

52 29



# UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE MEXICO

FACULTAD DE QUIMICA

**"RIESGOS E IMPORTANCIA DE LA  
ENERGIA NUCLEOELECTRICA"**

## TESIS MANCOMUNADA

QUE PARA OBTENER EL TITULO DE:  
**INGENIERO QUIMICO**

P R E S E N T A N:  
RODRIGO JIMENEZ EQUIHUA  
FERNANDO LEDEZMA RIOS



MEXICO, D. F.

**FALLA DE ORIGEN**

1990.



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.

## TESIS DE LICENCIATURA

### " RIESGOS E IMPORTANCIA DE LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA "

#### INDICE GENERAL

#### --- CAPITULO I " SITUACION ACTUAL DE LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA "

1)	ANTECEDENTES	(1)
2)	LA NECESIDAD DE LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA	(2)
3)	PERSPECTIVAS DE LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA	(5)
4)	SISTEMAS DE REACTORES NUCLEARES	(7)
A)	CLASIFICACION DE LOS REACTORES NUCLEARES	(8)
B)	REACTORES ENFRIADOS Y MODERADOS POR AGUA LIGERA	(9)
i)	REACTORES DE AGUA A PRESION-(PWR)	(10)
ii)	REACTORES DE AGUA HIRVIENTE-(BWR)	(11)
C)	REACTORES ENFRIADOS Y MODERADOS POR AGUA PESADA A PRESION-(PHWR)	(12)
D)	OTROS TIPOS DE REACTORES	(13)
E)	REACTORES AVANZADOS	(14)
F)	REACTORES DE PEQUEÑA Y MEDIANA POTENCIA	(15)
5)	EXPERIENCIA CON REACTORES NUCLEARES	(16)

#### --- CAPITULO II " RIESGOS DE LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA "

1)	INTRODUCCION	(27)
A)	EFFECTOS BIOLOGICOS	(27)
2)	ANALISIS DE RIESGOS	(28)
A)	TOLERANCIA DE RIESGOS	(30)
B)	EVALUACION DE RIESGOS	(30)
C)	REGULACION DE RIESGOS	(31)
3)	EVALUACION PROBABILISTICA DE RIESGOS	(31)
A)	RIESGOS TOLERABLES	(32)
B)	RIESGOS ACEPTABLES	(33)
4)	EVALUACION DE RIESGOS PARA REACTORES DE AGUA LIGERA	(33)
A)	CONSIDERACIONES BASICAS	(34)
B)	RIESGOS INTRINSECOS	(34)
C)	RIESGOS POTENCIALES	(34)
D)	RIESGO DE FUSION DEL NUCLEO	(35)
E)	FALLAS EN EQUIPOS AUXILIARES	(36)
F)	FRACTURA DEL CONTENEDOR PRIMARIO	(36)
G)	FRECUENCIA DE ACCIDENTES	(37)
H)	MUERTES POR ACCIDENTES DE FUSION DEL NUCLEO	(37)
5)	RIESGO SOCIAL	(38)
A)	EXAGERACION DE LOS RIESGOS	(38)
B)	PERSPECTIVA DE LOS RIESGOS DE RADIACION	(39)
6)	COMPARACION DE RIESGOS DE LAS DIVERSAS FUENTES ENERGETICAS	(39)
A)	EXTRACCION DEL COMBUSTIBLE	(40)

B)	TRANSPORTE Y ALMCENAMIENTO	(41)
C)	GENERACION DE ENERGIA	(43)
D)	RIESGOS A LA SALUD	(43)

--- CAPITULO III " ANALISIS DE ACCIDENTES NUCLEOELECTRICOS "

1)	CONSIDERACIONES BASICAS	(48)
A)	CLASES DE ACCIDENTES	(48)
i)	ACCIDENTES CRITICOS	(48)
B)	MAGNITUD DE ACCIDENTES	(51)
2)	ANALISIS DE ACCIDENTES	(51)
A)	FASES DE EXPOSICION	(52)
B)	FACTORES CRONOLOGICOS DE LOS ACCIDENTES	(53)
C)	CARACTERISTICAS RADIOLOGICAS DE LAS DESCARGAS	(54)
D)	ANALISIS DE RIESGOS	(55)
3)	CONSECUENCIAS DE UN ACCIDENTE	(55)
A)	IMPACTO AMBIENTAL DE UN ACCIDENTE	(56)
B)	LIBERACION DE RADIOACTIVIDAD	(56)
C)	NIVELES DE RADIACION EN ACCIDENTES	(57)
D)	ESTIMACION DE DAÑOS Y PERDIDAS	(59)
4)	COMPARACION ENTRE ACCIDENTES NUCLEARES Y DESASTRES INDUSTRIALES CONVENCIONALES	(59)
A)	RETROSPECTIVA DE LOS MAYORES DESASTRES INDUSTRIALES	(59)
B)	COMPARACION DE CHERNOBYL CON OTROS DESASTRES INDUSTRIALES	(60)
C)	CRITERIOS DE EVALUACION	(60)
i)	DEFUNCIONES INMEDIATAS	(60)
ii)	DEFUNCIONES POSTERIORES	(61)
iii)	LESIONES FISICAS	(61)
iv)	IMPACTO INDIVIDUAL Y SOCIAL	(62)
v)	DAÑO AMBIENTAL	(62)
vi)	DAÑO EN PROPIEDAD Y OTRAS PERDIDAS MATERIALES	(63)

--- CAPITULO IV " EVALUACION DE DESCARGAS RADIOACTIVAS "

1)	DESCARGAS A LA ATMOSFERA	(74)
A)	DOSIS COLECTIVA POR DISPERSION INICIAL	(75)
i)	DISPERSION ATMOSFERICA	(75)
ii)	MODELOS DE TRANSFERENCIA TERRESTRE	(77)
iii)	CADENAS ALIMENTICIAS	(77)
iv)	RESUSPENSION	(78)
2)	CONCENTRACION DE LA RADIOACTIVIDAD	(78)
A)	PARAMETROS DE DIFUSION	(78)
B)	FUENTES DE RADIOACTIVIDAD	(79)
i)	ESTIMACION	(79)
ii)	METODOS	(79)
iii)	CALCULO	(79)
3)	ECUACIONES E INFORMACION PARA EVALUAR EL IMPACTO AMBIENTAL	(81)
A)	INVENTARIO DE PRODUCTOS DE FISION	(81)
B)	ACTIVIDAD DE LOS PRODUCTOS DE FISION (REACTOR RAPIDO)	(81)
C)	INVENTARIO DE PRODUCTOS DE FISION (GRUPOS CRITICOS)	(82)
D)	CARACTERIZACION DE LA RADIACION IONIZANTE	(82)

E)	CUANTIFICACION DE UNA DESCARGA DE REACTOR	(83)
4)	CONSECUENCIAS DE LAS DESCARGAS RADIATIVAS	(84)
A)	NUBE DE PRODUCTOS DE FISION	(84)
i)	VOLUMEN DE LA NUBE RADIATIVA	(84)
ii)	ACTIVIDAD DE LA NUBE	(84)
iii)	ACTIVIDAD INHALADA	(84)
iv)	DOISIS EXTERNA	(85)
B)	CALCULO DE INTENSIDADES DE RADIACION	(85)
i)	DOISIS GAMMA	(85)
C)	PRODUCTOS DE FISION EN LA LECHE	(86)
D)	ESTUDIOS AEREOS	(86)
E)	DEPOSICION DE LA RADIATIVIDAD EN EL SUELO	(86)
F)	RIESGOS RADIOLOGICOS	(86)
G)	DISPERSION DE LA RADIATIVIDAD	(86)
5)	CONSIDERACIONES BIOLÓGICAS	(87)
A)	EFFECTOS BIOLÓGICOS DIRECTOS	(88)
B)	EFFECTOS BIOLÓGICOS INDIRECTOS	(88)
6)	DESCARGAS AL AGUA	(89)
A)	DOISIS COLECTIVA POR DISPERSION REGIONAL	(90)
B)	DISPERSION	(90)
C)	TRAYECTORIAS AL HOMBRE	(91)
i)	AGUA POTABLE	(91)
ii)	ALIMENTOS ACUATICOS	(91)
iii)	IRRADIACION EXTERNA DE LOS DEPOSITOS EN LAS RIBERAS	(92)
D)	DATOS DEMOGRAFICOS Y CARACTERISTICAS AMBIENTALES	(92)

--- CAPITULO V " DOSIMETRIA "

1)	CONCEPTOS Y MAGNITUDES	(106)
A)	PRINCIPIOS BASICOS	(106)
B)	AYUDA DE LA DOSIMETRIA DE ACCIDENTES NUCLEARES	(107)
C)	TERMINOS DOSIMETRICOS	(107)
i)	NEUTRONES RAPIDOS	(107)
ii)	NEUTRONES TERICOS	(107)
iii)	NEUTRONES DE ENERGIA INTERMEDIA	(108)
iv)	DOISIS ABSORBIDA	(108)
v)	DOISIS MAXIMA	(108)
vi)	DOISIS EQUIVALENTE	(108)
vii)	DOISIS LETAL	(108)
D)	RIESGO Y MAGNITUDES RELACIONADAS CON EL RIESGO	(109)
E)	DETRIMENTO Y MAGNITUDES RELACIONADAS	(110)
2)	EVALUACION DE LA DOISIS INDIVIDUAL	(111)
A)	OBJETIVOS Y METODOS	(111)
B)	ANALISIS DE LAS VIAS DE EXPOSICION	(112)
C)	EL GRUPO CRITICO	(114)
D)	CALCULO DE DOISIS	(114)
3)	EVALUACION DE LA DOISIS COLECTIVA	(115)
A)	OBJETIVOS Y METODOS	(115)
B)	INCERTIDUMBRES	(117)
4)	DOISIS DE EMERGENCIA	(117)
A)	CONSIDERACIONES BASICAS	(117)
i)	PARAMETROS FISIOLÓGICOS	(117)
ii)	CARACTERISTICAS DE LA RADIACION	(118)

iii)	RADIACION X Y GAMMA	(118)
iv)	RADIACION DE NEUTRONES	(118)
B)	TIPOS DE EXPOSICION	(118)
i)	EXPOSICIONES CONTROLADAS	(118)
ii)	RESPUESTA BIOLÓGICA PARA EXPOSICIONES DE EMERGENCIA	(118)
iii)	EXPOSICIONES PENETRANTES ALTAS	(119)
iv)	DATOS BIOLÓGICOS (EL HOMBRE PROMEDIO)	(119)
S)	MÉTODOS PARA COMPUTAR ADMISIONES DE RADIOACTIVIDAD (120)	
A)	ADMISION POR INGESTION	(121)
B)	ADMISION POR INHALACION	(122)
i)	DOSIS INTERNA	(122)
C)	DOSIS A ORGANOS CRITICOS	(123)
i)	DOSIS ESTIMADA A LA TIROIDES	(123)
D)	RELACION EXPOSICION-DOSIS	(123)
i)	INHALACION DE MATERIAL RADIOACTIVO	(123)
ii)	INGESTION DE MATERIAL RADIOACTIVO	(123)
iii)	NUCLIDOS QUE PUEDEN SER DETERMINADOS POR CONTEO DE CUERPO ENTERO	(123)
6)	DOSIS PARA ACCIONES DE EMERGENCIA	
A)	CONSIDERACIONES GENERALES	(123)
B)	CRITERIOS DE EXPOSICION	(124)
i)	CONCEPTOS BASICOS	(124)
ii)	ACCIONES PARA SALVAR LA VIDA HUMANA	(124)
iii)	ACCIONES PARA RECUPERAR VICTIMAS FALLECIDAS	(125)
iv)	PROTECCION DE LA SALUD Y PROPIEDAD	(125)

\_\_\_CAPITULO VI " EFECTOS AMBIENTALES Y EN LA SALUD DE LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA "

1)	CONSIDERACIONES BASICAS	(141)
2)	EFECTOS NO RADIOLOGICOS	(141)
A)	DESCARGAS TERMICAS	(141)
i)	EFECTOS SOBRE LOS PECES	(145)
ii)	EFECTOS SOBRE EL PLANCTON	(146)
iii)	EFECTOS SOBRE LOS BENTOS	(147)
iv)	TORRES DE REFRIGERACION	(149)
A)	APROVECHAMIENTO DEL CALOR RESIDUAL	(149)
C)	DESCARGAS QUIMICAS	(150)
D)	AFECTACION DE RECURSOS	(151)
i)	TERRENO	(151)
ii)	NECESIDADES DE AGUA Y EFECTOS SOBRE LA CALIDAD DEL AGUA	(152)
E)	IMPACTO SOCIAL	(152)
3)	EFECTOS RADIOLOGICOS	(153)
A)	VIAS DE EXPOSICION	(153)
B)	MODELOS AMBIENTALES	(154)
C)	EFECTOS DE LAS ETAPAS DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE	(155)
i)	EXTRACCION DEL MINERAL	(155)
ii)	TRATAMIENTO DEL MINERAL	(155)
iii)	CONVERSION DEL URANIO	(156)
iv)	OPERACION DE PLANTAS NUCLEOELECTRIS	(156)
v)	REPROCESAMIENTO DEL COMBUSTIBLE	(157)
vi)	DESHECHOS RADIOACTIVOS	(158)

vii)	CLAUSURA DE PLANTAS NUCLEOELECTRICAS	(158)
viii)	TRANSPORTE DE MATERIAL RADIOACTIVO	(159)
ix)	EXPOSICION Y DETRIMENTOS TOTALES CAUSADOS POR LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA	(159)
D)	REGLAMENTACION DE LOS EFECTOS AMBIENTALES	(160)
E)	EXPOSICIONES AMBIENTALES	(161)
4)	EFECTOS A LA SALUD	(162)
A)	PRINCIPIOS BASICOS	(162)
B)	EXPOSICION Y DAÑO BIOLÓGICO	(162)
i)	DOSIS ALTAS O EFECTOS AGUDOS	(163)
ii)	EXPOSICIONES BAJAS (LA CURVA DOSIS-RESPUESTA)	(163)
iii)	EFECTOS GENÉTICOS	(164)
iv)	RADIACION CORPORAL	(165)
v)	RADIACION NATURAL O DE FONDO	(167)
vi)	EFECTOS EXTERNOS, EFECTOS INTERNOS Y TRATAMIENTO	(167)
C)	RIESGOS DE EXPOSICION	(169)
i)	GUIAS DE EXPOSICION A LA RADIACION	(169)
D)	RIESGOS SOBRE LA POBLACION	(171)
i)	RIESGO A TRABAJADORES	(171)
ii)	RIESGO A MIEMBROS DEL PUBLICO	(172)

--- CAPITULO VII " MEDIDAS DE PROTECCION Y EMERGENCIA EN ACCIDENTES NUCLEOELECTRICOS "

1)	GENERALIDADES	(178)
A)	MEDIDAS DE PROTECCION	(178)
B)	CONSIDERACIONES CRONOLÓGICAS	(179)
C)	SELECCION DE MEDIDAS APROPIADAS DE PROTECCION	(179)
2)	GENERALIDADES DE LAS MEDIDAS DE PROTECCION	(179)
A)	REFUGIO	(179)
i)	BLINDAJE	(180)
ii)	CONTROL DE LA VENTILACION	(180)
iii)	RIESGOS, DIFICULTADES Y COSTOS	(181)
B)	PROFILAXIS RADIOLOGICA	(182)
i)	PRINCIPIOS BASICOS	(182)
ii)	DOSIS Y ADMINISTRACION	(182)
iii)	RIESGOS DIFICULTADES Y COSTOS	(183)
C)	CONTROL DE ACCESOS Y SALIDAS	(183)
i)	PRINCIPIOS BASICOS	(183)
i)	RIESGOS DIFICULTADES Y COSTOS	(184)
D)	EVACUACION	(184)
i)	PRINCIPIOS BASICOS	(184)
ii)	RIESGOS, DIFICULTADES Y COSTOS	(185)
E)	MÉTODOS DE PROTECCION PERSONAL	(186)
i)	PRINCIPIOS BASICOS	(186)
ii)	PROTECCION RESPIRATORIA	(186)
F)	DESCONTAMINACION DE PERSONAS	(187)
i)	PRINCIPIOS BASICOS	(187)
ii)	RIESGOS DIFICULTADES Y COSTOS	(187)
G)	ASISTENCIA MEDICA	(187)
i)	PRINCIPIOS BASICOS	(187)
H)	DECOMISO DE ALIMENTOS Y AGUA	(188)

i)	PRINCIPIOS BASICOS	(188)
ii)	RIESGOS DIFICULTADES Y COSTOS	(189)
I)	DESCONTAMINACION DE LAS ZONAS AFECTADAS	(189)
i)	PRINCIPIOS BASICOS	(189)
ii)	RIESGOS DIFICULTADES Y COSTOS	(190)
3)	MEDIDAS DE EMERGENCIA	(190)
A)	CONSIDERACIONES BASICAS	(190)
B)	EVALUACION DE ACCIDENTES	(191)
i)	FUNCION DEL EXPLOTADOR DE LA INSTALACION NUCLEAR	(191)
ii)	FUNCION DE LAS AUTORIDADES COMPETENTES	(192)
C)	INSTRUMENTOS PARA LA EVALUACION	(193)
i)	INSTRUMENTOS OPERACIONALES	(193)
ii)	INSTRUMENTOS DE EMERGENCIA EN LA INSTALACION NUCLEAR	(194)
iii)	INSTRUMENTOS DE EMERGENCIA EN EL EXTERIOR DEL EMPLAZAMIENTO	(194)
4)	PRONOSTICO DE LAS CONSECUENCIAS DE UN ACCIDENTE	(196)
A)	FUNCION DEL EXPLOTADOR DE LA INASTALACION NUCLEAR	(196)
B)	FUNCION DE LAS AUTORIDADES EN EL EXTERIOR DEL EMPLAZAMIENTO	(198)
5)	MEDIDAS CORRECTIVAS Y MADIDAS DE RESTAURACION	(199)
A)	CONSIDERACIONES BASICAS	(199)
B)	MEDIDAS	(199)
i)	CONTROL DE ACCESOS Y SALIDAS	(199)
ii)	DECOMISO DE ALIMENTOS Y AGUA	(200)
iii)	DESCONTAMINACION DE ZONAS Y MATERIALE	(200)
iv)	FIJACION DE RADIATIVIDAD RESTANTE	(200)
v)	CONTROL DE CONTAMINACION Y DOSIS	(201)
vi)	NIVELES DE INTERVENCION	(201)
vii)	ASPECTOS DE ORGANIZACION	(201)
C)	INFORMACION AL PUBLICO	(202)
D)	PERJUICIOS DERIVADOS	(202)
E)	ANALISIS RIESGO-BENEFICIO	(203)

--- CAPITULO VIII" SEGURIDAD EN LA NUCLEOELECTRICIDAD "

1)	SEGURIDAD NUCLEAR	(206)
A)	OPERATIVIDAD DE LAS PLANTAS NUCLEARES	(208)
B)	CLAUSURA DE PLANTAS NUCLEARES	(211)
C)	RADIATIVIDAD DEL REACTOR	(211)
D)	OPERACION NORMAL	(212)
E)	ANALISIS DE CASOS CRITICOS DE OPERACION	(214)
2)	SEGURIDAD EN EL DISEÑO DE REACTORES	(215)
3)	ANALISIS DE SEGURIDAD	(218)
A)	ANALISIS DE SECUENCIA DE FALLAS	(218)
B)	SEGURIDAD DE LA PLANTA EN CASO DE ACIDENTE	(219)
C)	FUNCION DEL OPERADOR EN LA SEGURIDAD	(220)
4)	IMPLEMENTACION DE LA SEGURIDAD	(221)
A)	ETAPA PRIMARIA	(222)
i)	SEGURIDAD DEL EMPLAZAMIENTO	(223)
ii)	REQUISITOS BASICOS DEL EMPLAZAMIENTO	(224)
iii)	INFLUENCIA DEL EMPLAZAMIENTO	(224)
B)	ETAPA DE DISEÑO	(226)
C)	ETAPA DE CONSTRUCCION	(226)



D)	ETAPA DE OPERACION	(226)
5)	LICENCIAMIENTO	(227)
A)	REPORTES DE SEGURIDAD	(229)
B)	INSPECCION REGULATORIA	(230)
C)	CODIGOS DE SEGURIDAD, GUIAS Y NORMAS	(231)
6)	SEGURIDAD DEL REACTOR NUCLEAR	(232)
A)	INTRODUCCION	(232)
B)	NIVELES DE SEGURIDAD ACEPTABLES	(235)
i)	ISLA DE TRES MILLAS	(237)
ii)	CHERNOBYL Y SUS CONSECUENCIAS	(239)
---	CAPITULO IX "CONCLUSIONES"	(250)
	RECOMENDACIONES	(256)

## OBJETIVO Y RESUMEN DEL PROYECTO :

El objetivo de esta tesis es la revaloración de la energía nucleoelectrónica como la alternativa energética más viable en el futuro cercano . Debido a la enorme importancia que tiene la disponibilidad de energía para la sobrevivencia y el desarrollo de la humanidad creemos que los beneficios ambientales y económicos que puede ofrecer la nucleoelectricidad son potencialmente enormes y de vital importancia para un país como el nuestro el cual está iniciándose en la explotación comercial de la Energía Nuclear. Por otro lado se deben analizar los posibles riesgos que puede originar y que han sido controversia y punto medular para la aceptación general de la Nucleoelectricidad como un beneficio y no como un peligro latente de destrucción y desastre.

Se realizará un análisis objetivo de los riesgos y las ventajas del uso de la energía nuclear en la generación de electricidad . El análisis abarcará los aspectos más relevantes como son , la salud , la ecología , la economía y la tecnología .

El primer capítulo , presenta los antecedentes de la nucleoelectricidad. Después se plantean las razones de la necesidad de la nucleoelectricidad así como sus perspectivas . Posteriormente se clasifican los diferentes reactores nucleares .

En el segundo capítulo ,se analizarán los riesgos de la nucleoelectricidad .Se evaluarán las probabilidades de fallas humanas o del equipo así como sus repercusiones en el desencadenamiento de un accidente .También se abordará la regulación de dichos riesgos

En el tercer capítulo , se analizarán el desarrollo y las consecuencias de un accidente originado por una planta nucleoelectrónica . Se compararán las consecuencias y el impacto de un accidente nucleoelectrónico con las de otros desastres industriales .

En el capítulo cuatro de evaluarán las descargas radiactivas . Se evaluarán la magnitud y la dispersión de las descargas .Se estudiarán las trayectorias que sigue la radiación descargada al hombre y la caracterización de esa radiación.

En el capítulo cinco se estudiarán los diferentes modos de penetración de la radiación en el organismo humano y los parámetros que regulan la evaluación de las dosis recibidas .

En el capítulo seis , se estudiarán los efectos ambientales derivados de la operación normal de las plantas nucleoelectrónicas . También se abordan los efectos a la salud originados por la operación de las plantas nucleoelectrónicas y se les compara con los producidos por la radiación de fondo .

En el capítulo siete se describen las medidas de emergencia y protección en caso de accidentes nucleoelectrónicos . Dentro de las medidas de protección se consideran la profilaxis radiológica , la asistencia médica y la prohibición del consumo de alimentos y agua contaminados . También se analiza la contaminación radiactiva y los diferentes procedimientos de descontaminación .

En el capítulo ocho , se analiza lo referente a la seguridad en el uso de la nucleoelectricidad . Se estudian los diferentes aspectos relacionados con la seguridad , como son el diseño , la construcción, la operación y la inspección de una planta nucleoelectrónica .

## --- CAPITULO I " SITUACION ACTUAL DE LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA "

### 1) ANTECEDENTES

La tecnología de la energía nucleoelectrónica ha sido desarrollada durante las cuatro décadas pasadas, logrando ser en la actualidad una fuente de producción de electricidad aceptable, confiable, segura y absolutamente viable. Al primero de enero de 1990 había más de 500 reactores nucleares comerciales en operación, en construcción u ordenados con una capacidad total de 431528 MWa en 33 países. En la tabla I.1.1.0 se presenta la lista de los reactores comerciales en el mundo.

La primera demostración exitosa del uso de la energía nuclear como una fuente de producción de electricidad tuvo lugar a principios de los años cincuentas. Desde entonces la tecnología de los reactores nucleares y la construcción y operación de las plantas nucleoelectrificadas ha pasado a través de diferentes etapas llegando a la madurez en varios sistemas de reactores nucleares que se usan ahora en la generación de electricidad en gran escala.

La introducción de la energía nucleoelectrificada en los países en vías de desarrollo comenzó en 1969 en la India. Las dificultades surgidas de la introducción de la energía nucleoelectrificada pueden atribuirse principalmente a que dichos países tienen una infraestructura tecnológica deficiente. La energía nucleoelectrificada requiere de una tecnología sofisticada y compleja con altas normas de calidad en la construcción de las plantas y un estricto control y supervisión en todas las etapas de un proyecto nucleoelectrificado. Los costos de inversión son mayores que los de las plantas generadoras de electricidad alimentadas con combustibles fósiles. Otro factor que limitó su introducción en los países en vías de desarrollo es el hecho de que se diseñaron y construyeron reactores de gran tamaño que sólo podían ser introducidos en redes eléctricas relativamente grandes.

Después de la demostración de la factibilidad técnica y la competitividad económica de la energía nucleoelectrificada a mitad de los años sesentas, tuvo lugar una gran expansión de la energía nucleoelectrificada a nivel mundial. Esto ocurrió principalmente en los países desarrollados pero también en algunos en vías de desarrollo. En esta etapa las consideraciones económicas y la necesidad de suministros de energía fueron los principales incentivos para su desarrollo.

Los años setentas no sólo trajeron un crecimiento mundial de la energía nucleoelectrificada, sino también algunos cambios mayores que afectaron y continúan afectando el desarrollo de la misma.

La crisis petrolera de 1973/1974 y el continuo incremento posterior de los precios del petróleo culminó en 1978/1979 en una segunda crisis de los precios del petróleo que redujo sustancialmente la competitividad de las plantas de electricidad que quemaban petróleo. Esto parecía desplazarlas del mercado de generación de electricidad a gran escala. Como una primera reacción a la crisis petrolera, se formularon planes de incrementos sustanciales de la energía nucleoelectrificada en muchos países y parecía estar asegurado un futuro promisorio para la energía nucleoelectrificada. Sin embargo esto no se realizó debido al efecto combinado de varios factores negativos.

El costo de las plantas nucleoelectricas y del combustible nuclear se incremento ; los requerimientos regulatorios de la energia nucleoelectrica se volvieron más rigurosos ; se incremento la inquietud sobre la proliferación de las armas nucleares y se asoció con fuertes controles y condiciones de salvaguardia para la exportación de las plantas nucleoelectricas y el desarrollo del ciclo del combustible nuclear ; las restricciones financieras se agudizaron ; las dificultades surgidas al introducir tecnologías complejas en países con infraestructura inadecuada fueron mayores a las originalmente esperadas ; el desarrollo y la disponibilidad de mano de obra calificada fue una gran contrariedad ; las tasas de crecimiento del consumo de energia y de la demanda de electricidad decrecieron y finalmente , la oposición pública a la energia nuclear , algunas veces razonada y más a menudo poco fundamentada creció a proporciones totalmente inesperadas en muchos países . La mayoría de los ambiciosos planes de desarrollo de la energia nucleoelectrica fueron reducidos o diferidos .

Sin embargo , a pesar de los factores negativos la energia nucleoelectrica conserva su lugar como una fuente de energia totalmente viable . Seguramente , su uso se incrementará a nivel mundial y el número de países con programas de energia nucleoelectrica también crecerá . Muchos países , varios de ellos en vías de desarrollo planean o quieren implementar programas de energia nucleoelectrica .(1)

## 2) LA NECESIDAD DE LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA

Una evaluación de la necesidad de la energia nucleoelectrica sólo puede hacerse en el contexto de la situación energética mundial y de su evolución pasada y futura . El análisis de la evolución de las tendencias del consumo mundial de energia y los futuros requerimientos lleva a las siguientes conclusiones generales :

- Ha habido un continuo incremento tanto del consumo de energia como de la producción de energia eléctrica . A nivel mundial el consumo de energia se incrementó a una tasa del 5% y la producción mundial de electricidad en 7.5% por año entre 1950 y 1980 .
- Las tasas de crecimiento están relacionadas al nivel de desarrollo de países y regiones . Los países altamente industrializados tienen tasas de crecimiento del consumo más bajas que los países en vías de desarrollo .

Todo parece indicar que la demanda mundial de energia seguirá creciendo durante las próximas décadas . Las estimaciones disponibles muestran que la demanda de energia de 1980 se duplicará en el año 2000 .

La tabla I.2.i) muestra el consumo mundial total de energia hasta el año 2000 y su incremento con respecto a 1980 . La energia eléctrica representa una de las principales formas de energia usadas para satisfacer los crecientes requerimientos de la industria . En 1980 , la proporción de la energia eléctrica en el

consumo total de energía es aprox. el 20% y se espera que se incrementa como al 20% para el año 2000 . La tabla 1.2.11) muestra estimaciones de la capacidad mundial de generación de energía eléctrica en el mundo en el año 2000 .

Las estimaciones antes mencionadas incluyen efectos esperados de los esfuerzos de conservación de energía y del desarrollo de tecnologías más eficientes para la conversión de energía y su aprovechamiento final .

La nucleoelectricidad podría reemplazar cantidades sustanciales de combustibles fósiles para la producción a gran escala de energía eléctrica . Durante 1980 la electricidad producida por plantas nucleoelectricas ( 660 TWh ) fue como el 8% de la electricidad generada en el mundo ( 8330 TWh ) . Se estima que para el año 2000 la proporción nuclear se incrementará al 20% o 25% .

A diferencia de la producción de electricidad, en algunos otros usos finales de la energía no se cuenta con sustitutos viables de los combustibles fósiles. Aún cuando se encontraran dichos sustitutos, se necesitarían varias décadas para desarrollarlos a escala comercial y las necesidades energéticas del mundo son cada día mayores (2).

Un mayor uso de la energía nuclear para la producción de electricidad ahorraría enormes cantidades de combustibles fósiles para otros usos de vital importancia en nuestra vida , en los cuales son insustituibles .

Se sabe que los recursos de los combustibles fósiles son limitados . Las estimaciones de los recursos disponibles de tales combustibles siempre han causado preocupación sobre su capacidad para satisfacer los crecientes requerimientos de energía en el futuro . Además , los combustibles fósiles se necesitan como materias primas indispensables para la industria petroquímica básica y secundaria que transforma los hidrocarburos en una infinidad de satisfactores imprescindibles para el desarrollo y el bienestar de la sociedad. Los derivados de los hidrocarburos tienen aplicación en el campo del transporte, en la industria de las fibras sintéticas para el vestido, en la industria del plástico y de los polímeros, en la industria de pinturas solventes y pegamentos, en la producción de fertilizantes y en muchos otros aspectos vitales para nuestro modo de vida. No hay duda de que los combustibles fósiles tienen usos y aplicaciones más importantes , útiles , racionales y benéficos para la humanidad , que el ser quemados en una ineficiente generación de energía .

Lo anterior es particularmente importante para México , por las siguientes razones :

- Aproximadamente el 75 % de la electricidad generada en México proviene de la combustión de hidrocarburos no renovables, y aunque son considerables las reservas de hidrocarburos se agotarán irremediablemente dentro de 50 años.
- El potencial carboeléctrico de México es mínimo y la generación carboeléctrica es altamente contaminante .
- El potencial hidroeléctrico de México es insuficiente para satisfacer una parte significativa de las necesidades del país .

--- Los recursos petrolíferos no renovables pueden ser una gran fuente de riqueza para México si son aprovechados en la industria petroquímica, para fabricar productos de gran utilidad y alto valor económico, en lugar de ser desperdiciados en la generación de electricidad.

Las llamadas "nuevas alternativas" de energía tales como la solar, la eólica, mareomotriz, geotérmica y biomásica están en etapas iniciales de su desarrollo industrial y sus tecnologías no han alcanzado un nivel de utilización eficiente para la producción de energía en una escala comercial o tienen un potencial de muy limitado para la producción de energía a gran escala. Por lo tanto es muy probable que para el fin del siglo su contribución al suministro total de energía no sea mayor al 5% o 10%. En la producción de electricidad no se espera que su contribución alcance algún valor significativo.

Para los países en vías de desarrollo la tasa proyectada de crecimiento para la demanda de energía eléctrica será indudablemente más alta que la tasa correspondiente de los países desarrollados. Las razones para esta alta tasa de crecimiento son:

- Una mayor tasa de incremento de población en la mayoría de los países en vías de desarrollo.
- La existencia de una sustancial demanda insatisfecha de energía y electricidad y un reducido consumo per cápita de electricidad en la mayoría de los países en vías de desarrollo.
- Las apremiantes necesidades de energía eléctrica para el desarrollo económico y el progreso industrial, necesarios para elevar su nivel de vida que está muy por debajo del de los países industrializados.

Se espera que la población mundial se incremente aprox. en 20% al terminar el siglo, sobrepasando los 6000 millones. La población de los países en vías de desarrollo representará el 77% del total en el año 2000. La distribución del consumo comercial de energía presenta grandes disparidades. Las naciones industrializadas, con el 27% de la población mundial consumen actualmente más del 75% de la energía total. El consumo per cápita de electricidad en los países industrializados es más de ocho veces mayor que el de los países en vías de desarrollo. La energía eléctrica es probablemente el elemento clave para alcanzar el progreso en los países en vías de desarrollo, ya que el proceso de desarrollo económico ocasionaría un rápido crecimiento de la demanda de energía eléctrica que debe ser satisfecha.

Durante la década de los setentas la energía nucleoelectrónica alcanzó una posición prominente entre las fuentes alternativas de energía. La posición competitiva de las plantas nucleares en relación con las plantas quemadoras de combustibles fósiles atrajo la atención de muchos países hacia la energía nuclear como una alternativa viable para la producción de electricidad. Los argumentos que apoyan la necesidad de la energía nucleoelectrónica pueden resumirse en los siguientes puntos:

- Es una fuente de energía que ya ha sido desarrollada a tal grado que pueda ser usada inmediatamente para la producción a gran escala de la energía eléctrica, lo cual no es el caso de las nuevas "fuentes alternativas de energía" .
- Es la única alternativa disponible a las plantas eléctricas convencionales que queman combustibles fósiles y por lo tanto pueden ahorrar y conservar combustibles fósiles, en particular petróleo, el cual es insustituible en otros usos.
- La experiencia extensiva que existe de la operación de más de 375 reactores de energía nuclear en el mundo provee una base tecnológica bien establecida para un desarrollo futuro.
- Los problemas que afronta un país en la introducción de la energía nuclear no son infranqueables y en muchos casos pueden encontrarse soluciones adecuadas.
- Los hidrocarburos se acabarán inevitablemente y habrá que hacer frente a enormes necesidades energéticas.(3)

### 3) PERSPECTIVAS DE LA ENERGIA NUCLEOELECTRICA

El futuro crecimiento de la energía nucleoelectrónica está fuertemente influenciado por factores políticos, sociales y económico entre otros. Tales factores afectan los planes y pronósticos de los programas nucleoelectrónicos a corto , mediano y largo plazo y son:

- A) Conservación de la energía. Esta tendencia ha persistido en algún grado desde la crisis petrolera. Tiende a optimizar el uso de la energía en la industria, el transporte y en muchas otras actividades .
- B) Recesión económica. Las recesiones reducen un poco el consumo de energía. También reducen el crecimiento de la industria causando renuencia a hacer nuevas inversiones.
- C) Incertidumbre en la disponibilidad de servicios y suministros del ciclo del combustible. Los operadores de las plantas nucleoelectrónicas dan gran importancia a la seguridad del suministro de combustible y a los servicios del ciclo del combustible por lo que las decisiones de inversión están condicionadas a esta seguridad.
- D) Incertidumbres en el proceso regulatorio. La continua evolución de los criterios regulatorios tiene un efecto perjudicial para las instalaciones nucleares . Estas incertidumbres resultan en un alargamiento del tiempo requerido para implementar las decisiones de aumentar la capacidad de generación nucleoelectrónica y en costos más altos.

- E) Restricciones financieras. Las políticas que se resisten a incrementar las tarifas eléctricas y problemas al obtener ganancias a largo plazo colocan a las instalaciones nucleoelectricas en una situación financiera difícil y tienden a descartar decisiones de proyectos de grandes inversiones de capital.
- F) Aceptación pública de la energía nucleoelectrica. Algunos sectores de la opinión pública de varios países continúan cuestionando la necesidad y la viabilidad de la energía nucleoelectrica .
- G) Políticas internas. En algunos países , se ha convertido en un tópico para los partidos políticos en las campañas electorales donde asumen una posición antinuclear para ganar electores.
- H) Suministros y precios de combustibles fósiles. Nuevos descubrimientos de importantes yacimientos de combustibles fósiles han diferido los programas originales de desarrollo nuclear , pero los incrementos de los precios de los combustibles fósiles tenderán a promover el desarrollo de la energía nucleoelectrica
- I) Factores sociales de naturaleza mundial . El crecimiento de la población, el estilo de vida y las medidas de protección ambiental han tenido efectos acumulativos sobre el crecimiento de la demanda energética. A largo plazo estos efectos favorecerán el crecimiento de la energía nuclear.
- J) Desarrollo de nuevas tecnologías energeticas. Estas influenciarán naturalmente el patrón de suministro de la energía mundial, incluyendo el crecimiento de la energía nucleoelectrica. Los efectos que quizá sean despreciables antes del año 2000 podrían ser importantes a largo plazo.
- K) Las políticas nacionales de energía y la cooperación internacional. Las políticas nacionales tales como aquellas dirigidas hacia la independencia energética o el énfasis sobre la cooperación internacional en el desarrollo de la tecnología energética y la acumulación de recursos en el ambiente mundial de su ministros energéticos decrecientes pueden tener considerables efectos sobre los programas de energía nucleoelectrica .

Es muy difícil identificar y más aún estimar el impacto de todos los factores que afectan el crecimiento futuro de la energía nucleoelectrica. Algunos factores tienen efectos indudablemente negativos, mientras otros tienden a compensar esos al proveer incentivos al desarrollo de la energía nucleoelectrica . Los factores en sí mismos y su impacto tienden a cambiar con el tiempo.

La tabla I.3.1.) contiene pronósticos del crecimiento de la energía nuclear hasta el año 2 000.

Más del 70% de la capacidad nuclear en operación o bajo construcción esta concentrada en siete países. EUA cuenta con casi la mitad de este porcentaje y el resto se distribuye entre Francia, URSS, Japón, RFA, Canadá y el Reino Unido.



Muchos de esos países tienen proyectos para expandir su capacidad nuclear. Algunos países tienen grandes programas nucleoelectricos, como Francia, URSS, Japon, Corea y Brasil. En cambio, EUA ha detenido casi totalmente su expansion nuclear. En la actualidad hay 33 países con plantas nucleares en operacion o bajo construccion. Se estima que antes del año 2000 más de 50 países tendrán programas de energia nucleoelectrica en marcha y más de la mitad serán países en vias de desarrollo.(4)

#### 4) SISTEMAS DE REACTORES NUCLEARES

Los reactores nucleares usados para la generacion de electricidad están diseñados, construidos y son operados para producir energia calorifica mediante la reaccion en cadena de fisión del  $U^{235}$  y  $Pu^{239}$ . Un reactor nuclear es un recipiente en el cual se mantiene bajo control una reaccion en cadena. El núcleo del reactor contiene el combustible con material fisible ( $U^{235}$  o  $Pu^{239}$ ). La energia calorifica de la fisión producida en el núcleo es transferida desde el núcleo a un medio refrigerante. El combustible y el refrigerante están separados por un material aislante adecuado, para prevenir que los isótopos radiactivos alcancen el refrigerante y para proteger al combustible de la corrosión y/o la erosión del refrigerante. ( Ver figs. I.4.E.i), I.4.E.ii )

Otros elementos principales del núcleo del reactor son el moderador y los materiales absorbentes de neutrones. El moderador tiene la función de retardar los neutrones emitidos en el proceso de fisión al rango de energia térmica en el cual son más efectivos para producir fisiones adicionales para mantener la reaccion en cadena. En el caso de tipo de reactores rápidos no se requiere moderador. La función de los materiales absorbentes de neutrones, que están tanto en la forma de barras móviles dentro del núcleo o compuestos químicos disueltos en el refrigerante, es regular la reaccion de fisión en cadena y controlar el nivel de potencia del reactor. Se requiere que un reflector de neutrones rodee al núcleo para prevenir fugas de neutrones y en consecuencia reducir los requerimientos de material fisible y mejorar la distribución de potencia dentro del núcleo.

Los principales elementos del núcleo del reactor están ensamblados de acuerdo al diseño específico de cada reactor, dentro de un tanque o un recipiente de presión con estructuras internas apropiadas para soportar los elementos de combustible, las barras de control, los canales del moderador y del refrigerante. La instrumentación y otros aparatos de control de operacion y medición están colocados en posiciones adecuadas dentro de la vasija del reactor, mientras que los motores impulsores del movimiento y el ajuste de las barras de control, las bombas que impulsan la circulación del refrigerante, las tuberías y las válvulas están instaladas fuera de la vasija del reactor.

Por razones de seguridad, todo el circuito y la vasija del reactor están encerrados dentro de un edificio contenedor hermético, el cual provee una barrera de seguridad contra la descarga de productos radiactivos al ambiente. El edificio de contención también provee proporcionar protección al reactor contra peligros exteriores

tales como caídas de aviones . El diseño de un sistema de reactor nuclear tiene varias barreras de seguridad contra la descarga de radiactividad . Esto incluye recubrimiento del combustible dentro del cual son retenidos los productos de fisión .

En una planta nucleoelectrónica el sistema del reactor provee la fuente de calor que reemplaza a la caldera de una planta de electricidad por combustión de combustibles fósiles .

La parte restante de la planta consiste de un circuito convencional de agua y vapor que alimenta vapor a una turbina que impulsa el generador eléctrico . El calor del reactor es transferido por el refrigerante y usado para generar vapor . El circuito de vapor-agua es ajustado a las condiciones de vapor alcanzables con una fuente nuclear de calor .

Aparte del circuito del reactor , la parte nuclear de la planta incluye sistemas para manejar y purificar el refrigerante del reactor e instalaciones para el manejo del combustible . El control del reactor y del circuito convencional se lleva a cabo desde un cuarto de control . La planta también incluye edificios , instalaciones equipos auxiliares y el suministro de agua refrigerante para el condensador . En la tabla I.1.i) se enlistan los reactores nucleoelectrónicos comerciales en el mundo al primero de enero de 1990 .(5)

#### A) CLASIFICACION DE LOS REACTORES NUCLEARES

Los reactores de energía nuclear están ampliamente clasificados de acuerdo a la energía de los neutrones : en reactores térmicos ( baja energía de neutrón ) y reactores rápidos ( alta energía de neutrón ) . Además están clasificados de acuerdo a los principales elementos en el núcleo del reactor , de acuerdo al combustible usado ( incluyendo su grado de enriquecimiento en el isótopo  $U^{235}$  ) , al refrigerante y al moderador . La tabla I.4.A.i.) muestra la clasificación de las principales clases de reactores nucleares y sus principales características .

Se han concebido muchos sistemas de reactores nucleares a través de las diferentes etapas del desarrollo tecnológico de la energía nucleoelectrónica . Sin embargo el presente capítulo está restringido a la revisión de aquellas clases de reactor que han sido desarrollados y usados a gran escala en las plantas nucleoelectrónicas , cuyos diseños y tecnologías han sido demostradas exitosamente y que tienen un potencial para un futuro desarrollo y uso en plantas de electricidad comerciales en el futuro previsible .

Los sistemas de reactores nucleares han sido agrupados en las siguientes categorías principales :

- i) Reactores probados y exportables comercialmente
- ii) Otros reactores completamente desarrollados
- iii) Reactores avanzados y parcialmente desarrollados

La primera categoría incluye tres clases de sistemas de reactores nucleares . Los reactores de la primera categoría representan aproximadamente el 85% de la capacidad nucleoelectrónica mundial instalada. Todos ellos han alcanzado un nivel de desarrollo técnico e industrial que permite considerarlos como sistemas maduros y probados para uso a gran escala en plantas comerciales de electricidad y son :

- PWR ( Reactores enfriados y moderados por agua ligera a presión ) ( 57% )
- BWR ( Reactores enfriados y moderados por agua ligera hirviendo ) ( 24% )
- PHWR ( Reactores enfriados y moderados por agua pesada a presión ) ( 4% )

Un 14% de la capacidad nucleoelectrica instalada corresponde a los reactores de la segunda categoria .

Los tipos de reactores nucleares incluidos en la segunda categoria son :

- GCR ( Reactores moderados por grafito y enfriados por gas )( 7% )
- AGR ( Reactores avanzados moderados por grafito y enfriados por gas )( 5% )
- LWGR ( Reactores moderados por grafito y enfriados por agua ligera )(2% )

El GCR , tambien conocido como sistema Magnox ha sido completamente desarrollado a un nivel de madurez tecnologica en Francia y en el Reino Unido .

El AGR ha sido desarrollado completamente en el Reino Unido como un sucesor del GCR . Una importante ventaja de este reactor es que debido a una mayor temperatura del elemento de combustible , el ciclo de vapor puede ser disenado para presiones y temperaturas altas que se usan generalmente en las estaciones termoelectricas fosiles avanzadas y por lo tanto , alcanza una eficiencia termica mucho mayor de la que podrian alcanzar otros reactores nucleares .

