

Dosimetría y Seguridad Radiológica

Laura Damonte

ENR 2024

Dosimetría: Medida de la Radiación

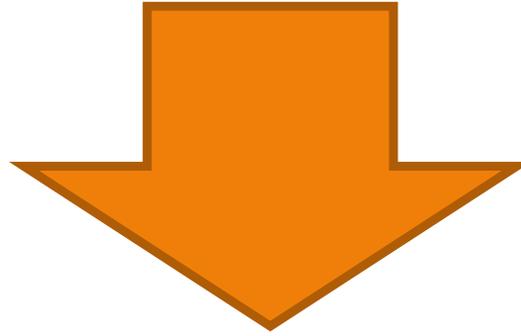


Radiación

- Tipo
- Energía

Energía depositada

- Cantidad
- Tiempo
- Lugar



Definir ciertas magnitudes dosimétricas

✓ *Magnitudes de Campo*

✓ *Magnitudes de Interacción*

Magnitudes de Campo

✓ Describen el haz de partículas que origina la radiación.

Fluencia de partículas: $\Phi = \frac{dN}{da} \left[\frac{\text{número de partículas}}{\text{area}} \right] [m^{-2}]$

Flujo de partículas: $\dot{N} = \frac{dN}{dt} \left[\frac{\text{número de partículas}}{\text{tiempo}} \right] [s^{-1}]$

Tasa de fluencia de partículas: $\phi = \frac{d\Phi}{dt} \left[\frac{\text{número de partículas}}{\text{area tiempo}} \right] [m^{-2}s^{-1}]$

Fluencia de energía: $\Psi = \frac{dN}{da} \frac{h\nu}{[\frac{\text{energía}}{\text{area}}]} [Jm^{-2}]$

Tasa de fluencia de energía: $\psi = \frac{d\Psi}{dt} \left[\frac{\text{energía}}{\text{area tiempo}} \right] [Js^{-1}m^{-2}]$

Magnitudes de Interacción

✓ Caracterizan la interacción de la radiación con la materia. Son coeficientes específicos para la radiación (tipo y energía), material y forma de interacción.

Coeficiente de atenuación másico:

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{dN}{N\rho dx} [m^2 g^{-1}] \dots$$

Coeficiente de transferencia másico de energía

$$\frac{\mu_{tr}}{\rho} = \frac{dE_{tr}}{E\rho N dx} [m^2 g^{-1}]$$

Coeficiente de absorción másico de energía:

$$\frac{\mu_{en}}{\rho} = \frac{\mu_{tr}}{\rho} (1 - g) [m^2 g^{-1}]$$

Donde g es la fracción de energía de las partículas secundarias que se pierde por radiación.



Dosimetria
interna

Dosimetria
externa

- Clasico
- Fracción absorbida (MIRD)

- Cantidad
- Tiempo
- Lugar

Unidades de dosimetría

➤ El efecto de la radiación ionizante sobre objetos biológicos no es medible directamente  relación entre la radiación y su efecto:

cantidad 
calidad  dosis de exposición o dosis de absorción
dosimetría cualitativa (energía)

➤ **Exposición o Dosis:** es una medida de la intensidad del campo de radiación en algún punto. Medida de la cantidad de ionización producida o la cantidad de energía depositada en el aire cuando los fotones son completamente absorbidos.

Sea **dm** la masa de un volumen de aire en la que se producen **dQ** cargas eléctricas, se define la exposición como:

$$dQ/dm$$

1 *Roentgen* = cantidad de rayos X que producen una ionización de 1 esu/cm^3 ($=2.58 \times 10^{-4} \text{ coul}/\text{kg}$) en aire.

➤ Si $e=1.602 \times 10^{-19} \text{ coul}$, entonces

1 coul/kg
1 R

6.24×10^{18} pares iónicos
 1.61×10^{15} pares iónicos

Dosis absorbida

- **La dosis absorbida D** es la cantidad de energía absorbida (proveniente de la radiación ionizante) en una sustancia por unidad de masa.

$$D = \frac{d\bar{\varepsilon}}{dm}$$

- La unidad SI:

$$\begin{aligned} 1 \text{ Gray (Gy)} &= 1 \text{ J/kg} \\ 1 \text{ rad} &= 100 \text{ erg/g} \end{aligned}$$



$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad}$$

“rad”: Radiation Absorbed Dose

- Los efectos de la radiación dependen de la dosis y de la tasa de dicha dosis.
- Materiales diferentes expuestos a la misma radiación pueden no absorber la misma cantidad de energía:

1R equivale a aprox. 1rad

- La *dosis absorbida media anual* proveniente de fuentes naturales y antropogénicas es de 2 mGy.

Energía impartida

- **La energía absorbida ε** en un volumen dado:

$$\varepsilon = \sum \varepsilon_{in} - \sum \varepsilon_{ou} + \sum Q$$

- Los eventos de deposición de energía son de carácter discreto y estocástico
- Coeficiente de absorción másico de energía:

$$\mu_{en} / \rho = \mu_{tr} / \rho (1-g)$$

g es la fracción de energía perdida en las partículas secundarias.

$\sum Q$, suma de energía equivalentes a masas en reposo generadas o destruidas.

Dosis absorbida

- Energía impartida media por la radiación ionizante a una masa dm de materia.

unidad: $\text{J} \cdot \text{kg}^{-1} = \text{Gy}$

$$D = \frac{d\bar{\varepsilon}}{dm}$$

Tasa de dosis absorbida

- Incremento de la dosis absorbida en el intervalo de tiempo dt .

unidad: $\text{J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ o $\text{Gy} \cdot \text{s}^{-1}$

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}$$

Tasa de dosis absorbida

- Si se supone radiación isotrópica puntual, se desprecia la atenuación del aire:

$$\dot{D} = \Gamma A / d^2$$

- Constante de tasa de dosis: depende del esquema de decaimiento particular de la fuente, la energía de los rayos γ , del coeficiente de absorción en aire y la ionización específica de los e⁻.

Fuente	Γ (R cm ² /h mCi)
¹³⁷ Cs	3.3
⁵⁷ Co	13.2
²² Na	12.0
⁶⁰ Co	13.2
²²² Ra	8.25

Magnitudes dosimétricas

Fuente

• Actividad

Curie o
Becquerels

Material

• Dosis

Sievert o
Sievert/h

Ejemplo. Una cámara de ionización posee un volumen activo de 2.5 cm^3 . En cierto campo de rayos gamma se colecta una carga de $1,2 \times 10^{-9}$ culombios en 10 minutos. Calcular la dosis de exposición y la razón de exposición.

