

22
201



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE MEXICO

FACULTAD DE QUIMICA

**LOS RADIOISOTOPOS, SU NORMATIVIDAD Y
LIMITES DERIVADOS PARA LA POBLACION
EN GENERAL**



EXAMENOS PROFESIONALES
FAC. DE QUIMICA

TRABAJO ESCRITO

QUE PARA OBTENER EL TITULO DE:
INGENIERO QUIMICO
P R E S E N T A :
CERON MIRANDA MIGUEL ANGEL



1990

FALLA DE COPIA



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas Tesis Digitales Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS © PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis está protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

INDICE

		PAGINA
CAPITULO I	INTRODUCCION	5
CAPITULO II	GENERALIDADES	8
II.1	ESTRUCTURA DE LA MATERIA	8
II.2	RADIATIVIDAD Y DECAIMIENTO	9
II.3	INTERACCION DE LA RADIACION CON LA MATERIA	16
II.4	RADIACION NATURAL Y ARTIFICIAL	18
II.5	EFFECTOS BIOLÓGICOS A NIVEL CELULAR Y ORGANICO	23
II.6	EFFECTOS ESTOCASTICOS Y NO ESTOCASTICOS	25
CAPITULO III	PROTECCION RADIOLOGICA	26
III.1	OBJETIVOS DE LA PROTECCION RADIOLOGICA	26
III.2	FILOSOFIA	26
III.3	SISTEMA DE LIMITACION DE DOSIS	26
III.4	LIMITES Y NIVELES DE REFERENCIA	27
CAPITULO IV	NORMATIVIDAD	30
IV.1	ANTECEDENTES LEGISLATIVOS INTERNACIONALES	30
IV.2	MARCO DE LA LEGISLACION MEXICANA VIGENTE	33
IV.3	ENTIDADES DEL SECTOR PUBLICO MEXICANO PARTICIPANTES EN LA NORMATIVIDAD DEL USO DE LA ENERGIA ATOMICA	36

CAPITULO V	LIMITES ANUALES DE INCORPORACION CLAD Y LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN AGUA Y AIRE (LDC PARA LA POBLACION)	39
V.1	LIMITES ANUALES DE INCORPORACION CLAD	39
V.2	CALCULO DE LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN AIRE CUANDO EL ORGANO CRITICO ES EL CUERPO ENTERO O LAS GONADAS	41
V.3	CALCULO DE LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN AIRE CUANDO EL EL ORGANNO CRITICO ES CUALQUIER PARTE DEL CUERPO EXCEPTO CUERPO ENTERO O GONADAS	44
V.4	CALCULO DE LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN AGUA CUANDO EL ORGANO CRITICO ES EL CUERPO ENTERO O LAS GONADAS	46
V.5	CALCULO DE LIMITES DERIVADOS DE DE CONCENTRACION EN AGUA CUANDO EL ORGANNO CRITICO ES CUALQUIER PARTE DEL CUERPO, EXCEPTO CUERPO ENTERO O GONADAS	47
V.6	LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN LA LEGISLACION MEXICANA	49
	CONCLUSIONES	56
	BIBLIOGRAFIA	59

CAPITULO I INTRODUCCION

Desde su aparición sobre el planeta tierra, el hombre ha estado expuesto a la radiación natural debido principalmente a que aproximadamente un tercio de los elementos que existen en la naturaleza presentan uno o más isótopos con actividad en cantidades mensurables. Si a este número se añaden los 15 elementos sintéticos, nos dá como resultado que la mitad de los elementos de la tabla periódica muestran tener actividad en su estado natural.

En 1876 Henri Becquerel descubrió el fenómeno de la radiactividad, el cual hoy día ejerce una profunda influencia en nuestras vidas. Dicho fenómeno es la propiedad de ciertos núclidos de emitir en forma espontánea partículas, radiaciones gamma o rayos X.

El aprovechamiento de esta manifestación de energía, ha dado como resultado la industria nuclear, la cual abarca desde la producción de energía eléctrica hasta la conservación y mejoramiento de alimentos; no obstante sus bondades es necesario establecer reglas de seguridad en su manejo como una alta prioridad.

En el diseño y operación de instalaciones nucleares y radiactivas se debe evaluar el riesgo y la nocividad tanto al personal ocupacionalmente expuesto, como a la población y al medio; ésta se debe realizar separando la radiación natural del lugar y la emitida por la instalación.

La dificultad para establecer en términos numéricos el efecto nocivo que se puede atribuir a la dosis y tipo de exposición

responsables eventuales de la aparición de leucemia, cáncer mortal y daños no mortales como las malformaciones genéticas hereditarias, ha ocasionado el establecimiento de límites máximos de exposición .

La protección del hombre y del medio contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes es asegurada en cada país mediante la aplicación de leyes reglamentarias fundadas en una filosofía elaborada a nivel internacional por la ICRP.

La protección radiológica para llevarse a cabo se basa en la combinación de tres acciones que son: prevención, vigilancia e intervención.

Salvo en casos excepcionales, ninguna fuente de radiación ionizante o cualquier actividad que implique la exposición del hombre a la radiación será autorizada, si no está sometida a un control por medio de un sistema de notificación, registro o autorización establecida por la autoridad competente.

La complejidad de la reglamentación en esta área viene del hecho de sus múltiples componentes :el individuo trabajador, la salud pública y la diversidad de uso y manejo de fuentes radiactivas.

Siendo de gran interés para el público en general la forma de interacción de la radiación ionizante y sus efectos en el medio ambiente, el objetivo del presente trabajo es revisar los reglamentos tanto nacionales como internacionales que establecen los mecanismos y las reglas en el uso de la energía atómica (con fines pacíficos) de tal forma que eviten riesgos innecesarios a la población, estableciendose como área de estudio el Distrito Federal.

En nuestro país y principalmente en el D.F. los radionúclidos más probables presentes como contaminantes en el medio serían los generados por el uso en medicina nuclear y en investigación con fuentes abiertas, que son arrojados al drenaje y que de acuerdo a la normatividad establecida por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) no deben sobrepasar un tercio de la concentración máxima permisible (CMP) en agua, indicada en la publicación No.2 de la ICRP ; por su cercanía, el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) contribuiría con los siguientes radionúclidos: ^{131}I , ^{18}F , ^{99}Mo , ^{198}Au y ^3H y por eventuales accidentes nucleares con ^{90}Sr , ^{89}Sr , ^{137}Cs , ^{140}Ba , ^{131}I , ^3H y ^{14}C .

Desde luego los usos principales en el DF, son los médicos: medicina nuclear, rayos X, gammagrafía y los usos industriales principalmente en radiografía industrial donde se usan fuentes de ^{60}Co e ^{192}Ir .

Como ya mencionamos, otra de las aplicaciones importantes de los radionúclidos es en la investigación y los centros dedicados a esta actividad podrían proporcionar diferentes radionúclidos al medio.

CAPITULO II GENERALIDADES

II.1 ESTRUCTURA DE LA MATERIA

El átomo está constituido por: protones, neutrones y electrones; cada átomo tiene una constitución nuclear característica fijada por el número de protones (Z), y el número de masa(A).

El protón (p) presenta una carga eléctrica positiva y una masa de 1 unidad de masa atómica (uma).

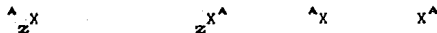
El electrón (e) tiene carga eléctrica negativa y una masa de 0.0005 uma.

El neutrón (n) no presenta carga y tiene una masa de 1 uma .

Los núclidos deben ser eléctricamente neutros lo que implica que tienen igual número de protones y electrones .

La masa de un átomo (A) se calcula a partir de la suma del número de protones y neutrones

La representación gráfica de los radionúclidos en la literatura es la siguiente:

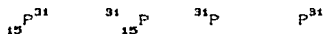


Donde: X es el elemento químico

Z es el número atómico

A es la masa atómica

A continuación se presenta el ejemplo de la representación gráfica del fósforo 31.



Donde: P es el elemento químico fósforo

Z es igual a 15 protones

A es igual a 31 (protones más neutrones)

El número de neutrones es igual a $A - Z$, en este caso sería: $31 - 15 = 16$ neutrones.

II.2 RADIOACTIVIDAD Y DECAIMIENTO

La materia es radiactiva cuando los núcleos atómicos emiten partículas subnucleares o radiación electromagnética característica, sin masa, ni carga teniendo lugar un intercambio de energía al mismo tiempo. La radiactividad es el proceso de degradación por el cual en los núcleos emiten partículas o rayos, perdiendo masa o solamente energía, y convirtiéndose en algún otro elemento en el primer caso o el mismo elemento en otro estado de energía en el segundo. Los núclidos tienden a decaer o modificar su estructura inicial ya sea por efectos naturales o artificiales, hasta llegar a un estado estable.

Las radiaciones emitidas por el núcleo atómico son partículas α, β .

neutrones, neutrinos y radiaciones γ y X cuyas propiedades se muestran en la tabla i

TABLA I PROPIEDADES DE LA RADIACION

RADIACION Sim-bolo	ENERGIA Mev	MASA uma	CARGA Signo	VELOC. en el vacio Km/s	ALCANCE EN UN		MEDIO materia
					aire	agua	
α	2-9	4	+2	20000	2-8 cm.	20-100 μ	empirico
β	0-3	0.0006	-1	290000	0-10cm.	0-1 mm	empirico
γ	0.1-10	0	0	300000	100cm.	10 cm	exponencial
n^1	0-14	1	0	2	100cm.	100 cm	exponencial

NOTA: En el caso de la radiación γ y los neutrones la velocidad y el alcance son aproximados.

