

06.78.23



COMISION INTERAMERICANA DE ENERGIA NUCLEAR Y  
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA DE LA REPUBLICA ARGENTINA



CURSO LATINOAMERICANO DE INGENIERIA NUCLEAR  
ORIENTADO A LA CAPACITACION BASICA PARA LA  
IMPLEMENTACION DE PROGRAMAS NUCLEOELECTRICOS

C. N. E. A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
NO 2	AÑO 1978

CNEA AC-66/78

PROTECCION AMBIENTAL

Prof.: ING. C. A. MENOSSI

BUENOS AIRES - ARGENTINA

OCTUBRE - 1978

La producción de Energía Nucleoeléctrica, como toda actividad de envergadura, tiene repercusiones sobre el medio ambiente. Uno de los problemas más evidentes lo constituyen la producción y posible liberación de sustancias radiactivas generadas en la fisión nuclear ó en la actividad de materiales.

Por este motivo, cuando se proyectan y construyen reactores de potencia, se adoptan una serie de medidas para evitar los posibles escapes accidentales de radiactividad y reducir al mínimo posible las eliminaciones normales. Las características de diseño involucran entonces la contención de las sustancias radiactivas producidas.

Durante la operación de los reactores, la casi totalidad de los residuos radiactivos generados quedan retenidos en los elementos combustibles. Una pequeña fracción escapa del combustible a través de pequeñísimas imperfecciones de su revestimiento ó a causa de la erosión de los materiales estructurales sometidos a flujo neutrónico.

Los sistemas de tratamiento concentran y retienen la mayor parte de esta pequeña fracción que pasa al agua del sistema refrigerante primario. Básicamente este tratamiento los transforma en sólidos de fácil aislamiento o bien se los almacena produciendo su decaimiento hasta reducción sustancial de la radiactividad contenida.

De este modo, solo una mínima parte y en forma muy diluida, se descarga al ambiente en forma gaseosa ó líquida constituyendo una de las formas de contaminación ambiental.

Estas eliminaciones son autorizadas en cantidades que, no solo aseguran el cumplimiento de las normas de Protección Radiológica para la población, sino que también se reducen hasta niveles tan bajos como resulta practicable de acuerdo a los adelantos tecnológicos de tratamiento y contención

de efluentes.

Independientemente de los límites autorizados y del control de las descargas que se efectúan en c/instalaciones, se establece también un programa de vigilancia ambiental en sus alrededores el cual debe efectuarse durante toda la vida útil de la Central.

Como resultado de todas éstas medidas y precauciones las dosis de irradiación recibidas por la población, durante el funcionamiento de las centrales nucleares, son del mismo orden que las variaciones correspondientes a la radiación natural de fondo y han representado solo una pequeña fracción de los límites fijados en normas de protección radiológica aceptadas en el plano internacional.

Por otra parte, en lo que se refiere a seguridad, la experiencia obtenida hasta este momento, ha mostrado que los pocos accidentes que se han producido fueron controlados adecuadamente dentro de las previsiones y posibilidades con que contaban las instalaciones afectadas, sin consecuencia sobre la protección de la población. Entonces veremos los principales criterios y acciones respecto a la Protección Ambiental, que se utilizan en la Industria Nuclear, con particular referencia a las Centrales de potencia y a la experiencia recogida en el país.

Desde los comienzos de la utilización de las radiaciones y de la Energía Nuclear se dedicó un gran esfuerzo a la radioprotección ante la evidencia de los efectos biológicos derivados de la exposición a radiaciones.

En la actualidad, existen diversos organismos internacionales con responsabilidades en este campo como la Organización Mundial de la Salud (O.M.S.), la Comunidad Europea, el O.I.E.A. y el U.N.S.C.E.A.R.

Las normas de cada país, en materia de radioprotec-

ción están basadas en las recomendaciones de la I.C.R.P.

Esta organización de carácter no gubernamental, está constituida por expertos independientes de reconocida reputación en el plano internacional pertenecientes a múltiples países.

El I.C.R.P., se formó en 1928 bajo los auspicios del 2° Congreso Internacional de Radiología con el fin de recomendar acciones de protección para la profesión médica respecto a la exposición a los rayos X y el radio. Con el incremento de la utilización de las radiaciones ionizantes en la sociedad moderna, el I.C.R.P. amplió sus responsabilidades a todos los aspectos de la radioprotección. Para ello, formula recomendaciones respecto a las dosis máximas permisibles para exposición profesional y para el público en general.

#### CRITERIOS GENERALES PARA LA LIMITACION DE DESCARGAS

Así, por ejemplo, el I.C.R.P. II (1959) fijó las llamadas CMP en aire y agua.

Durante mucho tiempo se consideró suficiente limitar las descargas al ambiente limitando simplemente las concentraciones de radionucleídos a una fracción de las CMP en aire y agua.

Este procedimiento no tiene en cuenta la eliminación de grandes cantidades de materiales radiactivos ni tampoco tiene en cuenta la posibilidad de procesos de reconcentración ecológica de los cuales pueden resultar altas dosis en los miembros del público.

Por ejemplo, I.C.R.P. II da un valor de (CMP) agua para el público de Cs-137 (Dosis trabajadores  $\times \frac{1}{10}$ )  $2 \times 10^{-5}$   $\mu\text{Ci/ml}$ .

Si solo tomó agua: (y cocción de alimentos) 2.2 l/día resulta:

$$2 \times 10^{-5} \frac{\mu\text{Ci}}{\text{ml}} \times 2.2 \frac{1}{\text{día}} \times 365 \frac{\text{d}}{\text{año}} \times 10^3 \frac{\text{ml}}{1} = \frac{16 \mu\text{Ci}}{\text{año}}$$

Si las mismas personas consumen peces (FC = 300)

$$2 \times 10^{-5} \frac{\mu\text{Ci}}{\text{g}} \times 300 \times \frac{50\text{Kg}}{\text{año}} \times 10^3 \frac{\text{g}}{\text{Kg}} = 300 \frac{\mu\text{Ci}}{\text{año}}$$

Más modernamente la limitación de descargas se basó en la definición de grupo crítico y la aplicación de los límites de dosis a éste grupo.

Grupo crítico: Grupo para el cual la posibilidad de exposición o la incorporación de un determinado nucleído es máxima).