Dosis de exposición:

$$X = \frac{1,2 \times 10^{-9} \text{C}}{3,33 \times 10^{-10} \text{ C/ue} \times 2,5 \text{ cm}^3} = 1,44 \text{ R}$$

Suponiendo que el campo de radiación es constante, la razón de exposición será:

$$\frac{dX}{dt} = \frac{1,44 \text{ R}}{10 \times 60 \text{ s}} = 2,4 \text{ mR/s.}$$

Kerma

- Energía cinética de las partículas ionizantes cargadas liberadas por partículas ionizantes sin carga en una masa dm (**kinetic energy release in matter**):

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad [Jkg^{-1}]$$

Ejemplo: un haz de fotones con energía $h\nu$ y fluencia Φ ,

$$K = \Phi \left(\frac{\mu}{\rho} \right) \bar{E}_{tr}$$

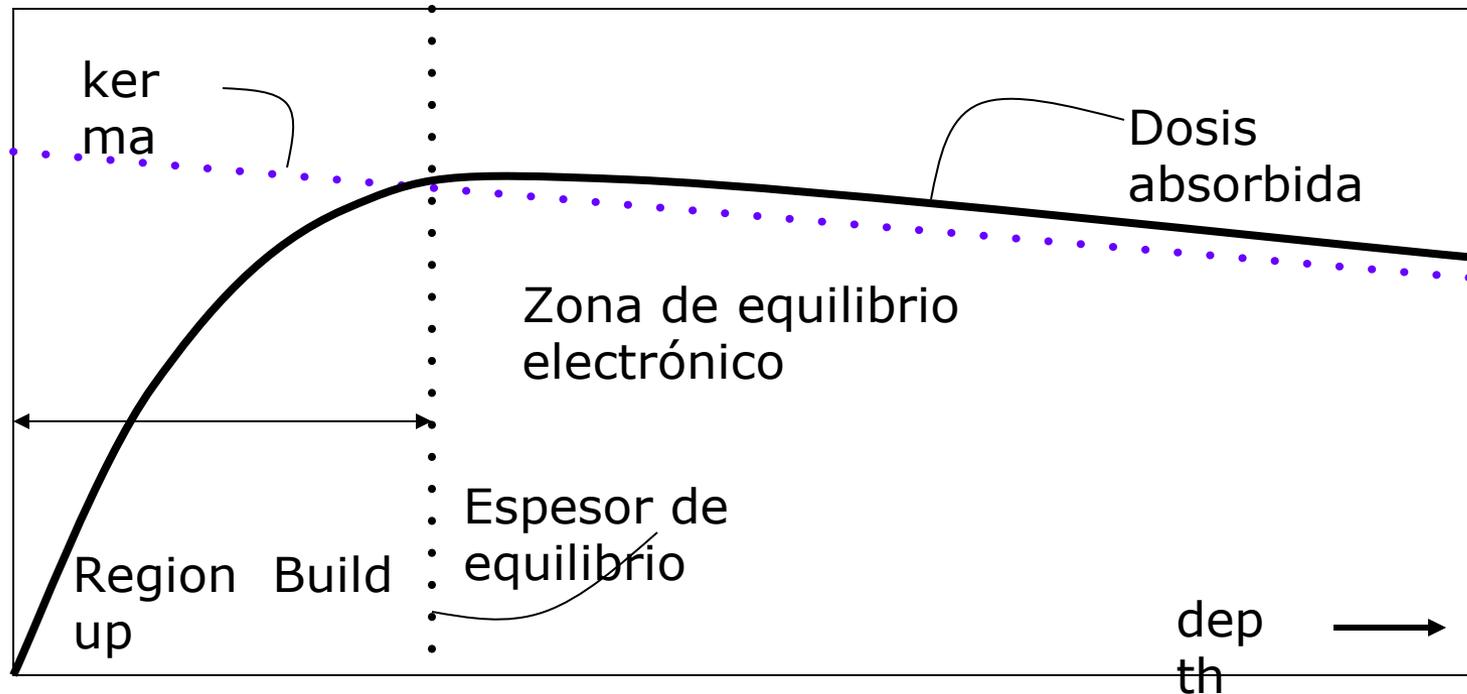
- Tasa de kerma

$$\dot{K} = \frac{dK}{dt} \quad [Jkg^{-1}s^{-1}] \text{ ó } [Gys^{-1}]$$

- Equilibrio de partículas cargadas

Es un proceso de dos etapas: interacción y transferencia de energía. Las partículas secundarias imparten energía por ionización y excitación

Relación entre Kerma y Dosis



Magnitudes de Protección Radiológica

Factor de ponderación de la radiación

- El daño biológico causado por la radiación depende del tipo de radiación específica y de su energía:
rayos γ y neutrones entregan la misma energía pero distinto poder de ionización  efectos biológicos diferentes
- Factor de calidad w_R (*relative biological effectiveness, RBE*), tiene en cuenta el efecto de la distribución microscópica de la energía absorbida en el tejido:

$$w_R = D_X(200 \text{ keV}) / D_r$$

Tipo de radiación	Factor w_R	Tipo de radiación	Factor w_R
Rayos X	1	Neutrones rápidos	10
Rayos γ	1	Protones	10
Electrones	1	Partículas alfa	20
Neutrones térmicos	5	Núcleos pesados	

Dosis equivalente

➤ **La dosis equivalente H** , es el producto de la dosis absorbida y el factor de calidad o ponderación de la radiación:

$$H = D w_R$$

$$1 \text{ Sv (Sievert)} = 1 \text{ J/Kg}$$

$$1 \text{ rem (rad equivalent man)} = 0.01 \text{ Sv}$$

Ejemplo: 2mGy de rayos γ y 1mGy de partículas α .

Calcular H

$$H = 2\text{mGy } w_\gamma + 1\text{mGy } w_\alpha$$

Factor de ponderación del tejido

- La dosis o energía entregada a 1g de tejido por una radiación poco ionizante  cada célula recibe una dosis tal que puede regenerar su efecto.
- Esa misma dosis para una radiación fuertemente ionizante  solo el 1% de las células reciben la dosis, pero en promedio las células reciben 100 veces más radiación  no se recupera el daño.
- La relación entre la probabilidad de desarrollar efectos biológicos, tales como el cáncer, debido a la radiación depende del órgano específico que recibe la radiación, se define la *dosis efectiva E*.

Dosis efectiva

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T$$

$$E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{TR}$$

unidad: $J \cdot kg^{-1} = Sv$

El resto está constituido por: glándulas adrenales, cerebro, intestino delgado, riñones, músculo, páncreas, bazo, timo, útero y vías aéreas extratorácicas.

