samario (62)				
Sm-145	1×10^1	1×10^1	1×10^2	1×10^7
Sm-147	Ilimitada	Ilimitada	1×10^1	1×10^4
Sm-151	4×10^1	1×10^1	1×10^4	1×10^8
Sm-153	9×10^0	6×10^{-1}	1×10^2	1×10^6
Estaño (50)				
Sn-113 (a)	4×10^0	2×10^0	1×10^3	1×10^7
Sn-117m	7×10^0	4×10^{-1}	1×10^2	1×10^6
Sn-119m	4×10^1	3×10^1	1×10^3	1×10^7

Radionucleido (número atómico)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)	Actividad másica para las materias exentas (Bq/g)	Límite de actividad por envío exento (Bq)
Sn-121m (a)	4×10^{1}	9×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Sn-123	8×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Sn-125	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{5}
Sn-126 (a)	6×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Estroncio (38)				
Sr-82 (a)	2×10^{-1}	2×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Sr-85	2×10^{0}	2×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Sr-85m	5×10^{0}	5×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{7}
Sr-87m	3×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Sr-89	6×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Sr-90 (a)	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{2} (b)	1×10^{4} (b)
Sr-91 (a)	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Sr-92 (a)	1×10^{0}	3×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Tritio (1)				
T(H-3)	4×10^{1}	4×10^{1}	1×10^{6}	1×10^{9}
Tántalo (73)				
Ta-178 (de período largo)	1×10^{0}	8×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Ta-179	3×10^{1}	3×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Ta-182	9×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{4}
Terbio (65)				
Tb-157	4×10^{1}	4×10^{1}	1×10^{4}	1×10^{7}
Tb-158	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Tb-160	1×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Tb-158	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Tb-160	1×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Tecnecio (43)				
Tc-95m (a)	2×10^{0}	2×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Tc-96	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Tc-96m (a)	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Tc-97	Ilimitada	Ilimitada	1×10^{3}	1×10^{8}
Tc-97m	4×10^{1}	1×10^{0}	1×10^{3}	1×10^{7}
Tc-98	8×10^{-1}	7×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Tc-99	4×10^{1}	9×10^{-1}	1×10^{4}	1×10^{7}
Tc-99m	1×10^{1}	4×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{7}
Telurio (52)				
Te-121	2×10^{0}	2×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Tc-121m	5×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{5}
Te-123m	8×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{7}
Te-125m	2×10^{1}	9×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Tc-127	2×10^{1}	7×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Te-127m (a)	2×10^{1}	5×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Te-129	7×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Te-129m (a)	8×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{6}
Te-131m (a)	7×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Te-132 (a)	5×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{7}
Torio (90)				
Th-227	1×10^{1}	5×10^{-3}	1×10^{1}	1×10^{4}
Th-228 (a)	5×10^{-1}	1×10^{-3}	1×10^{0} (b)	1×10^{4} (b)
Th-229	5×10^{0}	5×10^{-4}	1×10^{0} (b)	1×10^{3} (b)
Th-230	1×10^{1}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{4}
Th-231	4×10^{1}	2×10^{-2}	1×10^{3}	1×10^{7}