Esto tampoco garantiza, aún teniendo en cuenta las posibles cadenas ecológicas, el problema de superposición de fuentes que irradian a los mismos grupos en el futuro. Para tener en cuenta este problema se aplicaron factores de seguridad arbitrarios (10 ó 100) hasta que el I.C.R.P. 22 amplió el concepto de "tan bajo como resulte razonablemente obtenible" indicando la optimización de las descargas (1973).

Finalmente, el I.C.R.P. 26 recomienda tener en cuenta para la definición de grupos críticos, la presencia de varias prácticas que pueden irradiar a los mismos grupos. Asimismo recomienda como útil estimar la dosis colectiva de las poblaciones irradiadas integrando sobre todo el tiempo ( $\infty$ ) la tasa promedio de dosis equivalente de la población irradiada y la tasa de dosis colectiva comprometida en esa población, en las cuales cada una de esas tasas de dosis es la resultante de la aplicación de una práctica especificada por un tiempo especificado (generalmente un año).

Si la práctica se repite, la tasa de dosis alcanza valor de equilibrio igual a la dosis comprometida por unidad (por año) de práctica.

(Se asume que permanecen constantes el ritmo de la práctica, las condiciones ambientales, el tamaño de la población, etc.).

En algunos casos la práctica no continúa suficiente tiempo como para que la dosis colectiva alcance el equilibrio. En éste

caso es suficiente integrar la tasa de dosis colectiva sobre el tiempo de duración de la práctica y esta integral es el valor máximo que alcanza la dosis colectiva en el futuro debido a esa práctica.

Otros aspectos de protección del medio ambiente no se tratan específicamente ya que los requerimientos para proteger al hombre son tales que los otros seres vivos quedan automáticamente protegidos.

Los principios básicos de la radioprotección (I.C.R.P. 26) requieren los siguientes criterios para la liberación de materiales radiactivos al ambiente:

- a) Límites de dosis para miembros individuales del público (grupo crítico) no debe ser excedido.
- b) Las dosis deben ser "tan bajas como resulte razonablemente obtenible". Esto implica la optimización por un análisis diferencial costo-beneficio.
- c) Los límites de descarga deben tener en cuenta la presencia de otras fuentes, la continua operación de todas ellas en el futuro y la eventual instalación de nuevas fuentes.

#### LIMITES DE DOSIS PARA MIEMBROS DEL PUBLICO

Primariamente, los límites de dosis aseguran una protección adecuada aún para los individuos más expuestos.

Debe tenerse en cuenta que los límites de dosis son importantes y constituyen un requerimiento básico (aún con el énfasis dado a la optimización donde los costos y beneficios incluyen los obtenidos por la sociedad y no los correspondientes a un grupo de población. La distribución de los costos y beneficios no son iguales y solo se justifica una práctica o instalación por el análisis costo-beneficio si legítimamente el detrimento para cada individuo es pequeño, no excediendo un nivel aceptable).

En las nuevas recomendaciones (I.C.R.P. 26) la base para limitación de exposiciones es el límite para exposición ponderada

media de todo el cuerpo.

Esto se basa en el principio que el riesgo debería ser el mismo cuando se irradia todo el cuerpo uniformemente o cuando existe una irradiación parcial.

Si uno irradia varios órganos 1,2, ... n con una dosis  $H_1, H_2, \dots H_n$  y llamando r al riesgo por unidad de dosis, el riesgo total sería:

$$r_1 H_1 + r_2 H_2 + \dots + r_n H_n = R.H_c$$

R = riesgo por unidad de dosis en todo el cuerpo

$H_c$  = dosis en todo el cuerpo

∴ si divido todo por R

$$H = \frac{r_1}{R} \cdot H_1 + \frac{r_2}{R} \cdot H_2 + \dots + \frac{r_n}{R} \cdot H_n$$

cada  $\frac{r}{R} = WT$  (I.C.R.P. los llama W)

y son los siguiente:

gónadas	$\frac{W}{0.25}$	
mamas	0.15	
méd. ósea	0.12	
pulmón	0.12	quedaría
tiroides	0.03	$\leq WT H_T \leq H_{wb,L}$
hueso	0.03	
órg. restantes	0.30	

Para el resto del cuerpo el I.C.R.P. aconseja tomar 0.06 para cada uno de los 5 órganos más importantes (que no tengan su w) que serían los que reciben la mayor dosis y uno se puede olvidar del resto.

Como algunos riesgos dependen de la edad y del sexo, en el caso de los trabajadores y por extensión en el público, para fines de radioprotección se obtiene suficiente aproximación usando un solo límite de dosis equivalente para cada órgano sin tener

en cuenta la edad o sexo. Esos límites están basados en niveles medios de riesgo.

El límite de dosis media pondera para todo el cuerpo Hwb,L recomendada por el I.C.R.P. se aplica al grupo crítico.

Se la selección del grupo crítico se efectúa maximizando las predicciones, las dosis reales recibidas serán considerablemente más bajas que las estipuladas. En esos casos las nuevas recomendaciones mantienen el límite anual recomendado de 0.5 rem (5 mSv.)

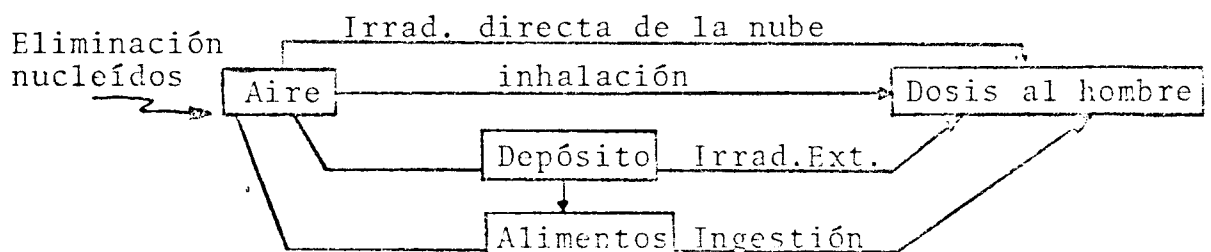
En otros casos, es necesario una selección más realista (cuando el criterio no preponderante es optimización). Para esos casos el I.C.R.P. recomendó 0.1 rem (1 mSr.) en el grupo crítico.