El decaimiento radiactivo es un fenómeno espontáneo y la velocidad con que el material radiactivo se desintegra es una constante independiente de las condiciones físicas y químicas del material. Esta constante que expresa el porcentaje de átomos que se desintegran por unidad de tiempo se representa por λ , y es una característica de cada radionúclido que determina su periodo de vida. Su comportamiento se apega a la expresión matemática de la Ley Exponencial de Decaimiento Radiactivo. Si un elemento radiactivo tiene N átomos en un tiempo t y éste se desintegra en dN átomos en un intervalo de tiempo dt, tenemos que la disminución será proporcional a N, es decir:

$$-dN = \lambda N dt$$

(2.1)

La ecuación anterior se puede escribir de la siguiente forma:

$$dN/dt = -\lambda N \quad (2.2)$$

Donde:

- λ es la constante de desintegración o decaimiento radiactivo
- El signo (-) indica una reducción de átomos con el tiempo
- El término dN/dt es el número de átomos desintegrados y se denomina actividad

Separando términos semejantes de la ecuación (2.1) tenemos:

$$dN/N = -\lambda dt \quad (2.3)$$

Integrando la ecuación (2.3) :

$$\int_{N_0}^N \frac{dN}{N} = -\int_{t_0}^t \lambda dt \quad (2.4)$$

Por las propiedades de los logaritmos, se tiene :

$$\ln N/N_0 = -\lambda(t-t_0) \quad (2.5)$$

Si t_0 es igual a cero la ecuación se reduce a ;

$$\ln N/N_0 = -\lambda t \quad (2.6)$$

Aplicando antilogaritmos y despejando obtenemos;

$$N = N_0 e^{-\lambda t} \quad (2.7)$$

donde: N es el número de átomos iniciales y

N_0 es el número de átomos al tiempo t .

Como la actividad es proporcional al número de átomos radiactivos existentes que decaen por unidad de tiempo, la ecuación 2.7 se puede expresar de la siguiente manera.

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (2.8)$$

Tiempo de Vida Media Radiactiva ($t_{1/2}$)

El tiempo de vida media radiactiva la definiremos a partir de la ecuación (2.8) como, " el tiempo necesario para que la actividad inicial de un elemento decaiga a la mitad" es decir cuando $A = A_0/2$.

Despejando la ecuación (2.8) tenemos:

$$A/A_0 = e^{-\lambda t} \quad (2.9)$$

Aplicando las propiedades de los logaritmos e invirtiendo la proporción para eliminar el signo negativo nos da:

$$\ln A_0/A = \lambda t \quad (2.10)$$

Sustituyendo $A=A_0/2$ cuando la actividad inicial ha disminuido a la mitad tenemos:

$$\ln A_0/(A_0/2) = \lambda t \quad (2.11)$$

$$\ln 2 = \lambda t \quad (2.12)$$

Despejando $t_{1/2}$ nos queda:

$$t_{1/2} = \ln 2/\lambda \quad (2.13)$$

donde: $t_{1/2}$ es el tiempo de vida media radiactiva

λ es la constante de decaimiento radiactivo

Como $\ln 2$ es igual a 0.693, la ecuación (2.13) queda :

$$t_{1/2} = 0.693/\lambda \quad (2.14)$$

Tiempo de Vida Media Biológica ($t_{1/2}^b$)

El tiempo de vida media biológica: es el tiempo necesario para que el organismo elimine la mitad de la cantidad suministrada (dosis) de cualquier sustancia radiactiva por un proceso regular de su metabolismo y se representa por la siguiente ecuación.

$$t_{1/2}^b = \ln 2 / \lambda_b \quad (2.15)$$

donde: λ_b es la constante de decaimiento biológico

Tiempo de Vida Media Efectiva ($t_{1/2}^{ef}$)

El tiempo de vida media efectiva, es el tiempo necesario para que la cantidad de un elemento radiactivo fijado en el tejido del cuerpo, disminuya a la mitad de su cantidad original como un resultado combinado del decaimiento radiactivo ($t_{1/2}^r$) y la eliminación biológica ($t_{1/2}^b$) y es igual a:

$$t_{ef} = (t_{1/2}^r * t_{1/2}^b) / (t_{1/2}^r + t_{1/2}^b) \quad (2.16)$$

Unidades de Medida

La unidad de masa atómica unificada (uma) es 1/12 de la masa del carbono 12 (^{12}C)

$$1 \text{ uma} = 1.66043 \times 10^{-24} \text{ g}$$

$$1 \text{ eV} = 1.07358 \times 10^{-9} \text{ uma}$$

Un electrón volt(eV) es la energía adquirida por un electrón al ser acelerado por una diferencia de potencial de 1 volt

$$1 \text{ Mev} = 10^6 \text{ eV}$$

Las unidades de medida de la actividad son:

Becquerel $1 \text{ Bq} = 1 \text{ dps}$ (desintegración por segundo)(S.I.)

Rutherford $1 \text{ Rd} = 10^6 \text{ dps}$ (unidad de poco uso)

Curie $1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$
 $= 3.7 \times 10^{10} \text{ dps}$
 $= 2.22 \times 10^{12} \text{ dpm}$ (desintegraciones por minuto)

La Dosis Absorbida para cualquier radiación ionizante es la energía depositada por la radiación por unidad de masa en cualquier medio, las unidades son:

Gray (S.I) $1 \text{ Gy} = 1 \text{ J./Kg}$
 $= 100 \text{ rad}$

$$1 \text{ rad} = 100 \text{ erg /g}$$

La unidad para Dosis Equivalente se utiliza en función de la unidad de medida utilizada para la dosis absorbida es decir, si se utilizó el S.I. (Gy) la unidad será el Sievert (Sv) en cambio si se usó el rad la unidad será el rem. La dosis equivalente (H) resulta cuando se pondera la dosis absorbida por el factor de calidad del tipo de radiación y otros factores modificantes .

$$H = D \times Q \times N$$

Cuando la dosis equivalente es pesada apropiadamente, de acuerdo a la susceptibilidad o sensibilidad de los diferentes tejidos, se obtiene la dosis equivalente efectiva cuya unidad es también el Sievert (Sv).

$$\begin{aligned} \text{Sievert} \quad 1\text{Sv} &= 1 \text{ J.Kg} \\ &= 100 \text{ rem} \end{aligned}$$

En el caso de la dosis de exposición la unidad utilizada es el Roentgen, que se define como la intensidad de radiación X o γ capaz de producir una unidad de cantidad de electricidad de cualquier signo en 0.001293 g de aire (1 cm³ a condiciones normales de presión y temperatura), lo cual equivale a la absorción de 87.7 ergios por gramo de aire. Por definición se limita a la radiación electromagnética (X o γ) y sirve para medir la intensidad de radiación en un espacio dado, pero no la dosis absorbida por un material cualquiera.

$$\text{Roentgen} \quad 1\text{R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ coulombios/Kg}$$

II.3 INTERACCION DE LA RADIACION CON LA MATERIA

Las radiaciones al liberarse del átomo salen con una masa y energía (α, β y n) y únicamente con energía (γ y X). esta energía se va ir perdiendo, al interaccionar con los átomos del medio ya sea éste orgánico o inorgánico, en estado líquido, sólido o gaseoso, hasta

que son totalmente absorbidas.

Estas interacciones se pueden clasificar en dos tipos;

- 1) las que se efectúan con los electrones orbitales del átomo y
- 2) las que se efectúan con el núcleo del átomo.

En el caso de las partículas α y β pierden energía principalmente a través de interacciones con electrones atómicos en el medio absorbido. La energía transferida a los electrones les causa excitación para pasar a un nivel más alto o se separan enteramente del átomo padre, éste fenómeno se conoce como ionización. Otro efecto que se produce, es el que se conoce como efecto Bremsstrahlung y que se presenta cuando las partículas cargadas son bajadas muy rápidamente de nivel, emitiendo la energía en forma de rayos X.

Los rayos X y la radiación γ interaccionan con la materia a través de una variedad de mecanismos. Los tres más importantes son:

- Efecto fotoeléctrico
- Efecto Compton
- Producción de pares

En el efecto fotoeléctrico toda la energía de un rayo X o fotón γ es transferida a un electrón atómico, el cual es expulsado del átomo padre, el fotón en este caso es totalmente absorbido.

El efecto Compton se presenta cuando solamente una parte de la energía del fotón es transferida a un electrón atómico, el fotón es por consiguiente dispersado con una energía reducida.

Debido a un campo eléctrico, el fotón energético γ puede ser convertido a un par electrón-positrón, donde las dos partículas comparten la energía disponible, este fenómeno se presenta solo cuando la energía del fotón es mayor a 1.02 MeV.

En resumen, estas interacciones producen una reducción en la energía original del fotón la cual se transfiere a electrones atómicos, los cuales subsecuentemente pierden la energía adquirida.

En el caso de los neutrones, como éstos no tienen carga y no pueden causar ionización directamente como la radiación γ , la energía la transfieren a partículas cargadas. El neutrón puede ser capturado por un núcleo de un átomo emitiendo radiación γ .

II.4 RADIACION NATURAL Y ARTIFICIAL

La radiación es un fenómeno que se produce ya sea en forma natural o bien artificial y su presencia ocasiona cambios en el medio ambiente afectando a la población.

En cuanto a la radiactividad natural, como hemos mencionado aproximadamente una tercera parte de los 90 elementos que se encuentran en la naturaleza tienen uno o más isótopos que presentan radiactividad medible.

Los elementos radiactivos naturales se pueden dividir en tres grupos:

- 1 -Los formados por la radiación cósmica
- 2 -Elementos con vidas medias comparables a la edad de la tierra y
- 3 -Los elementos que son parte de las cadenas de decaimiento .