Radionucleido (número atómico)	A_1 (TBq)	A_2 (TBq)	Actividad másica para las materias exentas (Bq/g)	Límite de actividad por envío exento (Bq)
U (enriquecido al 20 % como máximo) (g)	Ilimitada	Ilimitada	1×10^0	1×10^3
U (empobrecido)	Ilimitada	Ilimitada	1×10^0	1×10^3
Vanadio (23)				
V-48	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^1	1×10^5
V-49	4×10^1	4×10^1	1×10^4	1×10^7
Tungsteno (74)				
W-178 (a)	9×10^0	5×10^0	1×10^1	1×10^6
W-181	3×10^1	3×10^1	1×10^3	1×10^7
W-185	4×10^1	8×10^{-1}	1×10^4	1×10^7
W-187	2×10^0	6×10^{-1}	1×10^2	1×10^6
W-188 (a)	4×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^2	1×10^5
Xenón (54)				
Xe-122 (a)	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^2	1×10^9
Xe-123	2×10^0	7×10^{-1}	1×10^2	1×10^9
Xe-127	4×10^0	2×10^0	1×10^3	1×10^5
Xe-131m	4×10^1	4×10^1	1×10^4	1×10^4
Xe-133	2×10^1	1×10^1	1×10^3	1×10^4
Xe-135	3×10^0	2×10^0	1×10^3	1×10^{10}
Itrio (39)				
Y-87 (a)	1×10^0	1×10^0	1×10^1	1×10^6
Y-88	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^1	1×10^6
Y-90	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^3	1×10^5
Y-91	6×10^{-1}	6×10^{-1}	1×10^3	1×10^6
Y-91m	2×10^0	2×10^0	1×10^2	1×10^6
Y-92	2×10^{-1}	2×10^{-1}	1×10^2	1×10^5
Y-93	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^2	1×10^5
Iterbio (70)				
Yb-169	4×10^0	1×10^0	1×10^2	1×10^7
Yb-175	3×10^1	9×10^{-1}	1×10^3	1×10^7
Zinc (30)				
Zn-65	2×10^0	2×10^0	1×10^1	1×10^6
Zn-69	3×10^0	6×10^{-1}	1×10^4	1×10^6
Zn-69m (a)	3×10^0	6×10^{-1}	1×10^2	1×10^6
Zirconio (40)				
Zr-88	3×10^0	3×10^0	1×10^2	1×10^6
Zr-93	Ilimitada	Ilimitada	1×10^3 (b)	1×10^7 (b)
Zr-95 (a)	2×10^0	8×10^{-1}	1×10^1	1×10^6
Zr-97 (a)	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^1 (b)	1×10^5 (b)

(a) Los valores de Al y A2 tienen en cuenta las contribuciones de nucleidos hijos con período de semidesintegración inferior a diez días.

(b) La cantidad puede determinarse después de medir la tasa de desintegración o la intensidad de la radiación a una distancia dada de la fuente.

(c) Estos valores sólo se aplicarán a compuestos de uranio que se presenten en la forma química UF6, U02F2 o UO2 (NO3)2, tanto en las condiciones normales como en las accidentales del

transporte.

(d) Estos valores sólo se aplicarán a los compuestos de uranio que se presenten en la forma química UO_3, UF_4 o UCl_4 y a los compuestos hexavalentes, tanto en las condiciones normales como en las accidentales del transporte.

(e) Estos valores se aplicarán a todos los compuestos de uranio distintos de los indicados en los apartados d) y e) anteriores.

(f) Estos valores sólo se aplicarán al uranio no irradiado

MÓDULO VI:

PRINCIPIOS DE RAYOS X INDUSTRIAL

24 INTRODUCCIÓN A LOS RAYOS X EN LA INDUSTRIA

Factores técnicos de exposición de Rayos X:
Cada factor ejerce un efecto de control específico sobre la calidad de la imagen radiográfica, la cual se define como la fidelidad en la representación de las estructuras anatómicas dentro de una escala de grises perceptible al ojo humano.

1) Kilovoltaje: es el responsable de la calidad de los rayos x, es decir de la penetración. Con este factor medimos la diferencia de potencial entre cátodo y ánodo que es la fuerza con la que van a ser acelerados los electrones que se originan en el cátodo y son atraídos hacia el ánodo. (Electrones más rápidos, menor longitud de onda de los rayos X, que son más duros con mayor energía y penetración). El kV es el principal factor de control del contraste (factor de calidad) el cual se define como la diferencia de densidad entre áreas adyacentes de una imagen radiográfica, cuanto mayor es esta diferencia, mayor será el contraste, cuyo objetivo es hacer más visibles los detalles anatómicos de la imagen radiográfica. El kv y el contraste son inversamente proporcionales.