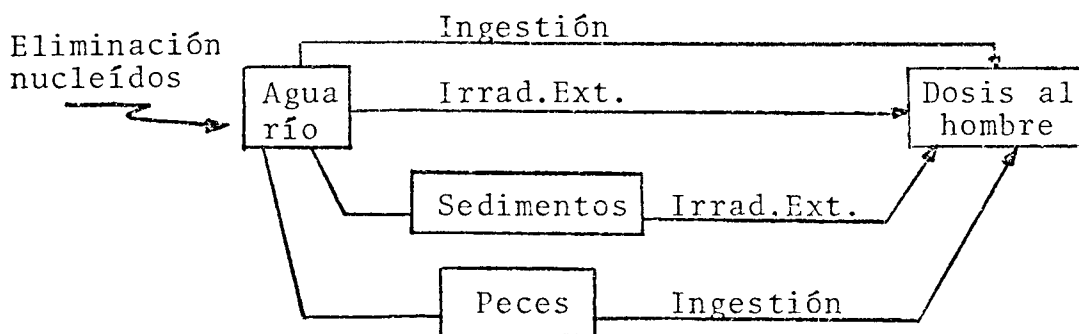
Para poder cumplimentar el respeto de los límites de dosis en los grupos críticos, los valores de descargas derivados para una instalación nunca deben ser consecuencia de dar justo el límite de dosis en el grupo crítico. Debe tenerse en cuenta la presencia de otras fuentes actuales y futuras y se debe dejar un margen.

Asimismo se debe calcular las dosis colectivas debidas a la instalación. Las dosis medias anuales futuras en la población deben también ser limitadas.

IMPLEMENTACION DEL REQUERIMIENTO BASICO (a) REFERENTE A QUE EN LAS DESCARGAS AL AMBIENTE LOS LIMITES DE DOSIS PARA MIEMBROS DEL PUBLICO NO DEBEN SER EXCEDIDOS

Cuando se liberan materiales radiactivos al medio ambiente existen numerosas vías que pueden llevar a la irradiación del hombre (I.C.R.P. 7), así por ejemplo:





PARAMETROS DE TRANSFERENCIA-MODELOS QUE RELACIONAN DESCARGAS DE NUCLEIDOS, NIVELES AMBIENTALES Y DOSIS:

El movimiento de radionucleídos desde la fuente de emisión hasta los miembros de la población puede ser descrito mediante modelos ambientales.

Modelos de este tipo son de una complejidad variable y a menudo se utilizan modelos de compartimientos en los cuales las tasas de transferencia de los nucleídos entre compartimientos son definidas como constantes o funciones temporales.

El uso de modelos de compartimientos, aún muy complejos, normalmente, implica considerables simplificaciones respecto de los procesos reales de transferencia. Esto, sin embargo, no invalida su utilización si se seleccionan cuidadosamente las funciones que describan las tasas de transferencia.

En muchos casos prácticos y para fines de radioprotección no es necesario conocer las funciones temporales de concentración en diferentes compartimientos ya que las concentraciones integradas (integrales temporales) proporcionan la información requerida.

Por ello los "Factores de transferencia" definidos por U.N.S.C.E.A.R. pueden ser suficientes para predecir los integrales temporales. En general, esos factores de transferencia están definidos como relaciones entre integrales temporales de cantidades linealmente relacionadas con la dosis en diferentes compartimientos, y pueden ser definidos de la siguiente forma:

$$f_{1m} = \frac{\int_{-\infty}^{\infty} C_m(t) dt}{\int_{-\infty}^{\infty} C_1(t) dt}$$

donde:

$f_{1m}$  = es el factor de transferencia entre el compartimiento 1 y 2

$C_1(t)$ ,  $C_m(t)$  = concentraciones en los compartimientos a tiempo t

En caso de eliminación continua de nucleídos a una tasa constante, y si se considera que las condiciones ambientales que gobiernan los procesos de transferencia permanecen constantes en el tiempo (o que puedan ser caracterizados adecuadamente por parámetros promedios) puede demostrarse que el mismo factor de transferencia resulta:

$$f_{1m} = \frac{C_m}{C_1}$$

Es el caso de descargas rutinarias donde se obtienen relaciones constantes entre la tasa de descargas y las concentraciones de los nucleídos en el ambiente luego de alcanzarse condiciones de equilibrio.

Esto es conocido como "modelo de equilibrio" o "modelo de factores de concentración".

El uso de los modelos ambientales conduce al establecimiento de relaciones entre descargas, niveles ambientales y dosis resultantes.

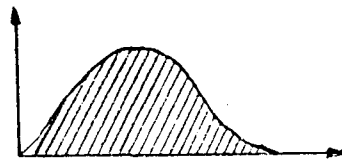
El requerimiento que los límites de dosis no sean excedidos se implementa por aplicación de LIMITES DERIVADOS (LD).

El LD de descarga al ambiente, se define como la cantidad anual de radiactividad de una composición específica de la que resulta una dosis comprometida en el grupo crítico igual al límite de dosis anual.

Se deben tener en cuenta las vías y factores del modelo (en paralelo se suman y en serie se multiplican).

De acuerdo a lo definido como parámetros de transferencia, veremos entre fuente y medio receptor ( $F_1$ ) (aire-agua).

Si elimino A curies  $\longrightarrow$   $A \cdot F_1$  (conc. integrada en medio interno)



Si elimino A  $\frac{\text{curies}}{\text{seg.}}$   $\longrightarrow$   $A \cdot F_1$  (conc. media en el lugar de interés al equilibrio)

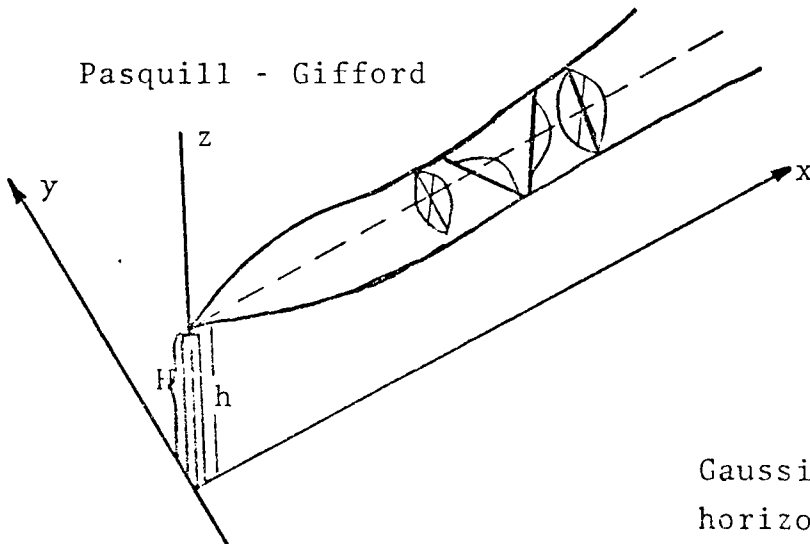


p.E. - Eliminación a la atmósfera.