En cuanto al primer grupo, la radiación cósmica en la atmósfera produce neutrones y protones que al reaccionar con los átomos

presentes en la misma (N_2, O_2, Ar, \dots etc.) dan como resultado la formación de radionúclidos con tiempos de vida media variables que van desde 32 minutos, como es el caso del ^{34m}Cl hasta 7.16×10^6 años para el ^{26}Al ; la mayoría de estos radionúclidos son emisores β , se encuentran en concentraciones muy bajas, y se precipitan a la superficie terrestre por medio de la lluvia. Un elemento que sirve de indicador del grado de radiación proveniente de la atmósfera es el 3H .

Los elementos con vida media muy larga son aquéllos que son similares a la edad de la tierra o del cosmos. Uno de estos elementos es el ^{237}Np con una vida media 2.2×10^6 años el cual se estima se formó al mismo tiempo que la tierra, y considerando la edad de la misma, este elemento no debe de existir. Sin embargo se conocen los miembros de origen radiogénicos y la existencia del ^{209}Bi el cual es un elemento estable.

El estudio de los elementos radiactivos ha mostrado, que con excepción de unos cuantos radionúclidos de elementos ligeros ($^{40}K, ^{50}V, ^{87}Rb$) y otros formados por efectos de la radiación cósmica en la atmósfera ($^{14}C, ^3H, \dots$), cada núclido radiactivo es miembro de una de las familias o series radiactivas que se extienden a lo largo de la tabla periódica y que se muestran en la tabla II.

TABLA No 11 SERIES RADIATIVAS NATURALES

FAMILIA	SERIE	PADRE	TIEMPO DE VIDA MEDIA (AÑOS)	ULTIMO MIEMBRO
URANIO	$4n + 2$	U-238	4.5×10^9	Pb-206
ACTINIO URANIO	$4n + 3$	(Ac-U)-235	7×10^8	Pb-207
THORIO	$4n$	Th-232	1.39×10^{10}	Pb-208
PLUTONIO - NEPTUNIO (EXTINTA)	$4n + 1$	$^{244}\text{Pu} - ^{237}\text{Np}$	2.2×10^8	Pb-209

La mayoría de estos elementos se encuentran en la naturaleza como minerales en pequeñas concentraciones y por lo tanto están presentes en los materiales de construcción, presentando el fenómeno de decaimiento, hasta llegar al elemento estable. En los últimos años se ha incrementado la concentración del Radón en el aire y el valor de fondo en las grandes metrópolis.

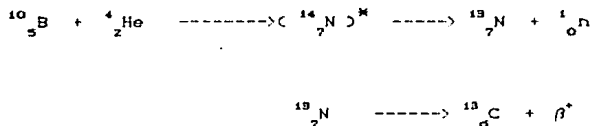
Otra contribución a la radiactividad natural es la Radiación Cósmica, que está formada por protones en un 70 %, partículas alfa en un 20%, iones de Litio, Berilio y Boro en un 0.7%, iones de Carbono, Nitrógeno, y Oxígeno en 1.7 %, iones con número atómico mayor de diez en un 0.5 % y además neutrones, rayos γ , y electrones en pequeñas proporciones.

Además el hombre al igual que todos los seres vivos, tiene en su organismo microcantidades de elementos radiactivos naturales, como el ^{40}K , ^{14}C , $^{77\text{m}}\text{Se}$, ^{226}Ra , entre otros.

La radiactividad artificial fué descubierta por los científicos Curie-Joliot mientras estudiaban el efecto de las partículas

alfa sobre nucleidos de elementos ligeros

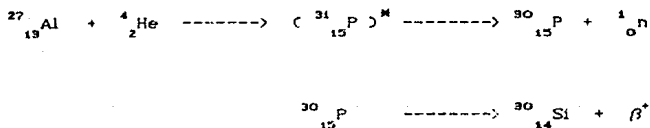
Cuando elementos como el Boro, Magnesio y Aluminio fueron bombardeados con partículas alfa del Polonio, se produjeron protones o neutrones, tal como se esperaban de las reacciones nucleares alfa protón y alfa-neutrón. Además de esas partículas fueron observados los electrones positivos o positrones (β^+) en una reacción como a continuación se indica:



Cuando se irradió un blanco de aluminio con partículas alfa y se disolvió en ácido clorhídrico, se liberó un gas conocido como fosfina (PH_3), mientras que el aluminio remanente permanecía en solución.

Posteriormente la solución fué evaporada a sequedad y en el residuo se probó actividad de β^+ y no fué encontrada, en cambio, el gas PH_3 si presentaba la actividad del β^+ .

La reacción nuclear fué la siguiente :



El elemento blanco es el Al-27, se irradió con partículas alfa y posteriormente se disolvió en ácido clorhídrico, formándose P-30 y

éste por decaimiento radiactivo ($T_{1/2} = 5.5$ minutos) emitiendo β^+ se transforma en $Si-30$.

Todas éstas pruebas confirmaron la primera evidencia química definitiva de la transformación de un elemento en otro, al identificar químicamente al núcleo producto, además de la determinación de partículas que fueron detectadas en una cámara de nube y por la deflexión en un campo magnético.

Elementos con Z mayor a 92 todos son radiactivos artificiales

En la tabla No. III se indica la contribución anual al equivalente de dosis efectiva anual de la radiación natural y artificial.

TABLA III EQUIVALENTE DE DOSIS EFECTIVA ANUAL

FUENTES	EQUIVALENTE DE DOSIS EFECTIVA PROMEDIO ANUAL	
	mSv/año	(mrem/año)
NATURALES		
RADON Y SUBPRODUCTOS	2.00	(200.00)
RAYOS COSMICOS	0.27	(27.00)
RADIACION COSMOGENICA	0.01	(1.00)
RADIACION TERRESTRE	0.28	(28.00)
RADIACION INTERNA	0.40	(40.00)
	<u>2.96</u>	<u>(296.00)</u>
ARTIFICIALES		
CICLO COMBUSTIBLE NUCLEAR	0.0005	(0.05)
VARIABLES AMBIENTALES	0.0005	(0.05)
MEDICO		
-RAYOS X	0.39	(39.00)
-MEDICINA NUCLEAR	0.14	(14.00)
OCUPACIONAL	0.009	(0.90)
PRODUCTOS CONSUMIDOS	0.05-0.13	(5.0-13.0)
	<u>0.64</u>	<u>(64.00)</u>
T O T A L	3.60	(360.00)

Como se puede observar de la tabla anterior, la población recibe una mayor cantidad de radiación por exposición a rayos X (aplicación médica) como radiación artificial y al Radón como radiación natural. A su vez como se puede ver la mayor contribución al equivalente efectivo de dosis anual corresponde a la radiación natural.

II.5 EFECTOS BIOLÓGICOS A NIVEL CELULAR Y ORGÁNICO

La radiación afecta a los seres vivos, principalmente a la habilidad de reproducción normal de las células, es así que las partículas alfa o beta (partículas cargadas) al entrar en contacto con los tejidos ceden parte de su energía a través de la interacción con los electrones de los átomos cercanos a su trayectoria ; en el caso de las radiaciones γ y X la transferencia de energía es de diferente forma pero da como resultado también una interacción eléctrica .

La interacción eléctrica se produce en un tiempo aproximado de diez trillonésimas de segundo después de que la radiación golpea al átomo de un tejido dando como resultado la eyección de un electrón del átomo, dejando a éste con carga positiva. Este fenómeno se conoce como ionización. El electrón producido puede ionizar otros átomos y continuar el fenómeno a lo largo de la trayectoria de la radiación.

Posteriormente se presentan cambios fisicoquímicos, el átomo ionizado y el electrón ionizados son inestables por lo que en las próximas diez billonésimas de segundo se producen reacciones

complejas creando nuevas moléculas incluyendo moléculas muy reactivas conocidas como "radicales libres "

A continuación durante la próxima millonésima de segundo se producen cambios químicos; los radicales libres van a reaccionar consigo mismo y con otras moléculas a través de diferentes procesos, que pueden ocasionar cambios en las moléculas que son biológicamente importantes en la función de las células.

Los efectos biológicos pueden ocurrir en un lapso de segundos o décadas, después de recibida la radiación y pueden ocasionar la muerte de la célula afectada o alterarla de tal manera que conlleve la formación de un cancer y/o efectos genéticos.

Los efectos biológicos se clasifican en:

- 1.- genéticos, y
- 2.- somáticos.

1.-Los efectos genéticos ocasionan cambios en los genes de la célula reproductiva y se presentan en el descendiente del individuo irradiado en forma de mutaciones dominantes o recesivas, o bien aberraciones cromosómicas (cambios en el número o estructura de los cromosomas).Cabe señalar que existen mutaciones o defectos genéticos, la diferencia estriba en que la mutación se transfiere de generación en generación y los defectos son debidos al cambio en el tronco celular de los fetos y por lo regular no son transferidos a las generaciones siguientes.

2.-Los efectos somáticos se manifiestan en el individuo de dos maneras: a).-prontos y b).- retardados.

Los efectos prontos son observados al poco tiempo de recibirse la radiación, por medio de efectos agudos como son las náuseas, fatiga, desórdenes sanguíneos, pérdida del pelo, temporal o permanente,

quemaduras de la piel, y en casos extremos la muerte, dependiendo si la irradiación es en todo el cuerpo o en una parte específica, y de la dosis recibida.

Los efectos retardados se originan como consecuencia de dosis de radiación crónicas que se presentan cuando la persona esta expuesta a dosis bajas y continuas de radiación. Las manifestaciones posibles son: cancer inducido o cataratas en los ojos. En general podemos clasificar los efectos en estocásticos y no estocásticos.