2) Miliamperaje: es el responsable de la cantidad de rayos X que emite el tubo. Con este factor se mide la corriente eléctrica que se le aplica al filamento de Tungsteno y Cesio del cátodo. El mA es el principal factor de control de la densidad radiográfica (factor de calidad) la cual se define como el grado de ennegrecimiento de la imagen revelada. Es importante que la imagen posea una densidad apropiada para poder observar adecuadamente los tejidos, órganos o estructuras ya que una densidad demasiado baja (subexposición) o demasiado elevada (sobreexposición) no permitirán esta observación.

Regla de la modificación de la densidad según Bushong (2010): se requiere de una modificación de mAs del 50% al 100% para corregir una radiografía subexpuesta, ejemplo, una radiografía de mano obtenida con 2,5 mAs que resultó con cierto grado de subexposición y debe ser repetida, el mAs debe ser duplicado o aumentado como mínimo a 5 mAs si el kv y otros parámetros no fueron modificados. Los mAs tienen una relación directamente proporcional sobre la densidad.

3) Tiempo de exposición: debe ser tan corto como sea posible.

mAs: dosis, es el producto del mA x Tiempo exposición. Expresa la cantidad de rayos x emitida desde el tubo de rayos cada vez que se realiza una exposición.
En resumen, una regla general que se establece según Bontrager (2004), en un examen radiográfico es que deben utilizarse el máximo kVp y el mínimo mAs que brinden suficiente información diagnóstica, esto reducirá la exposición del paciente a las radiaciones y en general, logrará imágenes radiográficas que aporten buena información diagnóstica.

Ventajas y Desventajas

Aumento del kV:

- Aumenta la radiación dispersa que llega al receptor de imagen.
- Aumenta el ruido de la imagen.
- Pérdida de contraste.
- Reducción de la dosis al paciente.
- Ancha latitud de las exposiciones permitidas en la producción del diagnóstico radiográfico.

Aumento del mAs:

- Aumenta la cantidad de radiación.
- Densidad más alta.
- Ruido radiográfico menor.

Técnica De Bajo Kv

Se le llama así cuando utilizamos un kv de aproximadamente 25 a 50 kv. Esta técnica tiene una ventaja insustituible, el Contraste, pero tiene también dos inconvenientes, el principal es la gran dosis de radiación que recibe el paciente (si disminuimos el kv tenemos que aumentar el mAs) y el segundo inconveniente es el largo tiempo de exposición ya que los mAs se elevan para adquirir una adecuada densidad de la película.

Técnica De Alto Kv

Utiliza kv de 90 a 150 kv. Esta técnica tiene una serie de ventajas:

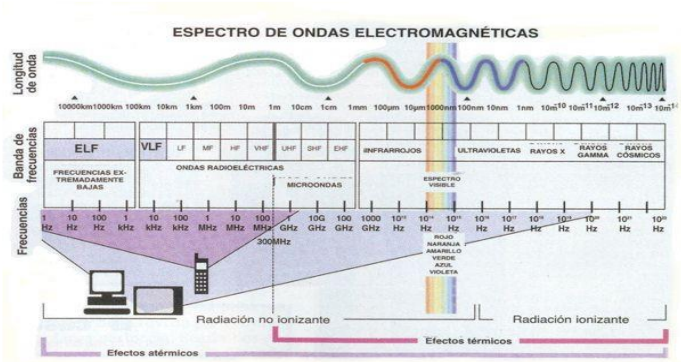
- La penetración de los fotones de gran energía hace verdaderamente trasparentes las estructuras del organismo.
- La dosis de radiación que recibe el paciente es bastante baja.
- El tiempo de exposición se acorta debido al bajo mAs que requiere el alto kv

El principal inconveniente es la enorme radiación dispersa que se genera en el propio paciente con esta técnica y el bajo contraste.