Las principales clases de reactores nucleares que pueden ser incluidas en la tercera categoria son :

- FBR ( Reactor rapido de cria )
- HTGR ( Reactor de alta temperatura moderado por agua y enfriado por gas )
- HMLWR( Reactor moderado por agua pesada y enfriado por agua ligera hirviendo )
- SGHWR( Reactor generador de vapor de agua pesada )
- HWGCR( Reactor moderado por agua pesada y enfriado por gas )

El disenio y la tecnologia de todos estos reactores nucleares han sido desarrollados y demostrados exitosamente en la generacion de electricidad . Sin embargo aun no estan considerados como alternativas competitivas de reactores nucleares en el mercado comercial , ni se ofrecen para exportacion . El FBR en particular y el HTGR en menor grado son objeto de esfuerzos sustanciales de desarrollo en varios paises debido a su promisorio futuro. Los HMLWR , SGHWR y HWGCR han sido llevados a la etapa de operacion de prototipos a escala industrial , pero los esfuerzos de un desarrollo adicional se han detenido . En conjunto los reactores de la tercera categoria solo representan como el 1% de la capacidad nucleoelectrica instalada .(6)

## B) REACTORES ENFRIADOS Y MODERADOS POR AGUA LIGERA

### i) REACTORES DE AGUA A PRESION-(PWR)

Este sistema fue concebido primero como una unidad de propulsión naval y ha sido exitosamente operado para aplicaciones submarinas en los E.U.A. desde 1953 .

El núcleo del reactor es contenido en un vasija de presión en la cual se usa agua ligera como moderador y refrigerante , circulando a través de un circuito primario cerrado . El agua que circula a través del circuito primario pasa por un intercambiador de calor donde se produce vapor en un circuito secundario que se usa para mover la turbina de la unidad generadora de energía eléctrica .

En la fig. 1.4.R.ii) se muestra una representación esquemática simplificada del sistema . La presión de operación en el circuito primario es de aproximadamente 158 atmósferas para evitar la ebullición del refrigerante. Esto requiere una vasija de reactor grande y pesada que puede tener un peso de varios cientos de toneladas . Debido a la alta presión en el circuito primario del refrigerante se necesita una fuente de confinamiento ya que la posible liberación de energía en caso de una ruptura en las tuberías a presión sería muy grande . La temperatura del vapor de entrada es del orden de 280°C y por eso se requiere de turbinas de mayor tamaño y menor eficiencia que turbinas de potencia similar en las plantas termoelectricas modernas .

El reactor es alimentado con Uranio ligeramente enriquecido en  $U^{235}$  ( al 2% o 3% ). Las barras de combustible están hechas de pastillas de dióxido de Uranio (  $UO_2$  ) encapsulado en zircaloy-4 el cual ha reemplazado el recubrimiento de acero inoxidable usado en los primeros diseños . El diseño del elemento de combustible ha alcanzado un alto grado de confiabilidad . Se han obtenido liberaciones de combustión promedio de más de 33 MW.d/kg U en reactores en operación. El reactor tiene que ser apagado periódicamente (aproximadamente una vez al año ) para reabastecerlo de combustible .

El control de la reactividad se lleva a cabo por barras de control y por un absorbedor químico de neutrones ( ácido bórico )  $H_2BO_3$  disuelto a una concentración adecuada en el refrigerante del reactor . Las barras de control permiten un control rapido de la reactividad para el apagado del reactor o para cambios de reactividad debidos a variaciones en las condiciones de operación del reactor. La concentración de ácido bórico se varía para controlar los cambios de reactividad a largo plazo, tales como el agotamiento del combustible y la formación de productos de fisión , enfriamiento o cambio de reactividad a potencia cero, cambios de reactividad inducidos por productos de fisión de término intermedio y agotamiento del veneno consumible . El reactor tiene un coeficiente de temperatura de reactividad fuertemente negativo lo cual es una sus características intrínsecas de seguridad .

El reactor de agua a presión ha sido el sistema más ampliamente desarrollado entre las clases de reactores probados y comercialmente disponibles . La experiencia operativa del reactor de agua a presión es extensa y seguramente la más abundante de todas las clases de reactor nucleares disponibles . En la operación , estas plantas son

consideradas tan confiables como las plantas termoeléctricas de combustibles fósiles. El rediseño de estas plantas ha sido satisfactorio para la gran mayoría de las plantas y la experiencia muestra que se pueden suponer factores de carga de las plantas del 70% para la planeación de sistemas y cálculos económicos. Aunque varias compañías han introducido refinamientos en el diseño, no han ocurrido cambios tecnológicos substanciales en los principales componentes o en los materiales usados. El mayor esfuerzo ha sido enfocado al aumento del tamaño y la potencia de estos reactores.

Las plantas de PWR están disponibles para exportación en Francia República Federal de Alemania, los E.U.A., la U.R.S.S. y Japón. El rango de tamaños es de 600 a 1300 MWe, excepto en el caso de la U.R.S.S. la cual exporta el reactor de 420 MWe. (7)

## ii) REACTORES DE AGUA HIRVIENTE-(BWR)

El desarrollo del BWR fue motivado originalmente por el deseo de reducir costos y evitar las dificultades tecnológicas eliminando los intercambiadores de calor usados en el diseño del reactor de agua a presión PWR.

En los E.U.A. se ha realizado un intensivo trabajo teórico y experimental sobre el fenómeno de ebullición y se confirmó la predicción de que tal sistema de reactor podría ser diseñado para operar con seguridad y estabilidad.

El sistema BWR de ciclo directo tiene muchas similitudes con el sistema PWR, pero difiere en un aspecto muy importante: el vapor pasa directamente de la vasija de presión del reactor a la turbina sin el uso del intercambiador de calor intermedio. El sistema está representado esquemáticamente en la fig. I.D.E.ii). Debido a que se permite la ebullición en el sistema, la presión de operación dentro de la vasija del reactor es mucho menor que para un sistema PWR (del orden de 69 atmósferas).

Las condiciones de calidad, presión y temperatura del vapor a la entrada de la turbina son similares a aquellas en el sistema PWR y también se requiere un diseño especial de la turbina. Sin embargo la eficiencia térmica es algo mayor que en el sistema PWR, debido a que el vapor pasa directamente a la turbina sin degradación de la energía en el intercambiador de calor. El hecho de que el vapor es llevado directamente del reactor a la turbina y que consecuentemente acarrea radiactividad ocasiona una diferencia significativa. Esta radiactividad la origina primordialmente el Nitrógeno-16, un isótopo de vida muy corta (vida media 7 segundos), de modo que la radiactividad del sistema del vapor existe solamente durante la generación de energía. La experiencia ha mostrado que el paro de mantenimiento de la turbina BWR, del condensador y de los componentes de alimentación del agua pueden realizarse sin exposiciones excesivas del personal a la radiación, ya que la radiactividad producida decae muy rápidamente.

El reactor es alimentado con Uranio ligeramente enriquecido. El enriquecimiento promedio para la carga combustible inicial está en el rango de 1.6% a 2.2% de  $U^{235}$ . El combustible de recarga tiene un enriquecimiento ligeramente más alto, con un rango promedio de 2.4% a 2.8% de  $U^{235}$ . Las barras de combustible están hechas de pastillas

de dióxido de Uranio ( $UO_2$ ) en tubos de zircaloy-2. Se han alcanzado liberaciones de combustión promedio de más de 30 MW.d/kg U en las plantas en operación. El reactor ha de ser apagado para el reabastecimiento de combustible. Las barras de control son de carburo de Boro en tubos de acero inoxidable. Las barras de control son impulsadas hacia arriba y hacia abajo del núcleo del reactor desde el fondo de la vasija del reactor por mecanismos impulsores activados tanto mecánica como hidráulicamente. Esos mecanismos permiten un posicionamiento axial para la regulación de la reactividad y permiten la inserción de las barras para el apagado. Las barras de control también realizan la función de distribución de potencia en el núcleo del reactor mediante patrones preestablecidos de distribución de las barras. Se puede tener un control adicional usando veneno del combustible (pastillas de óxido de Gadolinio mezclado con polvo de  $UO_2$  como base del material de algunas barras de control). Una de las características importantes del diseño del BWR es que en adición a un coeficiente de temperatura negativo el reactor tiene un coeficiente de vacío negativo debido a la ebullición interna.

El BWR es el segundo tipo de reactor más ampliamente difundido después del PWR. Entre los reactores BWR se encuentran los reactores de la planta nucleoelectrónica de Laguna Verde.

Los países más compenetrados en la tecnología del BWR son E.U.A. Japón y Suecia. Los reactores del tipo BWR han sido exportados por E.U.A., Suecia y la R.F.A.

En general, el comportamiento de las plantas de BWR's ha sido satisfactorio y se pueden suponer factores de carga similares a los de los PWR (aprox. 70%) para la planeación y los estudios económicos.

Las comparaciones técnicas y económicas entre los PWR y los BWR han mostrado que las diferencias entre los dos sistemas son mínimas. (8)

## C) REACTORES ENFRIADOS Y MODERADOS POR AGUA PESADA A PRESION-(PHWR)

El uso del Uranio natural como combustible moderados con características especiales de absorción de neutrones. El grafito y el agua pesada ( $D_2O$ ) son adecuados para este tipo de reactores. El desarrollo de los PHWR's empezó aproximadamente al mismo tiempo que el de los PWR, BWR y GCR, pero procedió a un ritmo más lento. El primer prototipo PHWR, NPD (22 MWt), fue puesto en operación en Canadá en 1962. Con un diseño algo diferente se completó otro prototipo en la R.F.A. en 1966. Ambos diseños fueron desarrollados adicionalmente por esos países y constituyen hoy dos versiones disponibles del PHWR. La versión canadiense es también conocida como CANDU (CANadá-Deuterium-Uranium) mientras que la versión alemana es frecuentemente nombrada Tipo Atucha. (Ver figura I.4.C.1.)

La principal diferencia entre las dos versiones de PHWR es el diseño del reactor. El CANDU tiene tubos de presión y la versión alemana tiene vasija de presión. Ambas versiones son alimentadas con Uranio natural en la forma de óxido de Uranio encapsulado en alloy de Zirconio. El agua pesada es usada como moderador y en un circuito separado también como refrigerante. El refrigerante debe ser

mantenido, al igual que en el PWR, a alta presión para prevenir la ebullición. Los generadores de vapor para ambas versiones, son similares a los generadores de vapor de los PWR's.

El combustible del CANDU es cargado en tubos de presión de Zircaloy horizontales los cuales pasan a través de un tanque grande conocido como la calandria- llenado con agua pesada como moderador. El uso de tubos de presión en el núcleo del reactor permite al sistema refrigerante estar presurizado sin la necesidad de enormes vasijas de presión construidas con acero.

Como en los reactores PWR, el reactor PHWR tipo Atucha usa una vasija de acero. El moderador y el refrigerante circulan en sistemas separados. El moderador es separado del refrigerante por el tanque moderador así como por los canales del refrigerante y está bajo la misma presión del refrigerante, pero es conservado a un nivel de temperatura más bajo con el fin de optimizar el balance de neutrones.

Para ambas versiones, el reabastecimiento y desalajo de combustible es efectuado mientras la planta nucleoelectrica está bajo carga total, sin afectar la operación. La liberación total promedio de energía de combustión es de 7.5 MW.d/kg U.

La representación del PWR es básicamente válida para el tipo Atucha. Las condiciones del vapor para el PHWR son 250°C y 41.5 atmósferas por lo cual tiene una entalpía menor que el vapor de los reactores de agua ligera. Debido al contenido de Tritio del agua pesada, los criterios de diseño son la minimización de fugas y la recuperación de cualquier pérdida que pudiera ocurrir. El funcionamiento de las plantas PHWR ha sido muy satisfactorio. Pueden asumirse factores de carga similares a los de los LWR ( 70% ) para la planeación y estudios económicos.

Los PHWR's han sido exportados y están disponibles para exportación en Canadá y en la R.F.A. Canadá está experimentando un desarrollo doméstico en la línea CANDU y ha exportado reactores de este tipo a la India ( la cual ha desarrollado posteriormente su propio diseño así como la capacidad de construir el CANDU ) a Pakistán, la República de Corea y recientemente Rumania. (9)

## D) OTRAS CLASES DE REACTORES

En este grupo se incluyen tres sistemas ( GCR, AGR y LWGR ) El GCR, conocido como sistema Magnox ha sido desarrollado en Francia y el Reino Unido. La elección de grafito como moderador permite el uso de Uranio natural y un ciclo de combustible relativamente simple. La figura I.4.D.1). contiene una representación esquemática del GCR. El reactor es alimentado con Uranio metálico natural, el refrigerante es dióxido de Carbono gaseoso ( CO<sub>2</sub> ). El calor es transferido a través de intercambiadores de calor produciendo vapor para impulsar un turbogenerador para producir electricidad. La vasija de presión de acero del reactor de los primeros modelos se sustituyó por una vasija de concreto reforzado. La alimentación se realiza bajo carga y la liberación total de energía al consumirse el combustible es de 3.5 a 4.0 MW.d/kg U. Debido a las propiedades físicas de las combinaciones de materiales usados en el reactor GCR ( grafito-gas ) el tamaño del reactor es relativamente grande. El funcionamiento de estas plantas ha sido muy satisfactorio. Sin embargo, cabe mencionar que los reactores Magnox ya no se construyen.

El AGR fue desarrollado en el Reino Unido como un sucesor del GCR. El uso de Uranio ligeramente enriquecido ( en forma de  $UO_2$  ) permitió alcanzar una mayor densidad de poder y mejorar las condiciones termodinámicas del vapor y esto llevó a un menor tamaño de reactor, conservando el grafito como moderador y el  $CO_2$  gaseoso como refrigerante. También se ha conservado la vasija de concreto reforzado.

El LWGR fue desarrollado en la U.R.S.S. La figura I.4.D.ii) contiene un diagrama esquemático. El LWR es alimentado con Uranio ligeramente enriquecido ( 1.8% ) moderado por grafito y enfriado por agua ligera hirviendo. (10)

## E) REACTORES AVANZADOS

Las estimaciones más aproximadas indican que entre 2000 y 2020 los 5 millones de toneladas razonablemente aseguradas y los recursos de Uranio adicionalmente estimados serán consumidos por los reactores nucleares que operen en esos años, durante sus lapsos de vida. Por esto se tiene un considerable interés en el diseño de reactores avanzados para lograr una mejor utilización del Uranio o para usar los recursos de Thorio que son mucho más abundantes.

Ha habido progresos sustanciales en los programas de reactores avanzados en nueve países, ( Canadá, Francia, R.F.A., Japón, India, Italia, U.R.S.S., R.U., y E.U.A. ). Estos programas avanzados incluyen la operación de prototipos comerciales y la demostración de reactores rápidos de cría, desarrollo y demostración de reactores térmicos con altas relaciones de conversión y el cierre de los ciclos de combustible para esas plantas, lo cual es fundamental para la futura capacidad de la energía nuclear de jugar un papel substancial en la satisfacción de las necesidades mundiales de energía a largo plazo.

Ha habido mucho interés en el desarrollo del FBR ( reactor rápido de cría ) desde el inicio del desarrollo de la energía nuclear. Es ampliamente reconocido que la introducción de los reactores rápidos de cría será una gran contribución a la satisfacción de los requerimientos mundiales de energía, ya que la cantidad de energía que puede ser extraída de los recursos de Uranio por los reactores rápidos de cría sería como 50 veces mayor que la obtenida con la tecnología actual de los sistemas de reactores nucleares térmicos. Esto se debe a las características particulares de los reactores rápidos de cría ya que son capaces de generar energía, produciendo ( criando ) al mismo tiempo combustible para seguir generando energía posteriormente.

El diseño de un reactor rápido de cría está basado en la reacción en cadena sostenida por los neutrones rápidos liberados en los procesos de fisión de  $U^{235}$  o  $Pu^{239}$ . Los neutrones excedentes que acompañan a la fisión no son moderados ni absorbidos en procesos de captura de energía media, de modo que pueden ser usados más efectivamente para transformar el material fértil (  $U^{238}$  o  $Th^{232}$  ) a material fisible (  $Pu^{239}$  o  $U^{233}$  ). El diseño de un reactor rápido de cría tiende a maximizar la tasa de producción de material fisible compatible con la producción de energía y una operación segura.



El desarrollo actual de la tecnología de los reactores rápidos de cría esta basado en diseños de reactor que usa Sodio líquido como refrigerante y Plutonio como combustible ( LMFBR's - Reactores rápidos de cría de metal líquido ) .

Se han alcanzado importantes logros en el funcionamiento y seguridad de reactores rápidos de cría . Las investigaciones sobre seguridad , las pruebas de demostración en la U.R.S.S. y en el R.U. han revelado que aun con una falla del sumidero final de calor , el enfriamiento por circulación natural del núcleo del FBR , evita daños al combustible . Las pruebas también han mostrado que el coeficiente negativo de temperatura de reactividad puede asegurar una operación estable .

Cabe destacar que la recirculación rutinaria del Plutonio producido por los reactores de cría , después de la irradiación en plantas prototipo del ciclo de combustible ha sido exitosa y se ha cerrado así el ciclo de cría , al menos en escala piloto .

Los costos de la energía de cría serán casi enteramente dependientes de los costos de capital de la planta del reactor y las instalaciones del ciclo de combustible . Las plantas nucleares de cría que estan siendo construidas , tienen un costo de capital muy superior a los de la presente generación de plantas nucleares térmicas .

Aunque ha habido retrasos e incertidumbres en el desarrollo del reactor rápido de cría en algunos países debido a razones políticas o financieras , en otros países se ha aumentado la inversión en el desarrollo de reactores avanzados y los ciclos de combustible . Las tendencias en el futuro serán plantas de mayor tamaño y el cierre del ciclo de combustible .

El HTGR es otro sistema de reactor avanzado en desarrollo . El principal interés en este sistema radica en la posibilidad de alcanzar temperaturas muy altas usando gas helio como refrigerante logrando así altas eficiencias térmicas . Este sistema da la posibilidad de usarse en la generación de electricidad y en la producción de calor de proceso con temperaturas de hasta más de 1000°C , lo cual sería esencial para la gasificación o licuefacción del carbón . El HTGR puede ser considerado como un sucesor de los sistemas GCR y AGR .

Se han desarrollado varios conceptos de reactor usando agua pesada como moderador pero enfriados por otros materiales y se ha llegado a la etapa de prototipos industriales . La ventaja de estos modelos radica en la reducción de las necesidades de agua pesada.(11)

## F) REACTORES DE PEQUEÑA Y MEDIANA POTENCIA

La presente generación de las plantas nucleoelectricas ha sido desarrollada para satisfacer principalmente las necesidades del mercado más grande para estas plantas el cual se encuentra en los países industrializados con redes eléctricas que admiten la introducción de grandes unidades del rango de 600 a 1300 MWe .

En general los reactores medianos y pequeños ( SMPR's ) fueron pensados como reactores nucleares del orden de 100 a 400 MWe .

Muchos países tienen redes eléctricas que sólo podrían admitir (SMPR's) y por lo tanto hay un considerable interés por este tipo de

reactores. Sin duda el papel relativamente pequeño de la energía nuclear en la cobertura de las necesidades de energía eléctrica de los países en vías de desarrollo podría incrementarse considerablemente con la reducción del costo de los reactores medianos y pequeños. Muchos países podrían considerar la opción nuclear en vez de consumir fundamentalmente combustibles fósiles, que en la mayoría de los casos no poseen.

En la India se están construyendo SMRR's con su propio desarrollo basado en el diseño CANDU.

Prácticamente todos estos diseños podrían ser aplicados para plantas de doble propósito (electricidad y calor).

Los principales factores que favorecen los reactores nucleares medianos y pequeños son:

- Posibilidad de integración a redes eléctricas relativamente pequeñas o débiles.
- Requerimientos globales de inversión más pequeños.
- Facilidad de transporte de equipo y componentes.
- Posibilidad de una fabricación más completa en el país de origen que permita un menor tiempo de construcción.
- Requerimientos menores de infraestructura nacional como consecuencia de una fabricación más completa en el país vendedor.
- Introducción más rápida de la energía nuclear.

Los principales factores contra los reactores medianos y pequeños son:

- Costos por KW y por KWh relativamente altos.
- Requerimientos de organización, regulación, educación, entrenamiento y mano de obra similares a los de una planta grande, lo cual implica proporcionalmente mayores esfuerzos.
- Un mercado mundial relativamente menor que el de las plantas grandes.
- Mercados potenciales a corto plazo, ya que el crecimiento de las redes nacionales haría desaparecer las limitaciones a las plantas grandes. (12)

## 5) EXPERIENCIA CON REACTORES NUCLEARES

Es sabido que cada instalación y planta nucleoelectrónica tiene características individuales únicas y que cualquier experiencia obtenida sólo tiene aplicabilidad limitada a otras situaciones o proyectos. Sin embargo hay algunos aspectos comunes y tendencias globales que tienen cierta relevancia y pueden ser usados como una base para los propósitos de planeación.

Cuando se evalúan los resultados de un análisis estadístico ha de tomarse en cuenta que en general las plantas difieren en tamaño, diseño y edad.

Si se observa la introducción de la energía nuclear en un país, la experiencia revela que sólo cinco países (Canadá, Francia, Reino Unido, E.U.A. y la U.R.S.S.) han desarrollado nacionalmente su primer proyecto de energía nuclear.

Los otros 25 países que se han introducido en la energía nuclear hasta ahora adquirieron su primera planta de energía nuclear en el extranjero. Algunos de ellos desarrollaron más tarde su propia

capacidad nuclear al punto de que ya no dependen de suministros del extranjero (R.F.A., India, Japon y Suecia), mientras que otros han incrementado su participación nacional a diferentes grados según su capacidad.

Cerca de la mitad de los 25 países que han importado su primera planta nucleoelectrica la adquirieron a través de proceso competitivo de licitación internacional, mientras que los otros siguieron un proceso de negociación directa con un proveedor preseleccionado.

Al observar la construcción de plantas nucleoelectricas, la experiencia sobre programas, costos, y los problemas más usuales es de mucho interés.

El lapso de tiempo de construcción muestra una amplia variación entre 4 y 10 años. Sin embargo, en promedio, las plantas fueron construidas entre 6 y 7 años. Para las plantas que entraron en operación comercial durante los setentas el tiempo de construcción se incremento al transcurrir la década.

De manera similar, muy pocas plantas fueron construidas al costo originalmente previsto. El costo se incremento debido a las demoras, a requerimientos adicionales de seguridad y a cambios en el diseño o modificaciones en la capacidad.

Sin embargo la experiencia también demuestra que las plantas nucleoelectricas en operación producen electricidad no sólo a un costo competitivo sino con márgenes de beneficio substanciales cuando se comparan con los costos de la generación por combustibles fosiles.

Algunos de los mayores problemas que han ocurrido con gran frecuencia durante la construcción son:

- Estudios inadecuados de evaluación de sitios.
- Oposición de grupos u organizaciones antinucleares.
- Dificultades técnicas causadas por características de diseño o componentes de equipo no verificados.
- Falta de un adecuado control de calidad.

La experiencia muestra que la operación y mantenimiento de las plantas nucleoelectricas han sido satisfactorios en general. Para las plantas nucleoelectricas, la seguridad y la confiabilidad son los principales parámetros a analizar.

La seguridad y en particular el funcionamiento de los sistemas de emergencia de las plantas nucleoelectricas ha sido excelente. Sin embargo esto no lo percibe el público como puede verse en los estudios y desplegados de la oposición pública. Sin duda han ocurrido muchos sucesos anormales incidentes y accidentes e inclusive algunos han involucrado la descarga de radiactividad al ambiente. Todos estos han sido muy publicitados por los medios de información. Sin embargo los hechos revelan que a lo largo de más de 2500 años de experiencia operativa de reactor no ha habido muertes o lesiones serias causadas por un accidente en una planta nucleoelectrica en occidente. La experiencia ha mostrado que la seguridad en la operación debe ser de importancia primordial, si la energia nucleoelectrica ha de permanecer como una fuente alternativa viable para la producción de electricidad. La experiencia ha mostrado también que los efectos de cualquier accidente nuclear no están limitados al lugar o país de la planta donde podrian ocurrir sino que afectan a la industria nucleoelectrica a nivel mundial.

Las estadísticas del desempeño y la confiabilidad de las plantas nucleoelectricas son compiladas y clasificadas por la Agencia Internacional de la Energia Atómica. Los dos factores principales del funcionamiento de una planta son :

- El Factor de Carga ( LF ) , el cual es la relación entre la energía que ha producido una planta durante el periodo considerado , y la energía que podría haber producido operando a máxima capacidad continuamente durante ese periodo ;
- El Factor Operativo ( OF ) , el cual es la relación entre el número de horas que la unidad estaba en línea y el número total de horas en el periodo de referencia .

La mayoría de los paros de operación han ocurrido por mantenimiento o por reabastecimiento de combustible y pruebas de los sistemas de la planta . La gran mayoría de las fallas en equipo han ocurrido en componentes , equipo o sistemas ajenos al sistema nuclear de generación de vapor .

De la experiencia en operación y mantenimiento de planta nucleoelectricas se ha aprendido mucho . Algunos puntos importantes son :

- Las consideraciones de seguridad en la operación y mantenimiento deben supeditar otras consideraciones .
- Es esencial la disponibilidad de personal altamente calificado para operaciones de mantenimiento .
- Los procedimientos de operación y mantenimiento deben estar claramente establecidos y ser rigurosamente cumplidos .
- Las plantas de energía nuclear deben ser diseñadas y construidas de modo que permitan una buena operatividad y mantenimiento en adición a la seguridad .(13)

TABLA I.1.1.) REACTORES NUCLEOELECTRICOS EN EL MUNDO (1o ENERO 1990)

PAIS	EN CONSTRUCC.		EN OPERACION		TOTAL		%E.N. 1986	%E.N.M. 1986
	No	MWe	No	MWe	No	MWe		
01 E.U.A.	12	14,051	111	98,170	125	114,461	13.5	31.1
02 FRANCIA	8	10,440	54	51,853	62	62,293	58.7	14.1
03 U.R.S.S.	8	6,100	49	36,253	71	58,406	10.0	10.9
04 JAPON	11	10,442	36	28,198	53	44,492	22.9	8.2
05 R.F.A.	0	0	23	21,801	24	23,085	23.2	8.4
06 CANADA	4	3,524	18	11,862	22	15,386	11.6	4.1
07 INGLATERRA	1	1,175	42	14,168	43	15,343	17.3	4.4
08 ESPANA	4	3,750	10	7,526	17	14,348	19.3	2.1
09 SUECIA	0	0	12	9,667	12	9,667	40.6	3.6
10 COREA SUR	1	920	8	6,303	11	9,123	20.0	1.7
11 CHECOSLV.	0	0	8	3,264	16	8,384	15.0	1.0
12 BELGICA	0	0	7	5,493	7	5,493	50.8	2.0
13 ITALIA	3	1,999	2	1,120	5	3,119	3.7	0.5
14 R.D.A.	0	0	5	1,702	11	5,134	11.0	0.6
15 SUIZA	0	0	5	2,951	5	2,951	36.5	1.1
16 TAIWAN	0	0	6	4,484	6	4,484	52.0	1.8
17 POLONIA	2	868	0	0	8	5,736	13.9	0.0
18 HUNGRIA	0	0	4	1,655	6	3,655	13.5	0.5
19 BULGARIA	0	0	5	2,585	8	5,444	28.6	0.7
20 RUMANIA	5	3,100	0	0	5	3,100	19.7	0.0
21 BRASIL	1	1,229	1	692	3	3,150	0.2	0.2
22 FINLANDIA	0	0	4	2,350	4	2,350	41.1	0.9
23 CHINA	1	300	0	0	3	2,100	2.5	0.0
24 INDIA	4	880	6	1,154	14	2,914	0.3	0.4
25 SUDAFRICA	0	0	2	1,840	2	1,840	0.8	0.7
26 ARGENTINA	0	0	2	935	3	1,627	10.0	0.4
27 MEXICO	2	1,308	0	0	2	1,308	5.7	0.0
28 CUBA	0	0	0	0	2	880	29.3	0.0
29 AUSTRIA	0	0	0	0	0	0	0.0	0.0
30 YUGOSLAVIA	0	0	1	620	1	620	4.1	0.2
31 FILIPINAS	1	620	0	0	0	0	0.0	0.0
32 PAISES BAJOS	0	0	2	507	2	507	5.9	0.2
33 PAKISTAN	0	0	1	125	1	125	2.7	0.1
<b>TOTAL</b>	<b>68</b>	<b>60,706</b>	<b>424</b>	<b>317,278</b>	<b>554</b>	<b>431,525</b>	<b>13.2</b>	<b>100.0</b>

NOTAS : LA DIFERENCIA ENTRE LA SUMA DE LOS REACTORES EN OPERACION  
 MAS LOS REACTORES EN CONSTRUCCION Y EL TOTAL SE DEBE A LOS REACTORES  
 PLANEADOS O EN OPERACION INDEFINIDA .  
 % E.N. 1986 : % DE LA NUCLEOELECTRICIDAD RESPECTO A LA GENERACION  
 TOTAL EN ESE AÑO. %E.N.M. : % DE LA NUCLEOELECTRICIDAD DE CADA PAIS  
 RESPECTO AL TOTAL MUNDIAL EN 1986. (I.1.1.).

**TABLA I.2.i.) ESTIMACION DEL CONSUMO MUNDIAL DE ENERGIA**  
 Unidad : 1 EJ =  $10^{18}$  Joules = 23.9 \*  $10^6$  TEP ( Toneladas  
 equivalentes de petróleo )

GRUPO DE PAISES	Consumo total de energía (EJ)			
	AÑO	1980	1985	2000
1. Norteamérica		94.2	102-105	119-120
2. Europa occidental		55.2	63- 66	82- 99
3. Pacífico desarrollado		19.9	26- 27	39- 46
4. Economías centralmente planificadas (Europa)		72.4	86- 89	119-137
5. Asia		47.2	60- 63	123-151
6. Latinoamérica		17.1	19- 21	36- 46
7. Africa y Medio Oriente		14.2	17- 18	34- 45
<b>Total Mundial</b>		<b>320.2</b>	<b>373-389</b>	<b>559-654</b>

**TABLA I.2.ii) PERSPECTIVAS DE LA ENERGIA ELECTRICA EN EL AÑO 2000**

GRUPOS DE PAISES	CAPACIDAD ELECTRICA INSTALADA	GENERACION DE ELECTRICIDAD
	(1000 MWe)	TW*h $10^{-9}$ kWh= $3.6*10^{-3}$ EJ
1. Norteamérica	1213-1600	4704-6213
2. Europa Occidental	985-1213	3856-4761
3. Pacífico Desarrollado	437- 578	1836-2429
4. Economías Socialistas ( Europa )	1051-1344	5032-6430
5. Asia	945-1132	4246-5102
6. Latinoamérica	304- 386	1151-1468
7. Africa y Medio Oriente	232- 311	884-1214
<b>Total mundial</b>	<b>5167-6564</b>	<b>21709-27617</b>

Nota: La electricidad suministrada por plantas nucleoelectricas fue convertida a energía primaria usando un factor de eficiencia promedio de 0.33 . Esto también es válido para la tabla I.2.i).

TABLA I.3.1) PERSPECTIVAS DE LA CAPACIDAD DE NUCLEOELECTRICA  
 INSTALADA Y DE LA GENERACION NUCLEOELECTRICA EN EL  
 AÑO 2000

GRUPOS DE PAISES	CAPACIDAD NUCLEOELECTRICA INSTALADA		GENERACION NUCLEOELECTRICA	
	( GWe )	%	10 <sup>9</sup> kWh	%
1. Norteamerica	169.7	13.9	1018.2	21.6
	239.3	14.9	1435.8	23.1
2. Europa Occidental	292.3	29.6	1753.8	45.5
	355.8	29.3	2134.8	44.8
3. Pacifico Desarrollado	100.4	22.9	602.4	32.8
	170.4	29.4	1022,4	42.1
4. Asia	45.0	4.7	270.0	6.4
	80.6	7.1	483.6	9.5
5. Latinoamerica	23.3	7.6	139.8	12.1
	43.6	11.2	261.6	17.8
6. Africa y Medio Oriente	18.6	8.0	111.6	12.6
	27.4	8.8	164.4	13.8
Total Mundial	746.6	14.4	4470.6	20.6
	1128.6	17.1	6771.6	24.5

Nota : Las cifras superior e inferior indican las estimaciones altas  
 y bajas respectivamente .

TABLA 1.4.A.1.) CLASIFICACION DE REACTORES NUCLEARES

CLASE DE REACTOR	SIMBOLO	ENERGIA DE NEUTRON	COMBUSTIBLE	
			CONCENTRACION FISIL	FORMA
MODERADO Y ENFRIADO POR AGUA LIGERA A PRESION	PWR	TERMICA	LIGERAMENTE ENRIQUECIDO	UO <sub>2</sub>
MODERADO Y ENFRIADO POR AGUA LIGERA HIRVIENTE	BWR	TERMICA	LIGERAMENTE ENRIQUECIDO	UO <sub>2</sub>
MODERADO Y ENFRIADO POR AGUA PESADA A PRESION	PHWR	TERMICA	NATURAL	UO <sub>2</sub>
MODERADO POR AGUA PESADA ENFRIADO POR AGUA LIGERA HIRVIENTE	HWLWR	TERMICA	NATURAL	UO <sub>2</sub>
GENERADOR DE VAPOR AGUA PESADA	SGHWR	TERMICA	LIGERAMENTE ENRIQUECIDO	UO <sub>2</sub>
MODERADO POR GRAFITO ENFRIADO POR AGUA LIGERA	LWGR	TERMICA	LIGERAMENTE ENRIQUECIDO	UO <sub>2</sub> O U-METALICO
MODERADO POR GRAFITO ENFRIADO POR GAS	GCR	TERMICA	NATURAL	U-METALICO
AVANZADO, MODERADO POR GRAFITO ENFRIADO POR GAS	AGR	TERMICA	LIGERAMENTE ENRIQUECIDO	UO <sub>2</sub>
DE ALTA TEMPERATURA MODERADO POR GRAFITO ENFRIADO POR GAS	HTGR	TERMICA	ALTAMENTE ENRIQUECIDO	UO <sub>2</sub> +ThC <sub>2</sub>
MODERADO POR AGUA PESADA ENFRIADO POR GAS	HWGCR	TERMICA	NATURAL	U-META-LICO, UO <sub>2</sub>
REACTOR RAPIDO DE CRIA	FBR	RAPIDA	ALTAMENTE ENRIQUECIDO	(U+Pu)O <sub>2</sub> (U+Pu)C



TABLA 1.4.A.1.) CLASIFICACION DE REACTORES NUCLEARES

CLASE DE REACTOR	REFRIGERANTE		MODERADOR
MODERADO Y ENFRIADO POR AGUA LIGERA A PRESION	AGUA	AGUA LIGERA	AGUA LIGERA
MODERADO Y ENFRIADO POR AGUA LIGERA HIRVIENTE	AGUA	AGUA LIGERA	AGUA LIGERA
MODERADO Y ENFRIADO POR AGUA PESADA A PRESION	AGUA	AGUA PESADA	AGUA PESADA
MODERADO POR AGUA PESADA ENFRIADO POR AGUA LIGERA HIRVIENTE	AGUA	AGUA LIGERA	AGUA PESADA
GENERADOR DE VAPOR AGUA PESADA	AGUA	AGUA LIGERA	AGUA PESADA
MODERADO POR GRAFITO ENFRIADO POR AGUA LIGERA	AGUA	AGUA LIGERA	GRAFITO
MODERADO POR GRAFITO ENFRIADO POR GAS	GAS	DIOXIDO DE CARBON	GRAFITO
AVANZADO, MODERADO POR GRAFITO ENFRIADO POR GAS	GAS	DIOXIDO DE CARBON	GRAFITO
DE ALTA TEMPERATURA MODERADO POR GRAFITO ENFRIADO POR GAS	GAS	HELIO	GRAFITO
MODERADO POR AGUA PESADA ENFRIADO POR GAS	GAS	DIOXIDO DE CARBON	AGUA PESADA
REACTOR RAPIDO DE CRIA	METAL LIQUIDO	SODIO LIQUIDO	NINGUNO

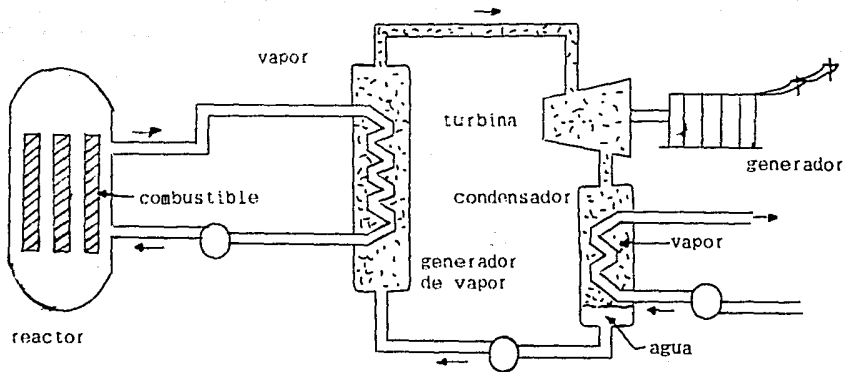


Figura I.4.B.i Diagrama esquemático del reactor enfriado y moderado por agua ligera a presión (PWR)

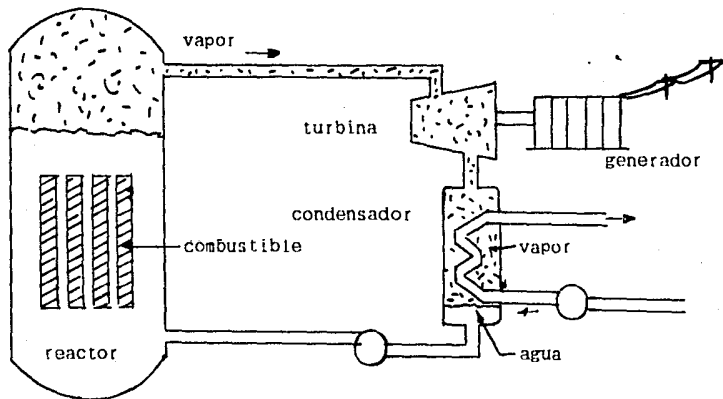


Figura I.4.B.ii Diagrama esquemático del reactor enfriado y moderado por agua ligera hirviendo (BWR)

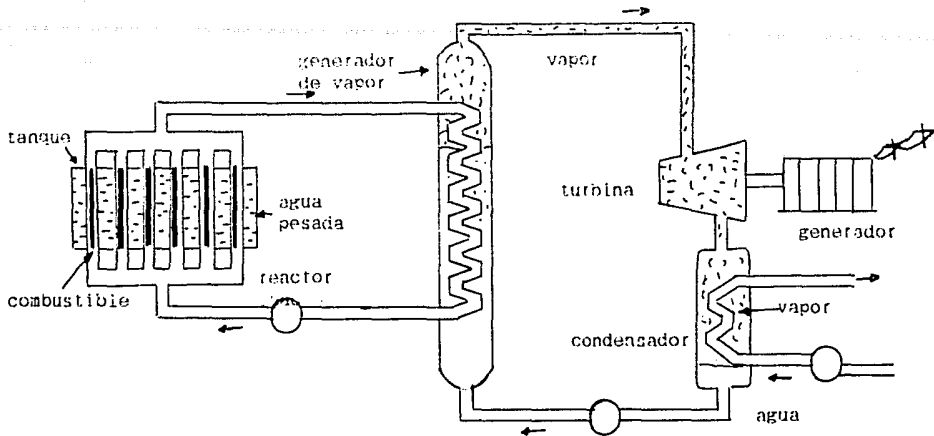


Figura 1.4.C.1 Diagrama esquemático del reactor enfriado y moderado por agua pesada a presión (HWR)

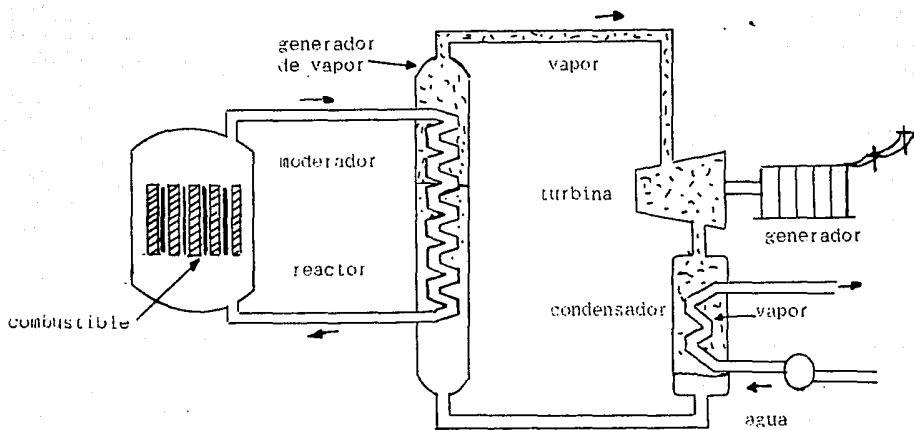


Figura 1.4.D.1 Diagrama esquemático de un reactor avanzado, moderado por grafito y enfriado por gas (GCR)

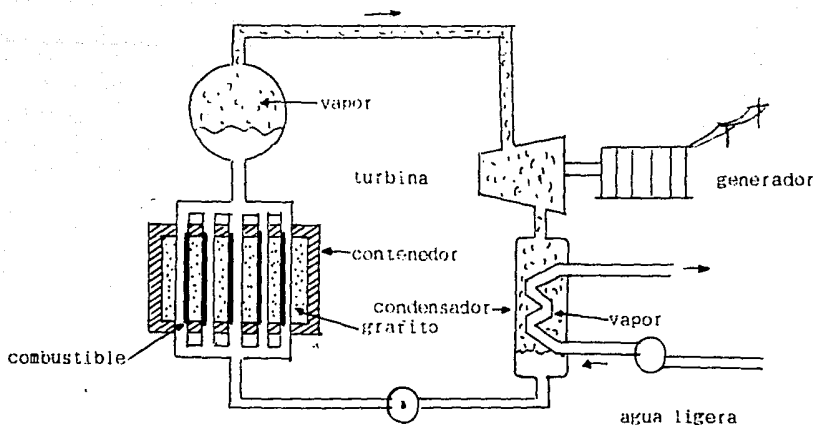


Figura 1.4.D.ii Diagrama esquemático del Reactor moderado por grafito y enfriado por agua ligera.

1) INTRODUCCION

La mayor preocupación que causan las plantas nucleoelectricas en lo referente a seguridad y salud pública es el riesgo que representan las descargas accidentales de grandes cantidades de materiales radiactivos al medio ambiente y sus efectos dañinos a corto y a largo plazo en la biosfera , especialmente sobre los ecosistemas .

Desde su origen ,la humanidad ha vivido inmersa en la radiación. Lo anterior se debe a que, los minerales, la vegetación, el aire, los alimentos, el cuerpo humano y las estrellas incluyendo al sol son fuentes de radiación. Lo nuevo son los conocimientos de los riesgos que causa la radiación y la tecnología desarrollada para controlar los riesgos que surgen del uso de la energía nuclear para la generación de electricidad .

A) RIESGOS BIOLÓGICOS

Las formas de radiación más riesgosas biológicamente son las partículas alfa , las partículas beta , la radiación gamma y los neutrones , los cuales afectan el material biológico por transferencia de energía . Esta transferencia causa daños a los átomos y moléculas por la ruptura de enlaces químicos y por la ionización de los tejidos . Las partículas alfa no tienen gran penetración y son detenidas , inclusive , por la capa exterior de la piel humana , mientras que las partículas beta son más penetrantes y los neutrones y la radiación gamma tienen un poder de penetración mucho mayor .

Los riesgos biológicos de la radiación han sido extensamente estudiados a lo largo de muchas décadas . Los efectos de la radiación sobre los sistemas biológicos han sido examinados en experimentos con animales , en víctimas de accidentes de radiación , en sobrevivientes de las bombas atómicas de Hiroshima y Nagasaki y en pacientes bajo radiación terapéutica o personas expuestas a la radiación por su trabajo .

La radiación puede producir daño cuando surge de fuentes exteriores al cuerpo humano o de isótopos radiactivos dentro del cuerpo humano . El daño biológico causado por los diferentes tipos de radiación es estimado de acuerdo a la cantidad de radiación absorbida en el tejido . La cantidad de radiación absorbida en el tejido se expresa en la unidad RAD .

Los riesgos biológicos son clasificados de manera general como riesgos somáticos , es decir efectos que ocurren dentro de los individuos expuestos , y riesgos genéticos o hereditarios , es decir defectos que ocurran en los descendientes por alteración de los genes de los progenitores .