Existen nuevos modelos - el más usual es Gaussiano.

Dispersión y difusión atmosférica

Pasquill - Gifford



Gaussiano en plano horizontal (x)y.

$$X(x,y,z,H) = \frac{Q}{2\pi \sigma_y \sigma_z \mu} \cdot e^{-\frac{1}{2} \left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2} \cdot e^{-\frac{1}{2} \left(\frac{z-H}{\sigma_z}\right)^2} \cdot e^{-\frac{1}{2} \left(\frac{z+H}{\sigma_z}\right)^2}$$

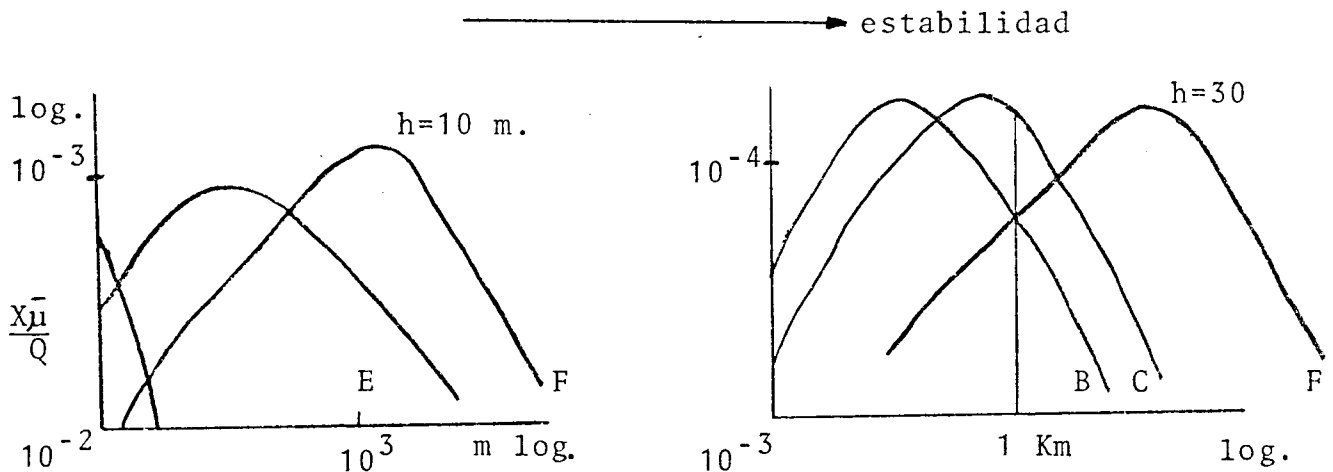
tasa de emisión  $\rightarrow$   $Q$   
 $\sigma_y$   $\sigma_z$   $\mu$   
 $\swarrow$   $\nwarrow$  vertical  
 desviación stadard de la conc.  
 en plano horizontal

a nivel suelo  $z = 0$   $\cdot e^{-\frac{1}{2} \left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2} \cdot e^{-\frac{1}{2} \left(\frac{H}{\sigma_z}\right)^2} \cdot 1$

si se calcula en el centro de la pluma ( $y = 0$ )

y queda  $X(x,0,0,H) = \frac{Q}{2\pi \sigma_y \sigma_z \mu} \cdot e^{-\frac{1}{2} \left(\frac{H}{\sigma_z}\right)^2}$

Si la liberación es a nivel del suelo (no hay exponencial).  
 (Los coeficientes  $\sigma_y$   $\sigma_z$  serían con turbulencia atmosférica).  
 Categorías de estabilidad A, B, C, D, E, F, G. (Pasquill).



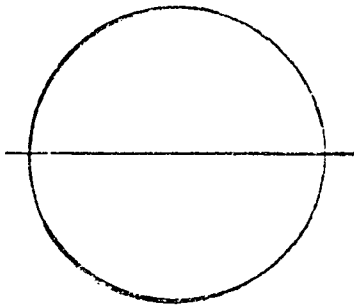
Conc. normalizada a nivel suelo  $F_1 = \left(\frac{X\bar{\mu}}{Q}\right)$

¿Cómo el material radiactivo llega al hombre?

Ya sabemos relacionar la descarga con la conc. en aire.  
 Puede ser dosis externa debido a la conc. de nucleídos (caso de gases nobles).

Modelo de inmersión en una semi-esfera infinita.

Supongo esfera



C = concentración del nucleído.  
 E = energía nucleído (pE gamma)  
 $\sigma$  = densidad del aire =  $1.2 \times 10^3 \frac{\text{g}}{\text{m}^3}$

$$\frac{1}{2} \frac{C \cdot E}{\sigma} = \frac{dD}{dt}$$

↑  
es semiesfera

$$\left[ \frac{\frac{\text{Ci}}{\text{m}^3} \cdot \text{Mev}}{\frac{\text{g}}{\text{m}^3}} \right]$$

para  $1 \text{ Ci/m}^3 = C$        $E = 1 \text{ Mev/des.}$

$$\frac{dD}{dt} = \frac{1}{2} \frac{1 \text{ Ci/m}^3 \cdot 1 \text{ Mev/des.} \cdot 3.7 \times 10^{10} \text{ des/seg}}{1.2 \times 10^3 \frac{\text{g}}{\text{m}^3}} \times 1.6 \times 10^{-6} \text{ erg/Mev} \times \text{Ci}$$

$$\times 10^{-2} \frac{\text{rad}}{\text{erg/g}} = 0.22 \frac{\text{rad}}{\text{seg}}$$

$$1 \frac{\text{Ci}}{\text{m}^3} \text{ Mev} \approx 0.25 \text{ rad/seg.}$$

$$D = 0.25 \frac{\text{rad/seg}}{\frac{\text{Ci Mev}}{\text{m}^3}} \cdot \text{C.E.}$$