El haz de radiación, espectro de Rayos X

¿Qué son los rayos x?

Los rayos X son radiaciones electromagnéticas cuya longitud de onda va desde los 10nm hasta los 0,01nm (1nm = 10^{-9}m). Cuando sea menor la longitud de onda de los rayos X mayor es su energía y por lo tanto su poder de penetración.

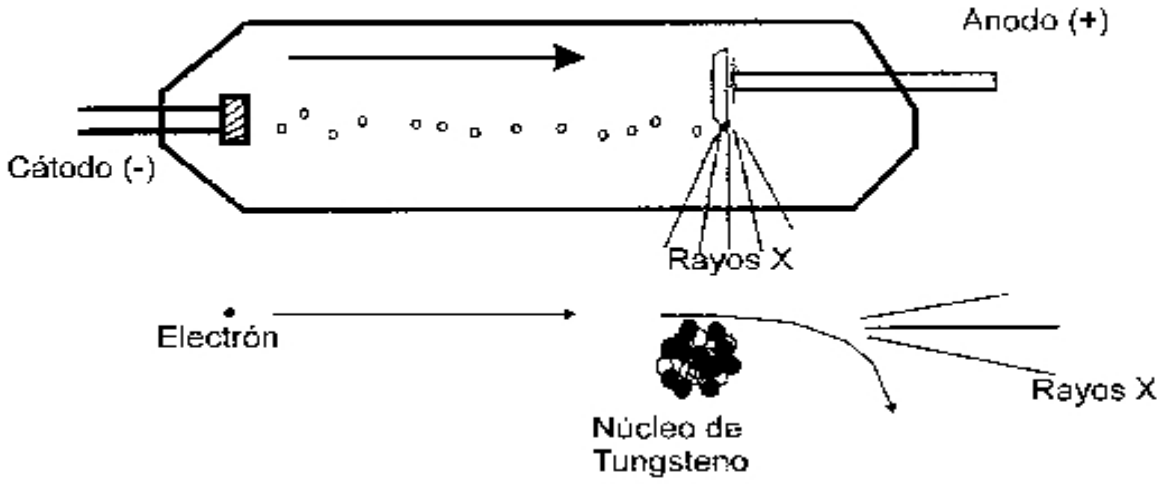


Descubrimiento de los Rayos X

Fue en 1895 y de forma accidental por röntgen. En un tiempo muy breve después de su descubrimiento, se definieron claramente dos tipos de aplicaciones en medicina: el diagnóstico de enfermedades y el tratamiento de tumores. desde entonces el uso médico de los Rayos x ha jugado un papel cada vez más importante, y es también gracias al desarrollo de otras tecnologías como la electrónica y la ciencia de materiales, lo que ha permitido su aplicación a niveles muy sofisticados.

Generación y producción de los Rayos X

Los rayos X se producen cuando un haz de electrones proyectil de alta energía, acelerados a través de un voltaje de miles de voltios, choca con el blanco (tungsteno) del tubo de rayos X. Los electrones proyectil interaccionan con los electrones orbitales o los núcleos del blanco por tres mecanismos diferentes que dan lugar a emisiones energéticas diferentes.



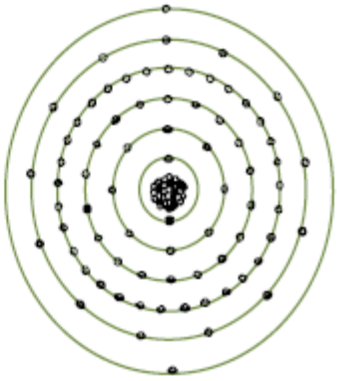
Emisión de radiación infrarroja (calor)

Casi toda la energía cinética de los electrones proyectil se convierte en calor. Interaccionan con los electrones externos de los átomos, pero no logran ionizarlos, solo los excitan y en la desexcitación emite radiación infrarroja. Mas del 99% de la energía cinética de los electrones se convierte en calor. Un equipo de rayos X es una máquina muy ineficaz.