En el caso extremo , la exposición del cuerpo entero a niveles de radiación muy altos de algunos cientos de RADS en un periodo corto ( por ejemplo 3600-4000 veces la dosis anual de radiación de fondo en una sola exposición ) causará enfermedades por radiación y puede ser fatal . A dosis menores la exposición a la radiación resulta en

alguna probabilidad de desarrollar cáncer y defectos genéticos pero esta probabilidad decrece al disminuir la dosis . La radiación a bajos niveles , puede resultar en algún daño a los tejidos vivos. Sin embargo el cuerpo humano tiene mecanismos para reparar este tipo de daño proveyendo así un cierto nivel de protección contra tales efectos de la radiación. Lo que no se sabe con certeza es si hay algún límite de exposición a la radiación debajo del cual el hombre no sufre ninguna lesión y por encima del cual si . Todas las personas están expuestas a la radiación como parte de su ambiente natural .(1)

## 2) ANALISIS DE RIESGOS

El objetivo de las características de seguridad del diseño , de la evaluación de la seguridad , de la implementación de la seguridad y de las medidas regulatorias es cumplir con los objetivos de la filosofía de defensa en profundidad . Bajo este régimen , las condiciones de la planta que requieren ser estudiadas y tomadas en cuenta para el diseño y el análisis de la seguridad , incluyen sucesos operativos anticipados , eventos con un potencial de descarga de radiactividad pequeño o mediano y los accidentes por razones de diseño y eventos que son postulados para establecer los requerimientos de funcionamiento de los últimos sistemas de seguridad de la planta . Los sucesos operativos anticipados son transitorios y sólo llevarían a una descarga de radiactividad pequeña o nula e incluirían cosas tales como fallas en las turbinas , pérdida de energía eléctrica de fuentes exteriores , pérdida parcial de agua de alimentación o flujo de refrigerante al reactor o retiro indebido de las barras de control .

Los eventos que podrían descargar cantidades de radiactividad moderadas incluyen fallas parciales del sistema de manejo de desperdicios , fallas que originen fugas de productos gaseosos de fisión y fallas en tubos del generador de vapor .

Los accidentes y eventos por razones de diseño incluyen accidentes de reabastecimiento de combustible , accidentes de pérdida de refrigerante , accidentes de ruptura de líneas de vapor , caída de las barras de control o accidentes de eyección y todos los fenómenos naturales tales como grandes terremotos , tormentas e inundaciones .

Las consecuencias calculadas de todos estos eventos , aún de los más improbables deben estar dentro de los lineamientos de seguridad . Todos estos accidentes y eventos están dentro del campo de los fundamentos de diseño de la planta y por ello están previstos y hay mecanismos para contrarrestarlos .

Sin embargo la categoría de los accidentes por fundamentos de diseño no ha incluido todos los eventos concebibles y físicamente posibles en una planta nucleoelectrónica . En el extremo del espectro de posibilidades hay algunas secuencias de posibles accidentes que podrían ocasionar serias consecuencias radiológicas fuera de la planta con un gran exceso sobre los lineamientos de la protección de la radiación . Tales accidentes involucrarían secuencias de fallas , cada una de las cuales es relativamente improbable .

En una situación en que fallaran todos los mecanismos de emergencia el suidero final de calor estaría total o parcialmente inutilizable lo cual llevaría a una fusión parcial o completa del

núcleo . Para estimar el riesgo de tales accidentes hipotéticos , es importante reunir información sobre las consecuencias de tales accidentes y la probabilidad de su ocurrencia . Para este propósito se realizaron dos importantes estudios de seguridad de reactores . El primero fue completado en los E.U.A. en 1975 y es conocido como el Reporte Rasmussen o WASH-1400 . El segundo fue publicado en agosto de 1979 en la R.F.A. y es conocido como el estudio alemán de riesgos en plantas nucleoelectricas . El Reporte Rasmussen ( WASH-1400 ) presenta por primera vez una evaluación probabilística de los riesgos de accidentes de fusión del núcleo .

Debido a que se sabe que tales accidentes deben ser muy raros no es posible hacer estimaciones probabilísticas sobre un análisis estadístico usual aplicado a otros peligros causados por el hombre o naturales . Con el fin de realizar una estimación de la probabilidad de una fusión del núcleo del reactor , el estudio WASH-1400 aplicó el árbol de fallas y el análisis del árbol de eventos donde las probabilidades de la secuencia de falla total son sintetizadas a partir de la confiabilidad de los componentes del sistema ( por ejemplo , bombas , sistemas automáticos de control, tuberías , válvulas , vasija ) . Tal información está disponible de equipos idénticos que operan en otras industrias .

Algunas percepciones básicas de los estudios de seguridad del reactor son :

- El uso de técnicas de evaluación de riesgos de una visión muy adecuada de los posibles puntos débiles en el concepto de defensa en profundidad ;
- Los grandes accidentes de pérdida de refrigerante no son los que más contribuyen al riesgo total , los pequeños accidentes de pérdida de refrigerante ( LOCA's ) y los accidentes transientes son mucho más significativos ;
- El error humano es la mayor contribución al riesgo global ;
- Mientras el riesgo social asociado con reactores de energía nuclear parece ser menor o equivalente a otros riesgos a los cuales está expuesta la humanidad , la frecuencia de accidentes que involucran un daño al combustible tiene una probabilidad de ocurrir más alta que la originalmente estimada . No obstante , un accidente de esos no necesariamente tendría consecuencias catastróficas para la salud y la seguridad .

Basado en el estudio WASH-1400 la probabilidad total para la fusión del núcleo para los reactores de agua ligera es de  $5 \times 10^{-5}$  por año-reactor . Esta estimación fue confirmada por el " estudio alemán de riesgos " que indicó un valor de  $7 \times 10^{-5}$  por año-reactor .

El análisis de los accidentes de fusión del núcleo muestra que en la gran mayoría de los casos las consecuencias serían muy limitadas . El estudio alemán de reactores nucleares muestra que en conjunto la probabilidad de que no hubiera muertes inmediatas es de más del 99% . Sólo podría ocurrir un gran número de muertes si coincidieran condiciones climatológicas adversas en el sitio de la planta y el máximo accidente posible ( MAP ) . Esto resulta en una probabilidad muy baja para eventos de grandes consecuencias .

Sin embargo, persiste una probabilidad muy baja de un accidente de graves consecuencias al público. La figura (II.2.1.) del estudio WASH-1400 muestra las muertes inmediatas y la frecuencia de accidentes para 100 plantas nucleoelectricas en los E.U.A. y para otras fuentes de riesgo causadas por el hombre, en forma de una distribución de probabilidades acumulativa. Las incertidumbres aproximadas de las estimaciones para la energía nuclear tienen factores que oscilan entre 0.25 y 4 para la magnitud de las consecuencias y entre 0.2 y 5 para la frecuencia. Puede concluirse de este diagrama que la probabilidad de accidentes de plantas de energía nuclear es como 3 o 4 ordenes de magnitud menor que accidentes comparables causados por otras fuentes humanas de riesgos.(2)

#### A) TOLERANCIA DE LOS RIESGOS

La tolerancia se define como la voluntad de vivir con un riesgo para asegurar ciertos beneficios, con la confianza de que dicho riesgo esta siendo controlado adecuadamente. Sin embargo no significa que se acepte plenamente tal situación. Cuando el riesgo es muy grande, puede ser tolerable, pero a la larga resultará socialmente inaceptable si no se hacen esfuerzos para reducirlo. El riesgo se define como la probabilidad de que ocurra un evento específico indeseable dentro de un período y circunstancias específicas. La tabla II.2.A.i.) muestra un amplio rango de riesgos que son aceptados voluntariamente a cambio del beneficio, por ejemplo un trabajo remunerado o instalaciones caseras que brindan confort.(3)

#### B) EVALUACION DE RIESGOS

El propietario de la planta debe presentar una evaluación de riesgos a la autoridad reguladora. No obstante con frecuencia la autoridad reguladora demanda precauciones adicionales a las ya existentes. Tales precauciones pueden incluir reforzamiento estructural de la planta, instalación de sistemas de emergencia redundantes en la planta y diversidad en los principios de operación de los instrumentos para atender las fallas de causas comunes tanto en el equipo principal como en el auxiliar de la planta.

Para identificar a los individuos y grupos de mayor riesgo y para cuantificar tal riesgo, debe reunirse información de las tasas de fallas de los componentes. Algunas fallas pueden ocasionar una secuencia que puede conducir a un escape de radiactividad. La probabilidad de este evento puede ser calculada de las probabilidades combinadas de los efectos contribuyentes. El riesgo de que tal fuga de radiactividad afecte al público depende de la naturaleza de la sustancia liberada y de factores externos tales como el clima, la distribución de población, los patrones de transporte de la radiactividad, las fuentes de agua usadas y las cadenas alimenticias.(4)



### C) REGULACION DE RIESGOS

La regulación de riesgos depende de tres principios :

- Si un riesgo dado es muy alto , o la posible consecuencia es inaceptable dicho riesgo debe ser totalmente evitado.
- Si un riesgo es muy pequeño , puede no ser necesaria ninguna precaución adicional .
- Entre estos extremos y teniendo en mente los beneficios resultantes y los costos de un abatimiento del nivel de riesgo , el riesgo debe ser reducido a un nivel tan bajo como razonablemente posible .

Para riesgos agudos tales como peligros carcinogénicos y tóxicos el tratamiento general es :

- Fijar un nivel de exposición personal que puede ser considerado tolerable , pero que no debe ser excedido
- Insistir en reducción de la exposición y del nivel general de riesgos al mínimo posible .

Para instalaciones nucleares estos principios son aplicados en el proceso de licenciamiento .

Las plantas deben ser inspeccionadas regularmente y debe llevarse un historial muy riguroso de todos los incidentes de la planta . Los reactores deben ser apagados cada dos años para inspección y mantenimiento y sólo pueden ser reencendidos si cumplen con las normas de la autoridad reguladora . Las modificaciones con el propósito de operar la planta más allá de la vida del diseño original son sujetas a una exhaustiva revisión de seguridad . En ese caso se requiere no sólo una demostración del buen funcionamiento de la planta , sino también una comparación con las nuevas normas de seguridad vigentes .(5)

### 3) EVALUACION PROBABILISTICA DE RIESGOS

Durante los 40 años del desarrollo de los reactores nucleares , el estudio de evaluación de riesgos en muchas industrias ha hecho grandes avances . El desarrollo subsecuente de la evaluación probabilística de riesgos ha permitido mejorar el diseño de las plantas modernas en el aspecto de la seguridad . Los primeros reactores de energía nuclear se construyeron con una gran fortaleza para lograr una seguridad aceptable .

La evaluación probabilística de riesgos depende de la identificación de los eventos iniciadores , posibles fallas de la planta que pueden ocasionar fugas de radiactividad directamente o por una sucesión de eventos relacionados. Las probabilidades y magnitudes de todas las consecuencias concebibles son calculadas sobre las tasas de fallas de los diversos componentes . Los medios de prevención del desarrollo de secuencias importantes de eventos que pueden ocasionar fugas deben ser considerados . La base para la evaluación de los riesgos individuales es el daño que sufriría una persona situada en los límites de la planta nucleoelectrónica.

La Organización Internacional de la Energía Atómica recomienda que la planta sea diseñada de modo que una descarga de radiactividad ocasionara a esa persona una dosis máxima de 100 mSv que equivalga a un riesgo de 1 entre 1000 de desarrollar cáncer. Las dosis de radiación más allá del punto crítico disminuirían rápidamente con la distancia y así, los efectos a la población circundante a la planta serían muy bajos. Las medidas de emergencia para la protección del público se planean sobre la base de un accidente de tal magnitud que cuando mucho podría ocurrir una vez en 3000 años-reactor.

Cualquier liberación mayor a la prevista en las bases de diseño sólo ocurriría como resultado de fallas en varios niveles de protección o por algún evento mayor imprevisible en las bases de diseño, tal como la falla de la vasija del reactor por una descarga incontrolable. La posibilidad de que ocurra una descarga como esas debe ser muy remota, procurando que no sea mayor a 1 en 1000000 por año-reactor.

Otras causas que son más difíciles de cuantificar sistemáticamente, también deben ser tomadas en cuenta. Tales eventos incluyen terremotos y errores humanos.

La operación de un reactor nuclear no presenta grandes dificultades en comparación con otras plantas industriales y además el sistema de paro de una planta nuclear es diseñado para operar muy rápido. Sin embargo los controles manuales no necesitan ser activados rápidamente por lo cual el operador tiene tiempo para pensar.

El sistema de control es diseñado de modo que cualquier intento de seguir operando el reactor fuera de los límites de seguridad de presión, temperatura etc., ocasiona el paro y apagado de la planta. Estos sistemas operan independientemente y no pueden ser anulados por el operador.

Sería extremadamente difícil anular los sistemas de protección de una planta nucleoelectrónica occidental en la manera en que ocurrió en Chernobyl, debido al gran número de dispositivos que causan el paro de los reactores rápido y automáticamente. Sin embargo el desarrollo de una secuencia de fallas en conjunción con la falla del paro automático no es imposible. En los reactores modernos el sistema de control automático tomaría el control de la situación dando al operador aproximadamente media hora para pensar y consultar antes de intervenir. Algunos expertos nucleares opinan que, el riesgo anual de una falla en una planta que ocasione una descarga incontrolable es del orden de 1 en 1000000. Si se incluyen las fuentes de riesgo incuantificables la probabilidad aumenta hasta 1 en 100000. A pesar de la improbabilidad de tales eventos es necesario contar con planes de emergencia y salvaguarda y ejercitarlos. (6)

## A) RIESGOS TOLERABLES

La tabla II.2.A.1.) muestra que el riesgo de muerte de 1 en 1000 por año que es el que padecen los trabajadores en los países industrializados, es considerado como la línea divisoria entre lo tolerable y lo intolerable.

El valor correspondiente para el público en general debe ser un décimo de este es decir 1 en 10000 por año, que es aproximadamente el de morir en un accidente de tránsito. En la práctica, el riesgo actual de las instalaciones nucleares es en promedio bastante inferior al límite de lo aceptable.(7)

## B) RIESGOS ACEPTABLES

Generalmente se acepta que 1 en 1000000 por año es un nivel de riesgo aceptable por debajo del cual no sería razonable insistir en costosas modificaciones a las instalaciones, siempre y cuando se mantengan las precauciones habituales.

Se han realizado algunos estudios de riesgos de eventos naturales capaces de matar cientos de personas y se estima un valor de 1 en 5000 por año. Los riesgos de eventos en plantas nucleares tienen un valor sensiblemente menor.

Si se tiene en cuenta la fuerte aversión social a la radiación se considera que un accidente nuclear civil es mayor cuando ocasiona una descarga incontrolable capaz de dar dosis de 100 mSv a 3 km de distancia, lo cual puede causar la muerte de 100 o más personas. Las probabilidades de que esto ocurra son de aproximadamente 1 en 1000000 bajo las medidas de control vigentes en los países desarrollados de occidente. Tal nivel de riesgos sólo ocasiona un aumento insignificante a los riesgos que corre la sociedad por muchas causas económicas, sociales y políticas importantes.

Los riesgos de las alternativas, especialmente los peligros en términos ecológicos, de impacto al clima y peligros a la salud por extraer y quemar combustibles fósiles para producir una cantidad equivalente de electricidad son considerables.

Los accidentes mayores en plantas industriales son muy poco frecuentes, debido en parte a las estrictas normas impuestas. Las normas aplicadas a la industria nuclear son mucho más estrictas que las de cualquier otra industria y no ha ocurrido ninguna descarga radiactiva importante en los reactores de occidente supervisados por la O.I.E.A. La descarga de Windscale en el Reino Unido en 1957 ocurrió en un reactor de la primera generación que no contaba con los modernos sistemas de seguridad pero esa etapa del desarrollo de la energía nuclear está superada.(8)

## 4) EVALUACION DE RIESGOS PARA REACTORES DE AGUA LIGERA

Al emprender algún proyecto hay que considerar tanto los riesgos como los beneficios. La evaluación de los beneficios es una cuestión fundamentalmente económica y está bien estudiada. La evaluación de los riesgos se basa en la estadística y se usa mucho en los seguros contra accidentes. Generalmente, mientras más raro es el evento a evaluar, más difícil es calcular sus posibles consecuencias ya que no se tiene mucha experiencia previa. En asuntos tan importantes como el uso de la energía nuclear, deben realizarse rigurosos estudios cuantitativos para que la sociedad pueda decidir si los beneficios sobrepasan los riesgos.(9)

## A) CONSIDERACIONES BASICAS

Rigurosamente el riesgo (R) se define como el producto de la frecuencia (f) por las consecuencias (C) .

Si por ejemplo, C = al número de personas muertas y f = a la frecuencia de este evento por año ; entonces R = el número de personas muertas por tales eventos por año. R es el riesgo sufrido por la sociedad y sus miembros contra el cual deben ser comparados los beneficios.

El cálculo de R y C está bien establecido para accidentes de reactores nucleares. Algunas metodologías similares se aplican a otras industrias altamente riesgosas como la industria química, sin embargo las normas para la industria nuclear son más estrictas.(10)

## B) RIESGOS INTRINSECOS

Para un reactor nuclear, la frecuencia (f) con la cual daña a la población se calcula mediante ecuaciones como la siguiente:

$$f = f_1 * P_1 * P_2 * P_w$$

f<sub>1</sub> es la frecuencia del evento iniciador (por ejemplo la pérdida del refrigerante) , P<sub>1</sub> es la probabilidad de que el equipo de seguridad falle (por ejemplo, que el suministro de refrigerante de emergencia falle) y P<sub>2</sub> es la probabilidad de que el contenedor falle liberando al ambiente radionúclidos vaporizados del núcleo sobrecalentado del reactor. P<sub>w</sub> es la probabilidad de que los vientos predominantes lleven los radionúclidos a zonas habitadas. En ese caso los daños serían causados por los radionúclidos que alcanzarán dichas zonas.

C es el número de personas dañadas por radionúclidos, y se calcula, a partir de la dosis de radiación que pudo haber recibido dicha gente de la nube errante de radionúclidos. También interviene en el cálculo el factor de retención del suelo sobre el cual se depositan los radionúclidos. Otro factor importante es la inhalación del aire contaminado y la ingestión de comida contaminada.

En algunos estudios de riesgos se han usado valores promedio para los factores que intervienen en el cálculo de f. Por ejemplo, si : f<sub>1</sub> = 10<sup>-7</sup> /año , P<sub>1</sub> = 10<sup>-4</sup> , P<sub>2</sub> = 10<sup>-1</sup> , P<sub>w</sub> = 10<sup>-1</sup> entonces, f = 10<sup>-13</sup> /año y en tal caso habría 100 muertos. Comparativamente, en accidentes no nucleares cotidianos como accidentes de aviación o accidentes de fábricas químicas tienen consecuencias similares o mayores. La frecuencia calculada de accidentes para las plantas de energía nuclear es significativamente menor a las de otras plantas industriales.(11)

## C) RIESGOS POTENCIALES

El riesgo fundamental proviene del deshecho del agua refrigerante a un río o lago . Los principales contaminantes son productos de activación lo cual puede ocurrir por desalajo directo o puede ser agravado por peligrosos componentes de larga vida retenidos temporalmente en las películas de corrosión de la unidad .

Los productos de fisión pueden provenir de cuatro fuentes :

- i) Irradiación del Uranio natural en el agua .
- ii) Polvo de Uranio impregnado en las superficies de los elementos de combustible .
- iii) Transmisión de productos de fisión a través del recubrimiento de los elementos de combustible .
- iv) Ruptura de los elementos de combustible .

En la práctica se pueden identificar como 80 radionúclidos en el efluente del reactor de los cuales 16 tienen especial significancia en los cálculos de riesgos .

Entre los radionúclidos mas riesgos, destaca el  $^{137}\text{Cs}$  concentrado a través de las cadenas biológicas , por irradiación intestinal y por deposición ósea proveniente del agua potable . Los organismos acuáticos que viven en ríos y lagos corriente abajo de las instalaciones nucleares tienden a acumular materiales radiactivos del agua .

El reactor de agua ligera a presión está diseñado para asegurar que el núcleo esté adecuadamente enfriado todo el tiempo. Es extremadamente improbable que dichas características técnicas fallaran por completo, pero en tal caso, el núcleo del reactor podría sobrecalentarse liberando radionúclidos. (12)

#### D) RIESGO DE FUSIÓN DEL NÚCLEO

El principio de la secuencia sería el evento iniciador. Por ejemplo, un accidente de pérdida de refrigerante ( LOCA por sus siglas en inglés ). La frecuencia estimada para este evento es de uno en mil años-reactor.

Falla de los sistemas de seguridad y consecuente fusión del núcleo. Cuando un accidente de pérdida de refrigerante es el evento iniciador el sistema emergente de enfriamiento del núcleo (ECCS) debe entrar en operación y si falla, el núcleo se derratirá.

La frecuencia global de fusión del núcleo se calcula de uno en un millón de años-reactor para los modernos reactores de agua ligera a presión .

Fallas en los equipos de los sistemas de seguridad aunados quizá a fenómenos tales como la combustión del Hidrógeno generado ocasionarían fracturas en la vasija de concreto del contenedor primario. Esto sólo ocurriría en accidentes muy graves.

Los radionúclidos de los escombros del núcleo son liberados al ambiente a través de las fisuras del contenedor. También existe la posibilidad de que las aberturas del contenedor por donde pasan las tuberías de servicios, no hayan sido selladas adecuadamente por los sistemas de seguridad y entonces los radionúclidos se fugarán a través de estas aberturas aun si el accidente no hubiera fisurado la vasija de concreto del contenedor.

Una característica común de los eventos que pueden iniciar un accidente severo es su tendencia a impedir el enfriamiento del núcleo. El flujo de calor durante la operación normal es como sigue:

- 1) Calor del núcleo del reactor
- 2) Al circuito primario
- 3) Al circuito secundario
- 4)-A A las Turbinas
- 4)-B Al mar o algún cuerpo de agua dulce  
o a torres de enfriamiento

Cualquier suceso que reduzca la capacidad para enfriar el reactor como pérdidas de refrigerante en los circuitos primario y/o secundario puede ser un evento iniciador. (13)

#### E) FALLAS EN EQUIPOS AUXILIARES

Si después de un evento iniciador, los equipos auxiliares de seguridad no operan de acuerdo al diseño, en circunstancias extremas el núcleo puede llegar a fundirse. Los suministros de electricidad y de agua de enfriamiento son importantes para la disponibilidad y la operación continua de muchos de los sistemas de seguridad de la planta. El agua de enfriamiento se requiere para extraer el calor del núcleo del reactor y llevarlo al mar o a una torre de enfriamiento, pero también se necesita para prevenir un sobrecalentamiento de los equipos de seguridad. Los equipos de dicha planta consumen muchos caballos de potencia por lo cual se genera más calor residual, que también ha de ser extraído por un sistema refrigerante auxiliar (CCW) que debe ser altamente confiable. En un accidente de pérdida de refrigerante, el flujo de decaimiento de calor del núcleo del reactor al mar pasa por este sistema auxiliar y por otros circuitos refrigerantes intermedios unidos a otro sistema refrigerante que sólo opera en casos de emergencia. (14)

La secuencia de eventos en un accidente de fusión del núcleo sería la siguiente:

	<b>Frecuencia</b>
1) Sucede el evento iniciador :	aprox. $10^{-3}$ /año
2) Falla de los sistemas de seguridad de la planta. El núcleo se funde	aprox. $10^{-6}$ / año
3) Ruptura o falla del contenedor :	aprox. $10^{-9}$ / año
4) Liberación de radioisótopos al medio ambiente	
5) Ocurren efectos ambientales	

#### F) FRACTURA DEL CONTENEDOR PRIMARIO

El edificio del contenedor primario es un cilindro de concreto reforzado que tiene una tapa hemisférica que está asentada sobre un grueso piso de concreto denominado base emparillada. Sólo en un accidente muy severo podría fundirse el núcleo del reactor y salirse de la vasija presurizada para caer en la alberca de supresión y convertir el agua en vapor. La presión que alcanzara este vapor podría causar fisuras en el contenedor.

Sin embargo, el vapor debería recondensarse en los ventiladores de enfriamiento que se encuentran dentro del mismo contenedor y caer de nuevo en la alberca de supresión en la cual se hallarían inmersos los restos calientes del núcleo con lo cual se reabastecería la alberca de agua continuamente.

Este es un proceso de reflujó y puede mantener los restos del núcleo a una temperatura suficientemente baja para no destruir la base emparrillada de concreto y que no llegen al subsuelo. Este proceso también debe mantener baja la presión del vapor para que no se fisure el contenedor primario (VER FIGURAS II.4.F.i.) y II.4.F.ii.).

Si los ventiladores de enfriamiento fallaran la presión del vapor aumentaría hasta fisurar el contenedor. La trayectoria seguida por el calor es:

- i) Decaimiento térmico de los restos del núcleo
- ii) Construcción del contenedor y su contenido
- iii) Ventiladores de enfriamiento y espesas rociadoras de refrigerante
- iv) Circuito componente de agua de enfriamiento
- v) Al mar o a la atmósfera

Las espirales del serpiente de enfriamiento transmiten el calor al agua de enfriamiento que se descarga en el mar.(15)

#### G) FRECUENCIA DE ACCIDENTES

Hay varias secuencias de eventos que no son críticas, sólo pocas conducen a un accidente de núcleo degradado. En conjunto, todos los accidentes de núcleo degradado resultan en una frecuencia de fusión del núcleo (M) y de fusión del núcleo y ruptura del contenedor (F) de aproximadamente:

$$M = 10^{-7} \text{ /año}$$
$$F = 7 \times 10^{-8} \text{ /año}$$

Se puede concluir que la fusión del núcleo aunada a la ruptura del contenedor es extremadamente improbable.(16)

#### H) MUERTES POR ACCIDENTES DE FUSION DEL NUCLEO

Si se considera el riesgo individual en función de la distancia radial al reactor nuclear dicho riesgo disminuye al incrementarse la distancia y llega virtualmente a cero a algunas decenas de kilómetros. En la figura II.4.H.i.) la línea continua representa las muertes que ocurrirían inmediatamente después de un accidente de fusión del núcleo. La línea discontinua representa las muertes posteriores causadas por cáncer contraído a raíz de dicho accidente. En esta última categoría se registra un máximo a 5 Km de la planta.

Para poner en perspectiva el riesgo individual de muerte inmediata, la frecuencia de muerte accidental es de  $3 \times 10^{-4}$  /año en circunstancias normales (esta es una cifra promedio que puede variar con la edad y el sexo). Es decir, en promedio, tres de cada diez mil personas mueren accidentalmente cada año, siendo los accidentes de tránsito una de las causas principales.

Para un típico reactor moderno, la frecuencia de muertes prematuras en individuos residentes en la cercanía de plantas nucleares debidas a un accidente de núcleo degradado es de  $2 \times 10^{-7}$  / año.

Es decir, los accidentes de núcleo degradado sólo aumentarían una parte en cienmil el riesgo de muerte accidental. (17)

## 5) RIESGO SOCIAL

Aunque el riesgo individual es sumamente pequeño, un gran número de personas pueden estar involucradas en dicho accidente.

El riesgo social se expresa mejor por los siguientes parámetros: La frecuencia con la cual ocurre un accidente y el número de gente que puede resultar muerta o lesionada.

Esto puede representarse de varias maneras y en la FIGURA II.5.i.) se da un ejemplo. Aquí, la frecuencia de los efectos de la salud se grafica en el eje vertical y el número de efectos en la salud se grafica en el eje horizontal. La línea continua representa las muertes inmediatas y su frecuencia es de  $2 \times 10^{-8}$  muertes / año-reactor de operación. Hay indicios de un comportamiento asintótico, de modo que el número de muertes permanece alrededor de 5000 al disminuir la frecuencia de  $10^{-11}$  a  $10^{-12}$  por año.

Una característica especial para la línea que representa los cánceres fatales es una meseta en la frecuencia entre  $10^{-7}$  y  $10^{-8}$  /año. Esto corresponde a la frecuencia de ruptura del contenedor. Cuando se alcanza esta frecuencia, el número de efectos se incrementa súbitamente como resultado del aumento en la liberación de radiactividad que ocurre cuando se rompe el contenedor.

Un análisis de riesgos involucra un gran número de incertidumbres, particularmente cuando se predicen accidentes que no han ocurrido en la realidad. Aun si se asume una actitud pesimista, sólo se duplicarían los riesgos anteriormente calculados. Sin embargo, el riesgo se halla aún a niveles muy inferiores de otros riesgos de nuestra vida cotidiana que consideramos muy tolerables.

## A) EXAGERACION DE LOS RIESGOS DE LA ENERGIA NUCLEAR

La radiación consiste de partículas subatómicas que cruzan el espacio a velocidades enormes de hasta 160 000 km/s . Ellas pueden penetrar el cuerpo humano , donde chocan y dañan las células biológicas y pueden causar cáncer o defectos genéticos en generaciones posteriores .

Esto suena aterrador y se puede pensar que sería muy grave ser impactado por una de esas partículas . Sin embargo no es tan grave la situación ya que cada habitante de la tierra recibe el impacto de 15000 partículas radiactivas -de fuentes naturales- cada segundo de su vida . No existe un número mínimo de impactos para que resulte lesionada una persona y por lo tanto ningún nivel de radiación es totalmente seguro . Además , cuando una persona se somete a una exposición de rayos X con fines médicos , recibe el impacto de aproximadamente 100 000 000 000 de partículas subatómicas radiactivas .



Al evaluar los peligros de la radiación, deben tomarse en cuenta dos aspectos. Es muy importante tener un enfoque cuantitativo ya que con un enfoque meramente cualitativo puede tenerse la impresión de que muchas actividades humanas resultan dañinas. La segunda consideración es que se debe guardar la perspectiva real de los riesgos. Una exposición de 1 millirem tiene una probabilidad en 8 millones de causar un cáncer fatal y una probabilidad similar de causar defectos genéticos. En general se supone una relación lineal entre la dosis y los efectos, lo cual inclusive da un margen de sobreestimación global de los efectos reales. Hay numerosas evidencias de que existen mecanismos de reparación de los daños por radiación. También se ha observado que una determinada dosis de radiación es menos nociva cuando se recibe en un lapso grande de tiempo que si se recibe repentinamente, lo cual hace suponer que los mecanismos de reparación están actuando. De igual manera se ha observado que el DNA de las bacterias se repara por sí solo cuando recibe dosis bajas de radiación. Además la mayoría de los experimentos con animales indican que la incidencia real del cáncer a dosis bajas es mucho menor que la predicha por la suposición de linealidad. (18)

#### B) PERSPECTIVA DE LOS RIESGOS DE RADIACION

1 Millirem es la exposición de radiación promedio que recibió el público en el accidente de la Isla de las Tres Millas. Por lo tanto es conveniente dar una perspectiva real de los riesgos derivados de una exposición de 1 millirem. Al tener 1 probabilidad en 8.000.000 de causar un cáncer fatal, ocasiona una reducción de vida de 1.1 minutos. Esta es la misma reducción en la expectativa de vida que ocasionarían tres fumadas de cigarro o el comer 10 calorías extras o estar expuesto a la contaminación del aire en las grandes ciudades durante una semana. Generalmente, los defectos genéticos surgen de mutaciones espontáneas, las cuales son esencialmente reacciones químicas. El aumento de la temperatura corporal tiende a aumentar la tasa de estas mutaciones, por lo cual el uso de ropa de fibras sintéticas que retengan el calor corporal, podría ser una causa más importante de mutaciones genéticas que el uso de la energía nuclear para la generación de electricidad. (19)

#### 6) COMPARACION DE RIESGOS DE LAS DIVERSAS FUENTES ENERGETICAS

El empleo de las diversas fuentes energéticas entraña riesgos muy variados (tecnológicos, ambientales, sanitarios, económicos, etc.), incluidos los relacionados con la seguridad de un abastecimiento continuo; y esa variedad dificulta seriamente las comparaciones. Las consideraciones de tipo general acerca del riesgo y en torno a la importancia relativa de las repercusiones sanitarias y ambientales pueden aportar antecedentes informativos que resultan de utilidad para comparar las diversas fuentes de energía disponibles. Ahora bien, lo que se requiere concretamente para una comparación determinada depende más de los parámetros correspondientes específicamente al emplazamiento y a los puntos de

vista del país de que se trate que de estimaciones generales de los riesgos. Así pues, puede ocurrir que no baste con formular declaraciones genéricas sobre los riesgos de las fuentes alternativas de energía, basándose en evaluaciones generalizadas de las consecuencias sanitarias, ambientales, si no se toman en cuenta los factores específicos peculiares del emplazamiento y del diseño considerados en cada caso. El aporte de energía no es en sí un beneficio comparativo. Las consideraciones referentes a la continuidad del abastecimiento, a la balanza de pagos y a las disponibilidades de recursos del país son otras clases de factores de beneficio o de riesgo que han de sopesarse. Procede pues, que estos análisis sean efectuados, para cada emplazamiento y para cada caso por separado, bien sea por los organismos locales competentes o por los poderes públicos.

Abundan los estudios en que se ha procurado efectuar tales comparaciones, pero en todos los casos es necesario formular juicios cuidadosos, para tomar datos procedentes de toda una serie de fuentes con diferentes niveles de confiabilidad en cuanto al grado de objetividad y subjetividad de la información disponible. En cada fuente de energía se advierten algunas propiedades tan evidentes que bien pueden dar un panorama sobre ciertos aspectos cualitativos de la problemática general.

Algunas de las repercusiones ambientales y sanitarias más patentes de las diversas fuentes energéticas, se tratarán más adelante. La intensidad de repercusión guarda una relación muy estrecha con la magnitud y la índole de los recursos utilizados y de los desechos producidos.

La generación de energía nucleoelectrónica tiene la ventaja de que en el ciclo del combustible, sólo se necesita tratar pequeñas cantidades de Uranio. Se requieren unas 200 toneladas de combustible de Uranio para un año de funcionamiento de una central de 1 GW(e) ( reactor de agua ligera), mientras que una central de esa capacidad alimentada con combustibles fósiles requiere unos 2 000 000 de toneladas de antracita, o 9 000 000 de barriles ( 1 500 000 de metros cúbicos, aproximadamente ) de petróleo. Las cantidades de materiales que han de moverse, el uso de los terrenos, y el número de horas-hombre que requieren las operaciones de extracción son aproximadamente el 10-15 % de los que se requieren en el uso del Carbón, a pesar del bajo contenido de uranio en la mena. Una vez extraído el uranio de la mena, las cantidades que han de manipularse son pequeñísimas en comparación con las correspondientes a los combustibles sólidos. (20)

## A) EXTRACCION DEL COMBUSTIBLE

La minería ( para la obtención del Carbón, de Uranio o de otros recursos ) es una actividad industrial con más riesgos que muchas otras. Es sabido que la neumoconiosis y el cáncer en el pulmón son riesgos propios del trabajo en las minas de Carbón y de Uranio. La minería afecta también el uso de la tierra, especialmente en el caso del laboreo a cielo abierto, aún cuando la bonificación y reutilización de terrenos sea practicable. Además, la minería origina desagües ácidos que han de regularse debidamente para impedir

la degradación ambiental de las corrientes en las que se descargen. Como consecuencia del perfeccionamiento de la tecnología minera, cada vez son más raros los accidentes, tanto en la minería del Carbón como en la del Uranio. Los riesgos profesionales de la minería del Carbón y del Uranio pueden ser consideradas similares, en general pero la pequeñez de las cantidades de materiales que han de tratarse en el ciclo del combustible nuclear se traducen directamente en menos lesiones y fallecimientos de origen profesional por unidad de energía generada.

Los trabajos de exploración y producción de gas y petróleo, particularmente en las operaciones submarinas, crean riesgos elevados para un pequeño número de trabajadores de ciertas categorías especiales. Otra causa de preocupación son los derrames de petróleo, ya sea que procedan de las torres de producción o de descargas normales o accidentales de buques petroleros.

La producción de petróleo a partir de pizarras bituminosas requiere grandes cantidades de agua. Si se usan instalaciones de superficie para la extracción de petróleo se dañan grandes extensiones de terreno y se origina mucho material de desperdicio.

La conversión de Carbón en combustibles sintéticos gaseosos y líquidos produce afluentes y desechos que pueden contener cancerígenos en concentraciones significativas. (21)

## B) TRANSPORTE Y ALMACENAMIENTO

Durante el transporte y el almacenamiento pueden producirse incendios y explosiones tanto en el caso de los combustibles sintéticos o del petróleo obtenido de pizarras o arenas bituminosas. El transporte del combustible nuclear, y en particular el del combustible agotado, requiere precauciones, debido a la radiactividad. Por mar, por carretera o por ferrocarril se transportan grandes cantidades de petróleo y de Carbón, transporte en el que el riesgo de un accidente ( choques, etc ) es superior al que plantean los materiales requeridos en el ciclo del combustible nuclear, cuyo volumen es mucho menor. (22)

## C) GENERACION DE ENERGIA

La producción de energía nucleoelectrónica inevitablemente implica grandes cantidades de materiales radiactivos que hay que controlar y que son controlables. En esta esfera, la preocupación principal es la de evitar que en las plantas nucleoelectrificadas ocurran accidentes que pudieran ocasionar la liberación de grandes cantidades de materiales radiactivos en el medio ambiente. La generación de energía hidroeléctrica entraña la posibilidad de la rotura de los embalses.

Toda central térmica, sea cual sea el combustible ha de descargar calor residual en el medio ambiente. Una de las mayores desventajas de los recursos energéticos renovables es que debido a su baja densidad de energía, hay que utilizar mucho terreno por unidad de potencia generada. Como un ejemplo de lo anterior se estima que para generar una cantidad de energía equivalente a la que generará la planta nucleoelectrificada de " Laguna Verde ", se requeriría cubrir una

superficie igual a 50 000 canchas de futbol con celdas fotoeléctricas con el inconveniente de que la producción de energía sería interrumpida en las noches.

En la combustión del Carbón se desprenden dióxido de Azufre , óxidos de Nitrógeno y partículas que pasan a la atmósfera . También la combustión del petróleo ocasiona la liberación de cantidades menores de dióxido de Azufre y de óxido de Nitrógeno . Las emisiones de dióxido de Azufre ocasionan daños en edificios , en los ecosistemas terrestres , inclusive en los cultivos agrícolas y forestales , y en los ecosistemas acuáticos , además de los efectos sobre la salud pública.

Todos los combustibles fósiles producen dióxido de Carbono cuando se queman. En estos últimos años se ha expresado frecuentemente el temor a que el aumento del contenido de dióxido de Carbono en la atmósfera pueda llegar a afectar el clima mundial al modificar el equilibrio de la radiación térmica (efecto invernadero). Es difícil predecir con exactitud los resultados de esta evolución pero los últimos estudios realizados confirman que el planeta se está calentando. Los modelos climatológicos mundiales indican que si se duplicara la concentración de dióxido de Carbono en la atmósfera , la temperatura media de sus capas inferiores aumentaría en 1,9-2,9 °C ; y la temperatura de las capas superficiales de la tierra en latitudes elevadas se duplicaría o se triplicaría. Si se mantiene el ritmo actual en el incremento del uso de los combustibles fósiles , que es del 4% anual , estos efectos podrían producirse de aquí a 30-50 años. Las consecuencias reales son inciertas . A corto plazo , ( es decir en algunos decenios ) , esa elevación de temperatura podría ocasionar un desplazamiento de las zonas climáticas con cambios del régimen de lluvias que afectarían significativamente a la producción alimentaria mundial y desertificarían extensas zonas. A la larga , se teme que la elevación de la temperatura en las latitudes altas pudiera ocasionar la fusión de los mantos de hielo de la antártida occidental , con lo cual , el nivel de los océanos subiría 6 metros y se inundarían muchas de las ciudades establecidas a nivel del mar . Finalmente , la fusión de todo el hielo de los casquetes polares elevaría el nivel del mar en unos 70 metros. El empleo de la energía nuclear descarga pequeñas cantidades de materiales radiactivos en la atmósfera y en el medio ambiente, pero no dióxido de carbono ni virtualmente, ninguno de los contaminantes que se desprenden al quemar combustibles fósiles.

El aislamiento a largo plazo de los desechos ocasionados por el uso de la energía nucleoelectrónica causa casi tanta preocupación como la prevención de accidentes . Aunque el volumen de los desechos de alta actividad que han de aislarse de la biosfera es muy pequeño se trata de material que conserva un elevado nivel de radiotoxicidad durante varios siglos y un nivel reducido durante mucho más tiempo todavía.

El uso del Carbón se traduce en la producción de grandes volúmenes de ceniza volante que puede contener , en concentraciones bajas , metales tóxicos . Esa ceniza volante ha de tratarse de modo tal que la descarga de tales materiales a corrientes superficiales queda reducida a niveles aceptables. (23)

## D) RIESGOS PARA AL SALUD

Hay estadísticas relativas a las enfermedades profesionales y a la frecuencia de los accidentes industriales, incluidos los mortales que ocasionan las actividades de extracción, transporte y almacenamiento de combustible y de la generación de electricidad. Las consecuencias que para la población en general tienen las descargas radiactivas debidas al ciclo del combustible pueden deducirse partiendo de los conocimientos actuales, pero las de las descargas ocasionadas al quemar combustibles fósiles son menos conocidas, y han sido menos documentadas. Se ha procurado efectuar estudios comparativos de riesgos para la salud de los trabajadores de estas industrias y para la población en general, pero la información disponible muestra diferentes niveles de confiabilidad y grados de objetividad. Estos informes permiten llegar, en el mejor de los casos a una conclusión cualitativa: la de que "dentro de los límites obvios de estas estimaciones, los sistemas nucleares adecuadamente emplazados, construidos y mantenidos no entrañan más riesgo, y probablemente menos, que los basados en la combustión de petróleo o de Carbón, teniendo siempre en cuenta el ciclo completo del combustible."

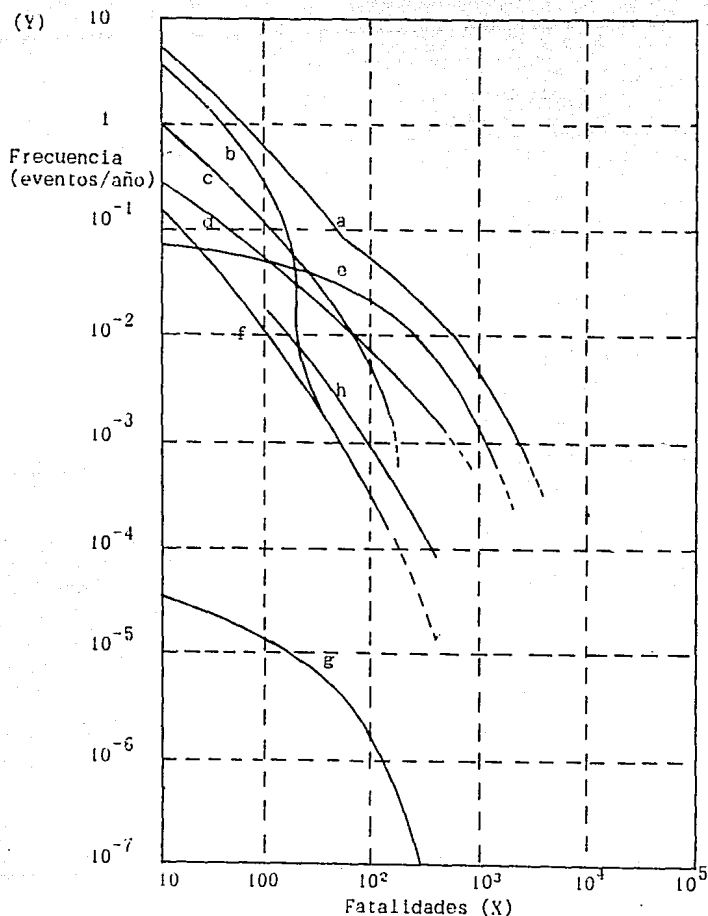
Con todo, los niveles de seguridad no son un concepto estático. En la mayoría de las industrias, ocupaciones y actividades se pone constante empeño en reducir el riesgo de accidentes y sus consecuencias. (24)

TABLA II.2.A.i) NIVELES DE RIESGO DE MUERTE POR AÑO  
 ( CIFRAS PROMEDIO , APROXIMADAS )

---

1 en 1000	Riesgo de muerte en grupos de alto riesgo dentro de industrias relativamente riesgosas como la minería
1 en 10000	Riesgo general de muerte en un accidente de tránsito
1 en 100000	Riesgo de muerte en un accidente en el trabajo en las partes más seguras de la industria
1 en 1000000	Riesgo general de muerte en un incendio o una explosión de gas en el hogar
1 en 10000000	Riesgo de muerte natural al dormir

---



- |                                 |   |
|---------------------------------|---|
| a) Total causados por el hombre | e) Falla en diques                                    |
| b) Total accidentes aereos      | f) Personas sobre tierra a causa de accidentes aereos |
| c) incendios                    | g) 100 Plantas nucleares                              |
| d) Explosiones                  | h) Liberaciones de cloro                              |

Figura II.2.a.i Frecuencia de eventos que involucran fatalidades (WASH-1400).  
 Nota: La frecuencia debida a accidentes automovilisticos no se muestran porque no hay datos disponibles para las grandes consecuencias que éstos originan. Los accidentes de este tipo causan aprox. 50 000 muertes por año.