II.6 EFECTOS ESTOCASTICOS Y NO ESTOCASTICOS

Los efectos no estocásticos son aquellos que están caracterizados por una relación determinista entre la dosis y el efecto dependiendo de la magnitud de la dosis; tienen una llamada dosis umbral debajo de la cual los efectos no se manifiestan y su tiempo de aparición es corto. Ejemplo de estos efectos son las lesiones y quemaduras de la piel, trastornos hematológicos, las cataratas...etc.

Los efectos estocásticos se presentan cuando la probabilidad de ocurrencia y no la gravedad del efecto esta en función de la dosis, no existe dosis umbral y su tiempo de aparición es generalmente largo. Ejemplo de ellos son los efectos genéticos y algunos efectos somáticos como: cancer y leucemia.

III PROTECCION RADIOLOGICA

III.1 OBJETIVOS DE LA PROTECCION RADIOLOGICA

La protección radiológica o radioprotección comprende las disposiciones tomadas para la protección de los individuos, el medio ambiente y los bienes, de los efectos nocivos de la radiación. El objetivo de la protección radiológica, es prevenir la ocurrencia de los efectos no estocásticos y limitar los efectos estocásticos, debido a la realización de actividades necesarias, en las cuales se hace uso de las fuentes de radiación ionizante.

III.2 FILOSOFIA

La filosofía de la protección radiológica se basa en un sistema de limitación de dosis y el criterio de reducir todas las exposiciones a las radiaciones ionizantes a un valor tan bajo como razonablemente pueda alcanzarse, teniendo en cuenta los factores económicos, tecnológicos y sociales. (Criterio ALARA.)

III.3 SISTEMA DE LIMITACION DE DOSIS

La dosis resultantes de las fuentes y las prácticas que entrañan exposición a las radiaciones ionizantes se registrarán mediante un sistema de limitación de dosis que comprende los siguientes criterios.

Justificación: Se aprueban actividades que impliquen la exposición a radiación ionizante siempre y cuando de como resultado un

beneficio neto positivo.

OPTIMIZACIÓN: Una vez justificada la concepción, planificación, uso y aplicaciones de las fuentes y prácticas, deberán realizarse de tal manera que aseguren que las exposiciones se mantengan tan bajas como razonablemente pueda lograrse, teniendo en cuenta factores socioeconómicos, así como el estado de la tecnología aplicable.

LIMITACION DE DOSIS INDIVIDUAL: Los límites de dosis equivalente, están destinados a prevenir los efectos no estocásticos y limitar la probabilidad de aparición de efectos estocásticos. Los límites de dosis equivalente no deben ser rebasados en las circunstancias de operación normal en el trabajo con material radiactivo.

III.4 LÍMITES Y NIVELES DE REFERENCIA

El sistema de limitación de dosis comprende una justificación de la actividad y optimización de la radioprotección propuesto por la ICRP que incluye el establecimiento de valores límites y valores para niveles de referencia.

El nivel de referencia es el valor de una magnitud establecida que sirve para decidir una conducta o acción determinada.

Los límites se dividen en:

- Primarios
- Secundarios y,
- Derivados

Límites primarios: Se refieren a la dosis equivalente (1 año) y a la dosis efectiva comprometida para un lapso de 50 años, según las circunstancias de la exposición. Estos límites se aplican a

cualquier individuo o en caso de exposición al público, al grupo crítico.

Límites secundarios: Estos son necesarios cuando los límites primarios no se pueden aplicar directamente. En el caso de exposición externa los límites secundarios se pueden expresar en función de la rapidez de dosis equivalente superficial $H_{1,4}$ o profunda $I_{1,p}$. En el caso de la exposición interna los límites secundarios se pueden expresar en función de los límites anuales de incorporación (LAI).

Límites derivados: Estos límites se relacionan con los límites primarios mediante modelos definidos, de tal manera que si se cumplen los límites derivados se cumple con los límites primarios. En el caso de la irradiación interna y con relación a los LAI estos límites derivados se pueden expresar en función de los límites derivados de concentración en aire y/o agua (LDCA).

Límites anuales de incorporación (LAI): Se definen como el valor máximo de incorporación de un radionúclido determinado durante un año en el hombre estándar y que equivale ya sea a una dosis equivalente efectiva comprometida (en un período de 50 años) de 50 mSv. (5 rem), o una dosis equivalente comprometida de 150 mSv. (15 rem) para el cristalino, o 500 mSv (50 rem) para cualquier otro órgano o tejido. La unidad es el Bq o bien el Ci, μ Ci, o pCi.

Límites derivados de concentración (LDC) : Se definen como la concentración de un determinado radionúclido en el aire o agua.

con distribución espacial uniforme de la actividad , el cual al ser ingerido / inhalado por el hombre estandar con una respiración uniforme de $0.2 \text{ m}^3/\text{min.}$ y una ingestión de 1.1 l/día para el Personal Ocupacionalmente Expuesto en un tiempo de 8 hrs. , se convertiría en una incorporación al organismo de una cantidad de sustancia radiactiva equivalente a un límite anual de incorporación (LAI) , la unidad de medida es el $\text{Bq}\cdot\text{m}^3$ para aire y Bq/l para agua, o bien el $\text{pCi}\cdot\text{m}^3$ o pCi/l , respectivamente.

El órgano crítico , es el órgano mas dañado del cuerpo humano por un radionúclido, en el se acumula mayor cantidad de material en la ruta de entrada del radionúclido por lo cual es el más radiosensible.

CAPITULO IV NORMATIVIDAD

IV.1 ANTECEDENTES LEGISLATIVOS INTERNACIONALES

El uso de la energía nuclear se norma por órganos de carácter internacional mismos que establecen los lineamientos generales que son adoptados por los países miembros. Considerando sus características propias tales como las geográficas, económicas y sociales

Las principales organizaciones existentes son:

ICRP	Comisión Internacional de Protección Radiológica, organismo creado desde 1928 ; es una organización no gubernamental reconocida por las Naciones Unidas y que a partir de 1956 , ha establecido relaciones oficiales con la OMS. Su función es puramente de recomendaciones , dado que se trata de un organismo privado . Su objetivo principal consiste en la elaboración de principios fundamentales de radioprotección basados en hechos científicos actuales y la proposición de límites de dosis
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica , tiene como misión establecer o adoptar reglas de seguridad para la protección de la salud, de vidas y de bienes , en el curso de operaciones en las que intervengan las radiaciones ionizantes . El objetivo de estas reglas es proporcionar a los estados miembros una guía práctica y una asistencia efectiva en tales operaciones.
NCRP	Comisión Nacional de Protección Radiológica de los Estados Unidos.
CEEA	Comunidad Europea de la Energía Atómica (EURATOM) , establece la política única a nivel europeo en materia sanitaria, contrariamente al OIEA, la Comunidad

Europea esta investida de competencia supranacional o sea puede adoptar medidas legales que ligan a los estados miembros, y son directamente aplicables.

Considerando los objetivos del trabajo, tenemos que la ICRP es el organismo que ha marcado a la fecha los principios fundamentales de la radioprotección tomando como doctrina y filosofía universal, reducir las exposiciones a la radiación ionizante a un valor tan bajo como sea posible (ALARA) tomando en cuenta los factores económicos y sociales de cada país.

Los trabajos desarrollados para establecer límites máximos permisibles se han orientado a la protección del personal ocupacionalmente expuesto (POE), estableciendo como límite para el equivalente efectivo de dosis 50 mSv/año (5 rem) para prevenir los efectos estocásticos. Para cada órgano o tejido el límite anual de equivalente de dosis es de 500 mSv (50rem) excepto para el cristalino para el cual es de 150 mSv (15 rem).

En la publicación ICRP 2, se establecen los límites anuales de incorporación (LAI) (antes límites máximos de concentración) para el POE calculados en base a la dosis máxima genética que se pueda recibir en las gonadas considerando la exposición externa, no importando el tipo de fuente.

Las personas expuestas la ICRP las clasifica en cuatro grupos:

- 1.-Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE).
- 2.-Grupo Crítico (Trabajadores adultos en áreas vecinas a la fuente y la población cercana al complejo).
- 3.-Población en general.
- 4.-Pacientes (Diagnósticos clínicos).

El valor establecido de 50 mSv (5 rem) por la ICRP como dosis anual a gónadas considera un valor de seguridad de 1.5 rem, debido a que un individuo puede recibir esta a través de las diferentes actividades que realiza en su vida cotidiana, quedaría incluido en los diferentes grupos con las dosis esperadas como se indican en el cuadro IV

CUADRO IV : DOSIS ESPERADAS POR TIPO DE POBLACION

GRUPO	DOSIS (rem/año)
POE	1.0
POBLACION CRITICA	0.5
POBLACION EN GENERAL	2.0
T O T A L	3.5

Para la población crítica se ha establecido un límite máximo de un décimo del asignado al personal ocupacionalmente expuesto, es decir 5 mSv/año (0.5 rem/año) para el equivalente de dosis efectivo y para cada órgano o tejido un límite equivalente de dosis anual de 50 mSv.(5rem).

Esto ha permitido el establecimiento de límites anuales de incorporación (LAI) en Bq. y de las concentraciones derivadas en agua y aire (LDCA) expresados en Bq/m³.

Es importante señalar que para el establecimiento de límites se consideran factores de edad, sexo, condiciones físicas, hábitos higiénicos y alimenticios, así como de las propiedades físicas y químicas de los radionúclidos y la vía de incorporación, ya sea ésta oral, inhalación, o por absorción de la piel. Las dosis que recibirían los niños tomando en cuenta los factores de dosis por ingestión con unidades en rem/pCi (guía reguladora 1.109, Calculation of annual to man from routine releases of factor effluents for the purpose of evaluating compliance with 10 CFR 50 appendix D), son los más críticos.