Tejido u órgano	w_T
Gónadas	0,20
Médula ósea (roja)	0,12
Colon	0,12
Pulmón	0,12
Estómago	0,12
Vejiga	0,05
Mamas	0,05
Hígado	0,05
Esófago	0,05
Tiroides	0,05
Piel	0,01
Superficie ósea	0,01
Resto	0,05

Ejemplo: Pulmón recibe una $H=3mSv$ y la tiroides $H=6mSv$,
Calcular E

Magnitudes operacionales para monitoreo de la irradiación externa

● Tasa de dosis absorbida

$$\dot{D} = 1.696 \cdot 10^3 \cdot \frac{A}{d^2} \cdot \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right) \cdot \varepsilon \cdot E$$

$$\dot{D} = 1.696 \cdot 10^3 \cdot \frac{A}{d^2} \cdot \sum_i \left[\left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_i \cdot \varepsilon_i \cdot E_i \right]$$

Cálculo de Dosis

$$D_0 = 1.696 \cdot 10^3 \cdot \frac{A}{d^2} \cdot \sum_i \left[\left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_i \cdot \varepsilon_i \cdot E_i \right]$$

Para el ^{201}Tl

A : 1 Ci d : 10 cm

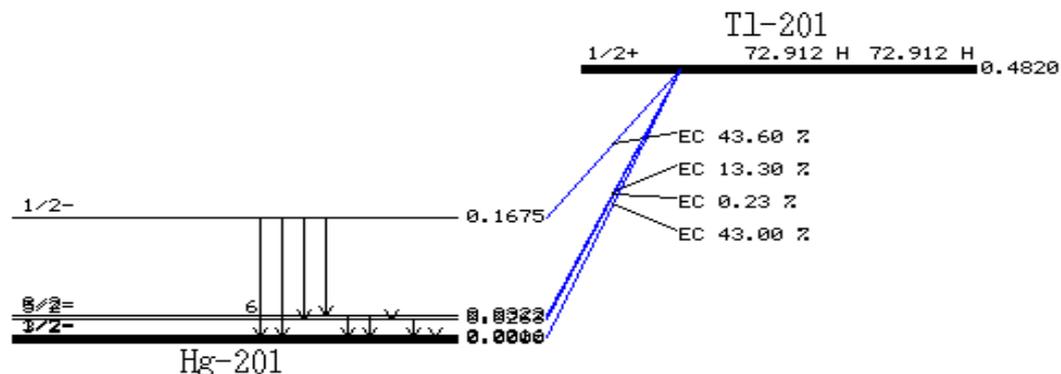
E_1 : 0.167 MeV ε : 0.1 μ_{en}/ρ : 0.028

E_2 : 0.135 MeV ε : 0.025 μ_{en}/ρ : 0.026

D_0 : 9.4 mSv/h

201Tl EC DECAY

Parent state: G.S.
 Half life: 72.912 H(17)
 Q(gs): 482(15) keV
 Branch ratio: 1.0



EC: total intensity = 100.1

Gamma ray: for absolute intensity multiply by 0.1000(6)

Energy (keV)	Intensity (rel)
1.565 (6)	-
5.84	-
26.34 (7)	0.086 (9)
30.60 (3)	2.53 (5)
32.19 (3)	2.58 (5)
135.34 (4)	25.65 (18)
141.1 (2)	0.063 (20)
165.88 (7)	1.55 (5)
167.43 (7)	100

SHAHEEN RAB, *Nuclear Data Sheet* 71,421 (1994)

Please e-mail to jhchang@kaeri.re.kr for any comment. Thank you.

Protección y Seguridad Radiológica



RMA - 2023

Profesora: Laura Damonte

JTP: Diego Richard

Protección y seguridad radiológica



precauciones de seguridad, etc.

Lia (Georgia), 2 de diciembre de 2001



Tres hombres encontraron 2 cilindros metálicos mientras recogían leña. La nieve a su alrededor se había derretido y el suelo estaba seco. Pasaron la noche en el bosque usando los cilindros como calefactores.

https://drive.google.com/file/d/1-GlQCXCEF3Ae6ncaR3rl68MbNr_90YRf/view

<https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1660web-81061875.pdf>

Fuentes radiactivas de ^{90}Sr de 1295 TBq

Protección de la Radiación

✓ **Actividad**



✓ **Blindaje**

Protección de la Radiación

ACTIVIDAD

- ✓ Utilizar la menor actividad de radionucleidos compatible con el resultado buscado de la práctica
- ✓ Generar la menor cantidad de residuos contaminados con material radiactivo
- ✓ Programar las prácticas para evitar repeticiones
- ✓ Controlar la eficiencia del equipamiento y utilizar las condiciones de medición optimizadas

Protección de la Radiación

Tiempo

✓ La exposición total a la radiación de un individuo es directamente proporcional al tiempo que él ha estado expuesto a la fuente.

Por lo tanto, es prudente no estar más tiempo del necesario cerca a la fuente de radiación.

✓ Ejemplo:

Aún con el uso de jeringas y frascos blindados, se debe limitar la cantidad de tiempo usado manipulando el radiofármaco.

El trabajo debe ser realizado eficientemente para disminuir la exposición.

Protección de la Radiación

DISTANCIA

✓ La intensidad de la radiación de la fuente, y de la exposición a la radiación, varía inversamente al cuadrado de la distancia.

Por lo tanto, se recomienda que el trabajador mantenga la mayor distancia que sea posible entre él y la fuente de radiación.

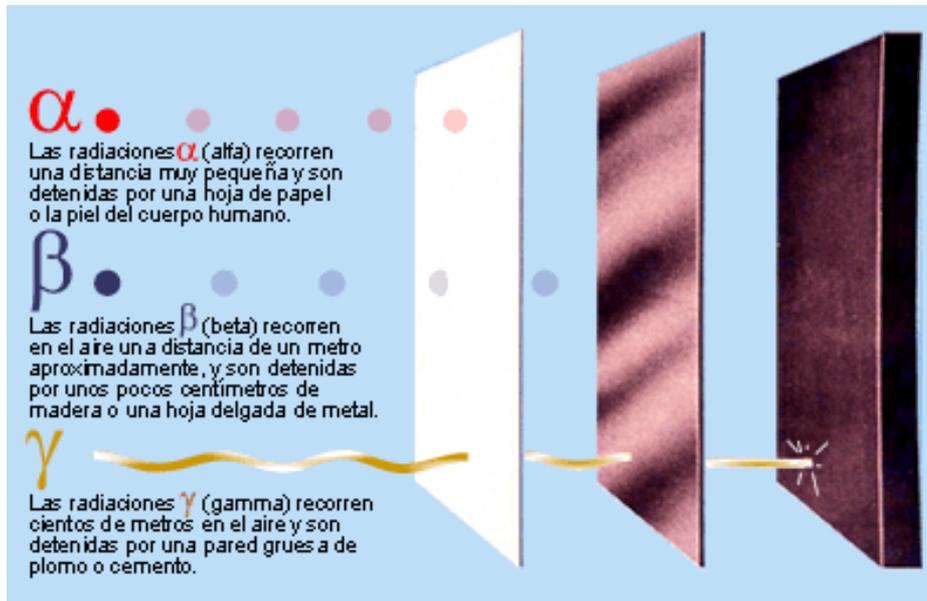
✓ El trabajador debería usar guantes y herramientas de manipulación remota como fórceps y pinzas cuando trabaja con material radiactivo.