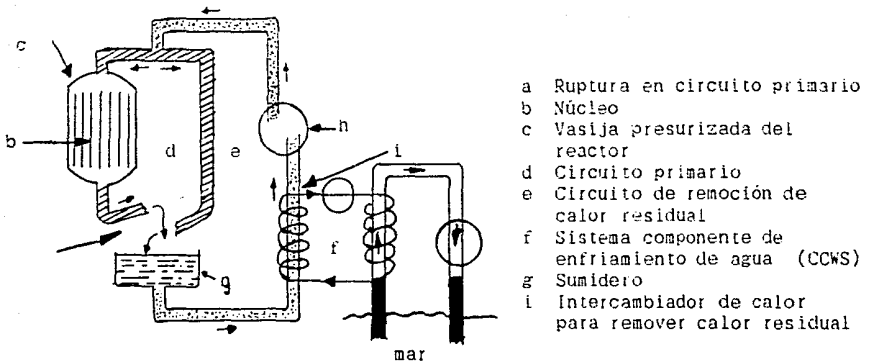


Figura II.4.F.i La falla del componente del sistema de enfriamiento de agua (CCWS) puede causar el sobrecalentamiento del núcleo que sigue a un LOCA

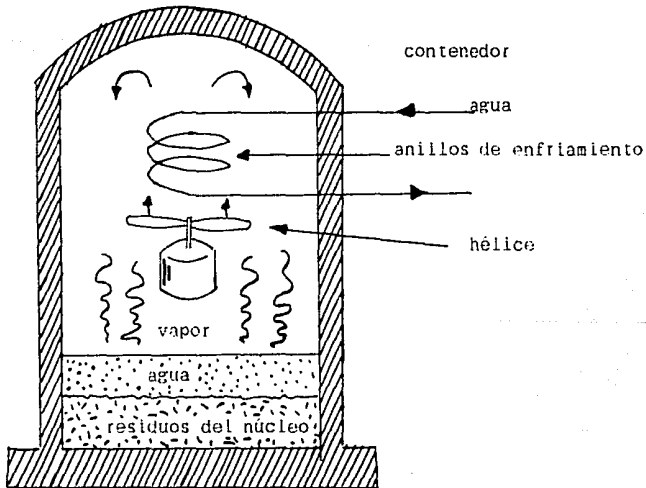


Figura II.4.F.ii El enfriador de hélice recondeusa el vapor producido por los residuos del núcleo



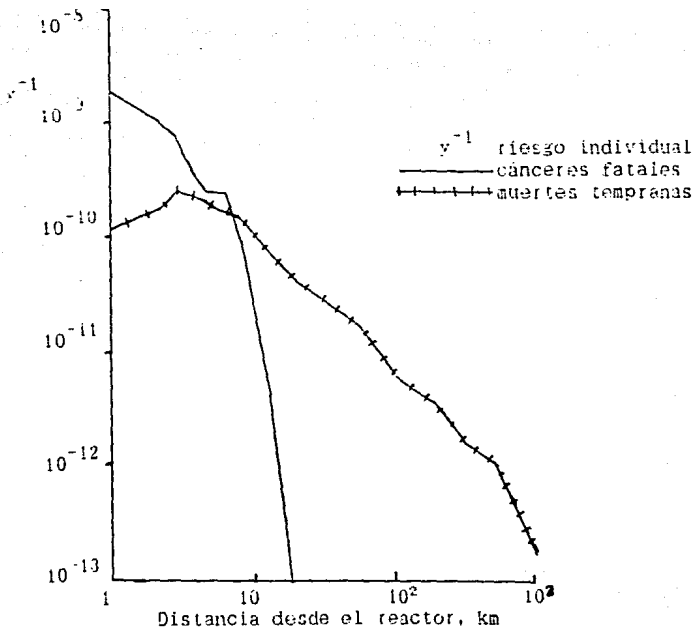


Figura II.4.H.1 Riesgo individual de reactores de núcleo degradado por año-reactor de operación

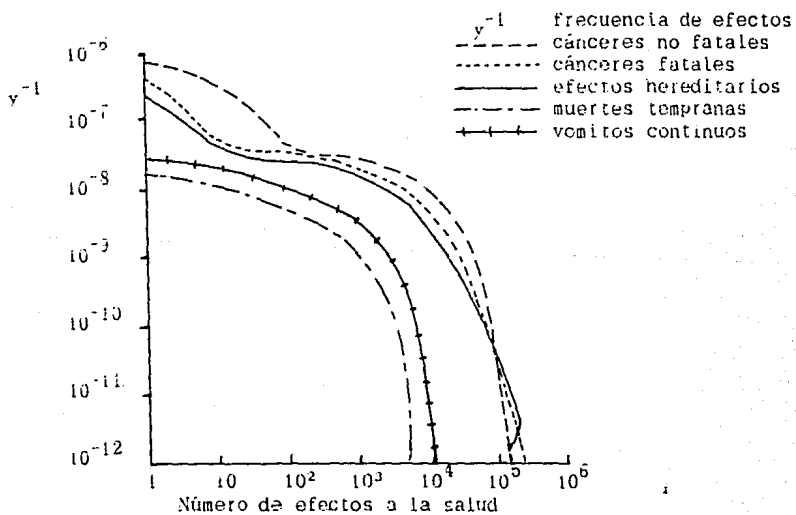


Figura II.5.1 Frecuencia y magnitud de efectos por accidentes de núcleo degradado por año-reactor de operación

## CAPITULO III " ANALISIS DE ACCIDENTES NUCLEOELECTRICOS "

### 1) CONSIDERACIONES BASICAS

El estudio de los accidentes nucleares se debe hacer fundamentalmente desde el punto de vista de la seguridad. En consecuencia, el estudio de los accidentes se debe hacer desde las restricciones de funcionamiento de las plantas nucleares, considerando, ademas de las restricciones especificas y exigencias para cada una de las actividades radiológicas, del resto de las actividades de la actividad en general. Se debe ser muy cuidadoso con "fenómenos de retroalimentación" en la realización de uno de procesos de actividad que influye en la realización de otro de los procesos radiológicos, así como las posibles consecuencias del mismo tanto en la planta o instalación como fuera de ella.

Además del diseño y de las disposiciones de seguridad contempladas los límites de operación debe tener en cuenta planes para hacer frente a las situaciones de emergencia. Al plan de emergencia de la instalación se debe añadir los planes de emergencia de la que puede originarse por causas externas a la instalación, llamada "Plan de Emergencia Comunitaria" que es de carácter oficial (1).

### A) CLASES DE ACCIDENTES

Se debe analizar en detalle los accidentes que presentan un peligro de escape de las radiaciones hacia el hombre y al medio ambiente por concepto de las radiaciones dispersas en el aire y de la contaminación del medio de la tierra, la descomposición de líquidos contaminados, el escape de la contaminación del agua al agua y la exposición del hombre a las radiaciones directas y través de los cadenas alimenticias. En estos casos se debe determinar de inmediato una gama de actividades de emergencia como del objeto del plan, ya que los accidentes tipo de "eventos nucleoelectrónicos" y los riesgos desde los que se podría postular, pueden dar lugar a consecuencias diferentes tanto por su naturaleza como por su alcance. Es importante tener los planes de emergencia en la evaluación técnica de las posibles consecuencias, los factores temporales y los característicos de los desastres de diversos tipos de accidentes que producen diferentes consecuencias radiológicas posibles. (2)

### 1) ACCIDENTES CRITICOS

Un accidente critico puede definirse como un escape nuclear instantáneo e incontrolado proveniente de el núcleo de una cantidad de material fisible en una geometría fisible tal que la configuración sea capaz de producir una reacción en cadena. Este escape puede involucrar solamente material fisible o material fisible en combinación a material de moderación, los tipos críticos; por ejemplo: escape de moderador al agua (3). En muchos casos el escape de vapor al tiempo al escape suficiente de reflectores para producir un escape crítico tipo específico, cuando este es la contribución de los moderadores al núcleo y la reflexión interna y, a una alta del punto crítico y por el resultado de un golpe de energía muy grande sobre el núcleo proveniente de una o las reacciones secundarias.



Un accidente dentro de una de las áreas críticas podría ocurrir en un momento en el que el campo de neutrones pueda haberse convertido crítico. Si se le permite escapar, el nivel del sistema podría ser crítico. El personal debería estar alerta de las posibilidades críticas. Puede suceder que el momento de la salida de un accidente pueda fluctuar entre 1940-1970.

Los accidentes críticos pueden clasificarse en:

- (1) Tipo A. Accidentes que involucran sistemas críticos en el sitio. Pueden suceder en reactores rápidos o en instalaciones críticas rápidas.
- (2) Tipo B. Accidentes en los cuales el material fisible estaba contenido en agua fría o en solución líquida.
- (3) Tipo C. Accidentes en reactores heterogéneos moderados por agua pesada o agua ligera o en instalaciones críticas.

Cuando ocurre un accidente crítico, la rápida acción de los administradores de la planta y los equipos de emergencia bien entrenados puede minimizar el tiempo entre la exposición y la atención a aquellas personas involucradas.

Independientemente del tipo de sistema en que ocurre la criticidad, habrá una alta liberación instantánea de radiación térmica y radiación ionizante.

En los casos anteriores críticos que han ocurrido, se puede concluir que la intensidad puntual del campo de radiación se reduce en una proporción al igual al inverso del cuadrado del aumento de la distancia entre el foco del accidente y la posición de la persona expuesta. Por ejemplo, un trabajador se encuentra a medio metro del ensamble de metal y por una acción suya la instalación se vuelve críticamente o punto crítico, si el observo a una dosis en el aire de 1000 rads, un segundo trabajador que se encontraba a 5 metros de distancia, estaría expuesto a una dosis de 10 rads. Debido a que este accidente involucraba metal fisionable, la intensidad del campo de neutrones térmicos y de rayos gamma, sería reducida rápidamente (en el orden de milisegundos) y daría lugar a una intensidad del campo radiación (debido a la gran gama de los productos de fisión en el metal) la cual disminuiría como en  $1/r^2$  mismo. Una salida rápida de los dos trabajadores podría prevenirlos de una exposición adicional significativa.

Si el ejemplo anterior involucrara una solución acuosa, donde la reacción pudiera continuar por un período que fluctuara de varios minutos a algunas horas, la ruta de salida sería muy importante. A diferencia del sistema sólido anterior, las personas que inicialmente hubieran estado ligeramente expuestas podrían recibir graves exposiciones secundarias al sus movimientos de evacuación. Los llevar a zonas de la instalación crítica. En relación a la radiación puntual y residual, habrá radiactividad crítica a la activación de neutrones del material en la vecindad del sitio del accidente. Esta radiación es mucho menos importante que la radiación residual en el sistema crítico. Por otra parte es posible que la radiación del accidente se haya dispersado y deben tomarse las precauciones necesarias para evitar la contaminación de áreas limpias. (T)

## B) MAGNITUD DE ACCIDENTES

El estudio del informe debe analizar la magnitud producida por la liberación de energía de los elementos de la instalación, considerando de todos los casos de accidente que pudieran ocurrir, tanto los que ocurren en el interior de la planta, como los que se ocasionan en condiciones que están fuera de ella, tales como la liberación de productos de combustión de gases de escape de una sartenera con gases condensados de gases del condensamiento. Retórcase en este análisis detallado, desde el momento en que se empieza a prever para los edificios destinados a servir al núcleo las conexiones fuera del emplazamiento y dentro de él para los gases destinados a ser: Fechas e las situaciones de emergencia. (6)

## C) ANALISIS DE ACCIDENTES

El análisis de accidentes puede referirse a los organismos de clasificación a preparar una serie gradual de medidas como respuesta a las emergencias, basadas en una gama de accidentes. La preparación de estas listas de planes debe tener frente a las situaciones de emergencia derivada de los análisis de la gama de posibles accidentes, medidas que dependan de una estimación de las consecuencias fuera de la planta. Estos análisis deben corresponder, concretamente al tipo de reactor, a sus características y a las características de la planta, y de la regulación que ha de controlar la planta.

El alcance del tipo de emergencia pueda haberse, en parte, en el informe sobre el análisis de seguridad de la instalación, complementado con nuevos análisis que concierdan al hecho, particularmente probable que sea, de los elementos incluidos en el diseño y los dispositivos operacionales de seguridad. Para un diseño todo de reactor nuclear, la cantidad de material radiactivo que puede descargarse en su forma más nociva, sobre función del modo de liberación de la planta, el punto de descarga y la fracción de material de elementos descargados dependen de la naturaleza del suceso iniciador y del funcionamiento de los dispositivos de seguridad integrados en la planta, así como de las medidas que haya tomado el operador. Una vez determinadas estas aspectos, pueden hacerse estimaciones de las consecuencias fuera del emplazamiento en términos del posible riesgo para las personas y para los bienes. Se puede considerar que una de las situaciones de accidente, sea una de ellas con efectos iniciales diferentes tales como la producción de una liberación de energía o radiactiva. En este caso, conviene definir una medida para efectos hipotéticos fuera de la planta de este tipo.

El análisis de accidentes, abarca la determinación de la magnitud, tipo, naturaleza y punto de descarga del material radiactivo, así como una evaluación de las consecuencias para las personas de fuera del emplazamiento y para el medio ambiente si no se toman medidas de defensa. Los análisis de accidentes pueden clasificarse a una determinada instalación nuclear. Estos análisis de accidentes, que deben ser aprobados por una autoridad competente, facilitan conocimientos y datos que pueden servir de base para seleccionar el alcance de las planes más apropiadas para hacer frente a las situaciones de emergencia. (7)

#### 4) FASES DE EXPOSICIÓN

La radiación directa a las personas depende radiológicamente de los gases que se emiten al quemarse el uranio, pero también de las emisiones de nebulosidad, por lo que se requieren identificaciones como parte del estudio del ambiente, las principales radiaciones que probablemente se demuestran, las que son importantes de exposición son las siguientes:

- Radiación directa proveniente de la instalación y de cualquier material radiactivo almacenado en la estación;
- Inhalación de partículas presentes en la atmósfera (volátiles, adsorbidos, particulados);
- Radiación directa proveniente de la deposición en el suelo;
- Contaminación de la piel de las ropas;
- Ingestión de alimentos y agua contaminados.

Durante una descarga continua de materiales radiactivos a la atmósfera, la radiactividad se transporta con el viento en forma de nebulosidad. La concentración en el aire del uranio a determinadas distancias del punto de descarga dependerá de la cantidad descargada, de la altura del punto de descarga, de la velocidad del viento, de la estabilidad atmosférica, del calor contenido en la descarga, de la precipitación sobre el terreno, de la forma física y química del material descargado y de otros factores.

En una primera fase o fase primaria, además de la posible exposición a cualquier radiación directa proveniente de la instalación el material radiactivo descargado puede dar origen a consecuencias externas procedentes de la radiactividad del penacho en proximidad y de los materiales depositados en el suelo. Así como dosis de radiaciones internas como consecuencia de la inhalación de materiales radiactivos y de la contaminación de la piel y superficies de las ropas.

En una segunda fase o fase posterior, la exposición de la población puede deberse a la inhalación de nebulosidad resuspendida en la atmósfera, presencia de superficies contaminadas, así como a la ingestión de agua o alimentos o alimentos contaminados o de productos agrícolas contaminados tales como la leche y las verduras.

La dosis externa total de radiaciones para procedentes del penacho radiactivo es proporcional al tiempo que tarda en pasar dicho penacho. También depende de la variación de la distribución de la concentración de la radiactividad en las inmediaciones del lugar en cuestión. La exposición a las radiaciones externas no tiene necesariamente cuando el penacho ha pasado, ya que este puede haber depositado materiales radiactivos sobre la superficie de las calles, edificios y zonas abiertas, así como en los sistemas de aguas superficiales y en terrenos agrícolas y forestales.

Toda persona inmersa en el penacho recibirá una cantidad de material radiactivo proporcional al tiempo que dura el paso del penacho, al ritmo de respiración de la persona y a la concentración del material radiactivo en el lugar en que se encuentra dicha persona. El material inhalado pasará entonces de los pulmones a través de toda el cuerpo con la circulación y formará parte del material

El medio que se utiliza para la radiación de neutrones es el agua pesada, que actúa como moderador y como reflector de neutrones. El agua pesada es un líquido incoloro, inodoro y no tóxico. Se utiliza en forma de vapor de agua pesada en los reactores nucleares. El agua pesada es un líquido incoloro, inodoro y no tóxico. Se utiliza en forma de vapor de agua pesada en los reactores nucleares. El agua pesada es un líquido incoloro, inodoro y no tóxico. Se utiliza en forma de vapor de agua pesada en los reactores nucleares.

El medio que se utiliza para la radiación de neutrones es el agua pesada, que actúa como moderador y como reflector de neutrones. El agua pesada es un líquido incoloro, inodoro y no tóxico. Se utiliza en forma de vapor de agua pesada en los reactores nucleares. El agua pesada es un líquido incoloro, inodoro y no tóxico. Se utiliza en forma de vapor de agua pesada en los reactores nucleares.

El medio que se utiliza para la radiación de neutrones es el agua pesada, que actúa como moderador y como reflector de neutrones. El agua pesada es un líquido incoloro, inodoro y no tóxico. Se utiliza en forma de vapor de agua pesada en los reactores nucleares. El agua pesada es un líquido incoloro, inodoro y no tóxico. Se utiliza en forma de vapor de agua pesada en los reactores nucleares.

## B) FACTORES CRONOLÓGICOS DE LOS ACCIDENTES

Una hora para la planificación por todo un día cuenta la dependencia de una descarga del factor tiempo puede ser vital en una serie cronológica de los momentos en los que deben aplicarse las medidas de protección. Se reconoce que los planificadores estudian los diferentes períodos de tiempo variables entre el suceso iniciador y la llegada del personal o las diversas fases cronológicas de las descargas en relación con el tiempo necesario para aplicar las medidas de protección.

Las descargas importantes pueden comenzar en un intervalo desde media hora hasta 10 horas después de un suceso iniciador, y la duración de las descargas puede variar entre media hora y varios días, produciéndose generalmente la mayor parte de la descarga durante el primer día. Además, cuando el suceso sucede un período de 1 hora en adelante, se debe considerar que las condiciones atmosféricas existe un gran peligro de intensas exposiciones a gran distancia del emplazamiento. Por ejemplo, en las condiciones de dispersión y con vientos de escasa velocidad, el personal puede necesitar 2 horas o más para alcanzar una distancia de 5 kilómetros. Si la velocidad del viento es mayor, el personal tardará menor tiempo en llegar, pero la dosis recibida también mayor, reduciéndose la probabilidad de que se produzcan exposiciones anteriores a grandes distancias. Por lo tanto, en la mayor parte de los casos es posible contar con una advertencia suficientemente anticipada del peligro de exposiciones altas de manera que las advertencias correspondientes sean y lleguen a tiempo al personal con la diligencia y prontitud que las autoridades locales de emergencias deponen de manera

### C) CARACTERISTICAS RADIOLOGICAS DE LAS DESCARGAS

Las características de las radiaciones emitidas por las descargas de las células de carga de radioactividad dependen de las características de los materiales de constitución y también dependen directamente para el proceso de fuga de radiaciones y de la actividad de dichos materiales y de la energía de los electrones de escape. Para las descargas estudiadas precedentemente se han obtenido resultados en las características de las ondas propagadas de la siguiente manera:

- 1) Emisión de ondas de escape (ondas síncronas) a consecuencia de radiaciones de escape síncronas.
- 2) Emisión de ondas de escape por inhalación e ingestión de yodo radiactivo.
- 3) Emisión de ondas de escape (por ejemplo, los neutrones) por inhalación de materiales radiactivos.

Cualquiera de estos tipos de emisión puede ser preponderante unas veces, mientras que otros tipos son más importantes, según sean las condiciones de las diversas instalaciones de escape.

Entre las características radiológicas más importantes del funcionamiento de reactores nucleares figura los productos de fisión y transmutación generados dentro del propio material combustible, y otras producidos de activación generados por la exposición neutrálica de materiales estructurales y otros materiales dentro del núcleo del reactor e inmediatamente alrededor del mismo. Los productos de fisión contienen un número muy elevado de diferentes clases de isotopos (radioisótopos), así como otros radiactivos. Las cantidades de estos productos de fisión, las posibilidades de escape de sus lugares de confinamiento habituales representan el riesgo preponderante de producir efectos en la población y los productos de fisión radiactivos existen en diversas formas físicas y químicas de diversa volatilidad. Especialmente todos los productos de activación y transmutación existen en forma de sólidos no volátiles. Las características de esos materiales suelen ser muy diferentes que las posibilidades de escape en el medio ambiente disminuyen muy rápidamente en el orden siguiente: 1) Materiales gaseosos, 2) líquidos volátiles; 3) sólidos no volátiles. Por ello las recomendaciones relativas a los términos-fuente radiológicos que representan una actividad hipotética de productos de fisión dentro de una estructura de contención de la planta nucleocivilizada hacen énfasis en el desarrollo de planes para hacer frente a la descarga de gases volátiles y de elementos volátiles tales como el yodo. Sin embargo no deben descarse por completo los materiales en forma de partículas, por ejemplo, la posibilidad de determinar la prevención o reducción de radiocorrosión alveolar en forma de partículas se hace difícil para determinar las necesidades de nuevos recursos. En la tabla III.3.2.1.1. figura una lista de radiocorrosión alveolar que probablemente representan un papel preponderante en cada caso.



El propósito de este estudio es proporcionar información sobre los riesgos que se presentan en el uso de reactores nucleares en el campo de la energía eléctrica. El estudio se realizó en el marco del programa de investigación sobre riesgos nucleares de la Comisión de Energía Atómica de la Argentina, durante el mes de mayo de 1975 (1).

### 2) ANALISIS DE RIESGOS

Se debe tener en cuenta que la tecnología de reactores es un campo en constante evolución, tanto en el aspecto de la tecnología nuclear como en la posibilidad de generar grandes cantidades de energía. La evolución por etapas de la tecnología de la radiactividad, tanto en medicina y en agricultura como en el campo de la energía.

Además, y como resultado de las actividades de investigación de los reactores nucleares también se están desarrollando ciertos procedimientos tecnológicos para la producción de energía.

Antes de analizar los riesgos en torno a un reactor hay que tener en cuenta la naturaleza específica de un accidente, todo lo que este podría producir. Por supuesto, la seguridad absoluta no es posible, y lo que es realmente significativo es la minimización de los riesgos hasta que estos puedan ser controlados.

Hay que tener presente que en ciertos casos los riesgos inherentes a un reactor nuclear son un peligro de una falla del sistema de control. El peligro real ocurre cuando una falsa sensación de seguridad causa una relajación de los estándares. Todos los problemas de capacidad, control adecuado, supervisión sistemática, deben ser evitados.

Una característica notable de los reactores nucleares es su habilidad potencial para lograr niveles de alta potencia en un corto tiempo si se pierde el control adecuado de la energía. Un accidente por escape nuclear puede comenzar y terminar en tiempos menores a los segundos.

Otra característica de un posible escape nuclear es que casi nunca se presenta en forma violenta, no obstante esto puede ritmar la estructura del reactor lo suficiente para que la radiactividad quede diseminada en poco tiempo sobre las áreas circundantes o permitir reacciones exotérmicas entre los diferentes componentes del núcleo del reactor y causar una explosión de violencia considerable (2).

### 3) CONSECUENCIAS DE UN ACCIDENTE

El principal riesgo que se escucha con frecuencia cuando se habla de riesgos nucleares es el peligro de un accidente nuclear. En el caso de un accidente de reactor probablemente ocurrirá una liberación de material radiactivo al medio y el potencial de contaminación puede resultar seriamente afectado y nunca ser seguro. El reactor mismo puede ser difícil de reparar, haciendo necesario una reparación y recuperación del mismo. El edificio del reactor y su equipo asociado son muy susceptibles a los riesgos de contaminación y un mantenimiento adecuado y adecuado es esencial para ser puesto en operación nuevamente. En ciertos casos se debe al edificio de tal modo que las operaciones de limpieza sean lo más fácil posible. Las operaciones de limpieza, tales como se describen en el

El tipo de radiación que se emite desde un reactor de agua es la radiación gamma, que es el tipo de radiación más penetrante. Los gases radioactivos liberados desde el reactor, cuando estos se encuentran en las condiciones normales de presión y temperatura, se depositan en el agua del sistema de refrigeración del reactor. Este tipo de radiación gamma es la que se emite desde el agua del sistema de refrigeración del reactor.

Se ha demostrado que en algunas circunstancias del reactor radiactivo se puede escapar del agua, a través de burbujas de partículas de agua, y gases y aerosoles que se elevan por el efecto de los depósitos de agua. Desde de la burbuja, el agua se eleva a la realidad, pero requiere tener conocimientos del nivel de riesgo de escape de la burbuja de agua. En general, por ejemplo, tener una gran cantidad de agua en el reactor puede ser perjudicial, ya que puede generar gases al escapar. El escape de gases de un reactor puede ser perjudicial para la salud humana, ya que puede generar gases que se depositan en las vías respiratorias y en los ojos. En general, el escape de gases de un reactor puede ser perjudicial para la salud humana, ya que puede generar gases que se depositan en las vías respiratorias y en los ojos. En general, el escape de gases de un reactor puede ser perjudicial para la salud humana, ya que puede generar gases que se depositan en las vías respiratorias y en los ojos.

En general, el escape de gases de un reactor puede ser perjudicial para la salud humana, ya que puede generar gases que se depositan en las vías respiratorias y en los ojos. En general, el escape de gases de un reactor puede ser perjudicial para la salud humana, ya que puede generar gases que se depositan en las vías respiratorias y en los ojos. En general, el escape de gases de un reactor puede ser perjudicial para la salud humana, ya que puede generar gases que se depositan en las vías respiratorias y en los ojos.

En general, el escape de gases de un reactor puede ser perjudicial para la salud humana, ya que puede generar gases que se depositan en las vías respiratorias y en los ojos. En general, el escape de gases de un reactor puede ser perjudicial para la salud humana, ya que puede generar gases que se depositan en las vías respiratorias y en los ojos. En general, el escape de gases de un reactor puede ser perjudicial para la salud humana, ya que puede generar gases que se depositan en las vías respiratorias y en los ojos.

### A) IMPACTO AMBIENTAL DE UN ACCIDENTE

Las estimaciones de los efectos son dependientes del momento de iniciación del accidente, del monto de la liberación de energía y de las condiciones meteorológicas y las velocidades de deposición asociada de las partículas radiactivas.

### B) LIBERACION DE RADIATIVIDAD

En la operación de plantas nucleoelectrificadas, los reactores de agua de 100 MW por los que se utilizan. En tales reactores, el tiempo promedio de un accidente mayor puede ser de 10 días. Los reactores de agua de 100 MW por los que se utilizan. En tales reactores, el tiempo promedio de un accidente mayor puede ser de 10 días. Los reactores de agua de 100 MW por los que se utilizan. En tales reactores, el tiempo promedio de un accidente mayor puede ser de 10 días.

Las partículas de los aerosoles, las gotas y los vapores de los gases y líquidos se condensan en los aerosoles y las gotas de las partículas de larga vida, como el polvo, el hollín, el petróleo y los productos de combustión. Los aerosoles de vida corta se condensan en las gotas de larga vida, reduciendo su concentración y cambiando su tamaño. La condensación de las gotas de vida corta en las gotas de vida larga produce un efecto de enfriamiento que depende de la cantidad de gotas de vida larga y de la cantidad de gotas de vida corta. Los aerosoles de vida corta se condensan en las gotas de vida larga, produciendo un efecto de enfriamiento que depende de la cantidad de gotas de vida larga y de la cantidad de gotas de vida corta. Este mecanismo es el más importante para la liberación de aerosoles de larga vida en el reactor en operación.

El enfriamiento de las gotas de los aerosoles de larga vida se debe a la condensación de los aerosoles de vida corta en las gotas de vida larga y a la condensación de los aerosoles de vida corta en las gotas de vida larga.

Se han considerado los aerosoles para la liberación del material radiactivo. En el reactor se produce un aerosol de combustible. Inicialmente causa una rápida vaporización de los productos de fisión y genera una nube radiactiva a altas temperaturas que se eleva a miles de pies por minuto y viaja con el viento antes de dispersarse por enfriamiento. En el reactor, una vez que se ha formado el aerosol, la refrigeración del reactor puede reducir una eventual liberación de aerosoles radiactivos y la vaporización de los productos de fisión. En este proceso, la velocidad de producción de aerosoles es alta, pero el resultado será una nube de alta temperatura que se eleva a miles de pies por minuto del suelo.

En estas nubes se supone que una porción de los productos radiactivos de fisión se eleva desde la sala activa del edificio del reactor. Es importante calcular el coeficiente de descarga al hacer una estimación de las emisiones. (10)

Nivel de potencia (Nivel real de) y (coeficiente de) equivalente a la potencia de descarga de producción de fisión

**C) NIVELES DE RADIACION EN ACCIDENTES**

Las concentraciones de productos de fisión viento abajo del sitio del accidente dependen de las condiciones meteorológicas y de la tecnología del reactor involucrado. Al hacer estimaciones de la dispersión de los productos de fisión se puede usar la tabla de Sutton para la dispersión atmosférica. Se han hecho estimaciones base calculando el desplazamiento de la nube sobre una pluma y en la zona IAEA-D-1 se describe la influencia que ejercen las condiciones de la atmósfera sobre las características de las descargas radiactivas.

Las cálculos bajo otras condiciones han mostrado variaciones en detalles para para la dispersión de la pluma de la potencia de calor. En la tabla IAEA-D-1(a) se clasifican los efectos de acuerdo a las características resultantes en las áreas con accidentes.

La actividad de los organismos fijadores de nitrógeno durante el período de máxima actividad de la bacteria, se ve favorecida por la actividad fotosintética y un aumento de los nutrientes minerales disponibles debido a las actividades del cultivo que se desarrollan en el suelo. Los niveles de fijación de  $N_2$  en la zona anterior a las raíces de la planta.

El efecto a largo plazo de esta actividad de las bacterias debe estar limitado por un período de tiempo debido a los altos niveles de actividad fotosintética que se observan. El nivel de la contaminación del agua subterránea de las bacterias de fijación y de dispersión. En el suelo que contiene una bacteria, existe la posibilidad de que el cultivo sea una fronda larga y espesa de la que se desprende. En el caso de una planta, la bacteria se dispersa en la contaminación de una zona que más tarde será más abundante.

En la Figura III T.M. se muestra un sistema de cultivo de las plantas que se cultivan en un campo de la zona de una fuga total de los productos de fijación después de 100 días de producción del combustible.

La tasa de destrucción de la actividad del material depositado, dependiente de primer orden del equilibrio radiactivo, siempre queda se ve favorecida por la destrucción por los agentes atmosféricos y por la descomposición de la contaminación de la capa superior de la tierra. El tiempo necesario para la desaparición de la radiactividad también dependerá del tiempo de residencia del combustible.

La precipitación elevada durante la fuga de productos de fijación modificará las condiciones de la zona de deposición secundaria. Las actividades de la planta sufrirán niveles de contaminación mucho más altos de los que se observan en la práctica de las plantas debido a que una gran cantidad de la zona total dañada. La contaminación de las plantas de agua se producirá tanto por precipitación directa como por actividad secundaria de materiales contaminados a las plantas de agua.

También resulta de gran importancia la posibilidad de fugas de radiación del reactor con un contenido muy significativo de productos de fijación. Un accidente de ese tipo ocasionaría una zona de contaminación secundaria de las bacterias de fijación de los cultivos y de la interacción de los campos hidrológicos. Esto puede ser prevenible y los parámetros de riesgo a ser más altos para beber o para otros usos.

El grado de impacto de la contaminación de la zona de cultivo puede ser estimado en la habitación normal en las condiciones rurales. El nivel de contaminación de 10  $\mu\text{Ci}$  por día / m<sup>2</sup> de suelo por día. El consumo de las bacterias contaminadas contribuiría en cambio al riesgo, con la esperanza de que una persona promedio consume vegetales de 0.05 m<sup>2</sup> de suelo por día, y de que la carga de la actividad es reducida por la lluvia y que el consumo promedio es 40 días, después de lo cual la contaminación de la zona vegetal desaparecerá como resultado del crecimiento de nuevas plantas y del lavado continuo de la lluvia.

El análisis de la posibilidad de radiación de larga vida, por la formación de actividad en las bacterias ha sido realizado y el parecer del punto de vista de la planta es que el 50% del agua contaminada de modo que el contenido por grado de producto bajo es igual al del agua. La formación de actividad es por día.

#### D) ESTIMACION DE DAÑOS Y PERDIDAS

Con el fin de hacer una estimación general del costo de un gran desastre nuclear, se utilizarán los datos sobre los efectos observados de la Figura 10.1.1.1.1) que son función de la potencia del reactor y los valores promedio obtenidos de los directores sobre instalaciones.

En vista de lo que se sabe que las propiedades contenidas en uno de los 1000 T. de un reactor, liberadas al rango de su nivel de potencia. Las propiedades son un nivel de contaminación en el rango de 0.5 a 2 mSv/T. y un nivel de 1000 mSv en el nivel de potencia para un nivel de contaminación.

Las propiedades de tierras contaminadas en el rango de 0.5 a 0.5 mSv/T. en el nivel de potencia después del primer año posterior al accidente.

Con el fin de ilustrar la magnitud de los daños que podría haber un accidente nuclear, se muestra a continuación que las pérdidas directas de un accidente nuclear de Chernobyl excedieron a 1000 millones de libras esterlinas.

Se calcula que la demora total del inventario de productos de fisión de un reactor de 1000 MW en una región densamente poblada pueden ser de 100 a 200 personas y que de 1000 a 2000 personas pueden sufrir problemas de salud con un nivel de radiación equivalente a un accidente.

En vista de la elevada magnitud de los daños nucleares, resulta evidente la necesidad de tomar de las precauciones para minimizar el área contaminada y para el área de radiación de radiación aplicar métodos de descontaminación más eficientes que serían inaplicables en grandes áreas. (13)

#### 4) COMPARACION ENTRE ACCIDENTES NUCLEARES Y DESASTRES INDUSTRIALES CONVENCIONALES

##### A) RETROSPECTIVA DE LOS MAYORES DESASTRES INDUSTRIALES

Un libro publicado en el Reino Unido poco después del desastre de CHIMBERY, señala en su título que CHIMBERY, es el peor desastre en la historia reciente por el hombre. Para determinar si es verdad se han inventado un método que permite comparar los efectos de poder calcular y evaluar la severidad de los desastres causados por el riesgo.

De acuerdo al significado de desastre, es como un evento súbito que ignora al ser humano y se produce de forma repentina o aguda en un momento.

- \* DEFUNCIÓNES INMEDIATAS
- \* DEFUNCIÓNES POSTERIORES
- \* LESIONES INCAPACITANTES
- \* LESIONES NO INCAPACITANTES
- \* IMPACTO INDIVIDUAL Y SOCIAL
- \* EFECTOS SOCIOECONÓMICOS ADVERSOS
- \* ALTERACIÓN DEL MODO DE VIDA
- \* DAÑO AMBIENTAL
- \* PÉRDIDAS FINANCIERAS Y OTRAS PÉRDIDAS MATERIALES

Algunos de los datos que son de difícil estimación, como comparar los defunciones inmediatas con el daño ambiental. Sin embargo, con los criterios que se establecen para establecer comparaciones. (15)

## B) COMPARACION DE CHERNOBYL CON OTROS DESASTRES INDUSTRIALES

CHERNOBYL será comparado con los accidentes de : OPAU ALEMANIA ( 1981 ) ; CLEVELAND, E.U.A. ( 1976 ) ; DUISBURGHEM ALEMANIA ( 1976 ) ; ASERMAN, REINO UNIDO ( 1976 ) ; SEVESO ITALIA ( 1976 ) ; ISLA DE TRES MILLAGS, E.U.A. ( 1977 ) ; MISSISSIPPA, CANADA ( 1977 ) ; CD. DE MEXICO, MEXICO ( 1984 ) ; BHOVAL, INDIA ( 1984 ) ; Y BABELA, SUISA ( 1984 ) .

Esto permite comparar los desastres nucleares con otros debidos al uso del carbón, del gas natural licuado y al procesamiento químico. Todos los desastres son designados y caracterizados en la tabla III.4.B.1) y algunos se describen más ampliamente en el texto. (16)

## C) CRITERIOS DE EVALUACION

### 1) DEFUNCIÓNES INMEDIATAS

Esta categoría tendrá más difícil valorar, pero no puede concluirse que un accidente que cause menos de 10 o ninguna defunción no sea considerado como un desastre. Por ejemplo, el accidente nuclear de la Isla de Tres Millos no causó defunciones inmediatas, ni siquiera heridas pero no hay duda de que fue un desastre. Un accidente que involucra pocas defunciones será considerado como un desastre sólo si hay involucrados otros factores serios.

Los desastres por causas humanas que causen de 10 a 20 personas con más o más frecuencia que los desastres naturales que causen el mismo número de defunciones. Sin embargo, los desastres que causen 100 o más defunciones son casi en su totalidad causados naturalmente y en muchos casos en el momento de la vida por sí mismos. Los desastres que involucran más de 100 defunciones por causas humanas, en una escala particular,

En el caso de los accidentes ocurridos en el reactor de Chernobyl, se debe tener en cuenta que la radiación gamma y los neutrones producidos en el núcleo por la fisión de los átomos de  $^{235}\text{U}$  y  $^{238}\text{Pu}$  se reflejan en el agua que cubre el núcleo y se absorben en él. En el caso de Chernobyl, la radiación gamma y los neutrones producidos en el núcleo de  $^{235}\text{U}$  y  $^{238}\text{Pu}$  se reflejan en el agua que cubre el núcleo y se absorben en él. En el caso de Chernobyl, la radiación gamma y los neutrones producidos en el núcleo de  $^{235}\text{U}$  y  $^{238}\text{Pu}$  se reflejan en el agua que cubre el núcleo y se absorben en él.

## ii) DEFUNCIONES POSTERIORES

El número de muertes ocasionadas directamente por el accidente de Chernobyl es bastante bajo, una medida parcial de la magnitud de dicho accidente. En realidad, se debe considerar a muchas personas, incluso a los miembros del S.S.R.S., que algunas eventualmente vendrán como consecuencia del accidente de Chernobyl. Entre ellas se incluirá todo contingente de la población que se encuentre en el área de larga vida del reactor.

Debido a que no se tiene mucha información de los efectos biológicos de las ondas a niveles de exposición bajas, se acepta la extrapolación lineal de los efectos conocidos en dosis elevadas, se cree que se ha hecho un cálculo lo suficientemente alto a las estimaciones de muertes.

El número de defunciones diferentes usualmente solo varía según el grado de accidente involucrado. No se sabe si un accidente que ocasiona un aumento en la dispersión de partículas radioactivas a otras áreas puede dar lugar a un aumento en las defunciones tardías.

El sólo modo de medir el grado de contaminación ante una gran escala la magnitud del accidente de Chernobyl, se podría concluir que fue un accidente de una magnitud mediana, siendo superior por los estándares de Europa, Corea y la Cd. de México en el campo químico.

## iii) LESIONES FISICAS

Existe una amplia gama de lesiones físicas que van desde las que pueden ser tratadas en un período de semanas hasta aquellas que causan una invalidez permanente. No ha habido muchos accidentes industriales que hayan producido esas lesiones que Chernobyl.

El accidente de Chernobyl por ejemplo, produjo dos tipos de lesiones. Un tipo fue las lesiones por quemaduras producidas inmediatamente por contacto con el material altamente radiactivo descargado del reactor. El otro tipo de lesión fue una enfermedad crónica de larga duración que se desarrolló en cuatro semanas después del accidente. Debido al contacto con la dióxido de carbono en el ambiente.

En Chernobyl se cree que el número total de heridos fue de 20000. De estos 10000 sufrieron lesiones permanentes.

## IV) IMPACTO INDIVIDUAL Y SOCIAL

El efecto del primer terremoto sobre las plantas industriales más importantes de la industria química de Ucrania, del este de Europa, se reflejó en el hecho de que se suspendió la producción de acetato de celulosa en una planta de la cualidad superior en el este de Ucrania y se suspendió en la planta de acetato de celulosa de la cualidad inferior en la zona que pertenecía a la zona de Chernobyl.

La producción normalmente surge en las empresas que viven en las inmediaciones de instalaciones industriales peligrosas a las inmediaciones de las zonas de actividad. En el caso de las plantas nucleoelectrificadas, el error puede surgir la producción por las consecuencias de un accidente en una planta nuclear que en el caso de una planta nuclear del tipo de Chernobyl. En el caso de Chernobyl se produjo un gran terremoto y falló el suministro eléctrico.

Después del desastre de Chernobyl la planta fue parcialmente cerrada. Durante el período de la crisis, la planta se puso en marcha. El desastre de Chernobyl causó un gran daño en la zona que rodea a la planta y le causó un daño considerable en Ucrania Occidental. Aunque posteriormente se disminuyó el impacto ambiental causado por el accidente de Chernobyl, la zona de la energía nuclear como una alternativa energética viable sufrió un daño a largo plazo.

Una consecuencia importante de los desastres es la alteración del modo de vida de las personas. La zona más inmediata de alteración del modo de vida es la evacuación de las personas en el lugar del desastre. Las personas para evitar la proximidad de un desastre se ven obligadas con el número de personas evacuadas y el tiempo que dura la evacuación. En el accidente de Chernobyl, fue necesario evacuar a 110000 personas de un área de 3000 km cuadrados. De los 110000 evacuados, sólo un pequeño número ha podido regresar a sus hogares. El costo de la evacuación o los evacuados fue de aproximadamente 2000 millones de dólares.

En el caso de Seveso, la evacuación afectó a 700 personas de la zona más interesada comprendida. Tal evacuación es por un largo período de tiempo. Además, 7000 niños, mujeres embarazadas, inválidos, ancianos de edad avanzada y personas fueron evacuados temporalmente. El costo de la evacuación fue de dos millones de dólares.

Otra forma de alteración del modo de vida es la pérdida del modo de subsistencia.

## V) DAÑO AMBIENTAL

El daño ambiental en este contexto implica un daño a largo o a corto plazo a la flora, la fauna, el suelo, los mares interiores y los cuerpos superficiales de agua, los cañones y las construcciones y objetos que rodean al centro de actividad en el contexto de daños de propiedad. El daño ambiental puede medirse por su gravedad en el lugar del desastre, a lo largo del tiempo, por su duración o por sus consecuencias de los tres criterios.



En el interior de los edificios y en los alrededores inmediatos se detectó la presencia de radionucleidos y sustancias químicas, principalmente Plomo y Uranio. En consecuencia, el daño ambiental producido por estos radionucleidos es un importante problema ambiental del país, tanto local como global. Cuando dichos radionucleidos se combinan con agua que contiene sustancias químicas peligrosas y que fluye hacia el mar, puede haber un efecto especial en el daño ambiental, pero son temas que se tratarán.

En el momento de Tchernobyl, las autoridades sanitarias encargadas del reactor quitó el núcleo del reactor de la zona de exclusión, sin embargo el problema del agua se dedicó a la recolección de la dióxido de agua. Este problema se está tratando al momento, principalmente ya que la vida normal de la dióxido de agua se está viendo. La consecuencia de esto fue la interacción del agua para beber y beber por varios años, lo que más afectado afectó a los cuadrado y en menor grado áreas de agricultura. Como resultado de la contaminación sanitaria murieron muchos animales e incluso se sacrificaron muchos más para evitar el consumo de carne y productos lácteos contaminados.

El desarrollo de Tchernobyl provocó serias afectaciones ambientales por la contaminación radiactiva. Tales efectos se extendieron más allá de las fronteras de la Unión Soviética. Aunque es difícil cuantificar el daño ambiental por radiación, fue necesario descontaminar 10 km cuadrados de terreno y remover y enterrar la capa superficial de tierra de 1 km cuadrados adyacente a la planta nucleoelectrónica. No hay planes inmediatos para que la población retorne al área de 10 km cuadrados adyacentes al reactor. De esto se desprende que el área severamente afectada se cuatro veces mayor que en Tchernobyl. Una consecuencia adicional del desarrollo fue la necesidad de construir un sarcófago para sellar permanentemente el reactor, no sólo y aislarlo del medio ambiente.

## vi) DAÑOS EN PROPIEDAD Y OTRAS PERDIDAS MATERIALES

Las comparaciones del costo del daño a la propiedad presenta varias dificultades. La inflación que varía en el tiempo y de país a país, la conversión de una moneda a otra y las diferencias en el poder adquisitivo real de la moneda complican las comparaciones. Hay que tener en cuenta el factor de depreciación ya que la pérdida de una planta nuclear o financiera siempre más sería que la pérdida de una planta vieja.

La pérdida en propiedad básica en Chernobyl fue la pérdida de una materia nuclear generadora de 1 Giga-watt la cual puede estimarse en 2000 millones de dólares. La pérdida del reactor de la isla de las Tres Millas probablemente causó daños del mismo orden ya que había unas instalaciones relativamente nuevas y por ello la depreciación no fue significativa. Un factor adicional en Chernobyl fue el daño al reactor vecino. Esto se reparó y estuvo fuera de actividad por dos años. Los otros reactores estuvieron fuera de operación durante 6 meses cada uno. La pérdida de viviendas fue muy grande ya que se construyó una cantidad de 3000 casas nuevas con un costo de 200 millones de dólares, lo cual por sí solo es comparable al costo total del daño en propiedad del mayor de los reactores en plantas de procesamiento químico.