IV.2 MARCO DE LA LEGISLACION MEXICANA VIGENTE

El uso de la energía nuclear en México es solo con fines pacíficos ya que nuestro país firmó el tratado de Tlatelolco de no proliferación de armas nucleares. Las principales leyes que rigen su uso son:

ARTICULO 27 CONSTITUCIONAL. Establece que el uso, explotación benéfico y aprovechamiento de la energía nuclear son exclusivos de la nación.

LEY REGLAMENTARIA DEL ARTICULO 27 CONSTITUCIONAL EN MATERIA NUCLEAR. Establece y asigna funciones a las diferentes dependencias del Gobierno Federal en el uso de la energía nuclear, bajo la coordinación de la Secretaría de Energía, Minas e Industria Paraestatal (SEMIP).

REGLAMENTO GENERAL DE SEGURIDAD RADIOLOGICA Establece las definiciones y los lineamientos de Seguridad en el uso y manejo de materiales radiactivos e incluye, asimismo la necesidad de complementarse con la publicación de normas específicas de carácter nacional.

Los reglamentos antes señalados constituyen la médula espinal del uso de la energía atómica en sus diferentes modalidades.

No obstante hay la participación de otras entidades así como otros instrumentos jurídicos que reglamentan el uso del material radiactivo de acuerdo a su uso. Es así que en materia de protección al ambiente y a la población, las siguientes leyes y reglamentos establecen la participación de otras entidades.

LEY GENERAL DE SALUD Y EL REGLAMENTO DE LA LEY GENERAL DE SALUD EN MATERIA DE CONTROL SANITARIO DE ACTIVIDADES, ESTABLECIMIENTOS, PRODUCTOS Y SERVICIOS. Publicado en el Diario Oficial de la Federación el 18 de enero de 1988, en el título vigésimo quinto "Efectos del ambiente a la Salud" en el capítulo I "Fuentes de Radiación" establece que para el Sector Salud, una fuente de radiación ionizante es aquella que se usa para fines médicos y que genera o emite radiaciones corpusculares o electromagnéticas con energías mayores a 1 Kev. Clasifica los elementos radiactivos en dos grupos de acuerdo a su toxicidad relativa por unidad de actividad y se establece la coordinación entre las entidades participantes en la materia para aprobar o rechazar el desarrollo, ejecución, u operación de proyectos que lleven el uso de material

radiactivo con fines médicos que constituyan un riesgo para la salud humana. Asimismo se establece la necesidad de contar con el permiso respectivo de la Secretaría de Salud para la evacuación de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.

LEY GENERAL DEL EQUILIBRIO ECOLÓGICO Y LA PROTECCIÓN AL AMBIENTE .
En el capítulo Sexto, Artículo 154, establece que: la Secretaría de Energía, Minas e Industria Paraestatal (SEMIP), cuidará de la exploración, explotación, y beneficio de los minerales radiactivos, y el aprovechamiento de los combustibles nucleares , y la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), los usos de la energía nuclear y en general, que las actividades con la misma se lleven a cabo con apego a las normas de seguridad nuclear, radiológica y física de las instalaciones nucleares o radiactivas , de manera que se eviten riesgos a la salud humana y se asegure la preservación del equilibrio ecológico, correspondiendo a la Secretaría de Desarrollo Urbano y Ecología la evaluación del Impacto Ambiental(en el Distrito Federal de acuerdo al artículo 9º apartado B corresponde al Departamento del Distrito Federal ésta atribución).

REGLAMENTO PARA LA PREVENCIÓN Y CONTROL DE LA CONTAMINACIÓN DE AGUAS.

Publicado en el Diario Oficial de la Federación el 28 de marzo de 1973 establece en el capítulo 2, artículo 24, los límites máximos de descarga de aguas residuales que contengan material radiactivo,

como se indica en la tabla V.

TABLA V LIMITES MAXIMOS DE DESCARGA DE MATERIAL RADIACTIVO EN AGUAS RESIDUALES

EMISION	CONCENTRACION MAXIMA PERMITIDA
RADIACION β	1.0 picocuries / litro
RADIO 226	3.0 picocuries / litro
ESTRONCIO	10.0 picocuries / litro

ACUERDO DE LA DIPECCION GENERAL DE REORDENACION URBANA Y PROTECCION ECOLOGICA (DGRUPE) Y EL C. JEFE DEL DEPARTAMENTO DEL DISTRITO FEDERAL En dicho acuerdo publicado en el Diario Oficial de la Federación el 3 de noviembre de 1989, el Jefe del Departamento del Distrito Federal delega en el titular de la Dirección General de Reordenación Urbana y Protección Ecológica en coordinación con la Dirección General de Operaciones la aplicación de la Ley General del Equilibrio Ecológico y la Protección al Ambiente y sus Reglamentos, así como la imposición de sanciones que de ella emanen.

IV.3 ENTIDADES DEL SECTOR PUBLICO MEXICANO PARTICIPANTES EN LA NORMATIVIDAD DEL USO DE LA ENERGIA ATOMICA

A continuación se enlistan de acuerdo a la Ley Orgánica de la Administración Pública Federal, las Entidades participantes en el ámbito de la energía nuclear en nuestro país estableciendo su competencia y atribuciones.

LEY	SECTOR	ORGANO DESCEN- TRALIZADO	FUNCION
LEY DE SALUD Y SU REGLAMENTO	SALUD	Secretaría de Salud (S.S.)	Norma el uso de material radiactivo para uso médico.
LEY REGLAMENTA- RIA DEL ARTICU- LO 27 CONSTITU- CIONAL EN MATE- RIA NUCLEAR Y SU REGLAMENTO	ENERGIA MINAS E INDUSTRIA PARAESTA- TAL	Secretaría de Energía Minas e Industria parestatal. (SEMP)	Responsable de aplicar la ley reglamentaria.
		Comisión Nacio- nal de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS)	Responsable de establecer y vigilar lo referente a la Seguridad Radiológica y Nuclear.
		Consejo de Recursos Minerales	Responsable de la explo- ración de yacimientos de minerales radiactivos
		Comisión de Fomento Minero	Responsable de la explo- tación y en su caso, instalación y funciona- miento de plantas de beneficio.
		Comisión Federal de Electricidad (CFE)	Tiene la autorización exclusiva de explotación de la energía nuclear para producir electri- cidad.
		Instituto Nacional de Investiga- ciones Nu- cleares (ININ)	Responsable de la inves- tigación y desarrollo en el campo de las ciencias y tecnologías nucleares.
LEY GENERAL DEL EQUILIBRIO ECOLOGICO Y LA PROTECCION AL AMBIENTE	DESARROLLO URBANO Y ECOLOGIA Y DEPARTA- MENTO DEL DISTRITO FEDERAL	Secretaría de Desarrollo Urbano y Eco- logía (SEDUE) y el Depart- amento del Dis- trito Federal (DDF)	Evaluación del impacto ambiental de las insta- laciones que usen mate- riales radiactivos.

LEY	SECTOR	ORGANO DESCEN- TRALIZADO	FUNCION
ACUERDO POR EL QUE SE DELEGAN EN EL TITULAR DE LA D.G. DE REOR- DENACION URBA NA Y PROTEC- CION ECOLOGI- CA	DEPARTA- MENTO DEL DISTRITO FEDERAL	D. D. F. D. G. R. U. P. E. D. G. de Opera- ciones	Le corresponde la apli- cación de la Ley Gene- ral del Equilibrio Eco- lógico y la Protección al Ambiente y la imposi- ción de sanciones en el Distrito Federal.

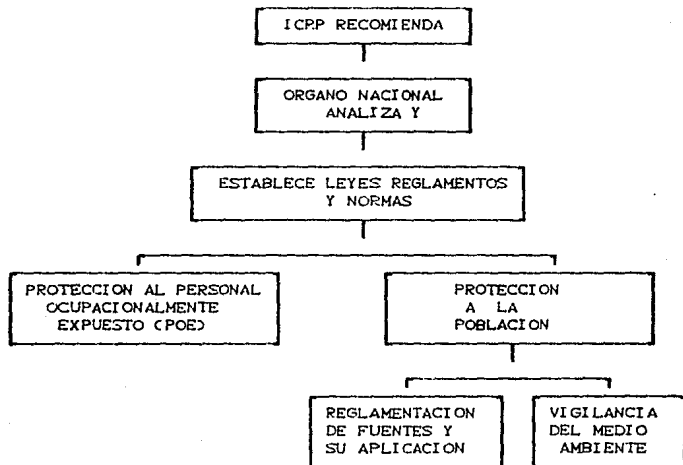
Existen otras instituciones que participan o han participado en la reglamentación del uso de material radiactivo , no obstante nos limitamos a las antes citadas porque de acuerdo a sus funciones son las que tienen mayor ingerencia en el control del ambiente.

CAPITULO V LIMITES ANUALES DE INCORPORACION (LAI) Y LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN AGUA Y AIRE (LDCA PARA LA POBLACION)

V.1 LIMITES ANUALES DE INCORPORACION (LAI)

Como se ha expuesto en los capítulos anteriores, la ICRP es el órgano internacional que en sus publicaciones establece y recomienda los límites anuales de incorporación para el personal ocupacionalmente expuesto (POE), referidos al hombre estándar, así como reglas de protección y seguridad radiológica en general.

Los valores son adoptados por los países miembros de la OIEA en los cuales son analizados por el órgano especializado en materia nuclear, de acuerdo a las características propias de cada país, siguiendo un patrón que a continuación se indica:



En la publicación de la colección Seguridad No.9 "Las Normas Fundamentales de Radioprotección", la OIEA establece los límites anuales de incorporación (LAI) y Límites Derivados de Concentración en Aire (LDCA) para personal ocupacionalmente expuesto (POE), de 101 elementos químicos en sus diferentes compuestos. Estos valores son los mismos que reporta la publicación de la ICRP No. 30, parte 1,2 y 3 "Limits for Intake of Radionuclides by workers".