Por ejemplo: eliminación Ar-41      (E = 1.29 Mev)

chimenea 40 m.  
 grupo crítico a 1 Km.

$$F = 1 \times 10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3} \qquad 1 \text{ Ci} \longrightarrow \frac{10^{-6} \text{ Cis}}{\text{m}^3}$$



$$\text{Si solo decae} = \frac{10 \text{ rem/h}}{\frac{0.7 (\text{Ci/m}^2)}{30 \text{ años}}}$$

$$\frac{10 \text{ rem/h}}{0.7 (\text{Ci/m}^2)} \cdot 30 \text{ a} \times 8760 \frac{\text{h}}{\text{a}} = 3.7 \times 10^6 \frac{\text{rem}}{\text{Ci/m}^2}$$

$$\text{Si elimino: } 1 \text{ Ci}, F_1 = 10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3}$$

$$D = 1 \text{ Ci} \times 10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3} \times 0.3 \text{ cm/s} \times 3.7 \times 10^6 \frac{\text{rem}}{\text{Ci/m}^2} \times 10^{-2} \frac{\text{m}}{\text{cm}} = 0.01 \text{ rem}$$

$D = 0.01 \text{ rem}$

Entrada en cadenas alimentarias:

antes inhalacion → ritmo respiratorio 20 m<sup>3</sup>/d  
 $\bar{C}$  aire . F (Vg) = Depósito  
 ↓  
 transferencia  
 Depósito . F<sub>2</sub> =  $\bar{C}$  alimento  
 $\bar{C}$  alimento x  $\frac{Q}{(\text{kg/año})}$  = Activ./año (Incorporación)

$$\frac{\text{Activ.}}{\text{año}} \cdot F_d = \text{dosis/año}$$

$$C \text{ aire} = R \quad \underbrace{F_1 \times Vg}_{\bar{C} \text{ aire}} \quad F \text{ después alimento}, Q \times F_d = \text{Dosis}$$

↑  
eliminación antes depósito

↑  
consumo

o, sin F<sub>d</sub> = Ci incorporados

Difusión en Aguas

En general:

El respeto de límite de dosis se cumple (para irradiación externa) si:

$$R_1 \cdot F \cdot \sum E_i F_{d,i} t_i \leq \text{límite de dosis (I)}$$

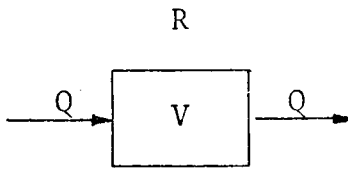
↑ eliminación por año      ↑ parám.transf. entre descarga y conc. medio básico      ↑ E<sub>i</sub> factor entre medio básico y elemento i que irradia (depósito, sedimento)      ↑ F<sub>d,i</sub> parámetro dosimétrico      ↑ t<sub>i</sub> factor de ocupación

para contaminación interna (cadenas críticas):

$$R1 \cdot F \cdot \sum_j I_j \cdot Q_j \leq \text{límite de incorporación (II)}$$

↙ consumo anual del alimento  
↑ factor transferencia

Difusión en aguas:



R = Ci/año  
 Q = caudal (salida = entrada)  
 V = volúmen del remanso

$$\bar{C} = \frac{A}{V}$$

↑  
concentración

A es la actividad del remanso y depende  
 1) - tasa de eliminación del mat. rad.  
 2) - velocidad renovación del remanso

$$\therefore \frac{dc}{dt} = \frac{1}{V} (R - \frac{dv}{dt} C) \quad \text{y como } Q = \frac{dv}{dt} \therefore \frac{dc}{dt} = \frac{R}{V} - C \frac{Q}{V}$$

$$\frac{dc}{dt} + C \frac{Q}{V} = \frac{R}{V} \therefore C = \frac{R}{Q} (1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) t}) \quad \text{en equilibrio } t = \infty$$

$$C = \frac{R}{Q}$$

$$R1 \leq \left| \frac{\sum_i F_i E_i F_{d_i} t_i + F_j \sum I_j Q_j}{\text{límite de dosis límite de incorporación}} \right| -1 \quad \left. \vphantom{\frac{\sum_i F_i E_i F_{d_i} t_i + F_j \sum I_j Q_j}{\text{límite de dosis límite de incorporación}}} \right\} \text{Sumando las ecuaciones (I) y (II)}$$

Se debe hacer para cada nucleído significativo, y luego con composición isotópica de la descarga.

$$\text{Límite derivado de descarga (LD)} \leq \left| \frac{\sum f_1}{1 \text{ R1}} \right|^{-1}$$

Caso agua (bebida y cadena alimentaria)

$$R_1 \leq \frac{\text{límite incorporación}}{F \sum_j I_j Q_j}$$

Nucleído Sr-90

$$\text{Caudal} = 100 \text{ m}^3/\text{s}$$

$$R_1 \leq \frac{0.32 \text{ } \mu\text{Ci/año}}{10^{-2} \frac{\text{s}}{\text{m}^3} (2.5 \frac{1}{\text{día}} \times 365 \frac{\text{d}}{\text{año}} + 10 \times 20 \frac{\text{kg}}{\text{año}}) I_j = 10}$$

$$Q = 20 \text{ kg/año}$$

$$R_{S_r} \leq \frac{0.32 \text{ } \mu\text{Ci/año}}{10^{-2} \frac{\text{s}}{\text{m}^3} \times \frac{1.11 \times 10^3 \text{ kg}}{\text{m}^3} \times 10^3 \frac{\text{kg}}{\text{m}^3} \text{ año}} = 28 \text{ } \mu\text{Ci/seg}$$

$$R_{S_r} \leq \frac{28 \text{ } \mu\text{Ci} \times 3.15 \times 10^7 \text{ seg/año} \times 10^{-6} \text{ Ci}}{\text{seg} \times \mu\text{Ci}} = 882 \frac{\text{Ci}}{\text{año}}$$