El 20 de mayo de 1971, un terremoto de magnitud 6.5 en la escala de Richter, sacudió la zona de estudio. Este terremoto causó la destrucción de algunas viviendas y la pérdida de vidas humanas. En consecuencia, se establecieron medidas de emergencia para la atención de las víctimas y la rehabilitación de las zonas afectadas. Durante el período de emergencia, se realizaron trabajos de limpieza y saneamiento en las zonas afectadas, se distribuyeron alimentos y medicamentos, y se brindó atención médica a las víctimas. Posteriormente, se inició el proceso de reconstrucción de las viviendas y de las infraestructuras dañadas. Este proceso fue lento y se vio afectado por la falta de recursos económicos y por la necesidad de priorizar la atención de las víctimas. En consecuencia, se establecieron medidas de emergencia para la atención de las víctimas y la rehabilitación de las zonas afectadas. Durante el período de emergencia, se realizaron trabajos de limpieza y saneamiento en las zonas afectadas, se distribuyeron alimentos y medicamentos, y se brindó atención médica a las víctimas. Posteriormente, se inició el proceso de reconstrucción de las viviendas y de las infraestructuras dañadas. Este proceso fue lento y se vio afectado por la falta de recursos económicos y por la necesidad de priorizar la atención de las víctimas.

TABLA III.1.A.1.1) PROPIEDADES DE FISIONABILIDAD Y CRITICIDAD DE NEUTRONES

Materia	Modo de en- cadenamiento neutrones		Masa crítica mínima en condiciones estándar referencia a moderación sólida		Masa crítica mínima de sistema de potencia (sistema sólido moderado)		
	lentes	reflector	en agua	en agua	en agua	en agua	en agua
			(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)
Pa-233	no	si					
Pa-231	no	si					
Pa-232	si	si					
U-233	si	si	1.2	0.89	14.7	7.0	
U-235	si	si	1.0	0.92	49.0	32.9	
U-238	no	no					
Ne-237	no	si			63.6	64.7	43.1
Pa-239	no	si			71.2	5.6	4.5
Pa-241	si	si	0.908	0.57	10.0	3.42	
Pa-240	no	si			122.7	148.4	98.0
Pa-242	si	si		0.24		6.0	
Ac-241	no	si			113.5	105.7	71.4
Ac-243	si	si		0.033			
Ac-242	si	si		0.213			
Ac-244	no	si			23.2	22.0	14.2
Ac-245	si	si		0.042			
Ac-247	si	si		0.159			
Ac-249	si	si		0.032			
Ac-251	si	si		0.010			
Ac-252	no	si					

TABLA III.2.B.1) ORIENTACIONES SOBRE LA INICIACION Y DURACION DE LAS DESCARGAS

Tiempo predecible entre el momento indicado y el comienzo de la descarga atmosférica	0,5 h a un día
Sección de tiempo que puede durar la descarga continua de material radiactivo	0,5 h a varios días
Tiempo en que puede tener lugar la mayor parte de la descarga	0,5 h a un día tras la iniciación de la descarga
Tiempo que tarda el paquete en llegar al punto de exposición (tiempo tras la descarga)	0 h a (0 a 1) 0,5 h a 2h 1 h a (1 a 4) 1 a 4 h

TABLA III.2.C.1.) RADIONUCLIDOS QUE CONTRIBUYEN SIGNIFICATIVAMENTE A LOS MODOS PREPONDERANTES DE EXPOSICION

Radionuclidos que contribuyen significativamente a la exposición de la tiroides.	Radionuclidos que contribuyen significativamente a la exposición del cuerpo entero	Radionuclidos que contribuyen significativamente a la exposición de los pulmones (controlándose sólo los pulmones cuando la dosis recibida por la tiroides es reducida por obstrucción del Yodo o pasa mucho tiempo antes de las descargas).
--	--	--

Radionuclido	Semiperiodo de desintegración (d)	Radionuclido	Semiperiodo de desintegración (d)	Radionuclido	Semiperiodo de desintegración (d)
I-131	8,02	I-131	8,02	I-131	8,02
I-132	0,0938	Ta-132	3,22	I-132	0,0938
I-133	3,573	Xe-133	5,23	I-133	3,573
Tl-134	0,03366	Y-133	0,075	I-134	0,03366
I-135	0,22	Xe-135	0,364	I-135	0,22
Ta-135	7,22	I-135	0,22	Cs-134	720
		Cs-134	720	Rn-222	0,117
		Kr-85	0,117	Cs-137	3,060
		Cs-137	3,060	Pu-104	337
				Ta-102	7,22
				Cs-144	394

TABLA III.3.C.i.) CARACTERISTICAS DE LAS DESCARGAS RADIOACTIVAS

Características	Descarga Local 10000-100000	Descarga Local 100000-1000000	Descarga Local 1000000-10000000
Alcance de descarga (nautical miles)	10000-100000 50000-100000 100000-100000 100000-100000	70	70
Tiempo de descarga	Instantánea	10 hr	10 hr
Ángulo del viento durante la descarga	---	45 °	45 °
Velocidad del viento (knots)	10000-10000 5000-10000 10000-10000 20000-10000	5	5

TABLA III.3.C.ii.) LIMITES DE DAÑOS POR DESCARGAS RADIOACTIVAS

Efecto	Límite de Daño	Condición resultante en el Área
Letal		100-1000 r al cuerpo entero más 500-1000 rads al pulso---10 días más 100-200 rad a huesos---10 días
Lesiones significativas a seres humanos		10-100 r al cuerpo entero más 200-100 rads al pulso---10 días más 50-70 rad al hueso---10 días
Tierra inutilizable por 5 años	5 mc/ft <sup>2</sup>	La tasa de dosis desciende a 100 mR/año en 5 años
Tierra inutilizable por 2 años	2 mc/ft <sup>2</sup>	La tasa de dosis desciende a 100 mR/año en 2 años
Evacuación temporal	0.5 mc/ft <sup>2</sup>	Dosis gamma de 50 r en el primer año ( 30 r en 2 meses ; 40 r en 6 meses )
Confianción de cosechas	0.1 mc/ft <sup>2</sup>	5x10 <sup>-7</sup> microcuries Sr-90/gr de vegetación

TABLA III.4.B.1) LOS MAYORES DESASTRES INDUSTRIALES

INCIDENTE	FECHA	NATURALEZA DE LO OCURRIDO	DEFUNCIONES		LESION FISICA	
			INM.	DIF.	HERIDOS	TOTAL
OPPAU , ALEMANIA	21/9/21	EXPLOTARON 3000 TONS. DE NITRATO DE AMONIO	561 HASTA 7 kms	?	100?	1500
CLEVELAND E.U.A.	20/10/44	EXPLOSION DE 3000 TONS. DE GAS NAT. LIC.	128		?	200-400
LUDWIGS- HAFEN , ALEMANIA	28/7/48	EXPLOSION DE UNA NUBE DE VAPOR	207		500 SERIOS	3818
ABERFAN, R. U.	21/10/66	UN DESLAVE DE UNA MINA DE CARBON SEPULTO UNA ESCUELA Y ALGUNAS CASAS	117 (116)	NINGUNA NIÑOS		?
SEVESO, ITALIA	10/7/76	REACCION DESCONTROLADA DESCARGO TONS. DE MATERIAL MUY CAUSTICO CON DIOXINA	NINGUNA	NINGUNA	NINGUNA	447 QUEMADGS 187 CON CLORACNE
ISLA DE 3 MILLAS E.U.A.	28/3/79	FALLA EN EL REACTOR NUCLEAR	NINGUNA	1-2?		NINGUNA

TABLA III.4.B.1.) LOS MAYORES DESASTRES INDUSTRIALES

INCIDENTE	FECHA	LESIONES MENTALES	ALTERACION DEL MODO DE VIDA	DAÑO AMBIENTAL	PERDIDAS MATERIALES PROP. OTRAS MM. DE LIBRAS
OPPAU , ALEMANIA	21/9/21	SERIAS CONMO- CIONES A MAS DE 10 KM'S DEL LUGAR	7000 SIN HOGAR.EL COSTO DE LA AYUDA FUE MAYOR A 30 MILLONES DE LIBRAS		10-20? ?
CLEVELAND, E.U.A.	20/10/44	SERIA CONMO- CION LOCAL. LA ANSIEDAD DEL PUBLICO CAUSO EL ABANDONO DE LA TECNOLOGIA DEL LNG POR 20 AÑOS	80 CASAS DESTRUIDAS		ca 20 ?
LUDWIGS- HAFEN , ALEMANIA	28/7/48	SEVERA CONMOCION LOCAL	EL COSTO DE LA AYUDA LOS 7 MILL. DE LIBRAS		? ?
ABERFAN, R. U.	21/10/66	CONMOCION LOCAL EXTREMADAMENTE SEVERA. ANSIEDAD LOCAL PROLONGADA	EL COSTO DE LA AYUDA EXCE- DIO LOS 9 MILL- ONES DE LIBRAS		1?
SEVESSO, ITALIA	10/7/76	SERIA CONMO- CION SOCIAL ANSIEDAD PROLONGADA	771 EVACUACIO- A LARGO PLAZO CON UN COSTO DE MAS DE 1*10 <sup>6</sup> LIBRAS	SERIO DAÑO AMBIEN- TAL A 4 KM DEL LUGAR	20? ?
ISLA DE, LAS TRES MILLAS,EUA	28/3/79	SERIA CONMO- CION SOCIAL GRAN ANSIEDAD PROLONGADA Y PANICO	MILES DE EVACUADOS	NINGUNO	1000 ?

TABLA III.4.B.1) LOS MAYORES DESASTRES INDUSTRIALES

INCIDENTE	FECHA	NATURALEZA DE LO OCURRIDO	DEFUNCIONES		LESION FISICA	
			INH.	DIF.	HERIDOS	TOTAL
MISSISSAUGA, CANADA	11/11/79	DESCARGA DE CLO- RO POR UN CHOQUE FERROVIARIO	NINGUNA			NINGUNA
CD.MEXICO, MEXICO	19/11/84	EXPLOSION E IN- CENDIO DE 6000 TON. DE GAS NAT- URAL LICUADO QUE DURO 18 HORAS	>500	?	100?	7097
BHOPAL, INDIA	3/12/84	REACCON DESCONTRO- EN UN TANQUE DE ALMACENAMIENTO DES- CARGO 30 TON. DE METILISOCIANATO	>2000	??	??	200000
CHERNOBYL, U.R.S.S.	25/4/86	MAFUNCIONAMIENTO CATASROFICO DE UN REACTOR NUCLEAR	31	500?	7	237
BASILEA, SUIZA	1/11/86	INCENDIO EN UN DEPOSITO QUIMICO ORIGINO LA CONTA- MINACION DEL RIO RHIN	NINGUNA	NINGUNA	NINGUNA	NINGUNA



TABLA III.4.B.1.7 LOS MAYORES DESASTRES INDUSTRIALES

INCIDENTE FECHA	LESIONES MENTALES	ALTERACION DEL MODO DE VIDA	DANO AMBIENTAL	PERDIDAS MATERIALES PROP. OTROS MM. DE LIBRAS	20?
MISSISSAUGA, CANADA, 1/11/79	SERIA ANSIEDAD LOCAL	240000 EVACUADOS POR UNA SEMANA DE UN AREA DE 125KM <sup>2</sup>		<1.0	20?
CD.MEXICO MEXICO, 29/11/84	CONMOCION Y PANICO SEVEROS	39000 PERSONAS SIN HOGAR O EVACUADAS. CIEN- TOS DE CASAS DESTRUIDAS HAS- TA A 300 METROS		>13	?
BHOPAL, INDIA, 3/12/84	PANICO Y CONMO- CONMOCION LOCAL. ANSIEDAD EXTREMA Y PRO- LONGADA	?? LA AYUDA LOS 7 MILL. DE LIBRAS		100?	??
CHERNOBYL, U.R.S.S., 25/4/86	EXTREMA ANSIE- DAD EN TODO EL CONTINENTE EU- ROPEO.	112000 EVACUA- DOS POR UN LARGO PERIODO LOS FONDOS DE AYUDA EXCEDIE- LOS 1000 MILL. DE LIBRAS.	SEVERA CONTAMI- NACION RADIAC- TIVA DE 10 KM <sup>2</sup> . LAS MEDIDAS CORRECTIVAS REBASARON LOS 500 MILL. DE LIBRAS	1500 A 2000	?
BASILEA, SUIZA, 1/11/86	PERDIDA DE LA CONFIANZA DEL PUBLICO EN LA COMPANIA		SEVERO DA- NO A LA FLO RA Y LA FAU NA EN 250 KM DEL RHIN	20?	?

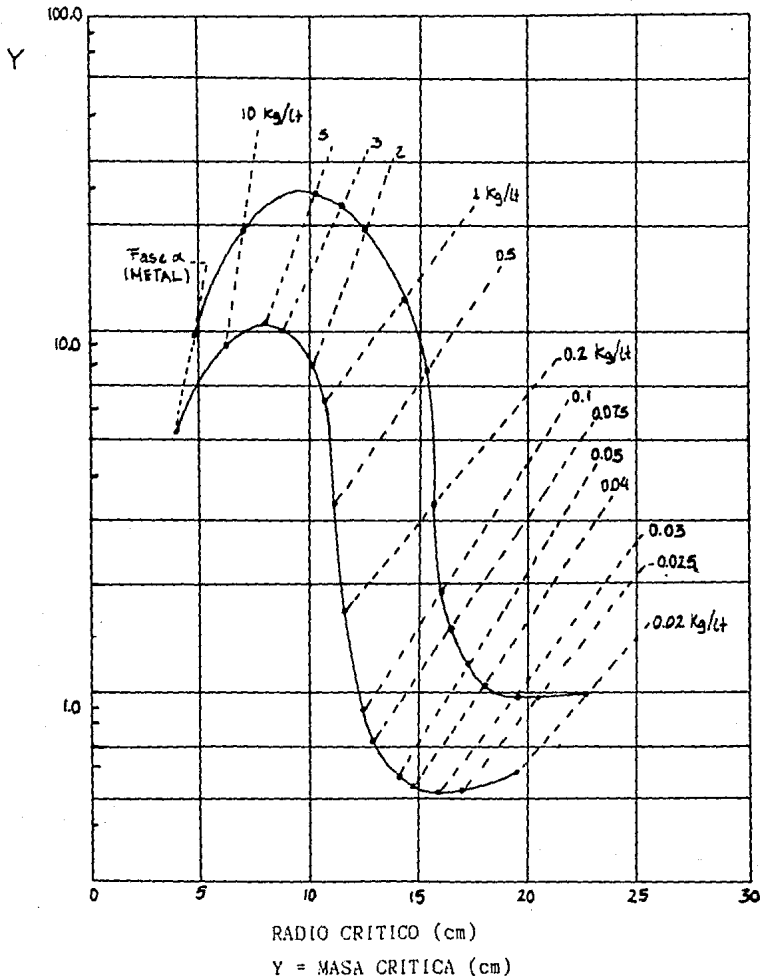
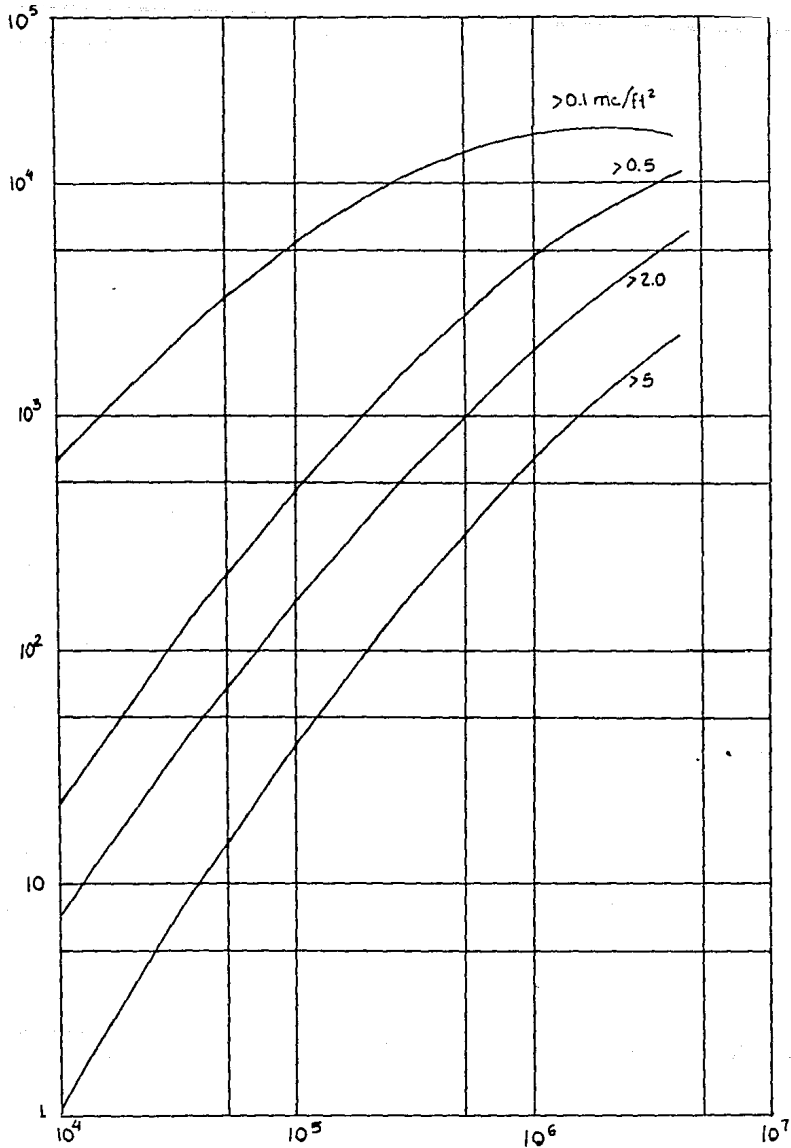


FIGURA III.1.A.1 Masa y radio criticos estimados para esferas Plutonio-agua

Y



Nivel de potencia equivalente a una liberación F.P. (Kilowatts)

Y = Area (millas cuadradas)

Figura III.3.C.11 Areas afectadas promedio

## --- CAPITULO IV " EVALUACION DE DESCARGAS RADIATIVAS "

El método descrito en este capítulo puede ser usado para evaluar los riesgos asociados con la descarga accidental de efluentes radiactivos de los reactores nucleares y con otras formas de liberación de radiactividad. El método considera la cantidad de material radiactivo liberado (término fuente) y los efectos de la difusión atmosférica sobre la concentración (estimación de difusión). La reducción por la deposición en el suelo o procesos de precipitación sólo se menciona, pero no se estudia en detalle.

### 1) DESCARGAS A LA ATMÓSFERA

El material liberado a la atmósfera será transportado por el viento y dispersado por los procesos atmosféricos normales de mezclado. Al desplazarse la nube en la dirección del viento, la población expuesta será irradiada inicialmente por dos rutas principales: la radiación externa debida a partículas Beta de los procesos de decaimiento radiactivo, y la inhalación del material de la nube. El material radiactivo será removido de la nube durante su tránsito por los procesos de deposición y por el impacto de la nube con la superficie subyacente sobre la cual viaja. La nube también se verá disminuida por el lavado causado por la lluvia. La transferencia de material de la nube al suelo causa la irradiación de la población por tres vías principales: la radiación externa por partículas Beta de los materiales depositados, la inhalación del material que es subsiguientemente resuspendido en la atmósfera, y la transferencia de material a través del ambiente terrestre a los alimentos consumidos por el hombre.

La evaluación de la exposición de la población por las descargas de radionúclidos debe tomar en cuenta su dispersión en la atmósfera y el depósito de los radionúclidos en el suelo así como su comportamiento posterior en el ecosistema terrestre. Las distribuciones espaciales y temporales de los radionúclidos en los ambientes terrestre y atmosférico pueden ser combinadas con las mismas distribuciones de la población y de la producción agrícola para calcular la exposición de la población tanto por la radiación externa como por la adición de radionúclidos por inhalación e ingestión. Los principales procesos y vías de exposición que necesitan ser considerados al evaluar la exposición de la población por las descargas atmosféricas se muestran esquemáticamente en la figura IV.1.1.).

La distancia a la cual pueden ser transportados los radionúclidos depende de muchos factores como la vida media radiactiva, la forma física y química del núclido, las condiciones meteorológicas y los procesos de depósito. Para la mayoría de los núclidos comúnmente encontrados en los efluentes suspendidos en el aire, la mayoría del material liberado es removido de la nube a los 3000 kilómetros tanto por decaimiento radiactivo como por deposición en el suelo. En consecuencia, la mayoría de las dosis colectivas

que surgen por la descarga están dentro de este rango de distancias y con frecuencia su radio de acción es sustancialmente menor. Para un número limitado de núclidos (ya sea por su comportamiento inerte y su larga vida media o por un rápido intercambio entre la atmósfera y otros sectores del ambiente) una fracción significativa del material liberado puede ser transportado más lejos siendo eventualmente dispersado a escala global y convirtiéndose en una fuente de exposición de bajo nivel pero de largo término para la población mundial.

La estimación de la dosis colectiva puede simplificarse evaluando separadamente el componente que surge de la dispersión inicial del material descargado y el componente de la dispersión global subsiguiente para los pocos núclidos para los cuales sea significativo este componente.

Las técnicas usadas en la evaluación de la dosis colectiva de la dispersión inicial son esencialmente independientes del núclido descargado. Los modelos más importantes para la estimación de la dosis colectiva de la dispersión global son los que se aplican al Krypton-85, Carbón-14, Tritio y Iodo-129.

Los radionúclidos descargados a la atmósfera pueden ser dispersados más allá de las fronteras del país de origen. Para los radionúclidos de fácil remoción, el impacto radiológico potencial en otros países será limitado en general.

Sin embargo, hay excepciones a las consideraciones anteriores, como la liberación de Radón del depósito de desechos que surgen de la minería y del procesamiento del Uranio. El radón es muy significativo, ya que su liberación de esta fuente puede continuar por períodos de tiempo muy largos (millones de años) a diferencia de los radionúclidos de las instalaciones nucleoelectricas. (1)

## A) DOSIS COLECTIVA POR DISPERSION INICIAL

La estimación de la dosis colectiva regional por la primera dispersión comprende esencialmente la evaluación de la distribución espacial y temporal de los núclidos en el ambiente y de la población expuesta y sus hábitos. Los modelos usados para este propósito comprenden en general un número de submodelos, cada uno de los cuales resuelve una faceta del problema, por ejemplo la dispersión inicial en la atmósfera, la transferencia de material a través del ambiente terrestre, la dosimetría, y los datos demográficos.

### i) DISPERSION ATMOSFERICA

El material descargado a la atmósfera es llevado por el viento y dispersado por la acción de la difusión turbulenta. En la dirección vertical la dispersión penetra en la nube hasta que la capa envolvente turbulenta es llenada uniformemente. La capa envolvente es de profundidad variable y depende del flujo de energía diurno o estacional, siendo generalmente de algunas decenas a cientos de metros en la noche y de algunos cientos de metros hasta dosmil metros en el día. La profundidad es usualmente determinada por la energía térmica y dinámica disponible para mantener la turbulencia.

Horizontalmente , el proceso de difusión es afectado por la turbulencia que obtiene su energía no sólo de las mismas fuentes de la turbulencia vertical sino también de la influencia perturbadora de las grandes nubes , de depresiones meteorológicas y anticiclones y de los efectos de la topografía .

El problema de predecir la distribución de material suspendido en el aire proveniente de alguna descarga es aproximado por la resolución de la ecuación de transporte por difusión . Se han desarrollado muchos modelos para resolver tal ecuación dependiendo de las suposiciones que se hagan por simplificación y de las condiciones a la frontera que se impongan . El modelo óptimo dependerá de la aplicación específica que se necesite . El modelo de dispersión de más frecuente aplicación es el modelo de la dispersión Gaussiana . Hay otros modelos que dan una mejor representación de los procesos físicos que ocurren en la atmósfera pero son mucho más complejos . La mayor ventaja del modelo Gaussiano de dispersión es su relativa simplicidad , facilidad de uso y la disponibilidad de datos meteorológicos expresados en términos de un esquema de difusión directamente aplicable a este modelo .

La dispersión de material descrita por este modelo está caracterizada por desviaciones estándar , ( parámetros de difusión )  $\Sigma_x$  y  $\Sigma_y$  , en las direcciones horizontal y vertical respectivamente . Se toma en cuenta la altura a la cual es descargado el material y las reflexiones del suelo y del límite superior de la capa de mezclado . Los parámetros de difusión y la profundidad de la capa de mezclado son funciones de las condiciones meteorológicas prevalentes . Se han propuesto esquemas que asignan valores representativos a los parámetros que influyen en la difusión , tales como la velocidad del viento , la altura de la capa de mezclado y los coeficientes de difusión para cada una de las categorías meteorológicas . Los coeficientes de difusión en algunos esquemas son especificados en función de la distancia recorrida por la nube radiactiva y en otros como una función del tiempo del recorrido . En algunos otros esquemas los coeficientes de difusión son funciones de la rugosidad de la superficie subyacente .

El modelo Gaussiano de dispersión predice esencialmente la dispersión de material inerte de larga vida al viajar con el viento . Varios procesos pueden reducir aún mas las concentraciones del material descargado , en particular los procesos de decaimiento radiactivo y deposición ( secos o húmedos ) y deben ser considerados al eliminar las descargas radiactivas a la atmósfera .

La deposición seca es el proceso por el cual el material es removido de la nube por fricción con la superficie subyacente a con obstáculos en ella . La tasa a la cual el material es depositado dependerá de la naturaleza del material suspendido en el aire y de la superficie inferior y se estima usualmente usando el concepto de velocidad de deposición . La velocidad de deposición se define como la relación de la cantidad de material depositado sobre la superficie por unidad de área , por unidad de tiempo , a la concentración de material en el aire por unidad de volumen cerca de la superficie . La velocidad de deposición varía con la forma física y química del material suspendido en el aire .

La deposición húmeda ocurre como resultado de la lluvia que cae a través de la nube y es generalmente evaluada por medio de un

coeficiente de lavado, el cual es dependiente entre otros factores de la tasa de precipitación pluvial. La simulación de la deposición seca y húmeda es importante tanto para evaluar el patrón espacial de material depositado de la nube y la concentración de material en el aire.

Los modelos de dispersión son usados para predecir la concentración en el aire así como la velocidad de deposición del núcleo liberado como una función de la distancia y la dirección del punto de origen tomando en cuenta la frecuencia de direcciones particulares del viento y la estabilidad atmosférica (meteorológica). En general se supone que la dirección de los vientos, la estabilidad atmosférica y la velocidad de descarga de núclidos a lo largo de toda la trayectoria de la nube permanecen constantes pero en realidad estos parámetros varían considerablemente en las distancias estudiadas. Sin embargo los estudios realizados han mostrado que la dosis colectiva es relativamente insensible a la suposición anterior.

La manera en la cual pueden ser usados los resultados de los modelos de dispersión en la estimación de dosis colectiva consiste esencialmente en evaluar para cada segmento evaluar la concentración del aire y la velocidad de deposición del núcleo liberado (y de los núclidos descendientes si son significativos). La dosis colectiva a la población en cada segmento por la inhalación de material y por radiación externa de la nube puede ser determinada por la concentración en el aire y con modelos dosimétricos apropiados. La dosis de la radiación externa del material depositado, de la inhalación de material resuspendido y de la ingestión de alimentos contaminados son determinados de la deposición de núclidos sobre el suelo junto con modelos dosimétricos apropiados y modelos para el comportamiento de núclidos en el ambiente terrestre.

## ii) MODELOS DE TRANSFERENCIA TERRESTRE

El material radiactivo depositado desde la atmósfera sobre la superficie de la tierra será transferido al ambiente terrestre y puede conducir a la irradiación del hombre por tres vías principales: inhalación de material suspendido, radiación externa e ingestión de alimentos contaminados. La importancia relativa de cada vía de exposición variará dependiendo de las características del núcleo depositado y de su comportamiento en el ambiente terrestre. Al igual que para la dispersión atmosférica, se han desarrollado una variedad de modelos para describir la exposición del hombre por diversas vías.

## iii) CADENAS ALIMENTICIAS

La transferencia de radionúclidos a través del ambiente terrestre en las cadenas alimenticias es compleja. Están involucrados muchos procesos y existe una gran dependencia de las características del núcleo y del ambiente particular. Entre los procesos de transferencia más importantes se incluyen, la deposición del material sobre el suelo, la remoción del material del suelo, la migración de la superficie de la planta dentro del suelo y la transferencia del material del suelo a las plantas y de las plantas a los animales. Estos procesos están gobernados por diversos mecanismos.

Se han desarrollado y aplicado dos tipos principales de modelos de cadena alimenticia. Esos modelos son el de "equilibrio" y el "dinámico". En el primero se supone que se ha alcanzado el equilibrio entre los diversos componentes del ambiente terrestre: suelo, plantas y productos animales. En el segundo se simula la variación temporal de material radiactivo en cada componente del sistema. El modelo de equilibrio es más simple y más fácil de aplicar. Las descargas de efluentes en la operación normal de las instalaciones nucleares puede considerarse en muchos casos esencialmente continua. En estos casos el modelo de equilibrio es el adecuado y por lo tanto el preferible para la estimación de la exposición por la vía de las cadenas alimenticias. Cuando las descargas son muy discontinuas (por ejemplo en el caso de descargas accidentales) es preferible el uso de un modelo dinámico, particularmente para los radionúclidos de largas vidas medias. Los modelos de equilibrio relacionan el nivel de radionúclidos en varios alimentos a la tasa de deposición de ese radionúclido desde la atmósfera por la vía de un número de factores de transferencia entre los diferentes componentes del ambiente terrestre.

#### iv) RESUSPENSION

La resuspensión solo es significativa en ambientes muy secos para el cálculo de la dosis colectiva proveniente de descargas de efluentes. Adá así, sólo es potencialmente significativa sólo para aquellos núclidos que no son rápidamente incorporados a los sistemas biológicos, por ejemplo el Plutonio. Sin embargo es una trayectoria que está incluida en muchos análisis.

Los modelos existentes para resuspensión son de tipo empírico y están basados principalmente en mediciones de resuspensión del Plutonio en ambientes semidesérticos después de las pruebas de armas nucleares. Los modelos varían en complejidad; los tipos más comúnmente empleados adoptan el concepto de factor de resuspensión. Este factor relaciona la concentración de material en el aire con la concentración de material en la superficie. Se han derivado varias relaciones empíricas que representan la variación del factor de resuspensión con el tiempo transcurrido desde la deposición del material. (2)

## 2) CONCENTRACION DE LA RADIOACTIVIDAD

### A) PARAMETROS DE DIFUSION

Las estimaciones de difusión se pueden hacer dentro de un factor de dos a distancias cortas (< 2 km) desde la fuente y dentro de un orden de magnitud a distancias < 20 km usando las curvas de  $X/G/R$  contra distancia (Fig. IV.2.A.i), con clases de estabilidad atmosférica como definen PASQUILL, HELSHOIER Y GIFFORD (1962).

Una estimación de la clase apropiada de estabilidad atmosférica (A - F) es esencial para el uso del método descrito a continuación. La letra A representa la clase más inestable, D condiciones neutrales y F la clase más estable. En la tabla IV.2.A.i) se



muestra un patrón simple para así mismo, la clase de estabilidad, el factor fuente, moderado o leve se refieren al grado de turbulencia el cual es definido como aquella frecuencia del cielo encima del horizonte local aparente que es cubierto por nubes. El grado de nubosidad es obtenido por estimación visual. Por ejemplo, de la clase de estabilidad para una fuente inactiva diurna, donde la velocidad del viento superficial alcanza 4 m/s es B.(2)

## B) FUENTES DE RADIOACTIVIDAD

### i) ESTIMACION

El valor de la estimación de la difusión dependerá en mayor grado de la exactitud con la cual pueda estimarse el término fuente. Las estimaciones exactas del término fuente, no están usualmente disponibles desde el área de descarga debido a la frecuente inadecuación de los medidores de chimenea y la indisponibilidad de datos bajo condiciones de emergencia. Un método más realista es medir directamente la tasa de dosis de la nube efluente.(4)

### ii) METODOS

Puede usarse un acercamiento nomográfico ( figs. IV.2.A.i) y IV.2.C.i) en vez de los cálculos reales requeridos para hacer una estimación del término fuente en unidades relativas.

Las suposiciones son (i) no hay decaimiento radiactivo y (ii) una energía gamma promedio de 0.7 MeV. Los parámetros que han de ser estimados o conocidos con el fin de hacer estimaciones relativas del término fuente son:

- Clase de estabilidad atmosférica ( A - F )
- Distancia de la medición de la tasa de dosis de la fuente (en kilómetros o millas)
- Estimación de la altura de la fuente ( en metros )
- Velocidad del viento a la altura de la fuente (en metros/segundo)

## C) CALCULOS

i) Al calcular las estimaciones de término fuente, debe seguirse el siguiente procedimiento:

- (a) Leer de la figura IV.2.A.i) el valor de la concentración axial relativa (  $X \text{ } \mu\text{Ci} / \text{m}^3$  ) para una clase de estabilidad apropiada y una distancia viento abajo a la cual son hechas las mediciones.
- (b) Usando la fig.IV.2.C.i) localizar el valor (  $X \text{ } \mu\text{Ci} / \text{m}^3$  ) encontrado en la Fig.IV.2.A.i.) sobre el eje ordenadas y proceder horizontalmente a través de la gráfica hasta intersectar la curva para la altura de la fuente ( o un valor interpolado recomendable )
- (c) Desde el punto de intersección proceder verticalmente hasta interceptar la línea  $Q = 10^6$

(d) Proceder horizontalmente desde esta intersección hasta que la línea que representa la velocidad del viento sea interceptada .

(e) En este punto , leer el valor relativo del término fuente  $[(Ci/s)/(mR/h)]$  sobre el eje de la abscisa .

Ejemplo : Cual es el término fuente a 5000m cuando la clase de estabilidad es F y la velocidad del viento en la superficie del suelo es de 2m/s ?

$$\text{Fig. IV.2.A.1) } X \text{ G / G} = 5 \times 10^{-2} \text{ m}^{-2}$$

$$\text{Fig. IV.2.C.1) } (Ci/s)/(mR/h) = 5 \times 10^{-2}$$

ii) Para determinar el término fuente ( Por ejemplo , la intensidad total de la fuente gamma , en Curies/seg ) deben hacerse mediciones directas apropiadas de la nube usando el siguiente procedimiento :

- (a) Usar un medidor que este blindado contra la radiación beta .
- (b) Atravesar la nube en la dirección del viento varias veces , y registrar la máxima tasa de exposición para cada travesía ( en millicientgens/hora ) .
- (c) Promediar las lecturas .
- (d) Multiplicar el valor del término fuente relativo por la tasa de exposición máxima promedio para obtener la intensidad de la fuente gamma ( en Curies/segundo) .

Ejemplo : Suponiendo que la medición obtenida en el ejemplo anterior a 5000m fue 5 mR/h.

Así

$$G = [ 5 \times 10^{-2} (Ci/s)/(mR/h) ] \times [ 5 (mR/H) ] = 0.3 (Ci/s)$$

El procedimiento arriba mencionado solo se aplica a las descargas continuas . Las descargas de corto término requieren un procedimiento ligeramente diferente , el cual es como sigue :

- iii) (a) Usar un dosímetro sensitivo que no responda a la actividad beta .
- (b) Dirigir el dosímetro sobre la trayectoria esperada de la nube (se acerca a la dirección general del viento ) a una distancia conveniente viento abajo .
- (c) Obtener la exposición total ( en millicientgens ) al pasar la nube por la locación .
- (d) Multiplicar el valor del término fuente relativo por la exposición total , entonces multiplicar el valor obtenido por 3600 para obtener la intensidad de la fuente gamma ( en curies ) .

iv) Ejemplo : En mayo 10 a las 11:00 horas ocurrió una descarga accidental de productos de fisión de la chimenea del reactor . El cielo estaba muy nublado y la velocidad del viento era 5 m/s . Se envió un vehículo a un punto 1500 m viento abajo de la chimenea y se registra una exposición total de 5.0 mR .

Solución:

- (a) De la tabla IV.2.A.1.) se encontró un índice de estabilidad de D.
- (b) De la figura IV.2.A.1) se determinó una concentración axial relativa  $(XQ/Q)$  de  $10^{-4} \text{ m}^{-2}$  usando el índice de estabilidad de D y la distancia viento arriba de 1500 metros.
- (c) De la figura IV.2.C.1) la intensidad de fuente relativa  $[\ln(Ci/s)/(mR/h)]$  fue encontrada usando el valor  $(XQ/Q)$  de  $10^{-4} \text{ m}^{-2}$ , la altura de chimenea de 75 metros, y una velocidad de viento de 6 m/s. El procedimiento es mostrado por la línea discontinua con flechas en la figura IV.2.C.1). La intensidad relativa de fuente es  $0.31 [(Ci/s)/(mR/h)]$ .
- (d) El término fuente Q, es encontrado luego de la siguiente manera:

$$Q = 0.31[(Ci/s)/(mR/h)] * 5.0 \text{ mR} * 3600 \text{ s/h} = 5580 \text{ Ci} \quad (4)$$

### 3) ECUACIONES E INFORMACION PARA EVALUAR EL IMPACTO AMBIENTAL

Al analizar el impacto ambiental que surge a raíz de una descarga de productos de fisión a la atmósfera, son de gran utilidad las siguientes ecuaciones (3).

#### A) INVENTARIO DE PRODUCTOS DE FISION

La mayor parte de la actividad beta de productos de fisión en el inventario de combustible del reactor, puede ser estimada por la forma integrada de la relación May-Wigner donde la actividad beta  $A_p$  ( en Curies ) está dada por :

$$A_p = 1.4 P * ( t_c^{-0.2} - ( t_c + t_o )^{-0.2} )$$

Donde P = potencia ( en Watts )

$t_c$  = tiempo de enfriamiento ( en días )

$t_o$  = tiempo de operación ( en días )

#### B) ACTIVIDAD DE LOS PRODUCTOS DE FISION ( REACTOR RAPIDO )

La mayor parte de la actividad beta de los productos de fisión de la fisión rápida del  $U^{235}$  ( en curies/Watt ) es :

$$A = 16 * ( t_c^{-1.2} - ( t_c + t_o )^{-1.2} + 0.18 * (( t_c + t_o + 10^7 )^{-1.2} - ( t_c + 10^7 )^{-1.2} )$$

Donde  $t_c$  = tiempo de enfriamiento ( en segundos )

$t_o$  = tiempo de operación ( en segundos )

### C) INVENTARIOS DE PRODUCTOS DE FISION ( GRUPOS CRITICOS )

Para un estallido breve de una estructura crítica :

$$\text{Actividad Beta} = 2.94 * t^{-1.2} \text{ Ci/Wt}$$

$$\text{Actividad Gamma} = 1.92 * t^{-1.2} \text{ Ci/Wt}$$

Para t ( en segundos ) de 10s a 100dias

$$A = 1.4 P ( t^{-0.2} - ( t_e + t_o )^{-0.2} )$$

Donde P = Potencia ( en Watts )

$t_e$  = tiempo de enfriamiento ( en dias )

$t_o$  = tiempo de operación ( en dias )

Para tiempos de operación largos , donde  $t_o$  es mucho mayor que la vida media de la mayoría de los productos de fision y el tiempo de enfriamiento  $t_e < t_o$  .

$$\text{Actividad Beta} = 15.4 * t^{-0.2} \text{ Ci/Wt}$$

$$\text{Actividad Gamma} = 9.1 * t^{-0.2} \text{ Ci/Wt}$$

Donde t está en segundos . ( Notar que en 32 segundos la actividad es la mitad que después del primer segundo )

Los principales productos de fision que surgen de la operación de un reactor de 500 MW que ha estado en operación por 180 días , un día después de haber sido apagado son los siguientes :

Productos de Fision	Actividad
Total	$4.1 * 10^6$
Volátiles	$8.4 * 10^7$
Ioduros	$5.0 * 10^7$
Gases Nobles	$3.4 * 10^7$
$Sn^{92}$	$1.7 * 10^7$
$Sr^{90}$	$3.0 * 10^6$
$Ce^{144}$	$8.0 * 10^6$

De la operación de un reactor nuclear pueden resultar otros productos de fision significativos que se muestran en las tablas IV.3.C.i.), IV.3.C.ii.), IV.3.C.iii.) .

### D) CARACTERIZACION DE LA RADIACION IONIZANTE

La fuente de radiactividad asociada con un accidente de reactor puede caracterizarse en grandes grupos en base a sus propiedades fisicoquímicas . La tabla IV.3.D.i.) enlista la clasificación en tres grupos. Las fracciones de descarga al aire y al agua citadas en la tabla IV.3.D.ii.) son conservadoras y consistentes con los valores generalmente supuestos para análisis de seguridad y bases de diseño contra accidentes. Usando los datos de fracción de descarga atmosférica de la tabla IV.3.D.i.) y la radiactividad fraccionaria , se calculó una aproximación de la composición del inventario de

materiales radiactivos en el aire, como se muestra en la tabla IV.3.D.ii.) A partir de esta tabla puede concluirse que los gases nobles y halógenos constituyen casi toda la radiactividad suspendida en el aire. Como se puede ver en la tabla IV.3.D.iii), la mayoría de los fotones producidos por gases nobles, particularmente Kriptones, tienen energías mayores a 2 Mev.

### E) CUANTIFICACION DE UNA DESCARGA DE REACTOR

La mayoría de los fotones producidos por gases nobles tienen energías > 2 Mev. Una medición de esas energías parece ser aconsejable para cuantificar la descarga. Para este propósito puede ser muy recomendable usar un cristal de NaI (Ti) debido a su pureza sensitividad y facilidad de manejo. La conversión de la tasa de emisión de fotones a Curies provenientes de los gases nobles descargados dependerá de la historia operativa del reactor. A partir de la fig IV.3.E.i) puede obtenerse el factor de conversión como una función del tiempo de operación y del tiempo de decaimiento después del apagado del reactor. El factor de conversión permite obtener los Curies producidos de gases nobles y sus descendientes radiactivos por fotón y por segundo (Energía > 2 Mev).

Mediante un detector de NaI puede estimarse la cantidad de gases nobles susceptibles de ser descargados fuera del reactor en caso de un accidente. Un detector colocado sobre la pared de la vasija del reactor permitirá estimar las concentraciones de gases nobles en el reactor. Para hacer esas mediciones el detector debe estar posicionado de manera que el escudo biológico intacto esté entre él y el núcleo para minimizar los efectos de la radiación de los productos de fisión remanentes en el núcleo. Al posicionar al detector sobre la pared de la vasija del reactor se podrán obtener las concentraciones de gases nobles Cn.g. (en microcuries/cm<sup>3</sup>) así:

$$Cn.g. = \frac{2.4 \mu \times f \times K \times s \times G}{1 - 1/2\mu r + e^{-2\mu r} / 2\mu r}$$

- Donde:  $\mu$  = coeficiente de absorción lineal del aire para fotones de 2.15 a 2.65 Mev ( $24.5 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ )  
 $f$  = constante igual al número de desintegraciones por fotones emitidos de 2.15 a 2.65 Mev (2.85)  
 $K$  = constante igual a  $2.7 \times 10^{-5}$  microcuries/seg / desintegración  
 $s$  = velocidad de conteo (conteo / seg)  
 $G$  = factor de geometría (o eficiencia) para el sistema de detección (en unidades de fotones por conteo)  
 $r$  = radio del recipiente esférico de contención (en cm)  
 (6)

#### 4) CONSECUENCIAS DE LAS DESCARGAS RADIACTIVAS

##### A) NUBE DE PRODUCTOS DE FISSION

Al evaluar la dosis que podría surgir de una nube de productos de fisión es de especial interés considerar lo siguiente:

##### i) VOLUMEN DE LA NUBE RADIACTIVA

$$V = \frac{4}{3} \pi R^3 e^{-\lambda z} \quad (1)$$

Donde V = volumen de la nube ( en metros cúbicos )

$\lambda$  = coeficiente de difusión de Sutton ( en  $m^{-1}$  )

R = distancia vertical abajo del punto de origen de la nube ( en metros )

$\lambda$  = constante de estabilidad de Sutton

Los valores de  $\lambda$ , parámetros de estabilidad de Sutton y el coeficiente de difusión estándar se obtienen de la tabla IV.4.A.1:

##### ii) ACTIVIDAD DE LA NUBE

$$C(r) = A/V e^{-\lambda(r-R)^2}$$

Donde C(r) = concentración de radiactividad en la nube ( en millicuries / metro cúbico )

A = actividad de la nube ( en Curies )

r = distancia del centro de la nube ( en metros )

$\lambda$  =  $( \lambda / (2 \pi V) )^{1/2}$  = el promedio de la nube con  $\lambda$  en metros

Para la lectura específica, la actividad de emisión beta de productos de fisión ( descontando conversiones del decaimiento ) de un incidente en un reactor nuclear térmico es:

$$A = ( 9.4 \times 10^9 ) ( P_{\beta} ) ( 1 - e^{-\lambda t} ) ( 1 - e^{-\lambda t} ) ( X / V )$$

Donde A = actividad de la nube

P = potencia del reactor ( en Megawatts )

$\lambda$  = fracción de fisión que producen el isótopo ( ver tabla IV.4.A.11 )

$\lambda$  = constante de decaimiento radiactivo ( en  $s^{-1}$  )

t = tiempo de operación, previo a la descarga de

productos de fisión ( en segundos )

X = distancia del punto de descarga ( en metros )

V = velocidad de la nube ( en metros / segundo )

##### iii) ACTIVIDAD INHALADA

$$I = \int_0^{\infty} C(r) V dt \quad (2)$$

(2) = integral desde 0 hasta infinito de C(r) V dt

- 2. via 1 a actividades ionizantes (en rads/año)
- 3. vía de conversión de actividad en dosis (en rads/año)
- 4. a concentración de actividad en la nube
  - 4.1 en microcuries / metro cúbico
  - 4.2 actividades de la nube / en litros/año
  - 4.3 actividades de la nube / en curies/año
  - 4.4 actividades de la nube / en curies/año
  - 4.5 volúmenes de la nube / en metros cúbicos

Asumiendo  $U = 17$  litros/año  $\times 1.27 \times 10^{10}$  curies/año, entonces

$$I = 2.51 \times 10^{-11} \text{ A/litro/año}$$

En la tabla IV.4.A.III se presentan algunos datos útiles en el cálculo de dosis ionizantes

#### iv) DOSIS EXTERNA

La dosis de actividad externa  $D$  (en rad/año) en el centro de una nube infinita es:

$$D = 504E \text{ actividades en microcuries/año la aire } I \times E \\ = 4.0 \times 10^{-7} \text{ curies/año}$$

donde  $I$  = concentración de actividad en la nube  
(en microcuries / metro cúbico)

$E$  = energía (en megaelectrónvolts) (7)

### B) CALCULO DE INTENSIDADES DE RADIACION

#### i) DOSIS GAMMA

$$(a) \quad I \text{ rad} = 3.6 \times 10^{-11} \times E \text{ (curios/año) } \text{ rad}^{-1}$$

Para  $E$  de 0.07 a 2.0 MeV dentro de +/- 10%, asumiendo  $M_{\text{abs}} = 0.05$  gV/cm<sup>2</sup> hora (donde  $M$  es la energía promedio gastada en un gas por ser ionizado por cada litro). La identidad anterior es equivalente a la ecuación:

$$I = E \cdot A \cdot \sum_{i=1}^n [ \text{Sumatoria } i ] ( i \cdot E_i ) / d^2$$

donde  $I$  = intensidad (en Roentgen/hora) a la distancia  $d$  de un punto fuente

$A$  = actividad de la nube (en curies)

$\sum_{i=1}^n [ i \cdot E_i ]$  = suma de energías GAMMA (en MeV/desintegración)

$E_i$  = se emite más de una Gamma por desintegración

$d$  = distancia (en pies)

(b) Para cualquier energía  $E$  (en MeV)  $\mu$  y  $\sigma$  su coeficiente de absorción total de Compton (  $M_{\text{abs}}$  - sigma )

$$I \text{ rad} = 7.14 \times 10^{-11} \times M_{\text{abs}} \times E \text{ (curios/año) } \text{ rad}^{-1} \text{ (8)}$$

## C) PRODUCTOS DE FISION EN LA LECHE

Los datos sobre la radiactividad de fisión por uranio y plutonio se obtienen en la leche en el momento de su producción, cuando a los diez días después de haberse producido la explosión IV.4.E.1.1.