Algunas de las consideraciones de la ICRP en el establecimiento de los LAI son :

- .- No se considera la toxicidad química.
- .- Las dosis se calculan a un período de 50 años , debido a que es el tiempo en que la mayoría de los radionúclidos alcanzan su equilibrio considerando el tiempo de vida media efectiva.
- .- En el caso de los modelos matemáticos , estos presentan simplificaciones debido principalmente a la falta de datos e información biológica

Los límites derivados de agua y aire para la población mexicana, deben ser establecidos por el Organismo Nacional (CNSNS para México), en base a las características propias. En caso de no tener reglamentado éstos límites, la ICRP recomienda, como un valor aproximado calcularlos en función de los LAI establecidos para el hombre estándar bajo las siguientes consideraciones:

Calcular los LDC en base a un centésimo de los valores LAI establecido para el personal ocupacionalmente expuesto (POE), si el órgano crítico es el CUERPO ENTERO o GONADAS.

Calcular los LDC en base a una treintava parte de los valores LAI establecidos para el POE, (considerando semanas de 168

horas > cuando el órgano crítico *ES DIFERENTE* al cuerpo entero o gónadas

La inhalación promedio para el hombre estandar es de 0.02 m³/min. en condiciones de baja actividad física.

El consumo promedio de agua por el hombre estandar es de 1.1 l/día para jornadas de 8 horas al día , en el caso de la población en la publicación No 2 del ICRP establece un consumo promedio de 2.2 l/día.

En base a éstos puntos podemos calcular los LDC en agua y en aire como una primera estimación, cuando no se disponen de normas técnicas que establezcan los límites máximos de un radionuclido específico para la población . A continuación se establecen las ecuaciones que permitirán calcular los LDC.

V.2 CALCULO DE LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN AIRE (LDC_{aire}) CUANDO EL ORGANICO CRITICO ES EL CUERPO ENTERO O LAS GONADAS

Como ya se ha visto en los capítulos anteriores, el efecto de la radiación, va a depender entre otros factores del, órgano crítico por lo que es necesario establecer dos ecuaciones, considerando que la ICRP fija el factor de seguridad con un valor de 100 cuando el órgano crítico es el cuerpo entero o las gónadas y de 30 cuando es el resto del cuerpo .

La ecuación general para el cálculo de los límites derivados de concentración en aire es la siguiente:

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{LAI(x)}{Qa * Fcg} \quad (V-1)$$

Donde :

LAI(x) = Límite anual de incorporación del radionúclido x ,
propuesto por la ICRP (Bq/año).

Qa = Consumo promedio anual de aire por el hombre
estandar de la ICRP (m³/año).

Fcg = Factor de seguridad, cuando el órgano crítico es
el cuerpo entero o gónadas con un valor de 100.

Cálculo del consumo promedio anual de aire a partir del valor de
0.02 m³/min establecido por la ICRP para el hombre estandar.

$$Qa = 0.02 \text{ m}^3/\text{min.} \times 60 \text{ min./hr.} \times 24 \text{ hr./día} \times 365 \text{ día/año} =$$

$$Qa = 10512 \text{ m}^3/\text{año}$$

Sustituyendo éste valor en la ecuación V-1 tenemos:

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{\text{LAI}(x) \text{ Bq/año}}{10512 \text{ m}^3/\text{año} \times 100} = \frac{\text{LAI}(x)}{1.0512 \times 10^6} \text{ Bq/m}^3$$

Esta ecuación permite establecer la primera ecuación para
calcular los LDC en aire en Bq/m³.

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{\text{LAI}(x)}{1.0512 \times 10^6} \text{ Bq/m}^3 \quad (V-2)$$

Aplicando el factor de conversión de $1\text{Ci} = 3.7 \times 10^{10}$ obtenemos la siguiente ecuación que nos dará el límite en Ci/m^3 :

$$\frac{\text{LAI}(x) \text{ Bq/año}}{1.0512 \times 10^6 \text{ m}^3/\text{año}} \times \frac{\text{Ci}}{3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}} = \frac{\text{LAI}(x)}{3.88944 \times 10^{16}} \text{ Ci}/\text{m}^3$$

$$\text{LDC}_{\text{aire}} = \frac{\text{LAI}(x)}{3.88944 \times 10^{16}} \text{ Ci}/\text{m}^3 \quad (\text{V-3})$$

En algunas publicaciones los límites derivados de concentración se reportan en picocuries, por lo que aplicando el factor de conversión de $1\text{Ci} = 1 \times 10^{12} \text{ pCi}$ en la ecuación IV-3 podemos obtener éstos valores en pCi/m^3

$$\frac{\text{LAI}(x) \text{ Ci}/\text{m}^3}{3.88944 \times 10^{16}} \times \frac{1 \times 10^{12} \text{ pCi}}{1 \text{ Ci}} = \frac{\text{LAI}(x)}{3.88944 \times 10^4} \text{ pCi}/\text{m}^3$$

$$\text{LDC}_{\text{aire}} = \frac{\text{LAI}(x)}{3.88944 \times 10^4} \text{ pCi}/\text{m}^3 \quad (\text{V-4})$$

Una vez establecidas nuestras ecuaciones podemos calcular los límites derivados de concentración de cualquier radionúclido a partir de los límites anuales de incorporación publicados por la ICRP.

Ejemplo:

Calcular el LDC en aire para la población, de un radionucleido cuyo LAI es de 2×10^7 Bq/año en

a. - Bq/m³

b. - Ci/m³

c. - pCi/m³

Aplicando las ecuaciones V-1, 2, 3 Y 4 tenemos:

Datos:

LAI = 2×10^7 Bq/año

a) Aplicando la ecuación V-2 :

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{\text{LAI (x)}}{1.0512 \times 10^6} = \frac{2 \times 10^7}{1.0512 \times 10^6} = 19.03 \text{ Bq/m}^3$$

b) Aplicando la ecuación V-3;

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{\text{LAI (x)}}{3.88944 \times 10^{10}} = \frac{2 \times 10^7}{3.88944 \times 10^{10}} = 5.142 \times 10^{-10} \text{ Ci/m}^3$$

c) Aplicando la ecuación V-4;

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{\text{LAI (x)}}{3.88944 \times 10^4} = \frac{2 \times 10^7}{3.88944 \times 10^4} = 514.2 \text{ pCi/m}^3$$

V.3 CALCULO DE LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN AIRE (LDC_{aire}) CUANDO EL ORGANIO CRITICO ES CUALQUIER PARTE DEL CUERPO EXCEPTO CUERPO ENTERO Y GONADAS.

La ecuación general es similar a la ecuación V-1, lo que cambia es el factor de seguridad Fcg por Fr el cual tiene un valor adimensional de 30.

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{LAI (\times)}{Q_a \times Fr} \quad (V-5)$$

Donde .

Q_a = Consumo promedio anual de aire por el hombre estandar que equivale a 10512 m³/año.

Fr = Factor de seguridad cuando el órgano crítico es DIFERENTE al cuerpo entero y gónadas, cuyo valor es igual a 30.

Aplicando la ecuación V-5 tenemos;

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{LAI (\times) \text{ (Bq/año)}}{10512 \times 30 \text{ (m}^3 \text{ año)}} = \frac{LAI (\times)}{3.1536 \times 10^5} \text{ Bq/m}^3$$

Aplicando los factores de conversión correspondientes se derivan las siguientes ecuaciones:

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{LAI (\times)}{3.1536 \times 10^5} \text{ Bq/m}^3 \quad (V-6)$$

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{LAI (\times)}{1.168832 \times 10^{10}} \text{ Ci/m}^3 \quad (V-7)$$

$$LDC_{\text{aire}} = \frac{LAI (\times)}{1.168832 \times 10^4} \text{ pCi/m}^3 \quad (V-8)$$

V.4 CALCULO DE LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN AGUA (LDC agua), CUANDO EL ORGANISMO CRITICO ES EL CUERPO ENTERO O LAS GONADAS

Siguiendo con las mismas consideraciones cuando el organismo critico es el CUERPO ENTERO o las GONADAS, el limite derivado de concentracion se calcula con la siguiente ecuacion general:

$$LDC_{\text{agua}} = \frac{LAI(x)}{Q_w \times F_{cg}} \quad (V-9)$$

Donde:

LAI(x) = Limite anual de incorporacion de un radionucleido "x" propuesto por la ICRP en Bq/año.

Q_w = Consumo anual de agua por el hombre estandar en litros /año

F_{cg} = Factor de seguridad cuando el organismo critico es GONADAS o CUERPO ENTERO cuyo valor es igual a 100.

Para calcular el valor de Q_w tomaremos el consumo promedio diario del hombre estandar propuesto por la ICRP que es de 2.2 litros el cual multiplicaremos por 365 días como a continuación se indica:

$$Q_w = 2.2 \text{ l/día} \times 365 \text{ días/año} = 803 \text{ l/año}$$

Con el valor obtenido procedemos a sustituir en la ecuación V-9 ;

$$LDC_{\text{agua}} = \frac{\text{LAI (x) Bq/año}}{803 \text{ 1/año} \times 100} = \frac{\text{LAI(x)}}{8.03 \times 10^4} \text{ Bq/l}$$

Aplicando los factores de conversión correspondientes se deducen las siguientes ecuaciones:

$$LDC_{\text{agua}} = \frac{\text{LAI(x)}}{8.03 \times 10^4} \text{ Bq/l} \quad (\text{CV-10})$$

$$LDC_{\text{agua}} = \frac{\text{LAI (x)}}{2.9711 \times 10^{15}} \text{ Ci/l} \quad (\text{CV-11})$$

$$LDC_{\text{agua}} = \frac{\text{LAI(x)}}{2.9711 \times 10^3} \text{ pCi/l} \quad (\text{CV-12})$$

V.5 CALCULO DE LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN AGUA (LDC agua) CUANDO EL ORGANISMO CRITICO ES CUALQUIER PARTE DEL CUERPO, EXCEPTO CUERPO ENTERO O GONADAS.