Caso Gases Nobles (chimenea)

y Cs-137

$$F = 10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3}$$

$$E_j = 0.4 \text{ Mev}$$

$$E_i = 1$$

$$F_{di} = 0.25 \frac{\text{rad}}{\text{Ci Mev seg}} \times 0.4 \text{ Mev} = 0.1 \frac{\text{rad}}{\text{Ci} \frac{\text{s}}{\text{m}^3}}$$

$$R_{GN} \leq \frac{0.5 \text{ rad/año}}{10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3} \cdot 0.1 \frac{\text{rad}}{\text{Ci} \frac{\text{s}}{\text{m}^3}}} = 5 \times 10^6 \frac{\text{Ci}}{\text{año}}$$

Para Cs-137

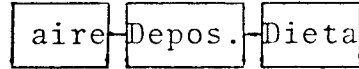
Irradiación externa

$$F = 10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3}$$

$$E_i = Vg = 3 \times 10^{-3} \text{ m/s}$$

Cadena alimentaria  
(dieta total)

$$F \text{ dieta} = \frac{0.2 \text{ mrad}}{\text{mCi/km}^2}$$



Dosis

$$R1_{Cs} = \left[ \frac{10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3} \times 3 \times 10^{-3} \frac{\text{m}}{\text{s}} \times 1.44 \frac{\text{mrad}}{\text{mCi/km}^2} \times 0.5 \times 10^6 \frac{\text{m}^2}{\text{km}^2}}{\text{m}^3} + \frac{10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3} \times 3 \times 10^{-3} \frac{\text{m}}{\text{s}} \times 0.2 \frac{\text{mrad}}{\text{mCi/km}^2} \times 10^6 \frac{\text{m}^2}{\text{km}^2}}{\text{m}^3} \right]^{-1}$$

$$R1_{Cs} = \left[ 4.32 \times 10^{-6} \frac{\text{año}}{\text{mCi}} + 1.2 \times 10^{-6} \frac{\text{año}}{\text{mCi}} \right]^{-1}$$

$$R1_{Cs} = \frac{1}{5.52 \times 10^{-6}} = 1.8 \times 10^5 \frac{\text{mCi}}{\text{año}} = 1.8 \times 10^2 \frac{\text{Ci}}{\text{año}}$$

Si la mezcla es 90% G. Nobles ; ARGN =  $5 \times 10^6$  Ci/año  
 10% Cs-137 ; RCs =  $1.8 \times 10^2$  Ci/año

$$LD = \left[ \sum \frac{f1}{RT} \right]^{-1}$$

$$LD = \left[ \frac{0.9}{5 \times 10^6 \text{ Ci/a}} + \frac{0.1}{1.8 \times 10^2 \frac{\text{Ci}}{\text{a}}} \right]^{-1} = \left[ 1.8 \times 10^{-7} \frac{\text{a}}{\text{Ci}} + 5.6 \times 10^{-4} \frac{\text{a}}{\text{Ci}} \right]^{-1}$$

$$= \frac{1}{5.6 \times 10^{-4} \frac{\text{a}}{\text{Ci}}}$$

$$LD = 1785 \text{ Ci/a}$$

Requerimiento (b) - las dosis deben ser tan bajas como resulte razonablemente obtenible. Optimización, análisis diferencial costo-beneficio.

Básicamente consiste en reducir la dosis colectiva (y en consecuencia el detrimento) a un valor tal que posteriores reducciones son menos significativas que el esfuerzo requerido para llevarlas a cabo.

ICRP (22)  
(26)

El beneficio neto de una operación que involucra irradiación puede ser escrita como:

$$B = V - (P+X+Y) \text{ (si B es positivo la práctica es justificable)}$$

B = beneficio neto

V = beneficio bruto

P = costo de producción (excluyendo protección)

X = costo de la protección

Y = costo del detrimento involucrado

V = Caso E. eléctrica es el valor monetario esperado de la energía eléctrica producida.

P + X = Costo total de la práctica

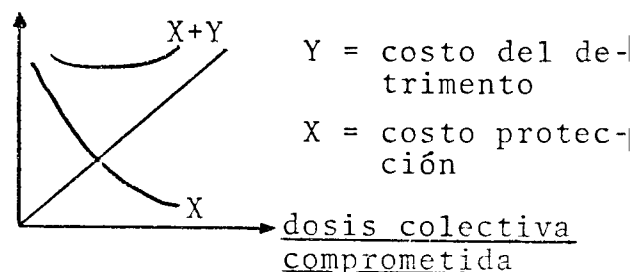
Para obtener el beneficio neto óptimo se deriva la ecuación respecto a la dosis colectiva (variable independiente) S.

$$0 = \frac{dV}{ds} - \left( \frac{dP}{ds} + \frac{dX}{ds} + \frac{dY}{ds} \right)$$

La condición de optimización se logra: (ICRP indica que V y P pueden ser considerados constantes con respecto a la dosis colectiva para una dada práctica)

y quedaría:  $-\frac{dX}{ds} = +\frac{dy}{ds}$

costo



La evaluación requiere dar un valor monetario al detrimento. Como el detrimento es proporcional a la dosis colectiva.

$$G = N \sum_i p_i g_i$$

i = cada efecto  
pi = probabilidad del efecto i  
gi = factor de ponderación de severidad

Si para una fuente dada:  $\boxed{pi = ri D}$  es proporcional a la dosis siendo ri = factor de riesgo

y severidad del efecto independiente de su frecuencia, resulta:

$$G_K = S_K \sum_i ri gi \quad (\sum_i ri gi \text{ es independiente de la distribución de dosis con la hipótesis linealidad})$$

$$\frac{G_1}{G_2} \approx \frac{S_1}{S_2}$$

Debemos asignarle un valor monetario a la unidad de dosis colectiva.

Si se considera un riesgo de  $10^{-4}$  por rem, el costo de la "vida estadística" varía entre 10 y 100 U\$S/hombre. ICRP 22 sugiere entre 10 y 250 U\$S.

Otro método: Valores que la sociedad está dispuesta a pagar por reducir dosis en dadas prácticas.