Emisión de radiación característica

Se produce radiación característica cuando un electrón proyectil arranca uno de los electrones más internos del átomo, ionizándolo. Es característica de cada elemento blanco (tungsteno, molibdeno…)

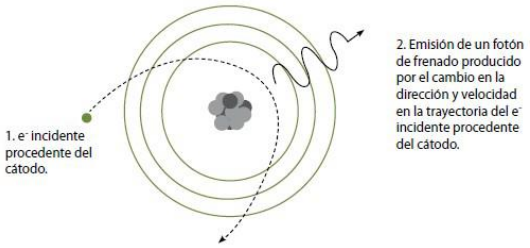
Tungsteno: W-184 (Z=74)		
Capa	Número de electrones	Energía de enlace aproximada (keV)
K	2	69,53
L	8	12,10
M	18	2,82
N	32	0,60
O	12	0,08
P	2	<0,01



Tungsteno

Emisión de radiación de frenado ("bremsstrahlung")

Cuando el electrón proyectil pasa lo suficientemente cerca del núcleo se produce una interacción electrostática, esto hace que el electrón proyectil se frene y se desvía, perdiendo energía cinética que se emite en forma de fotón.



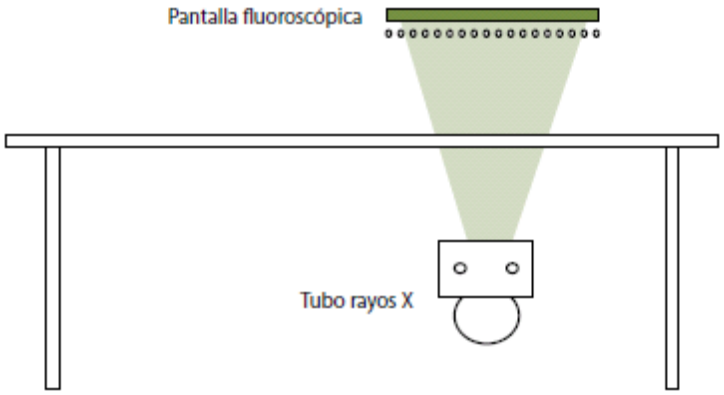
Emisión de radiación de frenado ("bremsstrahlung")

El electrón proyectil puede perder cualquier cantidad de energía cinética, debido a la variabilidad de situaciones de este tipo La radiación de frenado presenta un conjunto continuo de valores de la energía de los fotones, al contrario de la emisión característica. Es posible producir rayos X de frenado con eproyectil de cualquier energía. Sin embargo, para la emisión característica (K) del

tungsteno se necesitan al menos 70 KVp En radiodiagnóstico casi todos los rayos X están originados por frenado. A 100kVp sólo el 15 % del haz de rayos X procede de la radiación característica.

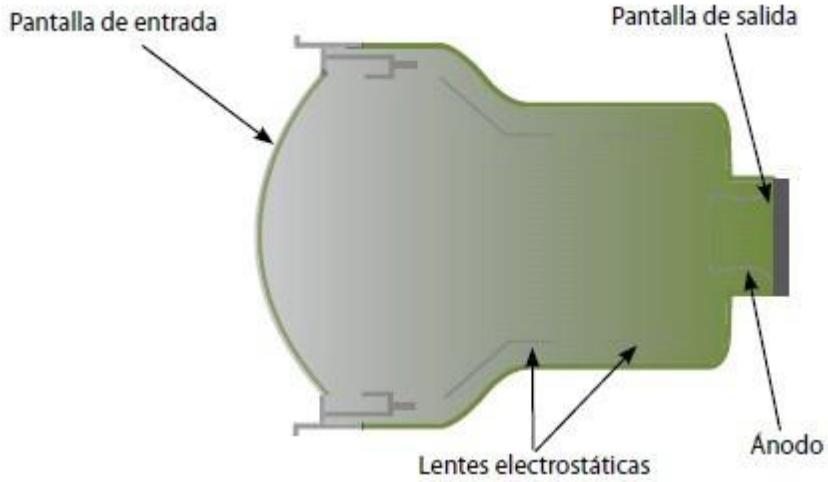
Principio de funcionamiento de los rayos x (parte 1)