De la misma manera, procedemos a calcular los límites derivados de concentración en agua . cuando el órgano crítico es DIFERENTE al cuerpo entero o las gónadas, cambiando el factor de seguridad Fcg por Fr el cual tiene el valor de 30, dando la siguiente ecuación:

$$LDC_{\text{agua}} = \frac{\text{LAI(x)}}{Q_w \times Fr} \quad (\text{CV-13})$$

Donde:

Q_w = Consumo promedio anual de agua por el hombre estándar, cuyo valor es de 803 litros

F_r = Factor de seguridad, cuando el órgano crítico es DIFERENTE al cuerpo entero o las gonadas, cuyo valor es de 30.

Sustituyendo estos valores en la ecuación V-13 tenemos:

$$LDC_{\text{agua}} = \frac{LAI(x) \text{ Bq/año}}{803 \text{ l/año} \times 30} = \frac{LAI(x)}{2.409 \times 10^4} \text{ Bq/l}$$

Aplicando los factores de conversión correspondientes tenemos las siguientes ecuaciones:

$$LDC_{\text{agua}} = \frac{LAI(x)}{2.409 \times 10^4} \text{ Bq/l} \quad (V-14)$$

$$LDC_{\text{agua}} = \frac{LAI(x)}{8.9133 \times 10^{14}} \text{ Ci/l} \quad (V-15)$$

$$LDC_{\text{agua}} = \frac{LAI(x)}{8.9133 \times 10^2} \text{ pCi/l} \quad (V-16)$$

Una vez establecidas las ecuaciones procederemos a calcular los límites derivados de concentración en agua (LDC_{agua}) y en aire

(LDCaire) para los radionúclidos más probables que se pueden presentar en el medio ambiente de la zona metropolitana de la Ciudad de México y que a continuación se indican.

H-3	C-14	F-18	P-32	Co-60	Sr-89	Sr-90
Mo-99	Tc-99m	I-131	Cs-137	Ba-140	Ir-192	Au-198
Ra-226						

Los valores obtenidos se reportan en las tablas VI y VII.

V.6 LIMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN LA LEGISLACION MEXICANA

Es importante señalar que para el establecimiento de los LAI y LDC, la autoridad responsable de la materia, requiere de estudios específicos en el que se tienen que ponderar los hábitos alimenticios y de higiene, la estructura corporal de la población así como, los tipos de radionúclidos a los que se puede estar expuesto, evaluaciones de costo-beneficio de las instalaciones, formas de incorporación, metabolismo y eliminación, condiciones sociopolíticas, investigaciones particularizadas para la elaboración de modelos matemáticos, seguimiento de efectos en personas irradiadas, entre otros. Dichos procedimientos requieren de personal especializado, apoyo económico y coordinación entre las diferentes autoridades; no obstante el carecer de ésta información no es una limitación ya que se pueden tomar como límites aproximados los valores reportados por la ICRP.

TABLA 74
 LÍMITES DEFINIDOS DE CONCENTRACION EN AGUA Y AIRE CALCULADOS
 A PARTIR DE LOS LÍMITES ANUALES DE INCORPORACION ANUAL LAI
 PUBLICADOS POR LA OIEA (1)

ELEMENTO	LAI PARA PDE (Bq/año)	LDC AGUA dCi/l	LDC AIRE dCi/m ³	EXCEPTO	
				LDC AGUA dCi/l	LDC AIRE dCi/m ³
H-3	3.00E+09	1.01E+06	7.71E+04	3.37E+06	2.57E+05
C-14 EXCEPTO CO Y CO2	9.00E+07	3.03E+04	2.31E+03	1.01E+05	7.71E+03
COMO CO	6.00E+10	2.02E+07	1.54E+06	6.73E+07	5.14E+06
COMO CO2	8.00E+09	2.69E+06	2.06E+05	8.98E+06	5.86E+05
F-18	1.00E+09	6.72E+05	5.14E+04	2.24E+06	1.71E+05
P-32	1.00E+08	7.37E+04	2.57E+03	1.12E+05	8.57E+03
Co-60	1.00E+08	3.37E+02	2.57E+01	1.12E+03	8.57E+01
Sr-89	5.00E+06	1.66E+03	1.29E+02	5.61E+03	4.29E+02
Sr-90	1.00E+05	3.37E+01	2.57E+00	1.12E+02	8.57E+00
Mo-99	5.00E+07	1.66E+04	1.29E+03	5.61E+04	4.29E+03
Tc-99m	3.00E+07	1.01E+06	7.71E+04	7.37E+06	2.57E+05
I-131	1.00E+06	3.37E+02	2.57E+01	1.12E+03	8.57E+01
Cs-137	4.00E+06	1.35E+03	1.03E+02	4.49E+03	3.43E+02
Ba-140	2.00E+07	6.73E+03	5.14E+02	2.24E+04	1.71E+03
Ir-192	5.00E+06	2.02E+02	1.54E+01	6.73E+02	5.14E+01
Ag-198	5.00E+07	1.66E+04	1.29E+03	5.61E+04	4.29E+03
Ra-226	2.00E+04	6.73E+00	5.14E-01	2.24E+01	1.71E+00

(1) FUENTE: LAS NORMAS FUNDAMENTALES DE RADIOPROTECCION, COLECCION SEGURIDAD No.9
 DEL ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, 1982

TAB. A 2
 LÍMITES DERIVADOS DE CONCENTRACION EN AIRE PARA LOS GRUPOS
 A PARTIR DE LOS LÍMITES ANUALES DE INGESTIÓN ANUAL DE
 PUBLICADOS POR LA ICRP

ELEMENTO	EXCEPTO PARA GONDAS y CUERPO ENTERO					
	LAI PARA POE Bq/año	BL AGUA Bq/l	LOT AIRE Bq/m ³	LOC AGUA Bq/l	LOC AIRE Bq/m ³	
H-3	5.00E+09	7.74E+04	2.85E+07	1.15E+05	4.51E+03	
C-14 EXCEPTO CO Y CO2	9.00E+07	1.12E+02	8.56E+03	1.74E+01	1.25E+01	
CDMO CO	8.00E+10	7.47E+05	5.71E+04	1.49E+04	1.90E+05	
CDMO CO2	8.00E+09	9.96E+04	7.65E+03	3.32E+05	1.54E+04	
F-19	2.00E+09	1.49E+04	1.90E+03	8.00E+04	6.74E+03	
P-32	1.00E+08	1.25E+03	9.51E+01	4.15E+03	2.17E+02	
Co-60	1.00E+06	1.25E+01	9.51E+01	4.15E+01	2.17E+00	
Sr-89	5.00E+06	6.23E+01	4.76E+01	1.06E+01	1.59E+01	
Sr-90	1.00E+05	1.25E+00	9.51E+01	1.5E+01	2.17E+01	
Nb-99	5.00E+07	6.23E+02	4.76E+01	1.5E+01	1.59E+02	
Tc-99m	3.00E+09	3.74E+04	1.85E+07	7.9E+05	2.92E+03	
I-131	1.00E+06	1.25E+01	9.51E+01	4.15E+01	2.17E+01	
Cs-137	4.00E+06	4.98E+01	3.5E+01	1.66E+02	1.25E+01	
Ba-140	2.00E+07	2.49E+02	1.90E+01	6.30E+02	6.74E+01	
Ir-192	2.00E+05	7.47E+00	5.71E+01	2.49E+01	1.90E+00	
Au-198	5.00E+07	6.23E+02	4.76E+01	1.06E+03	1.59E+02	
Ra-226	2.00E+04	2.49E+01	1.90E+02	6.30E+01	6.74E+02	

(1) FUENTE: LAS NORMAS FUNDAMENTALES DE RADIOPROTECCIÓN, COLECCIÓN SEGURIDAD No. 6
 DEL ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, 1982

En nuestro país se encuentran fijadas las concentraciones máximas permitidas en agua, por la Secretaría de Agricultura y Recursos Hidráulicos en el " Reglamento para la Prevención y Control de la Contaminación de Aguas " desde el año de 1973 , mismas que se muestran en la tabla No V (Capítulo IV, pag 36).

De acuerdo con el Reglamento General de Seguridad Radiológica corresponde a la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), fijar estos valores en una norma técnica la cual a la fecha del presente trabajo no se ha publicado, de manera económica conocemos que para descargas de aguas residuales se aplica un tercio de la concentración máxima permisible en agua (CMPagua), indicada en la publicación No. 2 de la ICRP. En éste mismo reglamento, se fija para descargas al drenaje municipal un límite máximo de 37 GBq (1Ci) al año , siempre y cuando se cumplan las siguientes condiciones:

- Los líquidos sean solubles o dispersables en agua.
- La concentración promedio diaria no sea superior a la norma fijada por la CNSNS. (1)
- La concentración promedio al mes no sea superior a la norma fijada por la CNSNS. (1)

(1) A la fecha del presente trabajo no se tenían normas técnicas publicadas oficialmente.

En lo que se refiere a emisiones a la atmósfera se indica que toda descarga debe contar con la aprobación de la CNSNS.