Da + alto (> 100 U\$S), USNRC 1000 U\$S/rem.hombre

Se sugiere, donde no fue fijado, U\$S 100 para evaluaciones, entonces:

$$\frac{dY}{ds} = \alpha = 100 \text{ U\$S}$$

En la práctica los cambios en la protección son posibles en incrementos finitos y no una curva continua. La decisión de ir de un nivel de protección A a otro B (más caro), sólo es posible si:

$$\frac{X_B - X_A}{S_A - S_B} < \alpha$$

Este análisis diferencial costo-beneficio recién se ha comenzado a realizar.

Ojo Siempre se debe cumplir además el respeto a los límites de dosis individuales. En principio el valor de descarga R "optimizado" para un radionucleído debe compensarse con el valor

R\* resultante del criterio "dosis individuales en grupo crítico".  
 El cociente  $\frac{R}{R^*}$  debe ser siempre menor que 1.

Lo poco hecho hasta ahora anda bien ( $10^{-1}$  a  $10^{-3}$  de R\*).

Ejemplo en Suecia: reactor BWR de ASEA-ATOM.

Liberación de gases nobles y reatardo de su salida:

Alternativas:

- A. Tanque de arena para decaimiento (30')
- B. Tanque de arena + recombinador (de H y O que son los más abundantes de los no condensados)
- C. Tanque de arena + recombinador + columna C activado.
- D. Tipo C + sellado - (reléase cero)

S (Rem.hombre)	A	B	C	D
por año de reactor	300	4	0.3	0.2
S (Rem.hombre)				
vida útil 40 años	12000	160	12	8
Costo total (U\$S)				
(instalación + o-	2.32x10 <sup>6</sup>	3.26x10 <sup>6</sup>	4.66x10 <sup>6</sup>	9.32x10 <sup>6</sup>
peración)				
ΔX (U\$S)	0.94x10 <sup>6</sup>	1.4x10 <sup>6</sup>	4.66x10 <sup>6</sup>	
ΔS (rem.hombre)	11840	148	4	
$\frac{\Delta X}{\Delta S} \left  \frac{\text{U\$S}}{\text{rem.hombre}} \right $	A	B	C	D
	79	9460	1.165.000	

Usando un valor de  $\alpha = 100$  U\$S y aún de 1000 U\$S la solución óptima es la alternativa B.

Mirando dosis en grupo crítico con B es  $0.2 \frac{\text{mrem}}{\text{año}}$  (OK)

Requerimiento (c) - referente a tener en cuenta para los límites de descarga, la presencia de otras fuentes presentes y futuras

Las dosis comprometidas y la dosis comprometida colectiva suelen ser proporcionales en la magnitud del evento que las origina.

P.E. - Si el evento es la liberación de un radionucleído al ambiente, la dosis comprometida y la S son proporcionales a la actividad liberada, con la aproximación que los demás factores permanezcan constantes.

En esas condiciones es posible definir una función  $\sigma(t)$  que dé la tasa de dosis "per caput" por Ci liberado en función del tiempo transcurrido desde dicho evento.

En consecuencia, se puede definir la dosis comprometida por unidad de actividad liberada  $D_1^C$  y la dosis comprometida colectiva por unidad de actividad liberada  $S_1^C$ :

$$\begin{cases} D_1^C = \int_0^{\infty} \sigma(t) dt \\ S_1^C = \int_0^{\infty} \sigma(t) N(t) dt \\ S_1^C = N D_1^C \end{cases} \quad \begin{array}{l} N(t) = \text{tamaño población} \\ \text{Si es constante: } S_1^C = N D_1^C \end{array}$$

En el caso de prácticas continuas a una tasa R constante, se puede alcanzar un valor de equilibrio (MWe .año, ci/año, etc.)

$$\begin{array}{ll} R = \text{ritmo de la} & \bar{D}_{\infty} = D_1^C \cdot R \\ \text{práctica} & \text{como: } D_1^C = \frac{S_1^C}{N} \\ & \bar{D}_{\infty} = \frac{1}{N} S_1^C R \quad \text{para varias prácticas } j \\ \text{sería} & \bar{D}_{\infty} = \frac{1}{N} \sum_j S_{1j} R_j \end{array}$$

La máxima tasa de dosis media futura debida a todas las fuentes o prácticas j sería:

$$\bar{D}_{\infty} = \sum_j \bar{D}_{\infty, j}$$

La aplicación de un límite a la dosis colectiva comprometida por unidad de práctica j requiere información sobre la fracción de  $\bar{D}_{\infty}$  que se debe a la práctica j y una proyección de  $(\frac{R}{N})_j$ , (tasa de práctica "per caput").

Tomando E. Nuclear y si no se quiere pasar un máximo de dosis anual de 10 mrem. en el futuro la condición se cumple si:

$$10 \frac{\text{mrem}}{\text{año}} = \frac{R}{N} S$$

Esto está basado en aceptar 50  $\frac{\text{mrem}}{\text{año}}$  como valor de riesgo aceptado y dar  $\frac{1}{5}$  a Energía Nuclear.

de 1  $\frac{\text{KW}}{\text{persona}}$  : Si se elige (parece ser límite) una capacidad instalada

$$10^{-3} \frac{\text{MW(e)}}{\text{persona}} = \frac{R}{N} \qquad \frac{10 \text{ mrem persona}}{10^{-3} \text{ MW(e) año}} = S_{\infty}$$

$$\frac{10 \text{ rem.hombre}}{\text{MW(e).año}} = S_{\infty}$$

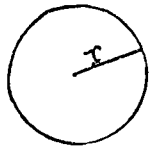
Se refiere a todo el ciclo combustible e incluye irradiación profesional

Tentativamente:

$$2 \frac{\text{rem.hombre}}{\text{MW(e).año}} \text{ para el reactor}$$

¿Cómo calcular dosis colectivas?

- a) Para una fuente, basándose en densidad de población, p.E. - suponer igual frecuencia vientos.



$$\int_{1\text{km}}^x \sigma N \cdot 2\pi r \, dr \quad H_1 \left(\frac{r}{1\text{km}}\right)^{-1.5}$$

$2\pi r \, dr = \text{sup anillo}$

$\sigma N \cdot 2\pi r \, dr = N^{\circ}$  personas en el anillo

$H_1 = \text{dosis a 1 kilómetro}$

- b) lo mismo adaptado a las características del país (p.E. sumando dosis colectiva de sub-grupos de población cuando predomina la población de ciudades y agregarle la densidad en el resto).