• El fundamento de la imagen fluoroscópica está en la capacidad que tienen los RX de causar fluorescencia en un fósforo: consta de dos componentes, un tubo de RX y una pantalla fluoroscópica enfrentados entre sí



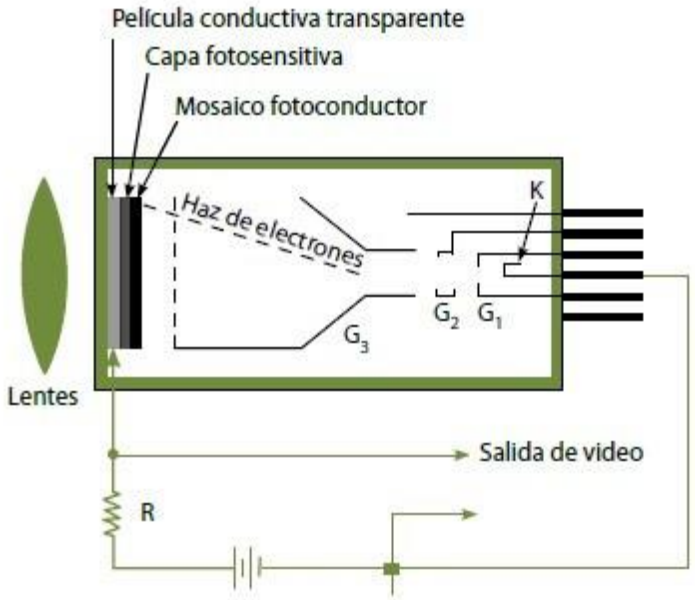
Principio de funcionamiento de los rayos x (parte 2)

Hay un problema con esta disposición es que se consiguen imágenes con poco brillo, y no se puede aumentar la tasa de dosis porque aumentaríamos la dosis al paciente y al
trabajador. Esto da como resultado una imagen muy pobre. La única forma de mejorar la imagen sin dar más dosis es un sistema que amplifique la luz de la pantalla: el intensificador de imagen



Principio de funcionamiento de los rayos x (parte 3)

La imagen obtenida por el intensificador es dirigida por unas lentes a la cámara de televisión que la convierte en una serie de pulsos electrónicos denominada señal de video. Esta señal es transmitida a través de un cable a la unidad de control, que la amplifica y la envía al monitor de televisión para su visualización.



25 BIBLIOGRAFÍA

1. Project PH REG 06.4/97: Training on Off-Site Emergency Management in CentralEastern Europe Course Training Material.
2. Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobreprotección sanitaria contra radiaciones ionizantes. BOE núm. 178, de 26 de julio.
3. Directiva 96/29/Euratom del Consejo de 13 de mayo de 1996 por la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiacionesionizantes.
4. Recomendaciones de 1990 del Comité Internacional de Protección Radiológica (ICRP-60).