Protección de la Radiación

BLINDAJE

- ✓ Diversos materiales que pueden absorber la radiación, pueden ser usados para disminuir la exposición a las radiaciones.
- ✓ La radiación gamma es altamente penetrante, por lo tanto deben usarse materiales muy absorbentes para el blindaje de fuentes emisoras de este tipo de radiación.



- ✓ El plomo es más comúnmente usado para atenuar radiación gamma.
- ✓ Los emisores de partículas β deben estar blindados en contenedores de material de bajo Z tal como aluminio o plástico, ya que con material de alto Z como el plomo, se produce radiación bremsstrahlung.

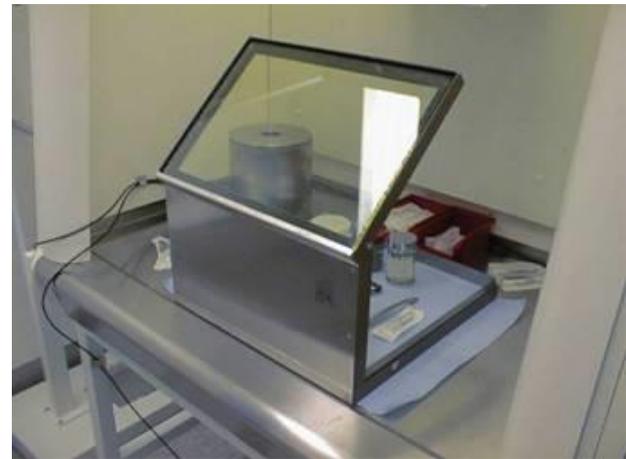
Protección de la Radiación

BLINDAJE

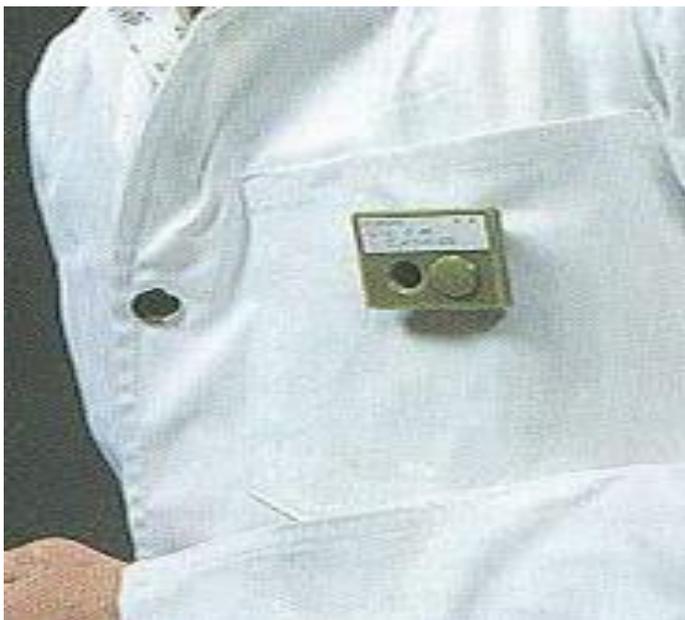
**Bunker de guarda de
material radiactivo
en uso**



**Pantalla de fraccionamiento
de visión directa**



Simbología para contenedores de material radiactivo



Dosímetros personales

Información en la web:

<http://www.icrp.org>



Figura 15.- Algunas de las señales empleadas para la identificación de zonas según sus riesgos en las instalaciones nucleares y radiactivas.

Los jabalíes radiactivos de Alemania,
CienciaBBC Mundo, @bbc_ciencia, 4 septiembre
2014

Guardan datos sobre desechos radiactivos
Escrito por Agencia Reforma Publicado
en Nacional Jueves, 16 Octubre 2014 15:43

27 de agosto de 2014 • 16:16

Torio: ¿el combustible nuclear del futuro?

BBC MUNDO. Com

https://www.bbc.com/mundo/noticias/2013/11/131031_ciencia_torio_combustible_nuclear_np

<https://www.bbvaopenmind.com/ciencia/medioambiente/chernobil-y-fukushima-nuevos-santuarios-de-fauna-o-cementerios-de-animales-que-huyen-de-los-humanos/>

[Autoridades rusas confirma riesgo de contaminación radiactiva por incendios](#)

<http://www.tecnicosradiologia.com/2013/02/condenados-en-francia-dos-medicos-y-un.html>



http://www.bbc.co.uk/mundo/noticias/2014/09/140904_ciencia_radioactividad_jabali_sajonia_alemania_np