Esta leche se trata con el TCM del material depositado de acuerdo con el procedimiento que los vegetales contaminados. Esta actividad puede ser eliminada por el proceso de radiación. También se sabe que el proceso trata bien a los productos contaminados y que en promedio producen 20 lb de vegetales secos por día, considerando un proceso de 500 lb de vegetales contaminados por hora. (8)

## D) ESTUDIOS AEREO

Para reducir la actividad rápida de un gran área afectada por contaminación accidental o intencional en el aire, puede usarse un helicóptero o un avión convencional. Sin embargo es preferible usar un helicóptero ya que puede aterrizar más cerca del suelo permitiendo emplear instrumentos portátiles que permitan tomar datos más confiables. (9)

## E) DEPOSICION DE LA RADIOACTIVIDAD EN EL SUELO

Las actividades de cesario en el suelo de la radiactividad proveniente de las descargas al aire así como la actividad liberada, los datos se han calculado de la deposición en el suelo de la radiactividad, usando ecuaciones usando las Figuras IV.4.E.1.1, IV.4.E.1.2, IV.4.E.1.3.

## F) RIESGOS RADIOLOGICOS

Los posibles riesgos de una fuga a gran escala de productos de fisión son de poca importancia por el incremento de la potencia total. La selección de un sitio adecuado requiere la consideración de los riesgos radiológicos derivados de una fuga de productos de fisión y de una limitación satisfactoria de la cantidad de radiactividad de pudiera escapar.

## G) DISPERSION DE LA RADIOACTIVIDAD

Una vez que se han desarrollado satisfactoria de la dispersión de la radiactividad después del accidente de un reactor nuclear. Para la estimación del peligro directo, la nube se utiliza en los cálculos la teoría de la difusión de Einstein para una fuente a nivel del suelo sin carga térmica. Los cálculos se a dar en la tabla IV.4.E.1.1 para fugas de rad. actividad de un reactor nuclear de un megawatt. Una relación de la máxima deposición de actividad posible bajo condiciones de gran hombre en base a la deposición de partículas por difusión turbulenta en la atmósfera y también del nivel de



dependiendo del poder de ionización y de la dosis de radiación. La liberación de una fracción depende al menos de dos factores: el primero es el nivel de la dosis absorbida, el segundo es el nivel de la dosis de radiación. La liberación depende de la intensidad de la radiación y de la dosis absorbida. Los niveles de liberación dependen de la dosis absorbida y de la dosis de radiación. Los niveles de liberación dependen de la dosis absorbida y de la dosis de radiación.

$$R = 2.4 \times 10^{-10}$$

donde  $R$  es la radiación liberada en unidades de  $R_{100}$ . Por ejemplo, la potencia total del reactor suministrada por la fracción liberada,  $R$  es una constante por distintos valores de distintos niveles como se muestra en la tabla I (véase). Los valores dados son aproximados para un rango del orden de algunos kilómetros para condiciones de turbulencia en tiempo variable y con una velocidad de viento de 3 m/s. Lo más notable es que se requiere una enorme fracción a lo largo de la distancia del viento con un área de  $2.4 \times 10^{10} \text{ m}^2$ . La misma cantidad emitida con lluvia o mediante distancia de agua de viento la que se presenta en tiempo variable, y la misma distancia a la cual puede ocurrir una contaminación más allá de la lluvia más cercana. Es una  $2.4$  veces la distancia en clima seco. La intensidad de la lluvia que viene de un reactor de potencia de  $1000 \text{ MW}$  depende de la distancia y del tamaño de la partícula y es improbable que se alcance en la práctica y sepa de instalaciones con un  $1000 \text{ MW}$  en la dirección del viento. En condiciones de inversión atmosférica no se aplica la relación.

La liberación de una fracción significativa de los productos de fisión generados en un reactor de gran potencia no es fácilmente detectable en la zona normalmente inhabitada. La liberación de los productos de fisión de los reactores de alta potencia y turbulencia atmosférica de un reactor de  $1000 \text{ MW}$  generará de potencia, no requeriría evadirse de la posición del reactor de un área de  $10^7 \text{ km}^2$  en la dirección del viento. Se necesitaría una evaluación temporal de la dosis de  $10^{-10}$  y se requeriría una serie de contaminación de los productos de fisión en un sector de  $100 \text{ km}$  en la dirección del viento.

## 5) CONSIDERACIONES BIOLÓGICAS

En las especies más sensibles, niveles permisibles de contaminación del aire y del agua potable para el consumo durante la vida de personas empobrecidas expuestas a la radiactividad, y se han introducido factores de seguridad al evaluar los niveles para especies que no resultan agua de no detectable.

Sin embargo los niveles permisibles varían en el caso de una alta exposición como resultado de un accidente nuclear muy grave. La razón es que los organismos vivos son más susceptibles a las perturbaciones químicas en períodos de recuperación de defensa y de adaptación en tiempos de interacción.

Una dosis relativa que se suma a la radiación tiene un modo de efectividad biológica.

#### A) EFECTOS BIOLÓGICOS DIRECTOS

En caso de haberse producido la guerra, según el estudio para evitar los efectos nocivos a las personas durante el paso de la zona de guerra, el alto responsable de la actividad económica de la actividad de una dependencia integral de 10 millones de  $m^2$  de superficie el nivel de riesgo asociado es una emergencia. Este estudio resulta la es:

1. de radiación y del ambiente

50 días de radiación para el exterior en el primer día

7 millo por hora para el primer día

600 personas habitadas y personas por varios días

17 millones de  $m^2$  de  $10^6$  personas

1. de radiación y del ambiente

Los efectos biológicos de la radiación potencialmente serían comparables a una sola dosis de radiación gamma de  $10^6$ , lo cual es probable siendo más deseable, solo si se consideran temporalmente en la zona. Al tener estas características se supone que la actividad durante algunos meses del período, para las cantidades de actividad asociadas con aquellas que serían medidas 24 horas después de la fase de radiación. A partir de la zona con un nivel de actividad de  $10^6$  personas, se produciría lesiones que en la mayoría de los casos serían fatales.

#### B) EFECTOS BIOLÓGICOS INDIRECTOS

En caso de haberse producido la guerra, según el estudio para evitar los efectos nocivos a las personas durante el paso de la zona de guerra, el alto responsable de la actividad económica de la actividad de una dependencia integral de 10 millones de  $m^2$  de superficie el nivel de riesgo asociado es una emergencia. Este estudio resulta la es:

1. de radiación y del ambiente

50 días de radiación para el exterior en el primer día

7 millo por hora para el primer día

600 personas habitadas y personas por varios días

17 millones de  $m^2$  de  $10^6$  personas

1. de radiación y del ambiente

Los efectos biológicos de los radionúclidos de guerra en la zona sobre las personas, tierra, agua y el suelo durante algún tiempo, sobre la zona de guerra, es la parte de la zona de peligro potencial y que la zona de riesgo asociado es el nivel potencialmente emergente de la zona de guerra del suelo, para sugerir evitando la zona. Considerando que el peligro de la radiación gamma del material potencial, un nivel de  $10^6$  personas a lo largo de 10 semanas es considerado como la medida comparable con una emergencia, esto implica una dosis total de  $10^6$  en una zona de la actividad. Guerra a depender de los por el mecanismo radiactivo. Debido a ciertos grado de protección que ofrece la rugosidad del suelo, las partes de las zonas a las personas que generalmente están en las construcciones, la zona de radiación es generalmente que la actividad asociada es de  $10^6$  personas. En un habitacional normal, cambios involuntarios al embargo el riesgo de ingestión de la actividad de guerra y perturbación de los factores asociados a los radionúclidos. Desde este tiempo, el límite del peligro se considera como el nivel de actividad de  $10^6$  personas.

La exposición de la población al ambiente acuático será consecuencia directa de la actividad de la población en general en el caso de un accidente nuclear.

- (a) la exposición a la población para este tipo de accidentes es de tipo puntual, ya que el accidente se produce en un tiempo limitado.
- (b) la contaminación ambiental debida a la contaminación ambiental del agua contaminada por el accidente nuclear, se produce en un tiempo limitado, ya que el nivel ambiental de los otros cuerpos de agua que fluyen a los rios.
- (c) la contaminación de el cuerpo de la actividad de larga vida, tal como el caso de Sr-90, en el medio ambiente que produce la exposición ambiental ocupacional, la exposición para Sr-90 y Sr-90 y Sr-90, ya que al estar fluyendo en el ambiente acuático, la actividad ocupacional probablemente sería inapropiada en el futuro (17).

## 6) DESCARGAS AL AGUA

El material radiactivo que llega al ambiente acuático será transportado y dispersado por procesos turbulentos y convectivos que ocurren en el cuerpo de agua receptor. La magnitud de estos procesos es fuertemente dependiente del tipo del cuerpo receptor y de los usos que el hombre haga del agua del cuerpo receptor ya sea, para agua potable, para agua de riego, para actividades agrícolas o para actividades recreativas. Así, el impacto radiológico asociado con las descargas de radioisótopos al ambiente acuático, variarán considerablemente con el tipo y el uso que se le da al cuerpo de agua receptor ( por ejemplo, lago, río, mar ).

Una evaluación de la exposición de la población por descargas de radioisótopos al ambiente acuático, deberá tomar en cuenta, la dispersión de los radioisótopos descargados dentro del agua, así como la absorción de la radiación en agua por la sedimentación. La transferencia de los radioisótopos de la columna de agua a los sedimentos, reduce la concentración en el agua, pero puede ocasionar irradiación a la población por otras trayectorias ( por ejemplo al uso de las riberas para fines recreativos ). La distribución espacial y temporal de las concentraciones de radioisótopos en el agua y los sedimentos, puede combinarse con la información de los usos del agua para estimar las dosis colectivas e individuales. Los principales procesos involucrados en la estimación de las dosis colectivas por las descargas al ambiente acuático son, ilustrados en la Figure IV.6.1.)

La distancia a la cual puede ser transportado un radioisótopo al ambiente acuático depende de muchos factores como su vida media radiactiva, sus propiedades físicas y químicas y la naturaleza del cuerpo de agua receptor. En general para los radioisótopos descargados dentro del ambiente acuático, la mayor contribución a la dosis colectiva surge de las exposiciones directamente asociadas con el cuerpo de agua receptor. Sin embargo en algunos casos, es necesario considerar la transferencia más amplia de radioisótopos a través de cuerpos de agua muy grandes ( por ejemplo los océanos del mundo donde existe transferencia hacia una contribución significativa a la exposición de la población ).

El estudio de este tipo de cuerpo acuoso puede considerarse la primera etapa de los trabajos realizados en el área del ambiente acuático y está relacionado con aspectos de la contaminación y cursos de agua de importancia. La importancia de la densidad relativa de las partículas al momento acuático puede ser una característica de un contaminante y el por tanto de la dispersión en el cuerpo de agua receptor. Estudios se han hecho al agua y suelo que surge de una dispersión en un medio acuático y en otros casos se han aplicado modelos para los cuales es significativo el componente. Desarrollo de teoría la dispersión de una masa colectiva desde una fuente hasta una zona por la dispersión regional, otra por la dispersión global. (11)

#### A) DOSIS COLECTIVA POR DISPERSION REGIONAL

El tipo de la dosis colectiva en el medio acuático al ambiente acuático es de colectiva a las características del cuerpo de agua receptor, las partículas de contaminantes surgen con sus propiedades. Por este razón todo se fundamenta los procesos generales y las características de una dosis colectiva en un modelo que describe la transferencia a través del ambiente acuático. Simultáneamente se hacen algunas estimaciones de las dosis colectivas para descargar de radiación en los puntos receptores. (12)

#### B) DISPERSION

Las partículas pueden ser estacionarias o transportadas y la difusión de las radiaciones de radiación al ambiente acuático son muy dependientes de las características del cuerpo acuático receptor. Esta dependencia indica las condiciones de frontera impuestas sobre el proceso de dispersión debido a las restricciones introducidas por la geometría del cuerpo receptor. Por ejemplo en un río, la dispersión transversal del flujo la vertical, son poco importantes mientras que en el océano, tales dispersiones son muy importantes. La magnitud del proceso turbulento y del transporte convectivo son específicas para las características del cuerpo de agua.

La Comisión Nuclear Reguladora de los E.U.S. ha postulado muchos modelos de dispersión hidrodinámica para varios tipos de cuerpos de agua. Las soluciones a estas ecuaciones de difusión y transporte en esos modelos, predicen la concentración en el agua y para la descarga de un radio al receptor, se supone que el cuerpo receptor de radiación en la frontera. El proceso de sedimentación puede ser una consecuencia estimada por estos modelos.

Existen modelos en el proceso de el cual el material particulado suspendido en el agua es removido de la columna de agua tanto por sedimentación gravitacional como por impacto en la interfase agua sedimento. El grado al cual este proceso puede remover radiaciones de la columna de agua depende de la concentración de sedimentos suspendidos en el agua, la fracción del tamaño de radiaciones suspendidas en el agua. Típicamente a partículas de sedimento, la velocidad de asentamiento del sedimento suspendido y la profundidad de la columna de agua. El proceso de sedimentación puede ser una consecuencia importante de las características espaciales y temporales de las radiaciones en el ambiente acuático. (13)

## C) TRAYECTORIAS AL HOMBRE

Los radioisótopos pueden ser ingeridos por el hombre a través de la contaminación de la comida por temas enteros, precipitación, ingestión de agua potable, ingestión de especias, alimentos acuáticos, contaminación ambiental de ciertos alimentos, contaminación depositada en los alimentos. En algunos lugares el uso de agua para irrigación puede ser importante. El uso de agua de irrigación lleva a la transferencia de radioisótopos al hombre por trayectorias alimenticias terrestres.

## 1) AGUA POTABLE

En la búsqueda de radioisótopos a cuerpos de agua fresco, el consumo de agua potable ocasiona la mayor contribución a la dosis colectiva regional. Al evaluar esta trayectoria, generalmente se supone que la concentración del radioisótopo en el suministro de agua potable que surge a la población es la misma que la del cuerpo de agua de donde se obtiene. A menudo se aplican correcciones para cualquier decremento de los radioisótopos entre la extracción del cuerpo de agua y el consumo, sin embargo, la reacción de radioisótopos dentro de los sistemas de tratamiento de aguas es frecuentemente despreciable a pesar de su importancia potencial. Dutton y Seider, han indicado que pueden existir factores de descomposición importantes para los sistemas de tratamiento de aguas aunque la magnitud será muy dependiente de la naturaleza de los procesos físicos y químicos que ocurren en el tratamiento del agua y el medio considerado.

## ii) ALIMENTOS ACUATICOS

Los radioisótopos pueden ser incorporados a los tejidos de la biota acuática a través de la ingestión, absorción o adsorción del agua. La transferencia a la biota acuática es estudiada generalmente por el uso de factores de concentración de radioisótopos entre el agua y el organismo relevante. Estos factores de concentración son comúnmente denotados como  $C_f$  y se definen como:

$$C_f = \frac{\text{concentración de radioisótopos en el organismo}}{\text{concentración de radioisótopos en el agua}}$$

El uso de factores de concentración es válido sólo cuando existe una distribución de estado estable de los radioisótopos entre todas las partes relevantes del ambiente acuático (por ejemplo agua, sedimentos, la flora y la fauna acuática). La concentración de un radioisótopo en un organismo particular obtenida de algún medio diferente al agua (por ejemplo, ingestión de sedimento) sólo sería proporcional a la concentración en el agua si los concentraciones en otros medios relevantes fueran proporcionales a la del agua. Los

Atención de los servicios de higiene pública, que a su vez deberá ser comunicada a los servicios de control de alimentos. Así como, los cambios de calidad de los alimentos extraídos por estos, así como de la contaminación. La contaminación de los alimentos debe ser controlada en las etapas de su producción en el organismo, así el agua, factores físicos tales como el calor, las características químicas de los contaminantes, etc. que influyen en la educación y penetración de microorganismos en el cuerpo humano. El control al respecto al autor debido a través de un servicio de inspección de un grupo humano de trabajadores en un artículo propio de organizaciones sanitarias.

### **(iii) IRRADIACION EXTERNA DE LOS DEPOSITOS EN LAS RIBERAS**

Varias razones han llevado a esta conclusión a los estudios concernientes al impacto por las riberas a lo largo de las costas de los ríos de una importante contaminación de expedición para los grupos críticos. La importancia como consecuencia a la dosis colectiva de contaminación limitada a algunas zonas determinadas un gran uso recreacional de las riberas y la concentración de radioactividad en forma de área particular de la zona expuesta, relacionada a la velocidad de sedimentación del radioisótopo adsorbido y a la tasa de pérdida del radioisótopo adsorbido, la velocidad de desintegración sobre la ribera depende de la concentración y características del radioisótopo y también de los factores físicos y químicos del cuerpo de agua. (17)

## **D) DATOS DEMOGRAFICOS Y CARACTERISTICAS AMBIENTALES**

La obtención de la dosis colectiva requiere la consideración de la distribución de la población expuesta y el uso que se hace del ambiente (por ejemplo, fuentes de agua potable, de agua de irrigación, alimentos caseros, etc.). En general la mayoría de las dosis colectivas regionales de las descargas accidentales será entregada dentro de un período relativamente corto a continuación de la descarga. Al evaluar la dosis colectiva regional, otra vez es necesario tener en cuenta la variación temporal de la población y sus hábitos.

Se requieren datos sobre un número de aspectos de los cuales los siguientes son los más importantes: la localización y la cantidad de agua extraída para su uso como agua potable y el tamaño de la población expuesta; la localización y la cantidad de agua extraída para irrigación y la cantidad y tipos de alimentos cosechados sujetos a irrigación; la cantidad, localización de abastecimientos caseros derivados del cuerpo de agua en cuestión. Debe tomarse en cuenta las acciones que ocurren entre la contaminación de los alimentos y su consumo. El detalle con el cual deben ser compilados varía con el cuerpo de agua y el análisis considerado. Sin embargo, sobre todo es importante que el nivel de detalle sea consistente con la precisión requerida de la estimación de la dosis colectiva. (18)

TABLA IV.2.A.i.) RELACION DE LOS TIPOS DE TURBULENCIA DE PASQUILL A LAS CONDICIONES DEL CLIMA

- A --- Condiciones antecedentemente inestables
- B --- Condiciones moderadamente inestables
- C --- Condiciones ligeramente inestables
- D --- Condiciones neutrales
- E --- Condiciones ligeramente estables
- F --- Condiciones moderadamente estables

Velocidad superficial del viento en ( m/seg )	Insoleación en el día			Condiciones atmosféricas	
	Fuente	Moderada	Débil	Nubosidad $\geq 4/8$	Nubosidad $\geq 3/8$
< 2	A	A-B	E		
2	A-B	B	C	E	F
4	B	B-C	C	D	E
6	C	C-D	D	D	D
> 6	C	B	D	D	D

TABLA IV.3.C.i.) ACTIVIDAD DE LOS PRODUCTOS DE FISION ( EN CURIES ) A DIFERENTES TIEMPOS DE ENFRIAMIENTO  $t_e$

Isótopo	$t_e$ 6h	$t_e$ 24h	$t_e$ 48h
Operación de reactor --- 1 día , 50 MW .			
Xe-133	57.5*10 <sup>6</sup>	52.0*10 <sup>6</sup>	45.6*10 <sup>6</sup>
Ba-140	24.8*10 <sup>6</sup>	23.5*10 <sup>6</sup>	22.2*10 <sup>6</sup>
La-140	24.8*10 <sup>6</sup>	23.5*10 <sup>6</sup>	22.3*10 <sup>6</sup>
Pr-143	24.0*10 <sup>6</sup>	23.0*10 <sup>6</sup>	21.8*10 <sup>6</sup>
I -131	17.2*10 <sup>6</sup>	16.1*10 <sup>6</sup>	14.8*10 <sup>6</sup>
Operación de reactor --- 21 días , 50 MW .			
Xe-133	44.3*10 <sup>6</sup>	40.0*10 <sup>6</sup>	35.0*10 <sup>6</sup>
Ba-140	33.2*10 <sup>6</sup>	31.3*10 <sup>6</sup>	30.5*10 <sup>6</sup>
La-140	33.2*10 <sup>6</sup>	31.8*10 <sup>6</sup>	30.5*10 <sup>6</sup>
Pr-143	33.2*10 <sup>6</sup>	30.0*10 <sup>6</sup>	28.4*10 <sup>6</sup>
Ce-141	19.4*10 <sup>6</sup>	18.8*10 <sup>6</sup>	18.4*10 <sup>6</sup>
Operación de reactor --- 6 meses , 50 MW .			
Ba-140	49.0*10 <sup>6</sup>	47.0*10 <sup>6</sup>	45.0*10 <sup>6</sup>
La-140	49.0*10 <sup>6</sup>	47.0*10 <sup>6</sup>	45.0*10 <sup>6</sup>
Ce-141	48.6*10 <sup>6</sup>	47.0*10 <sup>6</sup>	46.2*10 <sup>6</sup>
Pr-143	48.0*10 <sup>6</sup>	46.2*10 <sup>6</sup>	43.7*10 <sup>6</sup>
Xe-133	47.0*10 <sup>6</sup>	42.8*10 <sup>6</sup>	37.5*10 <sup>6</sup>

Operación de reactor a 1 año ,50 MW .

Ba-140	49.0*10 <sup>5</sup>	47.0*10 <sup>5</sup>	45.0*10 <sup>5</sup>
La-140	49.0*10 <sup>5</sup>	47.0*10 <sup>5</sup>	45.0*10 <sup>5</sup>
Ce-141	47.0*10 <sup>5</sup>	47.0*10 <sup>5</sup>	46.2*10 <sup>5</sup>
Pr-143	48.0*10 <sup>5</sup>	46.2*10 <sup>5</sup>	43.7*10 <sup>5</sup>
Y - 91	47.4*10 <sup>5</sup>	46.8*10 <sup>5</sup>	46.2*10 <sup>5</sup>

Operación de reactor a 1.5 a 7 años ,50 MW .

Ba-140	49.0*10 <sup>5</sup>	47.0*10 <sup>5</sup>	45.0*10 <sup>5</sup>
La-140	49.0*10 <sup>5</sup>	47.0*10 <sup>5</sup>	45.0*10 <sup>5</sup>
Ce-141	48.6*10 <sup>5</sup>	47.2*10 <sup>5</sup>	46.2*10 <sup>5</sup>
Pr-143	48.0*10 <sup>5</sup>	46.2*10 <sup>5</sup>	43.7*10 <sup>5</sup>
Y - 91	47.8*10 <sup>5</sup>	47.2*10 <sup>5</sup>	46.3*10 <sup>5</sup>

TABLA IV.3.C.ii.) GENERACION DE PRODUCTOS DE FISION IMPORTANTES EN UN REACTOR

Actividad (Curies) después de periodos de operación continua de un reactor a un nivel de potencia de 1 MW .

Producto	100 días	1 año	5 años
Kr-85	53	191	818
Rb-86	0.25	0.26	0.26
Sr-89	28200	38200	38500
Y-90	402	1430	6700
Y-91	34800	48900	49500
Zr-95	32900	43200	49500
Nb-95 ( 90 horas )	446	687	704
Nb-95 ( 35 días )	20900	48200	50500
Ru-103	25100	30900	31000
Rh-103	25100	30900	31000
Ru-106	753	2180	4220
Rh-106	753	2180	4220
Ag-111	151	151	151
Cd-115	4.8	5.9	5.9
Sn-117	83	84	84
Sn-119	24	64	100
Sn-123	4	9	10
Sn-125	100	101	101
Sb-125	12	43	135
Te-125	5	34	136
Sb-127	787	787	787
Te-127 ( 90 días )	146	260	277
Te-127 ( 9.3 horas )	808	922	939
Te-127 ( 32 días )	1410	1590	1590
Te-127 ( 70 minutos )	1410	1590	1590
I -131	25200	25200	25200



Ye-131	350	180	180
Ye-132	36900	36900	36900
I-132	36900	36900	36900
Ye-133	55300	55300	55300
Cs-136	52	52	52
Cs-137	300	1000	5170
Ba-137	135	1030	4910
Ba-140	51500	51700	51700
La-140	51300	51700	51700
Ce-141	47000	47300	47300
Pr-143	45000	45300	45300
Ce-144	9860	26700	44000
Pr-144	9860	26700	44000
Nd-147	21800	21800	21800
Pm-147	1290	4900	16000
Sm-151	9	37	175
Eu-155	25	74	267
Eu-156	102	109	109
<b>Total</b>	<b>565691</b>	<b>693572</b>	<b>767547</b>

TABLA IV.3.C.iii.) ACTIVIDAD DE LOS PRODUCTOS DE FISION ( EN CURIES ) A TIEMPOS T ESPECIFICOS , DESPUES DE LA REMOCION DE UN REACTOR QUE HA OPERADO A 1000 KW DE POTENCIA POR 1 AÑO .

PRODUCTO DE FISION	T=0	T=100 días	T=1 año	T=5 años
Kr-85	191	187	177	132
Rb-86	16			
Sr-86	38200	10500	321	
Sr-96	1430	1420	1380	1200
Y-91	1430	1420	1380	1200
Y-90	48900	14500	577	
Zr-93	49200	17000	1000	
Nb-95 (90 HORAS)	687	152	15	
Nb-95 (35 DIAS)	48200	28700	2140	
Ru-103	30900	5920	74	
Rh-103	30900	5920	74	
Ru-106	2180	1800	1090	68
Rh-106	2100	1800	1090	68
Ag-111	151			
Cd-115	5.9	1.2		
Sn-117	84	.7		
Sn-119	664	<48	<23	-125
	101	.1		
Sb-125	43	41	34	12
Te-127	34	39	36	13
Sb-127	787			
Te-127 (90 DIAS)	260	123	16	
Te-127 (9.3 HORAS)	922	124	16	

Te-129 (70 MINUTOS)	1540	182	0	
I-131	25300	4		
Xe-131	252	1.5		
Te-132	32900			
I-132	32900			
Xe-133	55300			
Cs-133a	52	0.5		
Cs-137	1080	1070	1040	970
Ba-137	1030	1020	1010	920
Ba-140	51700	200		
La-140	51700	265		
Ce-141	47800	4740	10	
Pr-143	45300	388		
Ce-144	26700	20800	10700	268
Pr-144	26700	20300	10700	268
Nd-147	21800	40		
Pm-147	4900	4800	3950	4360
Sm-151	37	37	36.6	35
Eu-155	74	67	52	13
Eu-156	109	1.2		
TOTAL	693873	144130	32964	6527

TABLA IV.3.D.i.) CLASIFICACION DE LOS PRODUCTOS DE FISION EN TRES GRUPOS PRINCIPALES

GRUPO	CONSTITUYENTES	CARACTERISTICAS
Gases nobles	Kr, Xe	Vidas medias cortas, en general químicamente inertes (Grupo VIII). Riesgo de exposición externa. Suponiendo fracción de la descarga suspendida en el aire = 1.0, Fracción de descarga líquida = 0.5.
Halógenos	I, Br	Alta reactividad química (Grupo VII) Radioyoduros: Riesgo primario con localización biológica en la tiroides Bromuros: Precursores del radioestronecio, el cual es un atacante óseo de larga vida. Se asume una fracción de descarga suspendida en el aire = 0.25* y una fracción de descarga líquida = 0.5.
Sólidos	todos los productos de fisión remanentes	Reactividad química moderada. Riesgo interno primordialmente. Se asume una fracción de descarga suspendida en el aire = 0.001*. Se asume una fracción de descarga líquida = 0.01.

\* El producto de una fracción de descarga de 0.5 del inventario del núcleo y un factor de corrección de 0.5.

\* El producto de una fracción de descarga de 0.01 del inventario del núcleo y un factor de corrección de 0.5.

TABLA IV.3.D.ii.) CARACTERISTICAS DE LOS MATERIALES RADIOACTIVOS ATMOSFERICOS

CATEGORIA	FRACCION APROX. DE ACTIVIDAD EN EL NUCLEO DEL REACTOR	FACTOR APROX. DE DESCARGA DEL NUCLEO	FACTOR DE CORRECCION	FRACC. RELATIVA RADIOACTIVIDAD SUSPENDIDA EN EL CONTENEDOR
GASES NOBLES	0.1	1.5	1.0	0.8
HALOGENOS	0.1	0.5	0.5	0.2
TODOS LOS PRODUCTOS DE FISION REMANENTES	0.8	0.01	0.5	0.02

TABLA IV.3.D.iii.) EMISION DE FOTONES EN EL RANGO DE 2 A 3 Mev POR GASES NOBLES Y SUS DESCENDIENTES.

NUCLIDO	RENDIMIENTO DE FISION % ACUMULADO	VIDA-MEDIA	ENERGIA DE FOTON (Mev)	INTENSIDAD DE FOTONES POR DESINTEGRACION	COMENTARIOS
Kr-87	2.6	76 min	2.57	0.35	
Kr-88	3.6	2.8 hr	2.19	<=0.18	
			2.80	0.35	
Rb-88	3.6	18 min	2.68	0.025	Kr-88 descendiente
Rb-89	4.8	15 min	2.20	0.14	Kr-89 descendiente
			2.59	0.13	
Kr-90	5.8	33 min	2.48	0.04	Sólo producto de fision directa
Xe-138	5.7	18 min	2.02	<0.01	
Cs-138	5.7	33 min	2.31	0.18	Xe-138 descendiente
			2.63	0.09	
La-140	6.4	40 h	2.53	0.00	Rendimiento directo excluido

TABLA IV.4.A.1.) CONSTANTES METEOROLÓGICAS

	VALOR	UNIDAD	VALOR
Temperatura de condensación	0.00		0.00
Coefficiente de difusión de vapor de agua	1.20 (x 10 <sup>7</sup> )		0.001 (x 10 <sup>7</sup> )
Velocidad del viento (m/s)	1		15

TABLA IV.4.B.1.) NIVELES DE PELIGRO POR DESCARGAS DE PRODUCTOS DE FISSION EN CONDICIONES TURBULENTAS

Peligro y la acción necesaria	Contaminación del suelo	Cilios seco valor de R
Efectos directos E probable a la nube local en la atmósfera : exposición integral 10 <sup>4</sup> curiesseg/a R / actividades significativas el primer día.....	Nivel al 1 día	1.5/10000 <sup>10</sup>
Peligro no se los de la nube : exposición integral 10 <sup>4</sup> curiesseg/a R.....	---	1.7
Efectos indirectos E probable urgente dentro de 12 hrs. Las personas en la zona van recibir 25% de radiación gema en las primeras 12 hrs del suelo contaminado.....	0.2	1.1
Límite probable del peligro de radiación beta-gama del material depositado : las personas dentro de construcciones reciben 25% en 1 hora y 10% en 7 días.....	0.05	2.3
Evacuación necesaria o severas restricciones en las zonas cercanas de vida : Comercio, industria y efectos agrícolas contaminadas. Turgencia rápida de la zona en el campo.....	10 <sup>-2</sup>	5.2
Límite probable de la evacuación temprana : restricciones severas. Transmisión de noticias en el campo de los riesgos y suministro de agua probablemente no sea arriba de los límites de exposición. Lucha temporalmente muy contaminada	10 <sup>-2</sup>	12
Límite probable de la contaminación de la tierra Formación de 20-25% debido a la lucha contaminada principalmente por productos. Límites de exposición.....	10 <sup>-2</sup>	50

TABLE IV.C.A.111. DATOS DE ISÓTOPOS PARA EL CÁLCULO DE DOSES INHALADAS

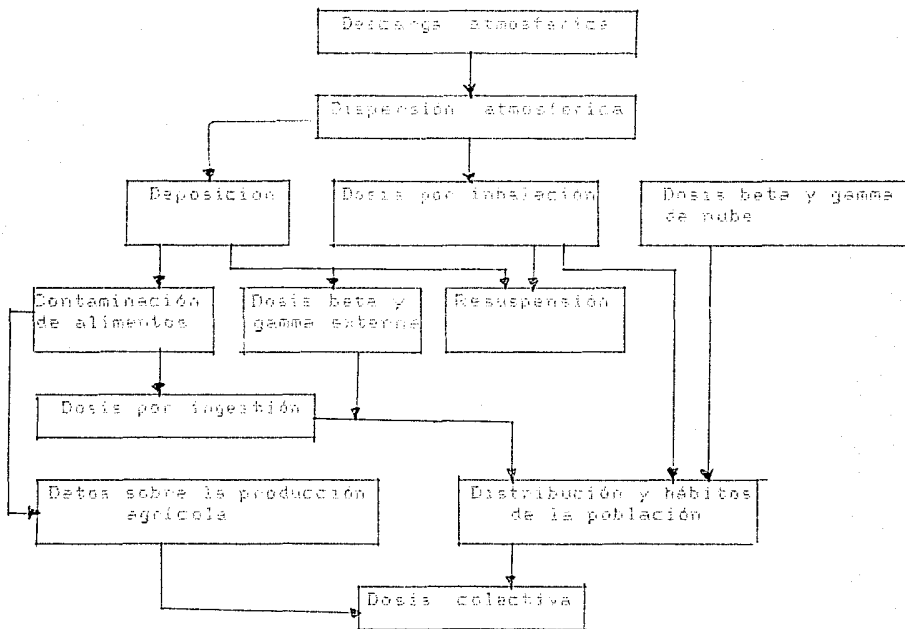
ISÓTOPO	ORGANO (C-1110)	PESO DEL ORGANO g	fc	fa	Lim(V)	y	LAMPA 1.5	LAMPA 1.5
I-131	TIROIDES	20	1	.15	.20	.001	9.80x10 <sup>-17</sup>	1.00x10 <sup>-16</sup>
I-131	TIROIDES	20	1	.15	.50	.002	8.00x10 <sup>-15</sup>	8.00x10 <sup>-15</sup>
I-131	TIROIDES	20	1	.15	.20	.001	9.80x10 <sup>-17</sup>	9.80x10 <sup>-17</sup>
I-131	TIROIDES	20	1	.15	.65	.001	1.80x10 <sup>-15</sup>	1.80x10 <sup>-15</sup>
I-131	TIROIDES	20	1	.15	.31	.002	2.20x10 <sup>-14</sup>	2.20x10 <sup>-14</sup>
I-131	TIROIDES	10	1	.15	.11	.002	3.00x10 <sup>-17</sup>	8.00x10 <sup>-17</sup>
Sr-89	HUESO	741012	.2	.20	.65	.001	1.50x10 <sup>-17</sup>	1.50x10 <sup>-17</sup>
Sr-90	HUESO	741012	.1	.20	1.0	.001	8.24x10 <sup>-19</sup>	1.50x10 <sup>-18</sup>
Sr-90	HUESO	741012	.2	.19	.54	.005	1.00x10 <sup>-17</sup>	1.50x10 <sup>-17</sup>
Sr-90	HUESO	741012	.2	.10	.20	.007	1.20x10 <sup>-17</sup>	1.70x10 <sup>-17</sup>
Ra-226	HUESO	741012	.2	.20	1.00	.005	6.20x10 <sup>-17</sup>	6.20x10 <sup>-17</sup>
Ra-226	HUESO	741012	.1	.15	.10	.005	1.00x10 <sup>-17</sup>	1.50x10 <sup>-17</sup>
Ra-226	HUESO	741012	.2	.000	.01	.001	5.00x10 <sup>-17</sup>	7.00x10 <sup>-17</sup>
Ra-226	HUESO	741012	.1	.10	1.00	.001	1.80x10 <sup>-18</sup>	3.00x10 <sup>-18</sup>
Ra-226	HUESO	741012	.1	.09	.20	.0005	4.00x10 <sup>-19</sup>	5.00x10 <sup>-19</sup>

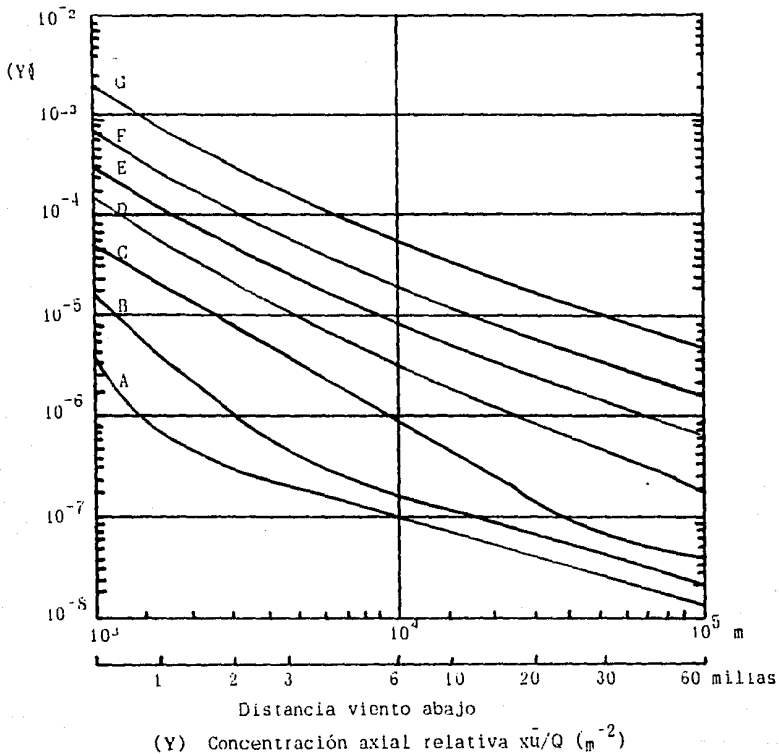
EXPLICACIÓN : f<sub>or</sub> fracción del órgano disponible  
 = 0.5 para hueso, ( para tiroides )  
 f<sub>ae</sub> fracción de actividad inhalada en el órgano crítico.  
 y<sub>e</sub> = de rendimiento de frisión

TABLE IV.d.A.111.1) RADIOACTIVIDAD ESTIMADA EN LA LECHE (microcuries/lit) POSTERIOR A LA DEPOSICIÓN INICIAL DE 1 MICROCURIE/HQD POR NUCLEO

DIAS DES- DE LA DE- POSICIÓN	I-131	Ta-132	Sr-89	Sr-90	Ra-226	Ce-137	I-132
1	.18	.0025	.006	.0	.0026	.01	.036
2	.16	.0022	.014	.015	.0058	.06	.038
3	.16	.009	.02	.021	.0075	.14	.019
4	.15	.008	.025	.025	.0085	.21	.009
5	.15	.0082	.025	.027	.009	.26	.008
6	.14	.0071	.026	.028	.0092	.29	.008
7	.13	.0058	.027	.029	.0092	.32	.007
8	.12	.0049	.027	.03	.0091	.35	.007
9	.11	.004	.027	.03	.0086	.36	.007
10	.10	.0033	.027	.03	.0086	.39	.007
21	.04	---	.027	.031	0.0047	.48	.007

FIGURA IV.1.1.) ESQUEMA DE LAS TRAYECTORIAS AL HOMBRE POR LAS DESCARGAS ATMOSFERICAS

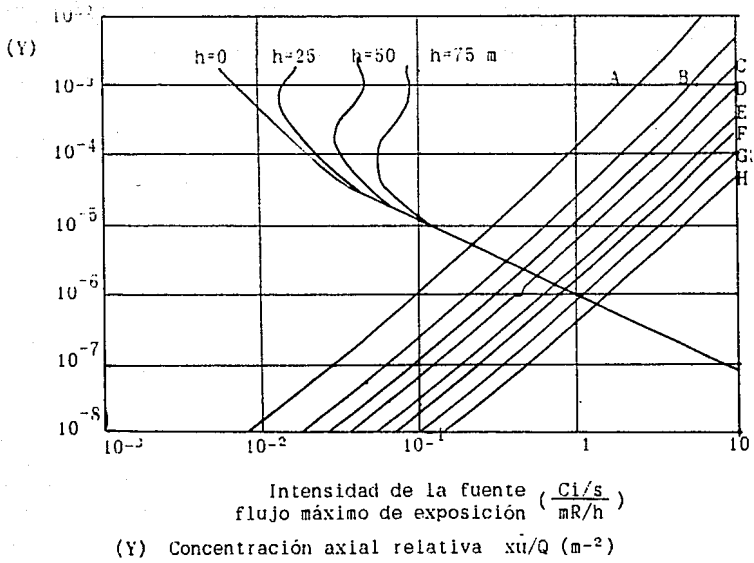




Velocidad promedio de viento  $\bar{u}$ ,  
(m/s) por clase de estabilidad  
para propósitos de planeación

A - 4	C - 8	E - 6
B - 5	D - 10	F - 4
		G - 2

Figura IV.2.A.i Concentración axial relativa promedio por clase de estabilidad



$\bar{u}$ (m/s) = 1 (A)	6 (D)	12 (G)
2 (B)	8 (E)	16 (H)
3 (C)	10 (F)	

Figura IV.2.C.1 Nomograma para la intensidad relativa de la fuente



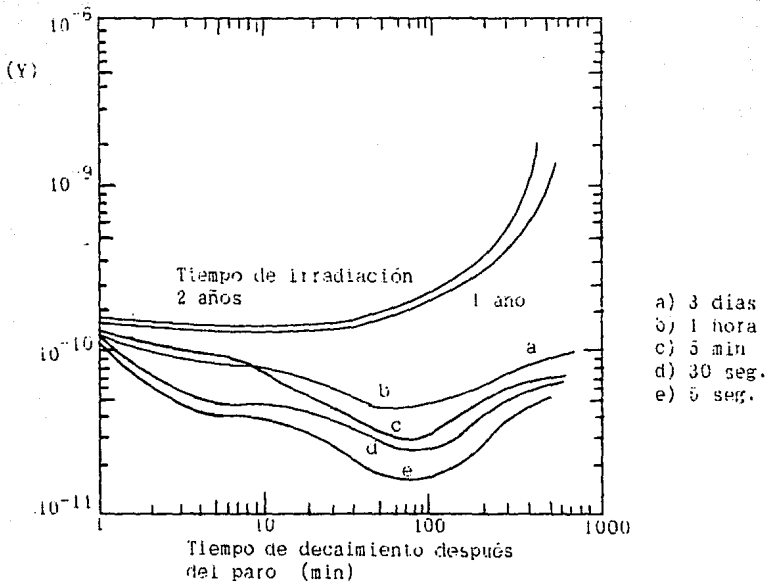


Figura IV.3.E.i Flujo de emisión de fotones de alta energía de gases nobes.