- *AAPM Task Group 108: "PET and PET/CT Shielding Requirements". Med. Phys. 33 (1),pp 4-15, 2006.*
- *Draft* de la Guía "*Autorización e inspección: Instalaciones con Ciclotrón*", (2012), IAEA.
- Facure, A, Franca, W. F. Optimal Shielding Design for Bunkers of Compact Cyclotrons used in the Production of Medical Radionuclides. Medical Physics (Lancaster). , v.37, p.6332 - 6337, 2010.
- IAEA - Radioisotopes and Radiopharmaceuticals Series. "*Cyclotron produced radionuclides: guidance Operation and Maintenance of Gas and Liquid Targets* (2012).
- IAEA - SRS 19 "*Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment*", (2001).
- IAEA - TRS 292. "*Design and Operation of Off-Gas Cleaning and Ventilation Systems in Facilities Handling Low and Intermediate Level Radioactive Material*", (1988).
- IAEA - TRS 465. "*Cyclotron produced radionuclides: principles and practice*", (2008).
- IAEA - TRS 468. "*Cyclotron produced radionuclides: physical characteristics and production methods*", (2009).
- IAEA - TRS 471. "*Cyclotron produced radionuclides: guidelines for setting up a facility*", (2009).
- IAEA Radioisotopes and Radiopharmaceuticals Series. "*Cyclotron produced radionuclides: guidance on facility design and production of [18F]fluorodeoxyglucose (FDG)*", (2012).
- ICRP 103 - 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological

Protection (2007).

- ISO 10648-1 – Containment Enclosures – Part 1 – Design Principles (1997).
- ISO 10648-2 – Containment Enclosures – Part 2 – Classification According Leak Tightness and Associated Checking Methods (1994).
- ISO 17873 – Nuclear Facilities – Criteria for de design and operation of ventilation systems for nuclear installations other than nuclear reactor (2003).
- J.D.Nixon, E.J.Chapman – IAEA-SM-209/52 – Ventilation and Filtration of Active Buildings, (1952)
- NCRP Report N°30 – Safe Handling of Radiactive Materials, (1964)
- NCRP Report N°8 – Control and Removal of Radiactive Contamination in Laboratories, (1951)
- NORMA IRAM 3-575 Parte I – Seguridad Radiológica Cajas de Guantes –Requisitos, (1988)
- NORMA IRAM 3-575 Parte II – Seguridad Radiológica Cajas de Guantes - Accesorios Complementarios, (1989)
- Report EUR 19151 "*Evaluation of the Radiological and Economic Consequences of Decommissioning Particle Accelerators*", (1999), European Commission on Nuclear Safety and the Environment.

Normativa de Argentina

- Norma AR 0.0.1., "Licenciamiento de instalaciones Clase I", Revisión 2, 2002.
- Norma AR 5.1.1., "Exposición ocupacional en aceleradores de partículas Clase I", Revisión 1, 2002.
- Norma AR 5.7.1., "Cronograma de la documentación a presentar antes de la operaciónde un acelerador de partículas", Revisión 1, 2002
- Norma AR 10.1.1., "Norma Básica de Seguridad Radiológica", Revisión 3, 2003
- Norma AR 0.11.1., Licenciamiento de personal de instalaciones Clase I, Revisión 3, 2002
- Norma AR 0.11.2, Requerimientos de aptitud psicofísica para

autorizaciones específicasRevisión 2, 2002

- Norma AR 0.11.3., Reentrenamiento de personal de instalaciones Clase I Revisión 1,2002
- Norma 10.12.1., Gestión de residuos radiactivos Revisión 2, 2008
- Guía AR 10, Programas de formación especializada y capacitación específica para el licenciamiento de personal de instalaciones radiactivas Clase I Esta Guía Regulatoria contiene información asociada a la Norma Regulatoria AR 0.11.1.Revisión 0, 2004

Normativa de Brasil

- Norma CNEN NN 3.01. "*Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica*", (2011), Brasil.
- Norma CNEN NE 6.05 "*Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas*",(1985), Brasil.
- Resolução CNEN 112 "*Licenciamento de Instalações Radiativas*", (2011), Brasil.
- Guia CNEN "Licenciamento de Instalações Produtoras de Radioisótopos com Cíclotron", (2013), Brasil.