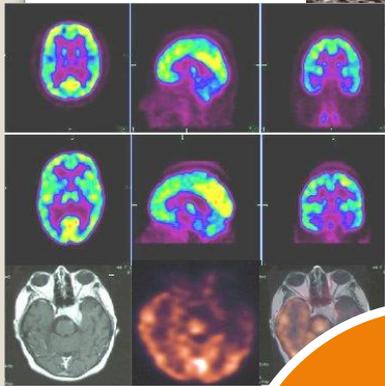




Ocupacional



Exposición a la Radiación



Paciente



Público



Fondo natural 2,5 mSv

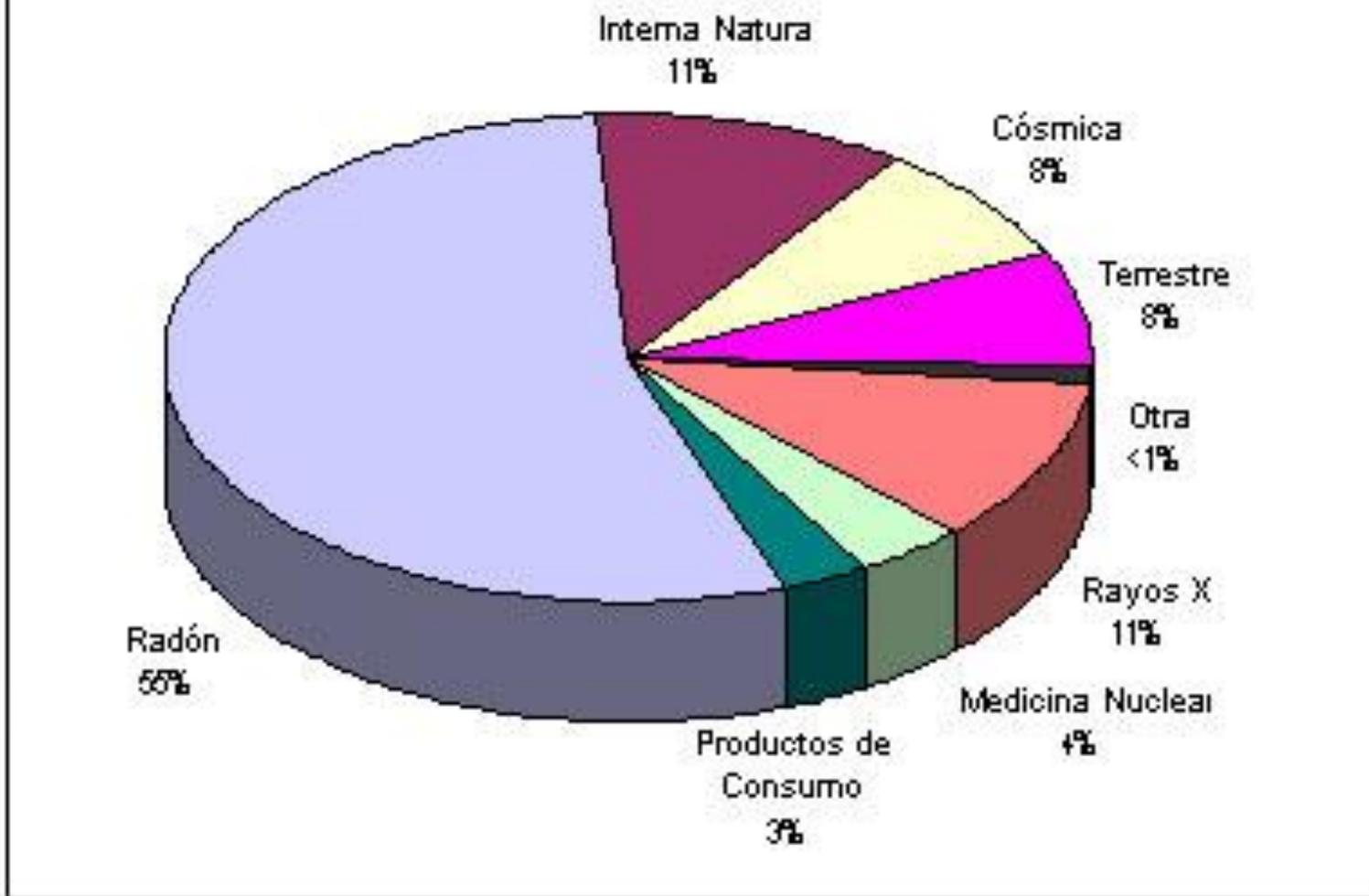
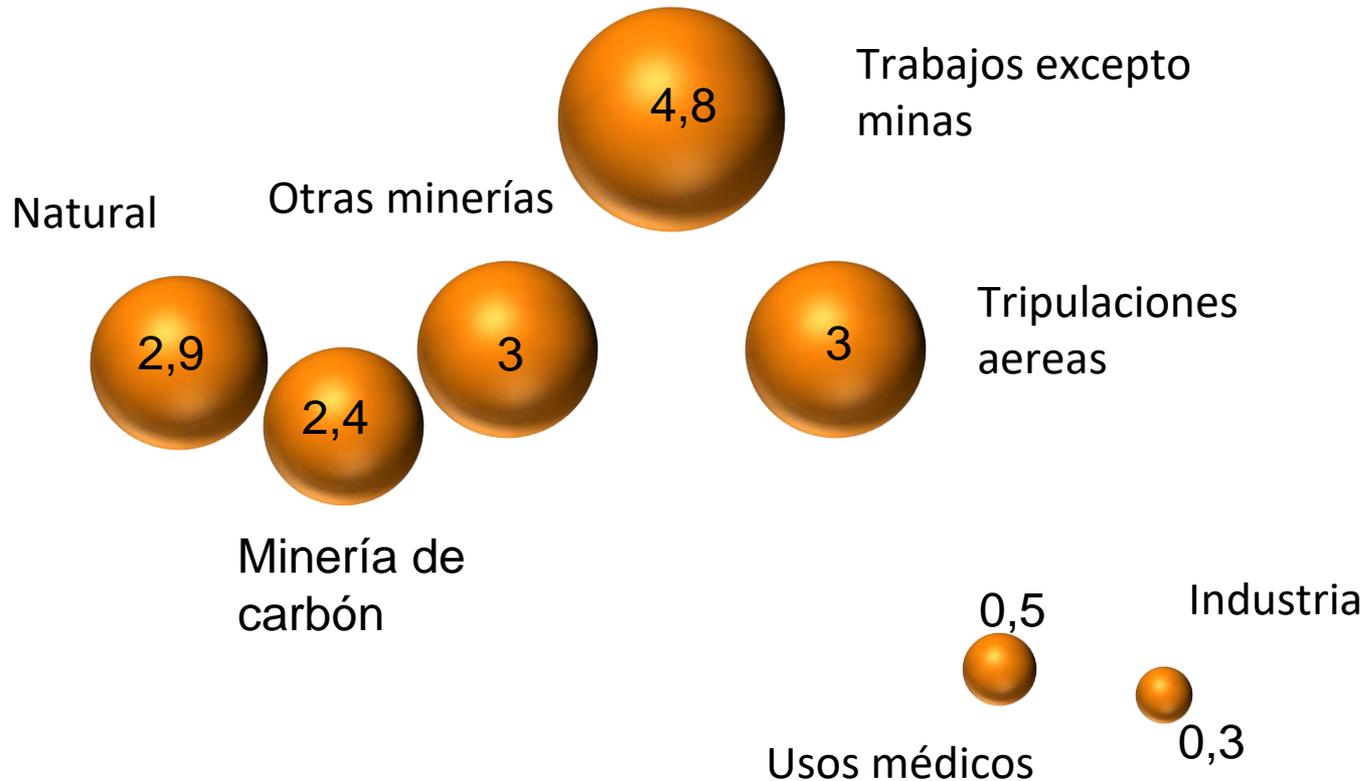