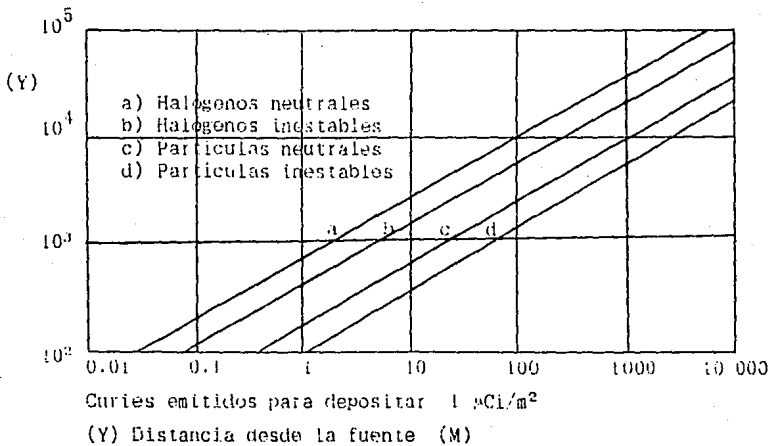


Figura IV.4.E.1 Dispersión en la tierra de una nube radiactiva. La figura muestra la distancia desde un nivel de emisión en tierra, la cual resultará en una deposición de  $1\mu\text{Ci}/\text{m}^2$ . Las curvas suponen una dirección constante del viento y velocidad independiente del flujo de emisión.

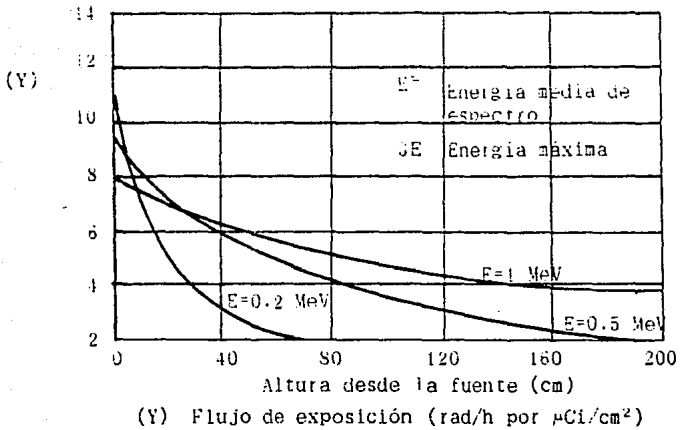


Figura IV.4.E.ii Flujo de exposición desde emisores beta

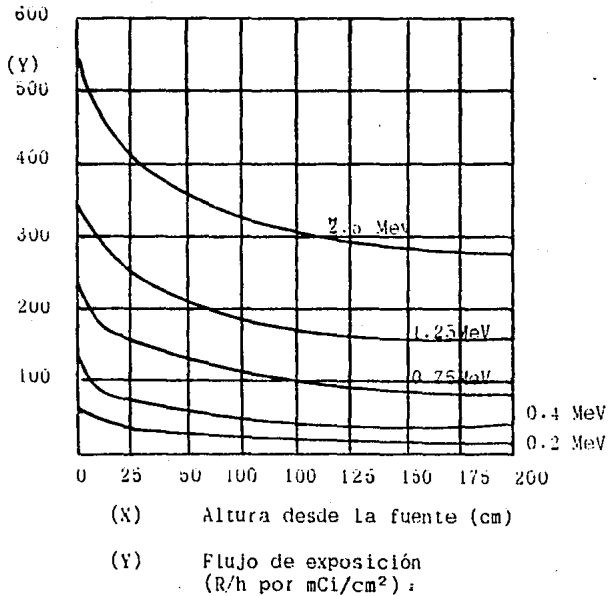
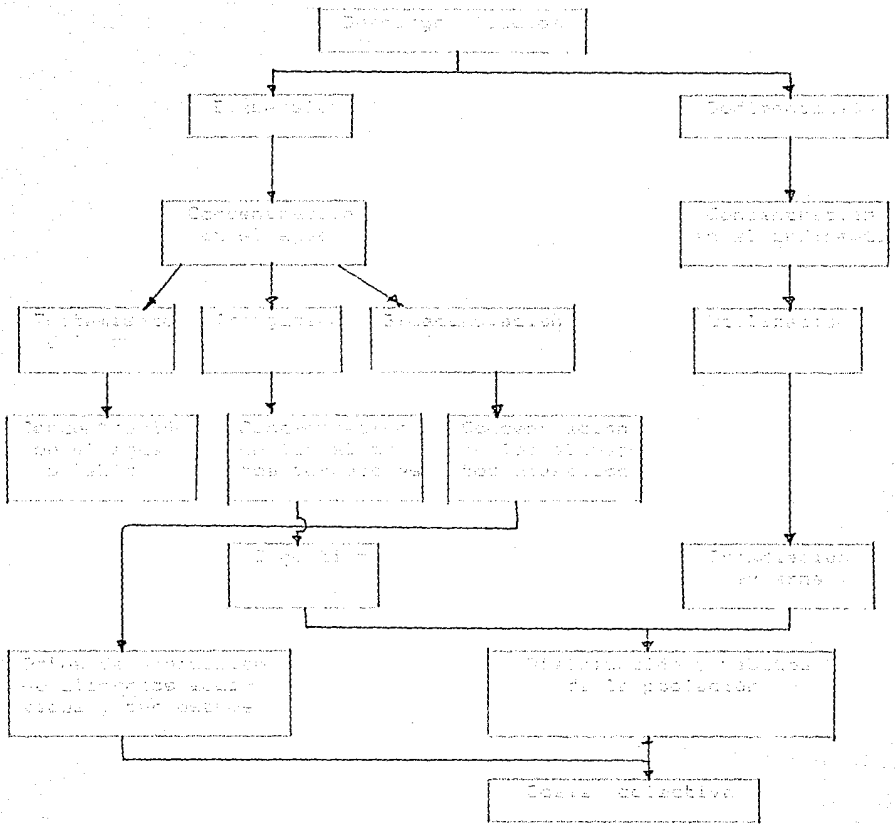


Figura IV.4.E.iii Flujo de exposición desde emisores gamma.

FIGURA 10.5.1.1 TRAYECTORIAS AL MONERO DE LAS DESCARGAS ACUÁTICAS



## 1) CONCEPTOS Y MAGNITUDES

### A) PRINCIPIOS BASICOS

El estudio de la dosimetría tiene por objeto la protección del hombre, permitiendo al mismo tiempo la realización de actividades justificadas de las que se derive la exposición a las radiaciones. Los objetivos básicos de la dosimetría son evitar los efectos perjudiciales tales como daños a los tejidos u órganos y limitar, a niveles considerados aceptables, la probabilidad de inducción de cáncer y efectos hereditarios. Se supone que un sistema de protección radiológica considerado adecuado para proteger al hombre en tanto como individuo, es adecuado también para proteger a otras especies en tanto que poblaciones, pero no necesariamente como individuos.

El sistema de limitación de dosis de la CIPR brinde los principios rectores del presente capítulo, que son los siguientes:

- a) no será probada ninguna práctica a menos que su introducción produzca un beneficio neto positivo ("justificación de una práctica);
- b) todas las exposiciones se reducirán al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse, teniendo en cuenta los factores económicos y sociales ("optimización de la protección");
- c) las dosis equivalentes recibidas por los individuos no excederán de los límites recomendados por la CIPR para las circunstancias apropiadas ("limitación de la dosis individual") (1)

Los materiales radiactivos emitidos al medio ambiente son fuente de exposición del hombre a las radiaciones. Dichas emisiones pueden tener origen en instalaciones del ciclo del combustible nuclear, incluidas las centrales nucleares, en otros establecimientos o laboratorios que utilicen materiales radiactivos para fines médicos, de investigación o industriales, y en la explotación de minas.

Los principios básicos de dosimetría determinan los requisitos aplicables a la limitación de las emisiones. La justificación de una práctica se refiere a la introducción de la práctica en su totalidad (una determinada aplicación de radionúclidos, la producción de energía eléctrica por medios nucleares, etc.) y no a ciertas partes de la práctica por separado como la gestión de los efluentes radiactivos. La aceptación de una práctica o elección entre prácticas dependerá de muchos factores, solamente algunos de los cuales están vinculados a la protección radiológica.

Los efectos perjudiciales de la radiación se dividen en estocásticos y no estocásticos. Los efectos estocásticos se caracterizan porque la probabilidad de su manifestación es función de la dosis, en una amplia gama de dosis, mientras que su gravedad es independiente de la dosis; se trata de efectos cancerígenos y hereditarios. En los efectos no estocásticos la gravedad depende de la magnitud de la dosis y existe una dosis umbral por debajo de la cual no se manifiestan los efectos; un ejemplo de efecto no estocástico es la destrucción de tejidos.

Debido a la existencia de dosis umbral, puede lograrse, en principio, la prevención de los efectos no estocásticos no permitiendo que las dosis excedan de límites seleccionados de manera que resulten suficientemente inferiores al umbral.

En el caso de los efectos estocásticos la situación es distinta. A fines de protección radiológica se supone que existe proporcionalidad entre la dosis y la probabilidad de un efecto estocástico dentro de la gama de dosis que interesa en protección radiológica. Una consecuencia de esta hipótesis es que las dosis son aditivas en el sentido de que a incrementos de dosis iguales corresponden aumentos iguales de la probabilidad de un efecto nocivo, y ello en un valor independiente de la dosis acumulada previamente.

La imposición de límites de dosis para los individuos se funda en las ideas relativas al riesgo derivado de la exposición a las radiaciones. La optimización implica considerar los efectos perjudiciales de todas las exposiciones a la radiación relacionadas con una fuente. En las dos secciones siguientes se analizan los conceptos de riesgo individual y detrimento en la población.

## **B) AYUDA DE LA DOSIMETRIA DE ACCIDENTES NUCLEARES**

El manejo exitoso de accidentes nucleares dependerá de la capacidad de cualquier organización para clasificar aquellas personas que han sido expuestas de aquellas que no lo han sido. En suma, es necesario incorporar procedimientos para efectuar una rápida evaluación de la dosis admitida por aquellos individuos que han sido expuestos. Esta primera evaluación se requiere por tres razones principales: (a) para la segregación del personal más severamente expuesto, (b) para trazar una guía inicial de tratamiento médico y (c) para efectuar estudios para su uso en futuras exposiciones accidentales.(2)

## **C) TERMINOS DOSIMETRICOS**

Para la mejor comprensión de la dosimetría es necesario utilizar ciertos términos dosimétricos ya que estos se utilizan en muchas ocasiones para la discusión de resultados de estudios dosimétricos específicos y en general en la dosimetría nuclear. En algunos casos las siguientes definiciones son las recomendadas por la Comisión Internacional de Unidades y Medidas Radiológicas. Sin embargo algunos de los términos no son oficiales y su definición y explicación se ofrece por su conveniencia.

i) **Neutrones Rápidos.**—Son aquellos cuya energía cinética excede 0.2 MeV. Su interacción con núcleos ligeros (H,C,O,etc.) es primariamente a través de choques elásticos, no obstante, para núcleos pesados los choques son inelásticos pudiendo llegar a ser apreciables a energías que excedan de 1 MeV.

ii) **Neutrones Térmicos.**—Son neutrones en equilibrio térmico con la materia. La distribución de la densidad neutrónica con la velocidad es aproximadamente Maxwelliana, con una velocidad media cercana a la velocidad máxima de las moléculas en el medio. La Energía cinética media de los neutrones depende de la temperatura del medio, y a 20°C,

es 0.0506 eV. La velocidad más probable a esta temperatura es 2200 m/s. Se considera que los neutrones térmicos tienen energías abajo de 0.4 eV. En la práctica, este límite se determina por el cambio brusco de la absorción de  $\sigma_a$ .

iii) **Neutrones de Energía Intermedia (Neutrones Epitérmicos).**—Son aquellos entre el Cd de baja energía (0.4 eV aprox.) y el límite más bajo de los neutrones rápidos (0.2 MeV). Estos neutrones son producidos generalmente por la moderación de neutrones rápidos por colisiones elásticas en elementos ligeros.

iv) **Dosis Absorbida.**—La dosis absorbida  $D$ , es el cociente de  $dE$  en  $dM$ , donde  $dE$  es la energía media impartida por la radiación ionizante a la materia de masa  $dM$ :

$$D = dE/dM$$

La unidad SI de dosis absorbida es el J/Kg, para la cual el nombre especial es el gray (Gy). Un Gy = 100 rads.

v) **Dosis Máxima absorbida y dosis absorbida en superficie.**—Las cantidades nominalmente diseñadas para dosimetría crítica son los componentes neutron y gamma de la dosis máxima absorbida en el cuerpo. Para la mayoría de las energías neutrónicas de importancia la dosis máxima absorbida ocurre cerca de la superficie del cuerpo donde los neutrones inciden. (La excepción son neutrones de energías entre 1 eV y 10 keV, los cuales solo contribuyen con una pequeña parte de la dosis.)

Para propósitos prácticos la dosis máxima absorbida es aproximadamente la misma que la depositada en un elemento volumen de 2 cm de espesor, localizado en el punto medio de la superficie frontal de un fantasma cilíndrico, con un radio de 15 cm y altura de 60 cm (modelo matemático del torso de una persona).

vi) **Dosis Equivalente.**—La dosis equivalente,  $H$ , es el producto de  $D$ ,  $Q$ , y  $N$  en el punto de interés en el tejido, donde  $D$  es la dosis absorbida,  $Q$  es el factor de calidad y  $N$  es el producto de cualquier otro factor modificante:

$$H = DQN$$

La unidad SI para la dosis equivalente es J/Kg. El nombre especial para la unidad de dosis equivalente es el sievert (Sv). 1 Sv = 100 rem. La dosis equivalente está limitada por las aplicaciones de protección a la radiación y puede ser usada para comparar valores de  $H$  con valores aplicables de límite de dosis equivalente.

vii) **Dosis Letal.**—La dosis letal es la dosis absorbida requerida para matar al 50% de los sujetos expuestos después de 30 días de la radiación. Para humanos el  $LD_{50/30}$  por irradiación del cuerpo total de fotones tiene un valor asignado de 4 Gy. Para la irradiación de neutrones el valor variará considerablemente con el espectro por la gran atenuación en el cuerpo. Exposiciones serias que no resultan en la muerte son llamadas subletales (con valores de 1Gy o menos). Tales exposiciones pueden causar diversos síntomas del síndrome de radiación aguda, incluyendo pérdida del apetito, caída del cabello,

inflamación de la garganta, palidez, hemorragias o diarreas. No se espera que ocurran muertes en ausencia de complicaciones.(3)

#### D) RIESGO Y MAGNITUDES RELACIONADAS CON EL RIESGO

La palabra riesgo se utilizó en este contexto con el significado de probabilidad de que un determinado individuo sufra un efecto nocivo estocástico grave como resultado de una dosis de radiación.

En la hipótesis de que existe proporcionalidad, el riesgo para un individuo es proporcional a la dosis equivalente efectiva de ese individuo. La dosis equivalente efectiva se basa en el concepto de que, a un nivel de protección determinado, el riesgo debería ser el mismo, tanto si todo el cuerpo es irradiado uniformemente como si la irradiación es no uniforme o parcial. La CIPR ha establecido los factores de ponderación,  $w_T$ , correspondientes a cada tipo de tejido, T. La dosis equivalente efectiva,  $H_E$ , se define por la expresión:

$$H_E = \sum_T w_T H_T$$

donde  $H_T$  es la dosis equivalente media en el tejido T. En este informe, salvo cuando se indique expresamente, el término "dosis" y la notación "H" significan dosis equivalente efectiva y  $H_E$ , respectivamente.

La CIPR ha introducido el concepto de dosis integrada, que se define como la suma de las dosis que recibirá un individuo durante los 50 años siguientes a la incorporación de una sustancia radiactiva en su organismo. Este concepto es necesario para aplicar en la práctica la base actual de la protección radiológica, que consiste en limitar el riesgo para toda la vida acumulado en un año, en vez de la dosis recibida en un año. El período de 50 años se ha escogido por analogía con la práctica anterior en materia de exposición profesional, cuyo objetivo era conseguir la seguridad de que, para incorporaciones anuales constantes y continuas, la dosis no iba a exceder del límite anual al final de una vida laboral de 50 años. La dosis integrada es una medida conservadora del riesgo en comparación con el riesgo inherente a una dosis igual causada por exposición externa, debido a la demora en la recepción de la dosis y al hecho de que los efectos estocásticos graves se manifiestan solo algunos años después de la exposición a la dosis. Así pues, si bien la dosis en un individuo del público en general puede prolongarse durante más de 50 años después de una incorporación, la dosis integrada representa una medida adecuadamente conservadora del riesgo medio acumulado en un individuo del público por una incorporación. Por esta razón, la limitación de dosis para la incorporación de materiales radiactivos en los individuos del público se basa en la dosis integrada.

La magnitud que refleja el riesgo acumulado en un año cualquiera es la suma de la dosis externa recibida en ese año y la dosis integrada causada por las incorporaciones ocurridas en ese mismo año. El término dosis anual utilizado en este informe comprende ambas magnitudes.

Si una práctica prosigue durante un período prolongado, los radionúclidos de período largo emitidos al medio ambiente causan exposiciones que, inicialmente, aumentan con el tiempo. Dado que uno

de las restricciones para el control de las emisiones es mantener la dosis anual a los individuos por debajo del correspondiente confín Superior de fuente, lo que hay que limitar, es la dosis anual máxima en el futuro. Esto puede lograrse limitando el compromiso (incompleto) de dosis,  $S_c$ , al grupo crítico, debido a una emisión anual, para cada año de vigencia de la práctica. Este compromiso de dosis es la integral con respecto al tiempo de la tasa de dosis media RT en el grupo, causada por un año de vigencia de la práctica:

$$S_c = \int_0^L H(t) dt$$

Si el periodo de integración  $L$  se elige de modo que sea igual a la duración esperada de la práctica, y si puede suponerse que dicha práctica continuara a un ritmo constante, entonces el compromiso de dosis causado por un año de práctica es igual a la dosis máxima anual en el futuro, según se ilustra en la figura V.1.D. Es el compromiso de dosis anual, y no la dosis anual, lo que se debe limitar en el caso de prácticas prolongadas que causen dosis también en años futuros debido a la permanencia en el medio ambiente de radionúclidos de periodo largo.

#### E) DETRIMENTO Y MAGNITUDES RELACIONADAS

La probabilidad (R) de sufrir un efecto estocástico grave se supone expresada por

$$R = rH$$

donde H es la dosis equivalente efectiva y r es la constante de proporcionalidad. Si todos los individuos de un grupo de N reciben un dosis H, la esperanza matemática del número de efectos estocásticos graves,  $\bar{N}$ , es

$$\bar{N} = rHN$$

Cuando varios grupos y compuestos de  $N_i$  individuos reciben dosis  $H_i$ , la esperanza matemática viene dada por

$$\bar{N} = r \sum H_i N_i$$

La suma  $H_i N_i$ , se denomina dosis equivalente efectiva colectiva, llamada en adelante en este capítulo dosis colectiva, y  $n$  es el detrimento a la salud provocado por la radiación.

Cuando existe una distribución continua de dosis en una población la suma de definición, S, de la dosis colectiva, puede expresarse de forma integral

$$S = \int_0^{\infty} H N(H) dH$$

donde  $N(H) dH$  es el número de individuos que reciben una dosis comprendida en la gama de H a  $H + dH$ . La dosis colectiva, S, es una magnitud extensiva de modo que si existen componentes de dosis colectiva,  $S_i$ , la dosis colectiva total viene dada por

$$S = \sum_i S_i$$

En algunos casos, la exposición de la población se produce a un



rítmico variable a lo largo de un determinado periodo. En estos casos, es conveniente definir una tasa de dosis colectiva en el tiempo  $t$ ,  $S(t)$ , como el producto ponderado de la tasa de dosis debida a la fuente y el número de individuos de la población:

$$\dot{S} = \int \dot{H} N(H) dH$$

El compromiso de dosis colectiva (la dosis colectiva total),  $S_c$ , causado por una determinada decisión, suceso, o porción finita definida de una práctica, es la integral hasta infinito, con respecto al tiempo, de la tasa de dosis equivalente efectiva colectiva,  $S(t)$ , causada por dicha decisión, suceso o porción finita de la práctica:

$$S_c = \int_0^{\infty} S(t) dt$$

El detrimento a la salud causado por la radiación, calculado en forma de  $R = rS$  omite la contribución al detrimento de las generaciones posteriores a la segunda, y de las enfermedades malignas no fatales, que no se tienen en cuenta en la definición de dosis equivalente efectiva. Ahora bien, algunos juicios sobre la gravedad relativa de los cánceres fatales y no fatales indican que, en la mayoría de los casos, la dosis colectiva constituye una buena medida del detrimento. En el caso de determinadas irradiaciones de la piel, las gónadas o el tiroides, la dosis colectiva basada en la dosis equivalente efectiva puede aumentarse para incluir el riesgo de inducción de cánceres no fatales y defectos hereditarios, mas allá de las dos primeras generaciones.

## 2) EVALUACION DE LA DOSIS INDIVIDUAL

### A) OBJETIVOS Y METODOS

La finalidad de esta evaluación consiste en determinar las relaciones cuantitativas que existen entre las actividades de los radionúclidos emitidos por una fuente y las dosis resultantes para los individuos.

El método general de evaluación de las dosis causadas a los individuos por una fuente determinada consta de tres partes:

- Se determina el término fuente radiactiva, en particular la cuantía, composición y distribución en el tiempo de las emisiones; el modo de la emisión (es decir, la ubicación de los puntos de emisión y la parte o partes del medio ambiente que las reciben), y otras magnitudes relacionadas con la fuente, concernientes al comportamiento del material radiactivo después de su emisión por dicha fuente.
- Se analiza, utilizando un modelo matemático de las vías ambientales, el paso del material radiactivo procedente de la fuente, a través del medio ambiente, hacia el hombre. El análisis del transporte ambiental implicará, normalmente, varias vías de exposición, que pueden existir sucesivamente en paralelo.
- Se estiman las dosis a partir de la exposición a una concentración o cantidad de material radiactivo o a un campo

de radiación externa. Los modelos utilizados para estas estimaciones exigen hipótesis respecto de la edad, sexo, y hábitos de vida y tienen en cuenta el transporte y el metabolismo de los materiales radiactivos en el hombre.

Estas evaluaciones se requieren para aquellos individuos que más probablemente recibirán las dosis más elevadas procedentes de la fuente. Con este fin, se introduce el concepto de grupo crítico. Este grupo se considera representativo de los individuos que reciben los más altos niveles de dosis procedentes de la fuente en cuestión y se define de modo que resulte razonablemente homogéneo con respecto de los factores que influyen en la dosis recibida. La magnitud utilizada es la dosis media en el grupo.

La relación entre la emisión de un núclido radiactivo y el compromiso de dosis resultante para los individuos puede expresarse en la forma:

$$H_{j,k,l} = F_{j,k,l} Q_{k,l}$$

donde j = grupo de población  
k = modo de emisión  
l = radionúclido

$H_{j,k,l}$  = compromiso de dosis resultante de la emisión  
 $Q_{k,l}$  = actividad del radionúclido emitido  
 $F_{j,k,l}$  = factor de transporte global.

El factor de transporte  $F_{j,k,l}$  debería evaluarse para todos los grupos críticos potenciales pues el grupo que es crítico con respecto a un determinado radionúclido l y a un modo de emisión k, puede no serlo para las mezclas de radionúclidos que sean emitidas en la realidad. En la presente sección se analiza la forma de evaluar el factor de transporte  $F_{j,k,l}$ .(4)

## B) ANALISIS DE LAS VIAS DE EXPOSICION

Los materiales radiactivos emitidos al medio ambiente dan origen a dosis de radiación en el hombre por diversas vías. En las figuras V.2.B y V.2.B(a) se representan algunas de estas vías en el caso de descargas atmosféricas y acuáticas respectivamente. El tipo de modelo de transporte que conviene utilizar depende de si se requiere información que varíe con el tiempo o de si puede suponerse alguna forma de estado estacionario. Los modelos aplicables en este último caso se denominan modelos de factor de concentración o de estado estacionario, mientras que los modelos que dependen del tiempo se denominan modelos dinámicos o de análisis de sistemas. En publicaciones de la ICRP y del OIEA se analizan estos tipos de modelo y sus limitaciones y ventajas cuando se aplican a una serie de situaciones diferentes.

En algunos tipos de instalación, es posible que la población de las cercanías se vea sometida a exposición externa directa causada por las fuentes de radiación en el emplazamiento. Al evaluar la dosis total a un grupo crítico potencial han de tenerse en cuenta estas exposiciones directas.

Los efluentes de las instalaciones nucleares tendrán composiciones variadas. Los medios a los cuales se emitan tendrán

también diferentes características físicas, químicas o biológicas. La utilización del medio ambiente por el hombre y los posibles modos de exposición humana a las radiaciones también serán diferentes para los distintos medios. La situación es potencialmente muy compleja, pero la experiencia práctica adquirida con una amplia variedad de instalaciones en funcionamiento indica que no siempre se requiere un estudio completo de todas las vías posibles. Un estudio esquemático de los problemas indicará qué radionúclidos y por qué vías de exposición potenciales puedan resultar de importancia.

En la mayoría de las situaciones, sólo unos pocos radionúclidos por unas pocas vías resultarán mucho más importantes que todos los demás. La evaluación detallada de estos radionúclidos y vías constituye, entonces la tarea esencial. En algunos casos, el análisis puede conducir a la detección de una vía crítica, es decir, la vía ambiental principal por la cual los materiales radiactivos llegan al grupo crítico. En estos casos, se simplificará considerablemente el análisis.

La evaluación inicial de la dosis pueda tener que basarse en una relación de índole conservadora entre la emisión y la dosis. Habría que fundarse en los primeros años de explotación para intentar establecer relaciones más realistas. Durante la vida útil de la fuente puede ser conveniente efectuar un continuo examen de los datos concernientes a las emisiones, al medio ambiente y a la vigilancia radiológica para verificar la adecuación de los modelos de vías y parámetros utilizados. Es importante utilizar modelos apropiados para las circunstancias de una evaluación. Es decir, no conviene una gran complejidad cuando no esté respaldada por datos relativos al término fuente o a las características ambientales de que se trata. En los análisis cuyo objeto sea el establecimiento de confines superiores, la relación cuantitativa estimada entre la tasa de emisión y la dosis a los individuos ha de ser suficientemente conservadora para englobar las incertidumbres razonables.

En todos los análisis debe determinarse la incertidumbre de los resultados. Las incertidumbres pueden surgir como resultado de una variación real de las características del medio, como resultado del desconocimiento de los valores de los parámetros necesarios en los modelos, o como resultado de la inadecuación de los modelos para describir el mundo real. En la medida de lo posible, deben cuantificarse todas estas incertidumbres. Además debe examinarse la sensibilidad de los resultados a las variaciones de los parámetros y las hipótesis admitidas. Estos análisis de sensibilidad tienen por objeto determinar la solidez de los modelos e identificar aquellos parámetros e hipótesis que tienen el máximo efecto sobre las dosis calculadas. Así pues, en los análisis de sensibilidad es lícito hacer variar los parámetros en un intervalo no realista, simplemente para examinar el comportamiento de un modelo. En los análisis de incertidumbre, el objetivo es la cuantificación de la incertidumbre real de los resultados, de modo que los parámetros solo deben hacerse variar en un intervalo (o distribución) realista, y deben tenerse en cuenta las correlaciones entre los parámetros. (5)

## C) EL GRUPO CRITICO

La determinación de los individuos que se consideran el grupo crítico para un radionúclido y un modo de emisión determinados puede presentar algunas dificultades. La CIFR ofrece orientación general al respecto y las autoridades competentes establecen sus propias soluciones. Cuando pueda determinarse con confianza la variable principal responsable de la exposición radiológica, por ejemplo la tasa de consumo de alimentos, y siempre que pueda encontrarse una distribución adecuada de esta variable en la población expuesta, existen varias técnicas estadísticas que es posible emplear como ayuda para definir los posibles grupos críticos.

A fin de que el grupo crítico sea relativamente homogéneo con respecto a la dosis, han de identificarse los factores que afectan a las dosis recibidas. Los factores principales son la ubicación, las características fisiológicas y metabólicas y la edad, así como los hábitos alimentarios y de otro tipo del grupo potencialmente expuesto.

La identificación de un grupo sobre la base de la distribución de cualquier variable, tal como la tasa de consumo o el factor de ocupación, puede no ser la etapa final del proceso. Es posible que haya que continuar subdividiendo el grupo según la edad, el sexo o los individuos sometidos a exposición adicional por otras vías.

La naturaleza del grupo crítico es susceptible de cambiar con el tiempo, debido a variaciones futuras en el uso del medio al cual se realizan las emisiones y en la ubicación y los hábitos de las poblaciones potencialmente expuestas. Es conveniente tener en cuenta desde el principio estas variaciones cuando se define el grupo crítico. Esto puede hacerse seleccionando parámetros basados en hipótesis maximizantes, por ejemplo en una producción de alimentos más cercana al punto de emisión que la que se haya comprobado existe realmente. Si no se hace esto, es muy importante mantener a los grupos críticos bajo examen y modificar la evaluación atendiendo a los eventuales cambios.

## D) CALCULO DE LA DOSIS

La construcción de modelos ambientales analizada en la sección de análisis de vías de exposición establece una relación entre la tasa de emisión de un radionúclido determinado, desde un punto concreto, y la concentración en un material ambiental a la cual pueda verse directamente expuesto un individuo. Es necesario calcular la dosis resultante de dicha exposición.

El procedimiento para calcular esas dosis sigue dos caminos alternativos según la naturaleza de la vía de exposición. Esta es la etapa final de los procesos ilustrados en las figuras V.2.B y V.2.B(a). En el caso de vías de exposición externa, la dosis a los individuos causada por diferentes concentraciones de los radionúclidos en el aire, agua o el suelo se obtiene aplicando los modelos dosimétricos apropiados y teniendo en cuenta los efectos de blindaje, la tasa anual de ocupación y todos los demás factores que caractericen el grupo crítico. En el caso de las exposiciones internas, han de estimarse las tasas de inhalación, de absorción o de ingestión de alimentos y agua y ha de establecerse la relación entre

la incorporación y la dosis mediante modelos metabólicos. La CIPR ha definido modelos y parámetros que resultan apropiados para el cálculo de la dosis en personas adultas expuestas por razones profesionales. Estos modelos y parámetros pueden utilizarse para calcular las dosis a grupos críticos en:

- a) la forma fisicoquímica en que el radionúclido se presenta en las materias ambientales es metabólica en la misma manera que la forma existente en el lugar de trabajo;
- b) el grupo crítico está integrado por adultos.

En todos los demás casos, el enfoque preferido es aplicar modelos y parámetros que hayan sido específicamente definidos para la edad del grupo y las formas fisicoquímicas de los radionúclidos en cuestión. Si no se dispone de esta información, pueden utilizarse los valores de dosis por unidad de incorporación establecidos por la CIPR para los trabajadores, con un factor modificativo para tener en cuenta las posibles diferencias en el metabolismo de los radionúclidos debidas a la forma fisicoquímica de éstos y a la edad de las personas expuestas. Hay que reconocer que el uso de dicho factor modificativo podría traducirse en una sobreestimación o en una subestimación de la dosis o los grupos críticos.

Como se indicó anteriormente deben calcularse los factores de transferencia, f<sub>ijkl</sub>, para todos los grupos críticos potenciales en el caso de fuentes consistentes en mezclas de radionúclidos.

En los casos de combinaciones complejas de vías puede ser necesario llevar a cabo el análisis en todo un intervalo de posibles grupos críticos a fin de determinar el grupo crítico verdadero y para un determinado radionúclido y modo de emisión pueden ser distintos. Esto puede tener importancia al determinar los límites de emisión, pues la aplicación de controles será a menudo específica para los distintos modos de emisión y radionúclidos.

También hay que estimar las contribuciones regionales y globales a las dosis por parte de otras fuentes sometidas al sistema de limitación de dosis. Estas evaluaciones se realizarán, normalmente, utilizando modelos como los analizados en la sección V.3), en vez de procediendo a los análisis de grupo crítico y vía crítica descritos anteriormente. La contribución regional podría obtenerse integrando las aportaciones de todas las fuentes presentes y previstas en la región. A manera de aproximación, cabe suponer que las dosis en cualquier grupo crítico causada por fuentes distantes es igual a las dosis medidas a los individuos de la región y de todo el mundo causada por tales fuentes ( la dosis per caput). (6)

### 3) EVALUACION DE LA DOSIS COLECTIVA

#### A) OBJETIVOS Y METODOS

Como se expone en la sección V.1), es posible determinar los compromisos de dosis colectiva causadas por las emisiones de radionúclidos para utilizarlos en la optimización del control de las emisiones. También pueden aplicarse para evaluar la futura dosis media a la población mundial, resultante de todas las emisiones previstas. También se señala en la sección V.1) que la tasa de dosis

colectiva es el producto ponderado de la tasa de dosis y el número de individuos de una población expuesta. En primera aproximación, el compromiso de dosis colectiva es la media de la exposición total de la población en el tiempo debida a una determinada emisión y constituye un indicador del decremento total para la salud provocado por la irradiación consiguiente.

Un método general para evaluar el compromiso de dosis colectiva consiste en dividir la población expuesta en subgrupos dentro de los cuales la exposición sea razonablemente homogénea; calcular, en función del tiempo, la tasa de dosis media en cada subgrupo y el número de personas en cada subgrupo; y después efectuar la suma para todos los subgrupos y en el tiempo. En este método general, los valores de los componentes de la dosis colectiva se debe señalar y presentar juntamente con el valor total. En muchas ocasiones los valores de los componentes que mas conviene elegir son las contribuciones locales, regionales y globales. Para más exhaustividad se recomienda tener en cuenta la dosis colectiva profesional resultante de toda medida de control relacionada con la emisión en cuestión.

En muchos casos es posible seguir un método más sencillo para evaluar el compromiso de dosis colectiva. En particular, en el caso de las vías de exposición por ingestión el compromiso de dosis colectiva puede calcularse directamente a partir de la incorporación total de alimentos o agua contaminados. La incorporación total puede evaluarse ya sea por medición directa o aplicando un modelo matemático. La desventaja de este método es que, a menos de que se complemente con información relativa a las características y tasas de consumo, no da detalles sobre la distribución de la dosis colectiva en el tiempo, el espacio, o entre los individuos. Estos detalles pueden ser necesarios para su uso en el proceso de optimización.

Los modelos y parámetros aplicados para calcular la dosis colectiva deben seleccionarse de modo que permitan estimaciones realistas de la dosis, y no valores elevados o máximos. Los modelos utilizados serán similares a los empleados para evaluar las dosis individuales, salvo que será necesario estimar las concentraciones de radionúclidos presentes en compartimentos ambientales de ámbito regional y global.

La población local comprenderá normalmente el grupo crítico y estará ubicada geográficamente cerca del punto de descarga, o comprenderá a los consumidores de alimentos producidos localmente pero que no vivan en las cercanías de dicho punto. Esta población local incluirá a personas que, debido a sus hábitos o actividades, recibirán dosis considerablemente mayores que el promedio de la población total. Los hábitos y otros factores que conduzcan a la exposición de la población regional pueden evaluarse con menos detalle espacial que en el caso de la población local. La "región" puede definirse geográficamente, por los hábitos del grupo, por las limitaciones de los modelos en cuanto a la predicción de la dispersión, o por cualquier parámetro adecuado. La estimación del compromiso de dosis colectiva para la población global o mundial se basa normalmente en modelos sencillos. Por ejemplo, puede suponerse la mezcla uniforme de un radionúclido en una gran parte del medio. Aunque esta porción global del compromiso de dosis colectiva tiende a estar integrada por dosis individuales muy pequeñas, puede ser la que

contribuya en mayor medida a la dosis colectiva total, ya que afecta a tantos individuos.

La estimación de los compromisos de dosis colectiva debe comprender todas las dosis individuales, independientemente de su magnitud y del tiempo y el lugar en que ocurran. Esto implica extensos cálculos pero, en la práctica, la amplitud de esos cálculos solo debe ser suficiente para que en la optimización se puedan apreciar las diferencias entre los compromisos de dosis colectivas correspondientes a las distintas opciones de control. Así pues, no se requieren para la comparación los componentes de los compromisos de dosis colectiva comunes a todas las opciones de control. (7)

## B) INCERTIDUMBRES

Los tipos de incertidumbres en los modelos de vías de exposición y en los parámetros señalados en la sección V.2.D) en el contexto de evaluación de dosis individual, también surgirán en el cálculo de la dosis colectiva. En el caso de las dosis colectivas que se causarán en el futuro lejano, también existe la incertidumbre adicional referente a la magnitud, ubicación y características de las poblaciones. Esto puede dar lugar a grandes dudas en el cálculo de compromiso de dosis colectiva resultante de los radionúclidos de periodo largo.

La incertidumbre inherente a la estimación del compromiso de dosis colectiva, (y los componentes de dicho compromiso), influirá en la importancia que una persona encargada de adoptar decisiones dará a los resultados de un estudio de optimización. Por consiguiente, es fundamental cuantificar, en la mayor medida posible, las incertidumbres de las dosis colectivas e indicar la influencia que podrían tener en la selección del nivel óptimo de control. En particular, si las incertidumbres son tan grandes que no es posible distinguir entre una opción y otra en función del compromiso de dosis colectiva, así se debe consultar.

También debe reconocerse que existe una incertidumbre inherente a la estimación del número de efectos estocásticos graves cuando los compromisos de dosis colectivas correspondientes son pequeños (inferiores a unos 100 Sv-hombre). En estos casos la desviación típica del número de efectos es mayor que el valor de la esperanza. Esto debe tenerse en cuenta en los estudios de optimización y al decidir el esfuerzo que debe dedicarse al análisis de incertidumbres de los modelos.

## 4) DOSIS DE EMERGENCIA

### A) CONSIDERACIONES BASICAS

#### i) Parámetros fisiológicos

Dependiendo de la significancia de la dosis los siguientes factores deben ser tomados en cuenta:

- (a) edad
- (b) criterios del efecto, y
- (c) estado psicológico.

**i) Características de la radiación**

Factores a ser considerados al estimar la dosis proyectada son:

- (a) Dosis absorbida acumulada
- (b) Tasa de dosis
- (c) Fracción o región del cuerpo expuesta
- (d) Poder penetrante, y
- (e) Características dependientes de la energía, factor de calidad (QF) o LET.

**iii) Radiaciones X Y gamma**

Cuando el campo de radiación es debido completamente a rayos-X, rayos gamma o electrones de menos de 0.03 MeV, un factor de calidad de 1 se debe usar al evaluar la dosis. Cuando la distribución de energía de radiación es desconocida y la exposición de emergencia se espera sea menor de 10 rem, entonces debe ser usado un factor de calidad QF= 10.

**iv) Radiación de neutrones**

Cuando los neutrones son el principal componente de la dosis y es más conveniente evaluar la exposición como una función de flux ( $n/cm^2s$ ) mas que en rad, entonces la tabla V.4.A.iv.) puede ser usada para relacionar un flux a dosis equivalente (rem) como una función de energía. La tabla V.4.A.iv(a) muestra la relación entre la dosis y la densidad del flux de neutrones.(B)

**B) TIPOS DE EXPOSICION**

**i) Exposiciones controladas**

Cuando la energía de la fuente es conocida y la exposición de radiación es controlada y menor que 12 rem, los factores de calidad previstos en la tabla V.4.B.ii) pueden ser usados para determinar relaciones de rad a rem.

**ii) Respuesta biológica para exposiciones de emergencia**

Donde se espera que las exposiciones excedan 12 rem deben ser considerados los siguientes factores de respuesta biológica relacionados.

a) Radiaciones altas LET (LET promedio menores de 3.5 keV/m) son más penetrantes por rad que las radiaciones X y gamma y producen la mayoría de los efectos biológicos. Un tipo dado de efecto puede ocurrir en cualquiera de varios órganos. En la aplicación práctica todos los tipos de exposición involucran más de un órgano y la posibilidad de más de un efecto biológico. Por lo tanto, es necesario usar un solo factor de calidad para cada una de las condiciones de exposición que pueden ocurrir. Cuando la distribución de energía es desconocida debe usarse el más alto factor de calidad conocido. Los siguientes valores de factor de calidad en relación a LET deben ser usados:



LET promedio (inV/m de agua)      FD

3.5 o menos y rayos-X, electrones de cualquier LET	1.0
3.5 a 7.0	1 a 3
7.0 a 23	2 a 5
23 a 63	5 a 10
63 a 175	10 a 20

b) El factor de calidad de exposición para un tipo dado de radiación LET alta debe ser el más alto asociado con los posibles efectos relacionados. La tabla V.4.B.ii) da los valores de los factores de calidad usados en la definición de dosis equivalentes.

iii) **Exposiciones penetrantes altas**

Cuando se estima la dosis de radiación bajo condiciones de radiación y tasas de dosis altas se debe evitar el uso de factores de calidad destinados para exposición normal o exposición de emergencia planeada (radiación LET baja) debido a que puede conducir a un gran error de cálculo en los efectos posibles. Los factores de calidad para uso normal han sido basados en probabilidad cero de efectos de largo alcance. Para las exposiciones altas el problema es diferente y los factores modificantes tienen valores numéricos muy diferentes. Las siguientes consideraciones son pertinentes.

(1) Los siguientes procedimientos deben ser usados para evaluar exposición accidental alta:

- (a) Para radiación LET alta aplicar el valor usual de QF
- (b) Para radiación LET baja debe ser incluido un factor especificado de tasa de dosis.

(2) La Figura V.4.B.iii) muestra la influencia de tasa de dosis baja contra condiciones altas de dosis.(?)

iv) **Datos biológicos (el hombre promedio)**

La tabla V.4.B.iv) contiene los datos más recientes de la Comisión Internacional de Protección Radiológica sobre órganos corporales del hombre promedio incluyendo peso y por ciento del cuerpo total. Los datos contenidos en la tabla V.4.B.iv(a) incluyen solo aquellos elementos para los cuales la concentración fue conocida en al menos 50% del cuerpo total incluyendo el esqueleto. La tabla V.4.B.iv(b) contiene una nivelación de trabajo industrial y el gasto de energía correspondiente (kcal/min) tanto para hombres y mujeres. Las actividades ocupacionales clasificadas como ligeras se refieren a trabajos de oficina y los trabajos más ligeros de industrias, hospitales y laboratorios. Las actividades moderadas se refieren a trabajos no pesados de industria y laboratorios, mientras los gastos de energía más pesados se refieren a trabajos similares a la minería o la fundición.

El descanso y el metabolismo basal varían con la edad. En la tabla V.4.B.iv(c) se presentan datos sobre metabolismo de descanso para varias edades. La tabla V.4.B.iv(d) contiene datos de inhalación para el hombre promedio, mientras la tabla V.4.B.iv(e) denota las relaciones entre edad, tamaño corporal y capacidad pulmonar. Tanto de

la Figura V.4.B.iv y la tabla V.4.B.iv(a) puede verse que en el adulto, la capacidad vital declina con la edad, la capacidad funcional residual permanece inalterada o se incrementa con la edad, y el espacio mortal se incrementa ligeramente con la edad. La tabla V.4.B.iv(f) resume la capacidad respiratoria para el hombre promedio.

Las tasas de excreción de orina son dadas en la tabla V.4.B.iv(g) y en la Figura V.4.B.iv(b). La orina consiste de 90-95 % agua. El peso de sólidos totales en la orina varía de 6.4 a 30 gr/día para infantes y de 26 a 70 gr/día para adultos. En el adulto la cantidad de urea varía de 14 a 35 gr/día.

Las tablas V.4.B.iv(h) e la V.4.B.iv(k) proporcionan información usual sobre:

- (a) isótopos que no alcanzan el valor de equilibrio
- (b) efectos tempranos de la exposición a la radiación
- (c) relaciones de dosis de respuesta, por ejemplo dosis estimadas para grados variables de daño.(10)

#### v) Dosis interna

Debido al daño potencial a largo plazo de los emisores internos, es importante proteger contra la inhalación e ingestión de materiales radioactivos. Las tablas V.4.B.v y V.4.B.v(a) proporcionan los MPCU (168 Hr/semana) para radionúclidos no identificados. Los valores en ambas tablas pueden ser usados en planear acciones de emergencia (fase de recuperación).

### 5) METODOS PARA COMPUTAR ADMISIONES DE RADIOACTIVIDAD

La autoridad apropiada debe seleccionar una cierta dosis D (en rad) tanto al órgano crítico o al cuerpo entero la cual puede ser considerada aceptable bajo las circunstancias de un accidente particular. Estos valores de admisión deben ser en su turno convertidos a niveles de concentración en materiales alimenticios y en integrales de tiempo de concentración en aire inhalado. Tales cálculos dependerán de los siguientes parámetros:

(a) El grupo de edad crítico de la población fuera del sitio que sería afectado y el órgano crítico, el cual será:

Para $^{131}\text{I}$	-Tiroides
Para $^{90}\text{Sr}$ o $^{90}\text{Y}$	-Huesos
Para $^{131}\text{Cs}$ , $^{85}\text{Kr}$ o gases nobles	-Cuerpo entero

(b) Datos metabólicos y parámetros concernientes a radionúclidos específicos.

(c) Datos pertinentes a cadenas alimenticias

El método de cálculo se resume así:

- (a) Calcular la admisión total tanto de inhalación o ingestión, el cual entregaría la dosis D al órgano del grupo de edad crítico susceptible de ser más afectado por las exposiciones accidentales.
- (b) En el caso de ingestión, convertir niveles de admisión a concentraciones en la comida las cuales por encima de la tasa de

consumo estimado no entregaría una dosis al órgano crítico mayor a D.