En el reglamento de la Ley general de Salud en Materia de Control Sanitario de Actividades , Establecimientos, Productos y Servicios,

establece que la descarga de contaminantes radiactivos al medio, será normada por la Secretaría de Salud siempre y cuando el uso de material radiactivo sea para uso médico. Al igual que la CNSNS, a la fecha no cuenta con normas técnicas específicas.

En el campo de la investigación sobre éste tema encontramos el trabajo de tesis para obtener el grado de Maestría en Ciencias "Normas de Protección Radiológica para la Población en General y Control de la Contaminación en México" elaborada por la C.Rebeca Magidin Matluk en el año de 1974, en el cual se realiza la investigación de los efectos de la radiactividad en la población mexicana tomando en cuenta la estructura física, hábitos alimenticios y vías de incorporación de los radionúclidos entre otros factores, proponiendo los límites máximos de incorporación para los siguientes radionúclidos:

TABLA VIII LIMITES MAXIMOS DE INCORPORACION PARA LA POBLACION MEXICANA PROPUESTOS POR LA LA M.en C.REBECA MAGIDIN MATLUK

ELEMENTO	LIMITE MAXIMO DE CONCENTRACION	MEDIO
Ra-226	3 pCi/l	agua
H- 3	30×10^{-3} μ Ci/m ³	aire
Sr-89	10×10^6 pCi/l	agua de mar
Sr-90	5×10^6 pCi/l	agua de mar
Co-60	2×10^2 pCi/l	agua de mar
I- 131	30 pCi/m ³	aire
I- 131	1×10^3 pCi/l	agua
Cs-137	300 pCi/m ³	aire
Cs-137	1×10^5 pCi/l	agua de mar
Ba-140	2×10^3 pCi/l	agua de mar

En este mismo trabajo se fija como edad generacional para la población mexicana 35 años, la cual nos permite calcular la dosis

máxima a la que debe estar expuesta la población mexicana que se estima en 1.42 mSv/año (142mrem/año).

A continuación se presenta un cuadro comparativo entre los valores aprobados por la legislación mexicana, los calculados en este trabajo por el método propuesto por la ICRP y los valores reportados por la M en C Rebeca Magidín.

TABLA IX COMPARACION DE LIMITES MAXIMOS PERMISIBLES ENTRE , APROBADOS ,CALCULADOS EN ESTE TRABAJO Y LOS DE INVESTIGACION PARA LA POBLACION MEXICANA.

ELEMENTO	MEDIO	LEGISLACION MEXICANA	VALORES CALC. METODO ICRP (*)	INVESTIGACION
Ra-226	agua	3 pCi/l	6.73 pCi/l	3 pCi/l
Sr-90	agua	10 pCi/l	33.7 pCi/l	5*10 ⁴ pCi/l
Sr-89	agua		1.7*10 ³ pCi/l	10*10 ⁵ pCi/l
I -131	agua		337 pCi/l	1*10 ³ pCi/l
I -131	aire		25.7 pCi/m ³	30 pCi/m ³
H -3	aire		7.7*10 ⁴ pCi/m ³	3*10 ⁴ pCi/m ³
Co-60	agua		337 pCi/l	200 pCi/l
Cs-137	aire		103 pCi/m ³	300 pCi/m ³
Cs-137	agua		1.3*10 ³ pCi/l	1*10 ⁵ pCi/l
Ba-140	agua		6.7*10 ³ pCi/l	2*10 ³ pCi/l

(*) Los valores fueron calculados en base al método de cálculo propuesto en el presente trabajo.

En el cuadro se puede apreciar que existe similitud entre los límites derivados de concentración calculados por el método propuesto por la ICRP y los obtenidos por la investigación de la M. en C. Rebeca Magidín Matluk, para prevenir de los efectos de los radionúclidos del medio ambiente en la población mexicana, asimismo nos permite aplicar los criterios propuestos por la ICRP como una

primer medida de radioprotección para la población en general mientras no exista una norma técnica específica para cada radionúclido.

CONCLUSIONES

De acuerdo con la investigación realizada podemos dividir las conclusiones en dos partes: la normatividad legal y los límites aplicables para la población mexicana.

Desde el punto de vista legal podemos decir:

- .-La Legislación Mexicana está actualizada y en ella la Seguridad Radiológica es de alta prioridad, es así que actualmente la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias se aboca a la elaboración de las Normas Técnicas que demanda el Reglamento de Seguridad Radiológica y que entre otros conceptos incluye los Límites Máximos de descarga al medio ambiente, que en forma económica conocemos y que es de un tercio de la concentración máxima permisible en agua (CMPagua), indicada en la publicación No.2 de la ICRP y que cumpla con el requisito fijado en el Reglamento que es una descarga máxima anual de 37 GBq (1Ci), y de los cuales se espera la publicación en el presente año. Estos son de mucha importancia debido a que en el D.F. existen aproximadamente 500 usuarios de material radiactivo.
- .-La participación del Gobierno Federal a través de varias dependencias en lo referente al manejo de material radiactivo y a la Seguridad Radiológica ocasiona duplicidad de funciones, por lo que es necesario la creación de una entidad coordinadora que permita un uso racional de los recursos técnicos, especializados, económicos y de la infraestructura existente.
- .-Es necesaria la participación de las Universidades e Instituciones de Educación Superior en la investigación de los efectos de la radiactividad en el medio ambiente y en la

formación de recursos humanos en la materia.

- La participación de los gobiernos locales en programas de monitoreo es necesaria dada la extensión territorial de nuestro país como es el caso del gobierno del Distrito Federal que coadyuvaría a las actividades que realiza la CNSNS.

En lo que se refiere a la aplicación de los Límites Anuales de Incorporación y los Límites Derivados de Concentración para la Población, se fijan como Límites pero uno de los objetivos de la radioprotección es reducir al mínimo posible la exposición a la radiación ionizante y ésta sería la meta. No obstante es necesario establecer niveles de referencia por lo que las conclusiones del trabajo son:

- El método propuesto por la ICRP es aplicable para la población mexicana como un nivel preventivo si no se cuenta con una norma técnica oficial principalmente para contaminación ambiental.
- Para poder conocer los efectos reales de la radiación en la población, es necesaria la participación del Sector Salud en:
 - a) Estudios específicos y continuos de las características físicas, morfológicas y de hábito de la población mexicana
 - b) Continuar con los estudios de seguimiento médico al POE a fin de predecir los efectos de la radiación por exposición a largos periodos.
- Es necesario el establecimiento de programas de monitoreo radiactivo en efluentes de aguas residuales y atmosféricos en las cercanías de los establecimientos que manejan material radiactivo.
- Los Límites oficiales autorizados actualmente son reducidos ya que únicamente considera al Radio-226, Estroncio y Radiación β .

-Los Límites Máximos Permisibles anuales son:

Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE)	50 mSv (5 rem)
Población Crítica	5 mSv (0.5 rem)
Población en general	1.42 mSv(142 mrem)

BIBLIOGRAFIA

- 1 Cabrera M. L. " Cursos del Diplomado de Actualización a Profundidad en Seguridad Radiológica " Fac. de Química , UNAM México (1989).
- 2 Choppin, G. R. and Rydberg. J. "Nuclear Chemistry. Theory and Applications" Ed. Pergamon Press. Oxford (1980)
- 3 CFE "Del Fuego a la Energía Nuclear" Comisión Federal de Electricidad . México (1989).
- 4 Navarrete T. M. y Cabrera M. L. " Introducción al estudio de los Radioisótopos" Ed. Sector Eléctrico CFE libro No.10. México (1979).
- 5 G.J. Appleton and P.N. Krishnamoorthy. Safety Series No.2 "Safe Handling of Radioisotopes Health Physics Addendum". IAEA. Austria (1980).
- 6 Recommendations of the International Commission of Radiological Protection " Publication ICRP No.2 ". Ed. Pergamon Press. Oxford (1959).
- 7 Recommendations of the International Commission of Radiological Protection "Publication ICRP No.26". Ed. Pergamon Press. Oxford (1978).

- 8 " Normes Fondamentales de radioprotection " Collection Sécurité No. 9 . AIEA . Viena (1983).
- 9 Edward E. Pochin "Estimation de L' Exposition de la Population" . Organisation de Coopération et de Développement Economiques. Paris (1976).
- 10 R. Ouvrard "Les Normes Fondamentales de Radioprotection" Cours de Radioprotection ,OIEA (1987)
- 11 United Nations Environment Programme " Radiation , Doses Effects , Risks " . UNEP. Nairobi. Kenya (1985).
- 12 Constitución Política de los Estados Unidos Mexicanos. Ed. Secretaría de Gobernación.(1987)
- 13 Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear . D.O. de la Federación del 4 de febrero de 1985.
- 14 Ley General del Equilibrio Ecológico y la Protección al Ambiente . D.O. de la Federación del 28 de enero de 1989.
- 15 Reglamento de la Ley General de Salud en Materia de Control Sanitario de Actividades , Establecimientos . Productos y Servicios . D. O. de la Federación del 19 de enero de 1988.
- 16 Reglamento para la Prevención y Control de la Contaminación de Aguas . D. O. de la Federación del 28 de marzo de 1973.
- 17 Reglamento General de Seguridad Radiológica . D. O. del 22 de noviembre de 1988

- 18 Acuerdo por el que se delegan en el titular de la Dirección General de Reordenación Urbana y Protección Ecológica las facultades que se indican (aplicación de la Ley General del Equilibrio Ecológico y la Protección al Ambiente en el D.F. por parte del Departamento del Distrito Federal).
D.O. del 8 de noviembre de 1989.
- 19 Magidín M. R. " Normas de Protección Radiológica para la Población en General y Control de la Contaminación Radiactiva en México" . Tesis de Grado de Maestro en Ciencias (Química Nuclear). Facultad de Química UNAM. México (1974) .