Figura 1-2. Detalle de las exposiciones a radiaci6n

Fuente	Dosis promedio por persona (mSv/año)		
	Pobl. mundial	USA	Alemania
<i>Fuentes naturales</i>			
Gral.	2.4	2.95	2-2.5
Rayos cósmicos	0.37	0.27	
Terrestre		0.28	0.1
Radón inhalado		2.0	0.8-1.6
<i>Fuentes ambientales</i>			
Nuclear	0.002		
Chequeo equipaje en aeropuerto		7nSv/viaje	
Vuelo de avión subsonico a 8000m		2μSv/h	
<i>Exposiciones médicas</i>			
Diagnosis	0.4-1	0.53	0.5-1.5
1 chequeo por RX		0.1 mSv/x-ray	
ocupacional	0.002	0.1-3	

Exposición profesional asociada a fuentes artificiales y naturales de radiación

Exposición (mSv/año)



Fuente: UNSCEAR

Fondo natural 2,5 mSv

Límite de dosis (mSv/año)	Exposición	Ocupacional	Público
Efectiva anual		20	1
Efectiva en cualquier año		50	5
En 5 años consecutivos		100	1
	Cristalino	20	15
	Piel	500	50

Resolución 230/2016 Autoridad Regulatoria Nuclear - NORMA AR 10.1.1 - NORMA BASICA DE SEGURIDAD RADIOLOGICA - REV. 3. CRISTALINO EN 20 MSV POR AÑO. EXPOSICION OCUPACIONAL DE TRABAJADORES DURANTE INSTALACION O REALIZACION DE PRACTICA

Ubicación de la fuente de radiación

Irradiación externa:

✓ Fuente externa



IRRADIACIÓN EXTERNA
El efecto se detiene cuando se detiene la exposición



Exposición externa



Exposición interna

Incorporación o Contaminación interna:

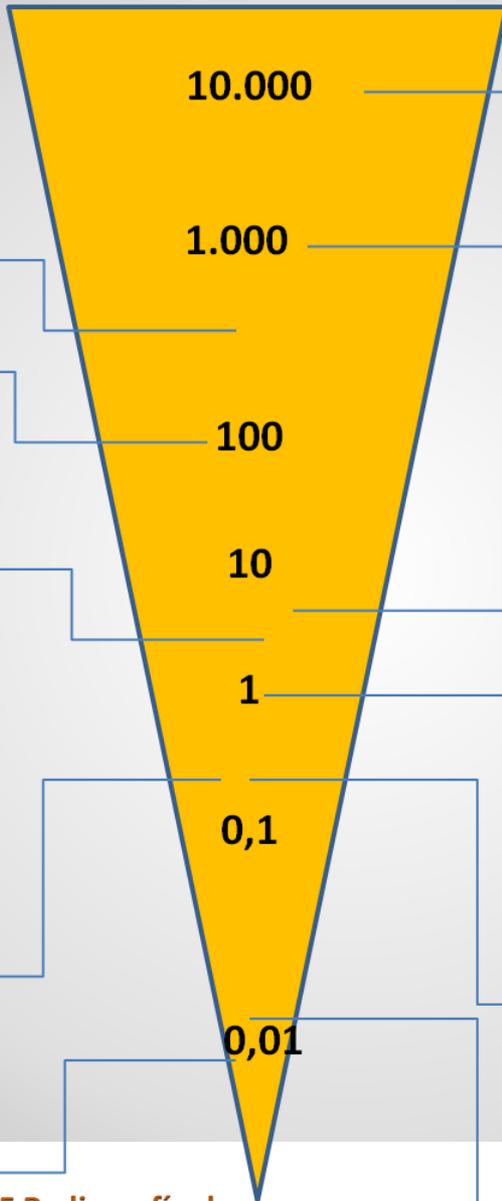
- ✓ Absorción por piel
- ✓ Inhalación
- ✓ Ingestión

Efectos biológicos

Tabla 6: Respuestas esperadas frente a dosis de radiación agudas en el cuerpo entero

10 000 rem	100 Sv	Muerte en pocas horas por daño del sistema nervioso central
1 200 rem	12 Sv	Muerte en varios días por daño del sistema gastrointestinal
600 rem	6 Sv	Muerte en varias semanas por daño de los órganos donde se forma la sangre
200 rem	2 Sv	Vómitos en dos horas. Vulnerabilidad a las infecciones por la destrucción de glóbulos blancos.
75 rem	0.75 Sv	Debilidad temporal, pero posible recuperación en pocos días.