Normativa de Cuba

- Resolución Conjunta CITMA-MINSAP Reglamento "Normas Básicas de Seguridad Radiológica"
- Resolución Nro. 40/2011del CNSN, "Guía de Seguridad para la Práctica de MedicinaNuclear"

Normativa de España

- Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RD 1836/1999), modificado por el Real Decreto 35/2008 de 18 de enero.
- Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RD 783/2001), modificado por el Real Decreto 1439/2010, de 5 de noviembre.

- Real Decreto 229/2006 sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas.
- Real Decreto 1308/2011 sobre protección de las instalaciones y los materiales nuclearesque modifica el anterior y el RINR.
- GSG-05.01 Documentación técnica para solicitar la autorización de funcionamiento delas instalaciones radiactivas de manipulación y almacenamiento de radionucleidos no encapsulados (2ª y 3ª categoría) CSN, 1986 (Rev. 1, 2005) (32 págs.).
- GSG-05.02 Documentación técnica para solicitar la autorización de funcionamiento de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de fuentes encapsuladas (2ª y 3ª categoría) CSN, 1986 (Rev. 1, 2005) (28 págs.).
- GSG-05.03 Control de la hermeticidad de fuentes radiactivas encapsuladas CSN, 1987 (Rev. 1, 2013) (40 págs.).
- GSG-05.05 Documentación técnica para solicitar autorización de construcción y puestaen marcha de las instalaciones de radioterapia CSN, 1988 (28 págs.).
- GSG-05.06 Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operaciónde instalaciones radiactivas CSN, 1988 (20 págs.).
- GSG-05.12 Homologación de cursos de formación de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas CSN, 1998 (64 págs.).
- GSG-05.15 Documentación técnica para solicitar aprobación de tipo de aparato radiactivo CSN, 2001 (28 págs.).

Normativa de México

- Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear. D.O.F. 4-II-1985, y su reforma publicada en el D.O.F. del 23-I-98.
- Ley Federal de Procedimiento Administrativo. D.O.F. 4-VIII-94, y sus reformas y adiciones.
- Reglamento General de Seguridad Radiológica. D.O.F. 22-XI-1988.
- Factores para el cálculo de blindajes - NOM-001-NUCL-1994.
- Clasificación de Instalaciones o laboratorio que utilizan fuentes abiertas - NOM-

003-NUCL-1994.

- Clasificación de desechos radiactivos- NOM-004-NUCL-2013.
- Control de la contaminación radiactiva --- NOM-008-NUCL-2011.
- Requerimientos y calibración de monitores de radiación ionizante - NOM-012-NUCL-2002.
- Especificaciones para el diseño de instalaciones radiactivas Tipo II Clases A, B, C ---NOM-027-NUCL-1996.
- Manejo desechos radiactivos en instalaciones radiactivas que utilizan fuentes abiertas ---NOM-028-NUCL-2009.
- Requisitos para el reentrenamiento del personal operacionalmente expuesto a radiacionesionizantes NOM-031-NUCL-2011
- Límites para considerar un residuo sólido como desecho radiactivo - NOM-035-NUCL-2013.
- Límites anuales de incorporación y concentraciones en liberaciones - NOM-041-NUCL-2013.

Normativa de Perú

- Ley 28028 - Ley de Regulación del uso de las fuentes de radiación ionizante, publicada el18 de julio del 2003.
- Reglamento de la Ley 28028, aprobada por D. S. N° 039-2008-EM.
- Reglamento de Seguridad Radiológica, aprobada por D. S. N° 009-97-EM.

Normativa de Uruguay

- Norma 100-Reglamento básico de seguridad y protección radiológica-revisión III,Aprobado por Resolución de la Autoridad Reguladora Nuclear del 12/04/05.
- Norma UY 105 -Uso de Fuentes Radiactivas no Selladas en Medicina Nuclear, Aprobadapor Resolución del Ministro de Industria, Energía y Minería de 28/6/2002.
- NORMA UY 106 – Gestión de Desechos Radiactivos REV.I, Aprobado por Resoluciónde la Autoridad Reguladora Nuclear del 12/04/05