- c) Cuando no se conocen dosis individuales y sólo se sabe cuanto se consume en total:

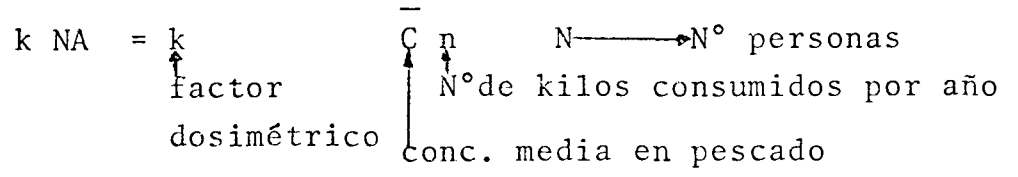
$\bar{H} = \text{dosis individual media}$

$$\bar{H} = k A$$

$A = \text{actividad total}$

$k = \text{cte. dosimétrica en población (p.E. rem/Ci)}$

$$\frac{\bar{H} N}{S} = \underbrace{k NA}_{\text{actividad total ingerida por población}}$$



PROBLEMA

Calcular al límite derivado de descarga (R) para una eliminación a la atmósfera de Iodo-131. El grupo crítico está constituido por niños que consumen por año 292 litros de leche producida a 1 Km de la instalación. El factor de dispersión atmosférica ( $F_1$ ) fue estimado en  $10^{-6}$  seg/m<sup>3</sup> y la velocidad de depósito para los aerosoles de I-131 es de  $3 \times 10^{-3}$  m/seg.

El parámetro de transferencia entre la leche y el depósito es de:

$$0.24 \frac{\mu\text{Ci} \cdot \text{d/l}}{\mu\text{Ci/m}^2}$$

Este nucleído produce también una irradiación gamma externa siendo el factor dosimétrico:

$$2 \times 10^{-3} \frac{\text{rad}}{\mu\text{Ci/m}^2}$$

Debe considerarse que los miembros del grupo crítico se encuentran todo el tiempo en el lugar.

Los valores de límite de dosis y límite de incorporación para el I-131 son de 0.5 rad/año y 0.15  $\mu\text{Ci}$ /año respectivamente.

$$R1 \leq \left( \frac{F \sum_i E_i F_{di} t_i}{\text{límite de dosis}} + \frac{F \sum_j I_j Q_j}{\text{límite de incorporación}} \right)^{-1}$$

(para cada nucleído)

donde:

R1 = actividad eliminada en un año

F = parámetro de transferencia entre descarga y concentración en el medio básico.

$E_i$  = Factor que relaciona el medio básico con el elemento i al cual está expuesto el público.

$F_{di}$  = Parámetro dosimétrico que convierte el nivel de actividad.

$t_i$  = Fracción del año durante la cual está expuesto el público al elemento i (factor de ocupación).

$I_j$  = Coeficiente de transferencia (factor de concentración)

$Q_j$  = Consumo anual del alimento.

Ejemplo: Eliminación atmosférica.

I-131

Altura emisión: 40 m.

Velocidad de depósito:  $3 \times 10^{-3}$  m/seg = (Vg)

Grupo crítico: niños de 6 m. a 1 año ubicados a 1 km que consumen leche producida en la zona (0.8 l/día de ingestión)

$$\boxed{I_j} = \frac{\text{Leche}}{\text{Depósito}} = \frac{0.24 \text{ mCi d/l}}{\text{mCi/km}^2}$$

$$\boxed{Q_j} = 0.8 \text{ litros/día}$$

$$\boxed{F} = 1 \times 10^{-6} \text{ seg/m}^3 \times Vg$$

Se debe tener en cuenta que:  $Vg = \frac{\text{Depósito}}{\text{aire}}$

Límite de incorporación de I-131: para niños de 6 m. a 1 año (según normas).

$$\boxed{0.15 \text{ } \mu\text{Ci/año}}$$

$$\boxed{F_{d,i}} = 2 \times 10^{-3} \frac{\text{mrad}}{\text{mCi/Km}^2}$$

$$t_i = \text{permanente}$$

Límite de dosis para I-131 = 0.5 rad/año

$$F_1 = 10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3}$$

$$Vg = 3 \times 10^{-3} \text{ m/s}$$

$$F_{di} = 2 \times 10^{-3} \text{ rad}/\mu\text{Ci}/\text{m}^2$$

$$I = 0.24 \frac{\mu\text{Ci d/l}}{\mu\text{Ci}/\text{m}^2}$$

$$t_i = 1$$

$$Q = 292 \text{ 1/año}$$

$$R1 \leq \left| \frac{1 \times 10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3} \cdot 3 \times 10^{-3} \frac{\text{m}}{\text{s}} \cdot 2 \times 10^{-3} \times 10^{-3} \frac{\text{Rad km}^2}{\text{mCi}} \cdot 1 \cdot 10^6 \frac{\text{m}^2}{\text{km}^2}}{0.5 \frac{\text{rad}}{\text{año}}} \right| +$$

$$+ \frac{1 \times 10^{-6} \frac{\text{s}}{\text{m}^3} \cdot 3 \times 10^{-3} \frac{\text{m}}{\text{s}} \cdot 0.24 \frac{\text{mCi d}}{1} \cdot \frac{\text{km}^2}{\text{mCi}} \cdot 292 \frac{1}{\text{año}} \cdot 10^6 \frac{\text{m}^2}{\text{km}^2} \cdot 10^{-6} \frac{\text{mCi}}{\text{nCi}} \cdot \frac{1 \text{ año}}{365 \text{ d.}}}{0.15 \frac{\mu\text{Ci}}{\text{año}} \cdot 10^{-3} \frac{\text{mCi}}{\mu\text{Ci}}} \quad |^{-1}$$

$$R1 \leq \left| 1.2 \times 10^{-8} \frac{\text{año}}{\text{mCi}} + 3.84 \times 10^{-6} \frac{\text{año}}{\text{mCi}} \right|^{-1}$$

$$\therefore R1 \leq 2.6 \times 10^5 \frac{\text{mCi}}{\text{año}} = \boxed{260 \text{ Ci/año}}$$

(I-131)