Dosis de radiación en mSv

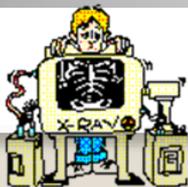


500
Reducción de glóbulos blancos en la sangre

200
No hay efectos clínicos demostrados por debajo de los 200 mSv

2,4
Cantidad Anual de radiación natural recibida

0,2 Vuelo Tokyo-NY



0,05 Radiografía de Tórax

7.000-10.000
Muerte

1.000
Vómitos y Náuseas

6,9
Escáner



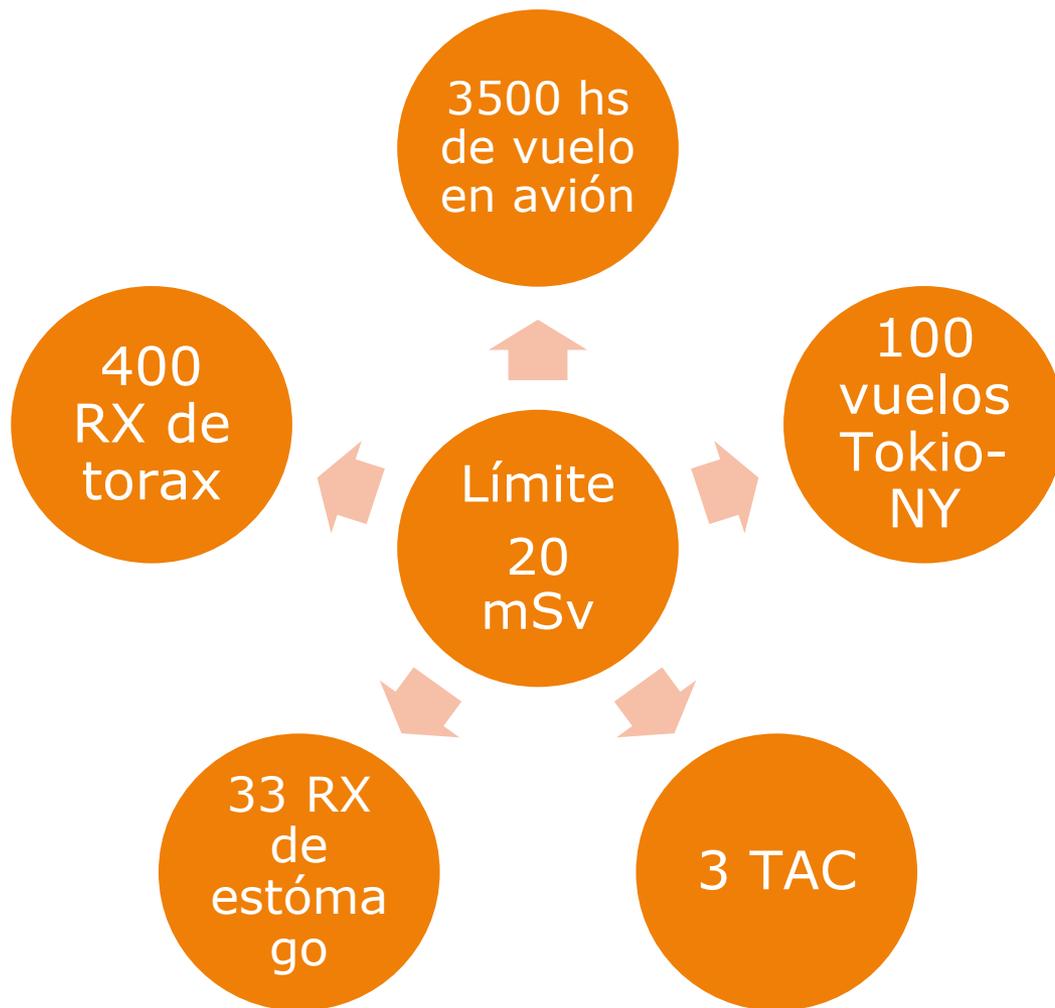
1
Límite anual de exposición a radiación natural (Ej. Finalidad Médica)



0.6 Radiografía de Estómago

0,001-0,01
Impacto de las CCNN

Comparación entre exposiciones ocupacionales y límite de dosis



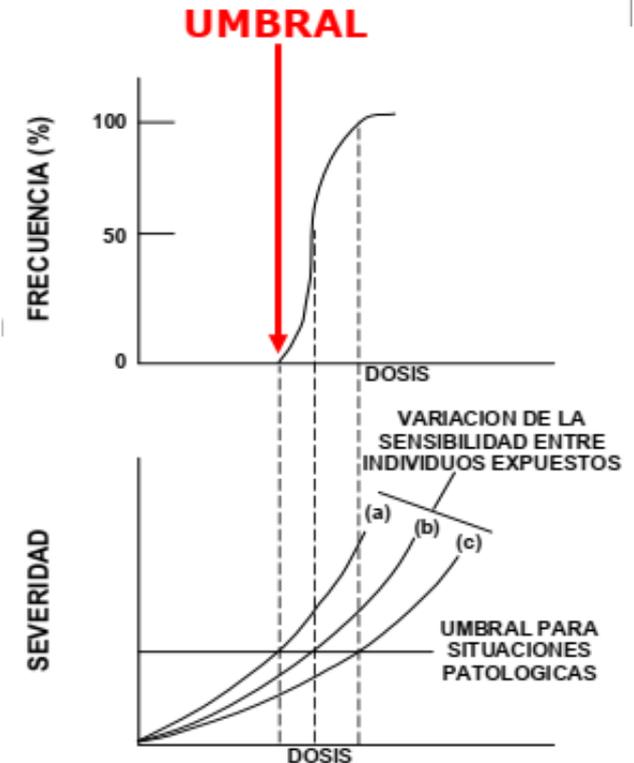
Objetivos de la Protección Radiológica

- Prevenir la ocurrencia de *efectos determinísticos*.

A partir de un umbral de dosis

- Reducir la probabilidad de ocurrencia de *efectos estocásticos* a niveles considerados aceptables.

No presentan umbral de dosis



PRINCIPIOS DE PROTECCION RADIOLOGICA

```
graph TD; A[PRINCIPIOS DE PROTECCION RADIOLOGICA] --- B[SEGURIDAD NUCLEAR]; A --- C[SEGURIDAD RADIOLOGICA]; A --- D[SEGURIDAD EN EL TRANSPORTE]; A --- E[SEGURIDAD DE DESECHOS RADIOACTIVOS];
```

SEGURIDAD
NUCLEAR

SEGURIDAD
RADIOLOGICA

SEGURIDAD
EN EL
TRANSPORTE

SEGURIDAD
DE
DESECHOS
RADIOACTIVOS

¿Quién brinda la protección?



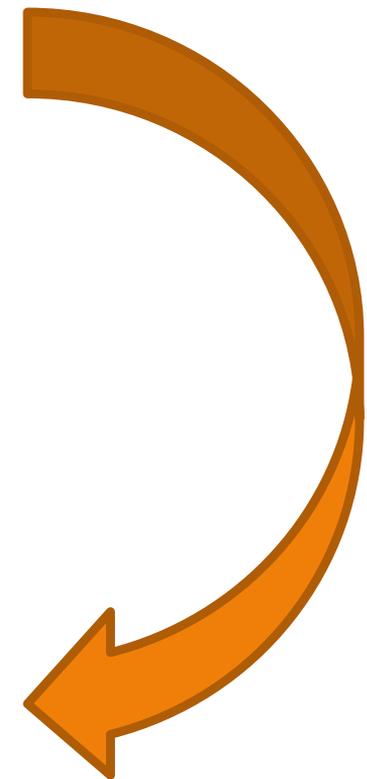
Comité de las Naciones Unidas para
el Estudio de los Efectos de las RI
Bases científicas



Comisión Internacional de Protección
Radiológica
Recomendaciones



Organismo Internacional de Energía
Atómica
Normativa



El sistema de protección radiológica del ICRP

International Commission on Radiological Protection

- ✓ Justificación
- ✓ Optimización
- ✓ Limitación de la dosis

Radioprotección: estrategia internacional

✓ **UNSCEAR** : revisión y síntesis de trabajos científicos sobre los efectos de las RI

✓ **ICRP** : recomendaciones para la justificación de las exposiciones, optimización de las exposiciones justificadas (ALARA) y limitación de las dosis para evitar la ocurrencia de efectos determinísticos y minimizar la probabilidad de ocurrencia de efectos estocásticos

Justificación

- La práctica debe producir un beneficio suficiente a los individuos expuestos o a la sociedad para compensar los daños por radiación que pudiera causar.
- Solo se debe autorizar una práctica cuando origine un beneficio neto positivo para la sociedad.
- En el caso de exposición médica, la justificación de la misma debe ser efectuada por el médico responsable que cuente con permiso individual.

Limitación de dosis

- La exposición normal de los individuos se debe restringir de modo que no se superen los límites de dosis establecidos.
- Los límites no se aplican a exposiciones médicas.
- Los límites se aplican a cada trabajador y a los miembros del público.
- Para el público se aplican los límites del grupo crítico.

Limites de dosis y optimización

Límite

INACEPTABLE

de Dosis

Restricciones de Dosis

Supuestos realistas para evitar costos innecesarios en protección radiológica

Optimización

TOLERABLE

ACEPTABLE

Optimización

Las exposiciones deberán optimizarse de modo tal que la *magnitud de las dosis individuales*, el *número de personas expuestas* y la *probabilidad de sufrir exposiciones*, se reduzcan al valor

Más Bajo que Pueda Razonablemente Alcanzarse,



Principio **ALARA**
(As Low As Reasonable Achieved)

atendiendo factores sociales y económicos.

Optimización

- De la Protección
- De la dosis
- De la Práctica

Procesos de Optimización

- Medidas de protección y seguridad.
- Naturaleza, magnitud y probabilidad de las exposiciones.
- Establecer criterios: prevención de accidentes y atenuación de sus consecuencias.
- Dosis efectiva de radiación del trabajador no supere los 6 mSv en un año.

Procesos de Optimización

De la práctica:

- Dosis innecesarias: equipos y técnicas.
- En pacientes, la dosis sea la mínima necesaria y suficiente, para el objetivo perseguido.
- Dosis al tejido sano, la mínima (ALARA).
- Métodos adecuados para bloquear a órganos que no sean el objeto de estudio y acelerar su excreción.

Exposiciones Potenciales

En el diseño de una instalación o práctica:

- Prevenir la ocurrencia de accidentes.
- Mitigar sus consecuencias radiológicas.
- Estimar el riesgo residual analizando las secuencias accidentales previsibles.

Exenciones

Prácticas exentas:

Aquella en la que se pueda demostrar que no es posible originar, durante un año,

- Una dosis efectiva a los individuos más expuestos superior a los $10 \mu\text{Sv}$
- Una dosis colectiva mayor que 1 Sv hombre.

Riesgo radiológico

✓ RADIACION

✓ La dosis proviene de material radiactivo en fuentes selladas

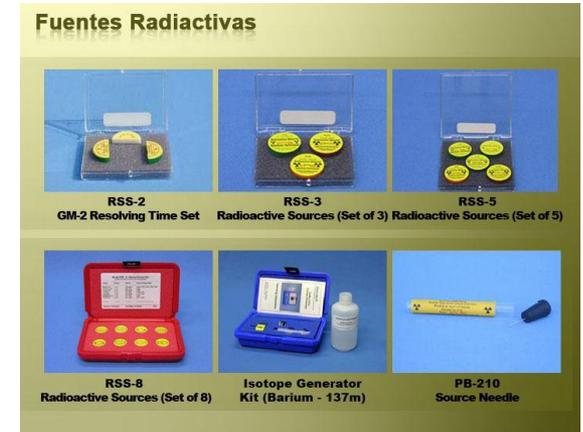
✓ CONTAMINACION

✓ La dosis proviene de fuentes abiertas

Material radiactivo en lugares no deseados

✓ Transitoria (removable o no-fija)

✓ Fija



Gestión de Residuos

Materiales para los cuales no se prevé ningún uso ulterior que contienen sustancias radiactivas con valores de actividad tales que exceden las restricciones de dosis establecidas por la autoridad regulatoria para su dispersión en el ambiente.

(Ref: Norma AR 10.12.1)

Gestión de Residuos: etapas

- ✓ IDENTIFICACIÓN
- ✓ RECOLECCIÓN Y TRANSPORTE
- ✓ REGRESO AL FABRICANTE
- ✓ ACONDICIONAMIENTO
- ✓ ALMACENAMIENTO INTERINO
- ✓ DISPOSICIÓN

Gestión de Residuos

VIDA CORTA	VIDA LARGA
<p>✓ Almacenamiento interino para dejar decaer hasta que se alcancen niveles de desregulación para disposición</p>	<p>✓ Acondicionarlas de tal manera que las fuentes sean seguras</p> <p>✓ Transferirlas a un almacenamiento interino apropiado</p> <p>✓ Eventual disposición</p>

Gestión de Residuos

Los RR deberán gestionarse de tal manera que los impactos previstos en la salud de generaciones futuras no sean mayores que los niveles que son aceptados actualmente

- Protección por la presencia de radionucleidos.
- Protección por la presencia de materiales tóxicos.



Eritema
secundario
18 días post-
irradiación



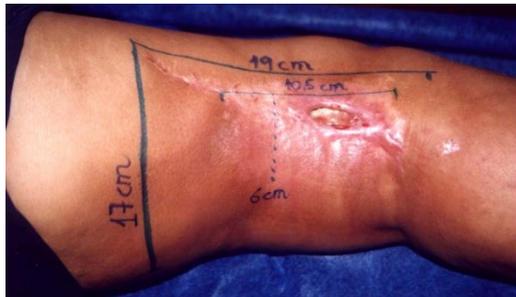
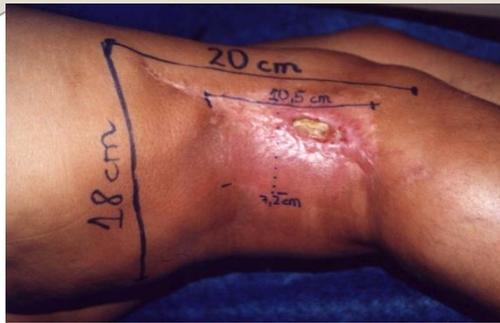
Flictena 25 días
post-irradiación



Epitelitis
húmeda 32
días post-
irradiación



Restauración
50 días post-
irradiación



El registro fotográfico seriado permite objetivar evolución y respuesta terapéutica



RADIATIVIDAD

CONOCER

- Origen
- Manipulación

USOS

- Beneficios
- Riesgos

CONTROL

- Normas
- Protección



En la vida
no hay cosas
que temer
sólo hay cosas
que comprender.

M. Curie

Comunidad Villa Amor