- (c) En el caso de inhalación, convertir la admisión a integrales de tiempo de concentración usando los valores del "hombre promedio" para tasa de respiración. En el caso de gases nobles se usa un coeficiente especial.

## A) ADMISION POR INGESTION

La fórmula para calcular la admisión total de radiactividad por ingestión entregando una dosis D al órgano crítico de los individuos susceptibles a ser expuestos a irradiación accidental involucran los siguientes parámetros:

fg = fracción alcanzando el órgano crítico por ingestión  
 g = masa del órgano crítico en gramos  
 T = una vida media efectiva del radionúclido en el órgano crítico

t = tiempo después de la exposición en días  
 To = Expectativa de vida después de la admisión  
 50 años para adulto = 18 250 d  
 70 años para infantes = 25 550 d

$\sum EF$  = Energía efectiva de la radiación por desintegración (MeV).

1  $\mu\text{Ci}$  produce  $3.7 \times 10^4$  dis/a

1 MeV =  $1.602 \times 10^6$  erg

1 rad = 100 erg/gr de tejido

$8.64 \times 10^4$  = no. de seg en un día

La tasa de dosis al órgano crítico soportando 1  $\mu\text{Ci}$ , si el radionúclido es

$$\frac{3.7 \times 10^4 \times 1.6 \times 10^{-6} \times 10^6 \times 8.64 \times 10^4 \times \sum EF \text{ rad/d}}{g}$$

$$= 51.15 \quad [ \sum EF/g ] \text{ rad/d}$$

Usando los parámetros mencionados, la dosis al órgano crítico después de la ingestión de 1  $\mu\text{Ci}$  es,

$$D^{10} = 51.15 [ Fg \sum EF/g ] \int_0^{T_0} e^{-0.693t/T} dt$$

$$= 73.81 [ Fg \sum EF/g ] (1 - e^{-0.693T_0/T}) \text{ rad}$$

Los valores para  $^{131}\text{I}$  y  $^{137}\text{Cs}$  son  $73.81 \text{ fg T } \sum EF/g$ , donde el valor en paréntesis es igual a uno.

La admisión Ig (dosis total integrada) al órgano crítico durante la expectativa de vida después de la admisión es

$$I_g = D/D^{10} = [ 73.81 \text{ fg T } \sum EF (1 - e^{-0.693T_0/T}) ]^{-1} \times D_g \quad (\mu\text{Ci})$$

El valor para  $^{131}\text{I}$  y  $^{137}\text{Cs}$  es  $D_g/73.81 \text{ fg T } \sum EF \mu\text{Ci}$  ya que el valor entre paréntesis es igual a uno. (11)

### i) Nivel de concentración en los alimentos

En el caso donde hay ingestión de productos alimenticios

contaminados a la tasa de transferencia de radioactividad al órgano crítico después de una deposición inicial en el producto alimenticio es alta, entonces la concentración del nucleido en el producto alimenticio se elevará a un nivel máximo el cual será alcanzado cuando la tasa de alza en el producto alimenticio sea balanceada por la tasa de pérdida.

Sea  $X_0$  la máxima concentración del nucleido en la sustancia alimenticia. La concentración  $X$  al tiempo  $t$  será  $X_0 e^{-\lambda t}$  donde  $\lambda$  es la constante de decaimiento para la transferencia a través de la cadena alimenticia. La actividad total ingerida desde la ocurrencia de concentración máxima al tiempo  $t$  se representa como sigue:

$$V \int_0^{T''} X dt = V X_0 \int_0^{T''} e^{-\lambda t} dt = \frac{V X_0}{\lambda} (1 - e^{-\lambda T''})$$

donde  $V$  = la cantidad de alimento ingerida por día  
 $0.693/T'$

$T'$  = vida media en la cadena alimenticia

Para  $^{135}\text{I}$  y  $^{137}\text{Cs}$  su actividad se evalúa como  $V X_0 / \lambda$  ya que el término exponencial llega a ser muy pequeño en  $t = T_0$ . (12)

### B) ADMISION POR INHALACION

La tasa de dosis interna a un órgano está dada por:

$$\frac{dD}{dt} = \frac{f_a I E}{f_{eg} 100 \text{ erg g}^{-1} \text{ rad}^{-1}} = \lambda t \quad [\text{rad/seg}]$$

donde  $f_a$  = la fracción de actividad inhalada depositada en el órgano crítico

$f_{eg}$  = fracción del órgano disponible (0.2 para hesos, 1 para tiroides)

$m$  = masa del órgano crítico en grs.

$E$  = energía efectiva por desintegración (en MeV)

$\lambda_e$  =  $\lambda_r + \lambda_b$  = constante efectiva de decaimiento (en 1/seg)

$t$  = tiempo después de la inhalación (en seg)

$I$  = Actividad inhalada (en millicuries)

#### i) Dosis interna

La dosis total recibida de un isótopo específico es

$$D = \frac{dD}{dt} dt = \frac{1.418 \times 10^8 f_a E v (1 - e^{-\lambda_e t}) e^{-\lambda_e t}}{V^{2/3} f_{eg} \lambda_e} \text{ rad}$$

Esta derivación da un límite superior estimado a la dosis bajo turbulencia isotópica y no la dosis probable de ser recibida. Factores de multiplicación tales como el porcentaje de productos de fisión liberados, fracción de actividad cayendo de la nube, etc. deben ser seleccionados sobre la base de la situación. Los parámetros contenidos en la tabla V.5.B.1) deben ser usados como apropiados. Nótese que la dosis de tiroides está basada en una tiroides de adulto (20g). (13)

## C) DOSIS A ORGANOS CRITICOS (via agua potable)

Las dosis siguientes fueron estimadas sobre la base de una exposición via agua potable desde una mezcla de productos de fisión liberada desde una falla del elemento combustible en un reactor termico. La dosis a la tiroides estimada en la tabla V.5.C) es para un niño con una tiroides de 2 g.

Dosis relativa a varios organos  
si la tiroides recibe 1 rad debido a  $^{131}\text{I}$

Organo	Dosis (rem)
Tiroides	1.0
Tracto G.I.	0.5
Huesos	0.25
Cuerpo total	0.02

### i) Dosis estimada a la tiroides

Las estimaciones de dosis (en rem) correspondiente a la admisión de  $^{131}\text{I}$  en agua o leche están basados en un niño cuya tiroides pesa 2 gr (esto se muestra en la tabla V.5.C.i). La dosis para un hombre comun cuya tiroides pesa 20 gr deberá ser 0.1 de la de un niño. (14)

## D) RELACION EXPOSICION-DOSIS

### i) Inhalación de material radiactivo

La tabla V.5.D.i) proporciona información de dosis de una admisión correspondiente ( $\mu\text{Ci}$ ) y una integral de tiempo correspondiente de concentración en aire ( $\text{Ci}^*\text{s}/\text{m}^3$ ). Los valores listados en la ultima columna pueden ser multiplicados por un factor apropiado para obtener "concentraciones de emergencia". (Ver nota a pie de tabla.)

### ii) Ingestión de material radiactivo

Para obtener los límites de emergencia permisibles recomendados por el consejo de investigación médica del Reino Unido, aplicable a miembros del público en general, las cifras dadas en la columna 5, tabla V.5.D.ii) para concentraciones en leche deben ser multiplicadas por las dosis máximas permisibles recomendadas o tasas de dosis a los organos criticos, los cuales son: tiroides ( $^{131}\text{I}$ ) -25 rad, hueso ( $^{90}\text{Sr}$ ) -15 rad, cuerpo entero ( $^{137}\text{Cs}$ ) -10 rad.

### iii) Nuclidos que pueden ser determinados por conteo de cuerpo entero

Las cantidades ( $\mu\text{Ci}$ ) listadas en la columna 2 y columna 3 de la tabla V.5.D.iii) representan cantidades menores que la MFEB.

## 6) DOSIS PARA ACCIONES DE EMERGENCIA

### A) CONSIDERACIONES GENERALES

Los límites de dosis para acciones salvadoras de vida no deben ser indebidamente restrictivos e impedir acciones para salvar la vida

humana. El juicio debe ser dejado a los individuos a cargo de la acción de emergencia para determinar la cantidad de exposición que debe permitirse para efectuar la acción de emergencia.

Las exposiciones que surgen de acciones involucradas en salvamentos de vida humana son mucho más justificables que exposiciones que pueden provenir como una consecuencia de acciones que intentan recuperar víctimas fallecidas o de tratar de minimizar el daño a la propiedad.

Los individuos involucrados en acciones de emergencia deben examinar cuidadosamente cualquier acción propuesta, sopesando los riesgos y consecuencias de la exposición contra los beneficios que se pueden obtener.

## **B) CRITERIOS DE EXPOSICION**

### **i) Conceptos básicos**

Los lineamientos deben estar basados sobre consideraciones para vida humana y sobre condiciones existentes en el tiempo. Las restricciones para acciones salvadoras de vidas han sido deliberadamente evitadas para impedir la posibilidad de obstaculizar acciones que pueden ser necesarias para salvar varias vidas. El proceso de decisión debe considerar las acciones propuestas al evaluar los riesgos de radiación real o potencial contra los beneficios que se lograrían. La probabilidad de exposición, consecuencias biológicas relacionadas a la dosis y el número de personas involucradas son elementos esenciales a ser evaluados al hacer una determinación de riesgo.

Ya que las consideraciones riesgo-beneficio varían dependiendo de la naturaleza de las acciones de emergencia, los siguientes criterios de dosis proveerán una guía para tres categorías de acción. 1a.) salvación de vida humana, 2a.) la recuperación de víctimas fallecidas, y 3a.) acciones relacionadas con la protección de la propiedad.

### **ii) Acciones para salvar la vida humana**

- (a) Las decisiones deben ser hechas por la persona sobre la que se delega la responsabilidad de las acciones de emergencia.
- (b) Cuando se hace una decisión, la probabilidad de éxito de la acción de rescata debe ser sopesada contra el elemento riesgo.
- (c) Los intentos para rescatar víctimas deben ser considerados en el mismo concepto de cualesquiera otra acción de emergencia.
- (d) Las actividades de rescata deben ser efectuadas por voluntarios, cualquier trabajador en este caso debe ser advertido de su riesgo previamente a su participación.
- (e) El nivel de exposición para el trabajador, debe ser determinado por el individuo sobre quien se delegue la responsabilidad de la acción de emergencia. Su juicio se debe basar sobre las siguientes consideraciones:
  - (1) la exposición que se espera sea recibida mientras se ejecuta la acción debe ser sopesada en términos de los efectos de exposición aguda de cuerpo entero o en términos del material radiactivo entrante al cuerpo.

(2) La confiabilidad de cualquier predicción de daños de radiación no puede ser mayor que la confiabilidad de la medición de la dosis.

(3) Cuando la exposición esperada, basada sobre estimaciones fieles de la tasa de dosis en el área del incidente se esperada a exceder 100 rem, se deben considerar los siguientes factores:

i) Cuando la dosis es medida por dosímetros personales, por ejemplo cámaras de ionización de bolsillo, etc., el error puede ser tan grande como  $\pm 25\%$  del valor real.

ii) Cuando la dosis es calculada de tasas de dosis medidas por medidores de estudio, el error puede ser mayor al 35%.

(4) Aparatos apropiados tales como equipo protector y manipuladores remotos deben ser usados para reducir el elemento de riesgo.

### iii) *Acciones para la recuperación de víctimas fallecidas*

(a) El tiempo ha dejado de ser un factor crítico, por lo tanto, la misión de rescate debe ser bien planeada. La exposición a la radiación debe ser controlada normalmente dentro de las guías de exposición ocupacional existente.

(b) En esas situaciones donde la entrada ha sido hecha bajo condiciones de emergencia y donde las víctimas están muertas la recuperación puede ser consumada previendo que la exposición resultante no sea significativamente mayor que si no se rescataran los cuerpos.

(c) Deben usarse instrumentos especiales de recuperación remota para recuperar a las víctimas localizadas en áreas de alta radiación, particularmente si está determinado que la recuperación directa por trabajadores de rescate resultaría en exposiciones mayores que las normas de exposición ocupacional recomendadas por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP)

(d) En casos especiales donde la recuperación pueda ser solo consumada por la entrada de trabajadores de rescate al área, pueden ser recibidas exposiciones que no excedan 12 rem.

### iv) *Protección de la salud y propiedad.*

Donde el riesgo de peligro de radiación pueda afectar significativamente el estado de salud del público o pueda resultar en pérdida de propiedad, deben aplicarse los siguientes criterios:

(1) Una exposición hasta para 12 rem por año o  $5(N-18)$  pero no excediendo cualesquiera, es más limitante, puede ser recibida por individuos participando en esfuerzos por reducir el riesgo a la gente y su propiedad. Bajo circunstancias muy especiales estos límites pueden ser omitidos para permitir a los voluntarios recibir una dosis de exposición hasta 25 rem pero no más.

(2) Donde el riesgo potencial de radiación del incidente es tal que la vida podría estar en peligro, o que habría severos efectos sobre la salud del público o pérdida de su propiedad, hostiles a la seguridad pública, los criterios para salvar la vida humana deberán aplicarse. (15)

TABLA V.4.A.1. FACTORES DE CALIDAD MEDIOS, QF\*, Y VALORES DE DENSIDAD DE FLUJO DE NEUTRONES LA CUAL EN UN PERIODO DE 40 HRS ORIGINA UNA DOSIS MAXIMA EQUIVALENTE DE 100 mrem.

Energía del neutron (Mev)	QF*	Densidad del flujo de neutron (n/cm <sup>2</sup> s)
2.5 * 10 <sup>-10</sup>	1	351
1 * 10 <sup>-9</sup>	1	550
1 * 10 <sup>-8</sup>	1	550
1 * 10 <sup>-7</sup>	1	550
1 * 10 <sup>-6</sup>	1	550
1 * 10 <sup>-5</sup>	2	520
1 * 10 <sup>-4</sup>	2.5	700
1 * 10 <sup>-3</sup>	7.5	115
5 * 10 <sup>-3</sup>	11	27
1	9	19
2.5	8	20
5	7	15
7	7	17
10	6.5	17
14	7.5	12
20	6	11
40	7	10
50	5.5	11
1 * 10 <sup>2</sup>	4	14
2 * 10 <sup>2</sup>	3.5	13
3 * 10 <sup>2</sup>	3.5	11
4 * 10 <sup>2</sup>	3.5	10

\* Valor medio QF en un fantasma de 30 cm

TABLA V.4.A.iv(a) RELACIONES ENTRE DOSIS Y DENSIDAD DE FLUJO DE NEUTRONES

Energía del neutron	QF*	densidad de flujo <sup>b</sup> (n/cm <sup>2</sup> *s)	*flujo integrado <sup>c</sup> (n/cm <sup>2</sup> )
termosta	3.0	570	9.6 * 10 <sup>6</sup>
5 keV	2.5	570	5.2 * 10 <sup>6</sup>
20 keV	5.0	250	4.0 * 10 <sup>6</sup>
100 keV	8.0	80	1.2 * 10 <sup>6</sup>
500 keV	10.0	30	4.3 * 10 <sup>5</sup>
1 MeV	10.5	18	2.6 * 10 <sup>5</sup>
5 MeV	7.0	18	2.6 * 10 <sup>5</sup>
10 MeV	6.5	17	2.4 * 10 <sup>5</sup>
20 MeV	6.0	10	1.5 * 10 <sup>5</sup>
50 MeV	5.2	7	1.0 * 10 <sup>5</sup>
100 MeV	4.6	6.3	9.0 * 10 <sup>4</sup>
200 MeV	4.0	4.5	6.5 * 10 <sup>4</sup>
500 MeV	3.5	2.2	3.2 * 10 <sup>4</sup>
1000 MeV	3.5	1.1	1.6 * 10 <sup>4</sup>

\* estas relaciones son exclusivamente para usarse en dosis máximas permisibles

<sup>b</sup> equivalente a 2.5 mrem/h

<sup>c</sup> equivalente a 100 mrem



TABLA V.4.B.1 VALORES DEL FACTOR DE CALIDAD (QF) USADOS EN LA DEFINICION DE DOSIS EQUIVALENTES

Radiación	QF
Rayos X, rayos gamma, rayos beta y ondas de radio	1.0
-mayores de 10 keV	1.0
-menores de 10 keV	1.7
Neutrones rápidos <sub>(n)</sub> y protones <sub>(p)</sub> arriba de 10 keV	10
Partículas alfa que aparecen naturalmente del decaimiento radiactivo	10
Partículas pesadas rechazadas del núcleo	20

- a. Estos valores de QF son aquellos específicamente usados en la definición de dosis máximas permisibles
- b. En el caso de irradiación al cristalino del ojo con radiación de LET alta será necesario un factor modificante para evaluar el QF correctamente. Este factor modificante será de 3 cuando QF es mayor o igual a 10 y de 1 cuando QF es 1.

TABLA V.4.B.iv ORGANOS DE UN HOMBRE PROMEDIO

Organos del cuerpo	peso (gr)	% del cuerpo total
Cuerpo completo	70 000	100
Músculos	28 000	40
Esqueleto		
medula roja	1 500	2.1
medula amarilla	1 500	2.1
Piel	2 600	3.7
Sangre	5 500	7.8
Tracto gastrointestinal	1 200	1.7
Contenido del tracto GI:		
-Intestino grueso bajo	160	0.3
-Estómago	150	0.21
-Intestino delgado	640	0.91
-Intestino grueso alto	210	0.8
Hígado	1 800	2.6
Cerebro	1 400	2.0
Pulmón (2)	1 000	1.4
Tejido linfático	700	1.0
Riñones (2)	310	0.44
Corazón	330	0.47
Vazo	180	0.26
Vejiga urinaria	45	0.064
Páncreas	100	0.14
Glándulas salivales (6)	85	0.12
Dientes	35	0.05
Ojos (2)	16	0.023
Glándula tiroidea	15	0.02
Glándula prostata	16	0.023
Glándula adrenal (2)	14	0.02
Timo	20	0.029

No incluye contenido del tracto GI

TABLA V.4.B.iv(a)

HOMBRE PROMEDIO; CONTENIDO DE ALGUNOS  
ELEMENTOS EN EL CUERPO TOTAL

Elemento	Cantidad (gr)	% del cuerpo total
1. Oxígeno	21 000	65
2. Carbono	16 000	48
3. Hidrógeno	7 000	20
4. Nitrógeno	1 500	4.5
5. Calcio	1 000	2.9
6. Fósforo	700	2.1
7. Azufre	140	0.4
8. Potasio	140	0.4
9. Sodio	100	0.3
10. Cloro	95	0.28
11. Magnesio	19	0.055
12. Silicio	16	0.047
13. Hierro	4.2	0.012
14. Fluor	2.6	0.0075
15. Zinc	2.3	0.0066
16. Rubidio	0.32	0.00091
17. Estroncio	0.32	0.00091
18. Bromo	0.2	0.00056
19. Plomo	0.12	0.00034
20. Cobre	0.072	0.0002
21. Aluminio	0.061	0.00017
22. Cadmio	0.050	0.00014
23. Soro	0.048	0.00013
24. Bario	0.022	0.000061
25. Estaño	0.017	0.000047
26. Manganeso	0.012	0.000034
27. Yodo	0.011	0.000031
28. Níquel	0.010	0.000028
29. Oro	0.010	0.000028
30. Molibdeno	0.0073	0.00002
31. Cromo	0.0018	0.0000051
32. Cesio	0.0015	0.0000042
33. Uranio	0.0015	0.0000042
34. Berilio	0.0009	0.0000025
35. Berilio	0.00036	0.000001

TABLA V.4.B.iv(b)

ESCALA DEL TRABAJO INDUSTRIAL

	gasto de energía aprox. (kcal/min)	
	hombre	mujer
Ligero	2.2 - 3.3	1.6 - 3.6
Moderado	3.4 - 8.0	3.7 - 5.7
Pesado	8.1 - 11	5.8 - 7.8
Muy pesado	11 - 13	7.7 - 9.9
Excesivamente pesado	14 -	10 -

**TABLA V.4.B.iv(c) CAMBIO DE FLUJO DEL METABOLISMO BASAL CON LA EDAD**

Sujeto	Edad (años)	Flujo metabólico basal (cal/min-kg)	Flujo metabólico basal (cal/día)
Hombr	17	17	1070
Adolecente	10	15	1000
Mujer	70	12	750
Recien nacido	0	28	180

Flujo metabólico para el hombre promedio

hombre adulto	17 cal/ min-kg
mujer adulta	15 cal/ min-kg
niño (10 años)	25 cal/ min-kg
infante (1 año)	28 cal/ min-kg

**TABLA V.4.B.iv(d) DATOS DE INHALACION PARA EL HOMBRE PROMEDIO**

	Volumen inhalado (litros/día)	CO <sub>2</sub> inhalado (g/día)
Hombre adulto	700	1 000
Mujer adulta	400	700
Niño (10 años)	600	600

**TABLA V.4.B.iv(e) RELACION ENTRE EDAD, TALLA DEL CUERPO Y CAPACIDAD PULMONAR**

Sujeto	Edad (años)	(a)	(b)	(c)	CTP (lt)	CFR (lt)	CV (lt)	EM (ml)
Recien nacido	0	51	3.4	0.22	0.16	0.09	0.15	5
Infante	1	75	10	0.44	--	--	--	--
Niño	10	140	33	1.1	3.0	1.1	2.2	60
Mujer	25	160	58	1.6	4.4	1.8	3.3	130
Hombre	25	175	70	1.8	5.6	2.2	4.3	160

(a) Altura total del cuerpo (cm)

(b) Peso total del cuerpo (kg)

(c) Superficie total del cuerpo (m<sup>2</sup>)

Capacidad Total Pulmonar (CTP) es la cantidad de aire contenida en el pulmón al final de la respiración máxima.

Capacidad Funcional Residual (CFR) Es el volumen de gas remanente en el pulmón al descansar la respiración.

Capacidad Vital (CV) es la cantidad máxima de aire que puede ser expelida del pulmón después de la respiración máxima.

Espacio muerto (EM) es el volumen de aire que circula por los conductos desde la nariz hasta los bronquios respiratorios.

**TABLA V.4.B.iv(f) CAPACIDADES RESPIRATORIAS PARA EL HOMBRE PROMEDIO (EN LITROS)**

Capacidad total pulmonar	hombre	5.6
	mujer	4.6
Capacidad funcional residual	hombre	2.2
	mujer	1.8
Capacidad Vital	Hombre	4.3
	Mujer	3.3
Espacio muerto	Hombre	0.16
	Mujer	0.10

**TABLA V.4.B.iv(g) VALORES DE ORINA PARA EL HOMBRE PROMEDIO**

	Hombre adulto	Mujer adulto	Niño 10 años	Infante 1 año
Volumen (ml/día)	1400	1000	1000	450
Gravedad específica	1.02			1.01
pH	6.2			
Sólidos (g/día)	60	50	47	19
Urea (g/día)	22			
Azúcar (g/día)	1			
Bicarbonato (g/d)	0.14	0.12		

**TABLA V.4.B.iv(h) ISÓTOPOS LOS CUALES NO ALCANZAN EL EQUILIBRIO DENTRO DEL CUERPO EN 50 AÑOS**

Isótopo	T <sub>1/2</sub> (años)	T <sub>1/2</sub> (años)	T (años)	% de equilibrio después de 50 años
Gr-90	29	50	19	86
Ra-224	1402	45	44	56
Ac-227	21.8	200	20	83
Th-230	$8 \times 10^4$	200	200	16
Th-232	$1.4 \times 10^{10}$	200	200	16
Pa-231	$3.4 \times 10^4$	200	200	16
Np-237	$2.2 \times 10^6$	200	200	16
Pu-238	89.6	200	62	43
Pu-239	$2.4 \times 10^4$	200	200	16
Pu-240	$6.6 \times 10^3$	200	190	16
Pu-241	13.2	200	12	94
Pu-242	$3.8 \times 10^5$	200	200	16
Am-243	$8 \times 10^3$	200	200	16
Cm-244	35	200	30	69
Cm-244	18.4	200	17	87
Cm-245	$2 \times 10^4$	200	200	16
Cm-246	$6.6 \times 10^3$	200	190	16
Bf-249	$4.7 \times 10^2$	200	140	22
Bf-250	10	200	10	97

TABLA V.4.B.iv(i) EFECTOS DE LA RADIACION INIZANTE AGUDA SOBRE EL CUERPO TOTAL.

EFFECTOS TEMPRANOS PROBABLES DERIVADOS DE DOSIS AGUDAS

0 - 25 ras	Ningun daño serio
25 - 50 ras	Posible cambio en la sangre pero sin daño serio
50 - 100 ras	Cambio en las celulas de la sangre, algun dano y posible invalidez
100 - 200 ras	Daños serios y posible invalidez
200 - 400 ras	Daños serios, muerte posible
400 ras	Fatal en un 50%
500 o mas ras	Fatal

TABLA V.4.B.iv(j) ESTIMACION DE DOSIS EFECTIVA Y LA ESPERANZA DE MUERTE PARA VARIOS FLUJOS DE DOSIS

Días	Dosis acumulada (ras)	Dosis efectiva acumulada (rem)	(a)	(b)
200 ras/día				
1	200	200	--	30
3	600	542	20	60
5	1000	819	15	85
10	2000	1326	10	100
100 ras/día				
1	100	100	--	8
3	300	271	--	38
5	500	409	15	50
10	1000	663	15	75
50 ras/día				
1	50	50	--	0
3	150	135	--	15
5	250	204	30	25
10	500	330	30	40
15	750	395	30	50

(a) Tiempo medio estimado de supervivencia, días

(b) Porcentaje de muertes estimadas en 30 días

TABLA V.4.B.iv(k) DOSIS ESTIMADAS PARA GRADOS VARIABLES DE DAÑO

Dosis acumulada o flujo de dosis (rem/día)	Periodo de tiempo	Efectos
500	2 días	Mortalidad cercana al 100%
100	hasta la muerte	Tiempo medio de supervivencia 30 días. Mortalidad 100% en 30 días
60	10 días	enfermedad y grado de mortandad alta con invalidez permanente
30	365 días	Algunas muertes
3	pocos meses	Sin disminución de la eficiencia
0.5	algunos meses	Sin disminución a gran escala del período de vida

TABLA V.4.B.v CONCENTRACION MAXIMA PERMISIBLE DE RADIONUCLIDOS NO IDENTIFICADOS EN EL AIRE (MPCU)<sup>a</sup>  
 (Valores que son aplicables para exposición ocupacional (168 h/sem) a cualquier radionúclido o mezcla de radionúclidos)

Limitaciones	Si/cm <sup>3</sup> de aire
Si no hay emisores alfa y los emisores beta Sr <sup>90</sup> , I <sup>131</sup> , Pb <sup>210</sup> , Ra <sup>226</sup> , Pa <sup>230</sup> , Pu <sup>238</sup> y Bk <sup>247</sup> no están presentes el nivel continuo de exposición, (MPC)α, es mayor de.....	10 <sup>-7</sup>
Si no hay emisores alfa y los emisores beta Pb <sup>210</sup> , Ac <sup>227</sup> , Ra <sup>226</sup> , y Pu <sup>238</sup> no están presentes el nivel continuo de exposición, (MPC)α es mayor de.....	10 <sup>-10</sup>
Si no hay emisores alfa y el emisor beta Ac <sup>227</sup> no está presente el nivel continuo de exposición, (MPC)α es mayor de.....	10 <sup>-11</sup>
Si Ac <sup>227</sup> , Th <sup>230</sup> , Pa <sup>231</sup> , Th <sup>232</sup> , Th <sup>232</sup> , Pu <sup>238</sup> , Pu <sup>239</sup> , Pu <sup>240</sup> y Cf <sup>252</sup> no están presentes el nivel continuo de exposición (MPC)α es mayor de.....	10 <sup>-12</sup>
Si Pa <sup>231</sup> , Th <sup>232</sup> , Pu <sup>239</sup> , Pu <sup>240</sup> , Pu <sup>242</sup> y Cf <sup>252</sup> no están presentes el nivel continuo de exposición, (MPC)α es mayor de.....	7x10 <sup>-13</sup>
En todos los casos el nivel continuo ocupacional, (MPC)α es mayor de.....	4x10 <sup>-13</sup>

En este caso "no presentes" implica que la concentración del radionúclido en el aire es muy pequeña comparada con el valor de MPC.

TABLA V.4.B.v(a) CONCENTRACION MAXIMA PERMISIBLE DE RADIONUCLIDOS NO IDENTIFICADOS EN AGUA (MPC)w

Valores que son aplicables para exposicion ocupacional (168 h/semana) para cualquier radionuclido o mezcla de radionuclidos.

Radionuclidos	Valor <sup>a</sup> de agua
Si Sr <sup>90</sup> , I <sup>131</sup> , Cs <sup>137</sup> , Po <sup>210</sup> , Po <sup>210</sup> , Ra <sup>226</sup> , Ra <sup>228</sup> , Ra <sup>228</sup> , Ac <sup>227</sup> , Pa <sup>231</sup> , Th <sup>230</sup> , Pa <sup>231</sup> , Th <sup>230</sup> , y Th <sup>230</sup> no están presentes, el nivel continuo de exposicion (MPC)w es mayor de.....	3x10 <sup>-5</sup>
Si Sr <sup>90</sup> , I <sup>131</sup> , Po <sup>210</sup> , Po <sup>210</sup> , Ra <sup>226</sup> , Ra <sup>228</sup> , Ra <sup>228</sup> , Pa <sup>231</sup> y Th <sup>230</sup> no están presentes, el nivel continuo de exposicion (MPC)w, es mayor de.....	2x10 <sup>-5</sup>
Si Sr <sup>90</sup> , Po <sup>210</sup> , Ra <sup>226</sup> y Ra <sup>228</sup> no están presentes, el nivel continuo de exposicion (MPC)w, es mayor de.....	5x10 <sup>-6</sup>
Si Ra <sup>226</sup> y Ra <sup>228</sup> no están presentes, el nivel continuo de exposicion (MPC)w, es mayor de.....	10 <sup>-6</sup>
En todos los casos el nivel continuo ocupacional (MPC)w, es mayor de.....	10 <sup>-7</sup>

En este caso "no están presentes" implica que la concentracion del radionuclido en el agua es pequena comparada con el valor de (MPC)

TABLA V.5.B.i DATOS DE ISOTOPOS PARA CALCULOS DE DOSIS INHALADA

Isótopo	Órgano crítico	Peso del órgano		f <sub>a</sub>	E (MeV)	γ	α (s <sup>-1</sup> )	β (s <sup>-1</sup> )
		órgano	f <sub>d</sub>					
I-131	Tiroides	20	1.0	0.15	0.22	0.031	9.85x10 <sup>-7</sup>	1.03x10 <sup>-6</sup>
I-132	Tiroides	20	1.0	0.15	0.50	0.48	8.02x10 <sup>-7</sup>	8.02x10 <sup>-7</sup>
I-133	Tiroides	20	1.0	0.15	0.40	0.051	9.44x10 <sup>-6</sup>	9.44x10 <sup>-6</sup>
I-134	Tiroides	20	1.0	0.15	0.55	0.055	2.83x10 <sup>-6</sup>	2.88x10 <sup>-6</sup>
I-135	Tiroides	20	1.0	0.15	0.71	0.062	2.20x10 <sup>-4</sup>	2.20x10 <sup>-4</sup>
I-136	Tiroides	20	1.0	0.15	2.7	0.024	8.06x10 <sup>-7</sup>	8.06x10 <sup>-7</sup>
Sr-89	Hueso	7000	0.2	0.22	0.55	0.047	1.52x10 <sup>-7</sup>	1.54x10 <sup>-7</sup>
Sr-90	Hueso	7000	0.2	0.22	1.00	0.052	0.88x10 <sup>-7</sup>	2.97x10 <sup>-7</sup>
Y-91	Hueso	7000	0.2	0.14	0.59	0.055	1.41x10 <sup>-7</sup>	1.57x10 <sup>-7</sup>
Zr-95	Hueso	7000	0.2	0.12	0.20	0.047	1.24x10 <sup>-7</sup>	1.70x10 <sup>-7</sup>
Ba-140	Hueso	7000	0.2	0.10	1.06	0.066	2.26x10 <sup>-7</sup>	6.69x10 <sup>-7</sup>
Ce-141	Hueso	7000	0.2	0.10	0.16	0.059	2.43x10 <sup>-7</sup>	2.58x10 <sup>-7</sup>
Pr-143	Hueso	7000	0.2	0.06	0.21	0.061	3.51x10 <sup>-7</sup>	7.3 x10 <sup>-7</sup>
Ce-144	Hueso	7000	0.2	0.10	1.29	0.059	2.92x10 <sup>-6</sup>	4.45x10 <sup>-6</sup>
Eu-154	Hueso	7000	0.2	0.09	0.37	0.008	4.07x10 <sup>-7</sup>	9.80x10 <sup>-7</sup>

f<sub>d</sub> = fraccion del órgano disponible (0.5 para huesos, 1 para tiroides)  
 f<sub>a</sub> = fraccion de actividad inhalada depositada en el órgano crítico.  
 γ = porcentaje de fisión alcanzada.

TABLA V.5.C. DOSIS CALCULADA A ORGANOS CRITICOS

Radionuclido	Organos crítico	Factor de conversión	Dosis al organo crítico (rem/Di)	Dosis por la absorción de 1 Ci marcado P <sup>90</sup> (rem)
P <sup>90</sup> Sr	Huesos	0.01	0.01	0.01
P <sup>90</sup> Sr	Huesos	0.07	7.6	0.007
I <sup>131</sup> I	Tiroides	0.50	1.74	0.06
I <sup>131</sup> I	Cuerpo total	1.00	0.44	0.00001
P <sup>239</sup> Pu	Tracto G.I.	1.00	0.017	0.013

\* 100 días de irradiación con 24 hrs de decaimiento.

TABLA V.5.C.i DOSIS ESTIMADA A LA TIROIDES

Concentración de I <sup>131</sup> en una muestra especial de agua		Dosis estimada a la tiroides de una persona que bebe 1 litro de agua (rem)
(Ci/ml)	(pCi/lit)	
1.0 × 10 <sup>-5</sup>	1.0 × 10 <sup>-4</sup>	0.2
2.5 × 10 <sup>-5</sup>	2.5 × 10 <sup>-4</sup>	0.5
5.0 × 10 <sup>-5</sup>	5.0 × 10 <sup>-4</sup>	1.0
1.0 × 10 <sup>-4</sup>	1.0 × 10 <sup>-3</sup>	2.0
2.5 × 10 <sup>-4</sup>	2.5 × 10 <sup>-3</sup>	5.0
5.0 × 10 <sup>-4</sup>	5.0 × 10 <sup>-3</sup>	10
1.0 × 10 <sup>-3</sup>	1.0 × 10 <sup>-2</sup>	20
2.5 × 10 <sup>-3</sup>	2.5 × 10 <sup>-2</sup>	50
5.0 × 10 <sup>-3</sup>	5.0 × 10 <sup>-2</sup>	100
1.0 × 10 <sup>-2</sup>	1.0 × 10 <sup>-1</sup>	200



TABLA V.5.D.1 RELACION DOSIS EXPOSICION PARA LA INHALACION DE MATERIAL RADIOACTIVO

Nucleido	Organo critico	Espan	Dosis al organo (rad)	AC (Ci)	ICAC (Ci/a/m <sup>3</sup> ) <sup>a</sup>
131I <sup>b</sup>	Tiroides	0	1 rad	0.005	1.0x10 <sup>-4</sup>
		6 meses	1 rad	0.005	3.2x10 <sup>-4</sup>
		1 año	1 rad	0.004	4.8x10 <sup>-4</sup>
		Adulto	1 rad	0.8	3.4x10 <sup>-3</sup>
89Sr <sup>b</sup>	Huesos <sup>c</sup>	0	1 rad	0.187	6.7x10 <sup>-3</sup>
		6 meses	1 rad	0.365	5.4x10 <sup>-3</sup>
		1 año	1 rad	0.552	6.0x10 <sup>-3</sup>
		Adulto	1 rad	5.53	2.4x10 <sup>-2</sup>
90Sr <sup>b</sup>	Huesos <sup>c</sup>	0	1 rad/año	0.019	6.7x10 <sup>-4</sup>
		6 meses	1 rad/año	0.038	5.5x10 <sup>-4</sup>
		1 año	1 rad/año	0.057	6.2x10 <sup>-4</sup>
		Adulto	1 rad/año	0.57	2.4x10 <sup>-3</sup>
137Cs <sup>b</sup>	Cuerpo total	0	1 rad	0.8	2.7x10 <sup>-2</sup>
		6 meses	1 rad	1.9	2.7x10 <sup>-2</sup>
		1 año	1 rad	2.2	2.4x10 <sup>-2</sup>
		Adulto	1 rad	15.0	6.5x10 <sup>-2</sup>
132Te	Tiroides	1-3 años	1 rad		2.8x10 <sup>-4</sup>
		Adulto	1 rad		1.2x10 <sup>-3</sup>
196Pu	Tracto G.I		1 rad		3.2x10 <sup>-3</sup>
140Ba <sup>d</sup>	Huesos	Adulto	1 rad		2.1x10 <sup>-3</sup>
140Ba <sup>d</sup>	Pulmon	Adulto	1 rad		2.9x10 <sup>-3</sup>
144Ce <sup>d</sup>	Higado	Adulto	1 rad		1.7x10 <sup>-3</sup>
144Ce <sup>d</sup>	Pulmán	Adulto	1 rad		4.2x10 <sup>-3</sup>
226Ra	Huesos	Adulto	1 rem/año		5.0x10 <sup>-4</sup>
239Pu	Huesos	Adulto	1 rem/año		2.9x10 <sup>-3</sup>

<sup>a</sup> Para obtener los límites de emergencia permisibles recomendados por el Consejo de Alcances Medicos, aplicables al publico en general, las cifras dadas en la columna 6 se deben multiplicar por la dosis máxima permisible al organo critico, las cuales son: Tiroides (131I) 25 rads, huesos (89 Sr) 15 rads, huesos (90Sr) 1.5 rad/año, cuerpo total (137Cs) 10 rads.

<sup>b</sup> Datos tomados del reporte del Consejo del Alcance Médico por su Comité de Protección contra las Radiaciones Ionizantes, Br. Med. J. no. 5251 (1951) 573.

<sup>c</sup> En solución

<sup>d</sup> Insoluble

<sup>e</sup> En el lugar de máxima concentración.

AC Admisión correspondiente

ICAC Integral de tiempo correspondiente de concentración en el aire

TABLA V.5.D.ii

## RELACION DOSIS-EXPOSICION PARA INGESTION DE MATERIAL RADIACTIVO

(a) Ingestión en leche

Nuclido	Organo crítico	Edad	Dosis al organo crítico	CL (nivel máx) <sup>a</sup>	DI (Ci/m <sup>2</sup> )	
<sup>131</sup> I <sup>b</sup>	Tiroides	0-6 meses 3 años	1 rad	$2.6 \times 10^{-7}$ $1.2 \times 10^{-7}$	Ci/lit	$1.7 \times 10^{-6}$
<sup>90</sup> Sr <sup>b</sup>	Huesos	Todas	1 rad	$1.3 \times 10^{-7}$	Ci/g Ca	$8 \times 10^{-7}$
<sup>90</sup> Sr <sup>b</sup>	Huesos	Todas	1 rad/año	$1.3 \times 10^{-7}$	Ci/g Ca	$8 \times 10^{-7}$
<sup>137</sup> Cs <sup>b</sup>	Cuerpo total	0 6 meses	1 rad 1 rad	$1.5 \times 10^{-7}$ $1.5 \times 10^{-7}$	Ci/lit	$7 \times 10^{-6}$ $7 \times 10^{-6}$

(b) Ingestión en vegetales

Nuclido	Organo	Dosis al organo crítico	Deposición inicial correspondiente (Ci/m <sup>2</sup> )
<sup>131</sup> I	tiroides	1 rad	$2 \times 10^{-6}$
<sup>90</sup> Sr	Huesos	1 rad/año	$2 \times 10^{-7}$
<sup>137</sup> Cs	Cuerpo total	1 rad	$1 \times 10^{-6}$

<sup>a</sup> Para obtener los límites de emergencia recomendados por el Consejo de Alcances Médicos, aplicable a miembros del público en general, las cifras de la columna 5 para concentración en la leche se deben multiplicar por la dosis máxima permisible al organo crítico, los cuales son: tiroides (<sup>131</sup>I)-25 rad, huesos (<sup>90</sup>Sr)-15 rad, huesos (<sup>90</sup>Sr)-1.5 rad/año, cuerpo total (<sup>137</sup>Cs)-10 rad

<sup>b</sup> Datos obtenidos del Reporte del Consejo de Alcances Médicos por su Comité de Protección Contra la Radiación Ionizante.

CL Concentración Correspondiente en la leche.

DI Deposición Inicial Correspondiente sobre el pasto.

TABLA V.5.D.ii) NUCLEIDOS COMUNES QUE PUEDEN SER DETERMINADOS EN CANTIDADES MENORES QUE MPBB POR CONTEO DE CUERPO TOTAL.

Nucleido	MPBB (Ci)	Límite pulmonar <sup>a</sup> (Ci)
Ce <sup>138</sup>	5	5.0
Mn <sup>54</sup>	900	3.6
Fe <sup>57</sup>	20	2.0
Co <sup>57</sup>	20	16.0
Co <sup>60</sup>	6	1.2
Zn <sup>65</sup>	50	5.0
Sr <sup>90</sup> (Y <sup>90</sup> )	2	0.76
Zr <sup>95</sup> (Nb <sup>95</sup> )	20	1.6
Ru <sup>106</sup> (Rh <sup>106</sup> )	3	0.6
Ta <sup>137</sup>	7	2.6
I <sup>131</sup>	0.7	2.8
Cs <sup>137</sup>	30	2.0
Cs <sup>144</sup>	5	0.2
Ir <sup>192</sup>	6	1.4
Hg <sup>203</sup>	4	5.0
Ra <sup>226</sup>	0.1	--
(Th-est)	0.01	0.018
(U-est)	0.006 <sup>b</sup>	0.02
(U-enriquecido)	0.05	0.018
Pu <sup>239</sup>	0.04	0.016
Am <sup>241</sup>	0.05	0.016

<sup>a</sup> El valor más pequeño de MPBB dado por la DTPR

<sup>b</sup> Cantidad en el pulmón para dar 0.3 rem/semana.

<sup>c</sup> La toxicidad química requiere la detección de una admisión de 0.00025 Ci (soluble).

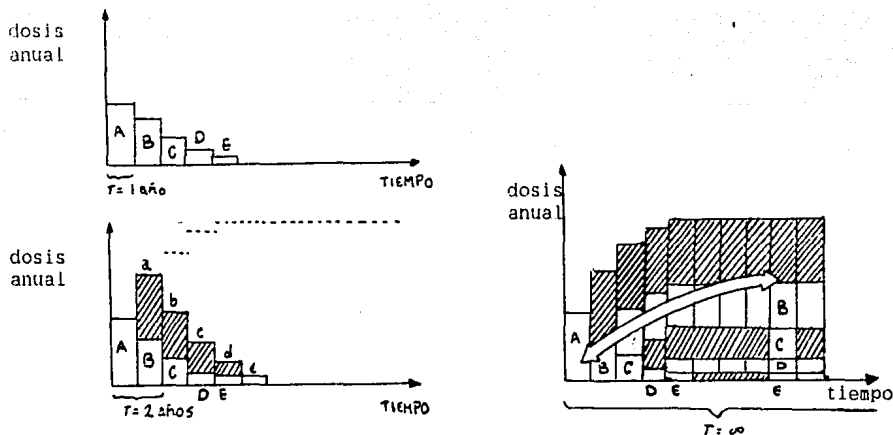


Fig. V.1.D Compromiso de dosis (a) causado por el primer año de práctica A+B+C+D+E, (b) causado por el segundo año de práctica (área rallada) A+B+C+D+E, (c) en condiciones estacionarias.

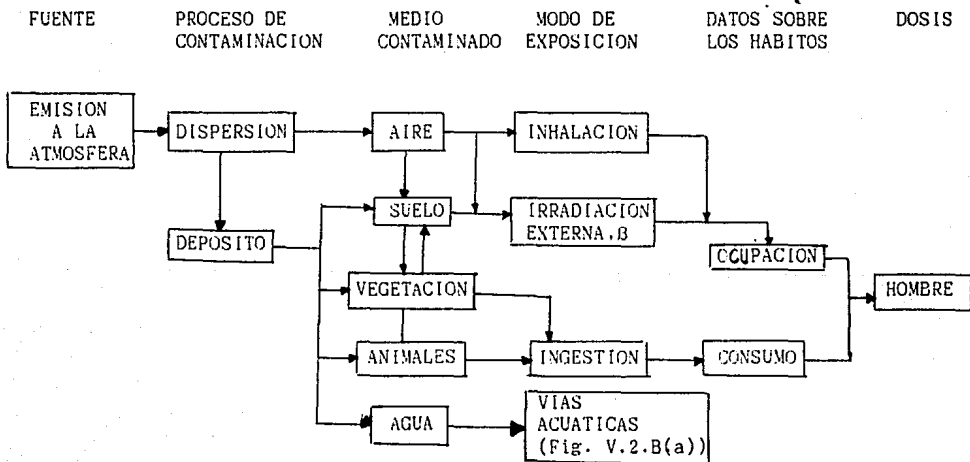


FIG. V.2.B Representación esquemática de las vías atmosféricas.

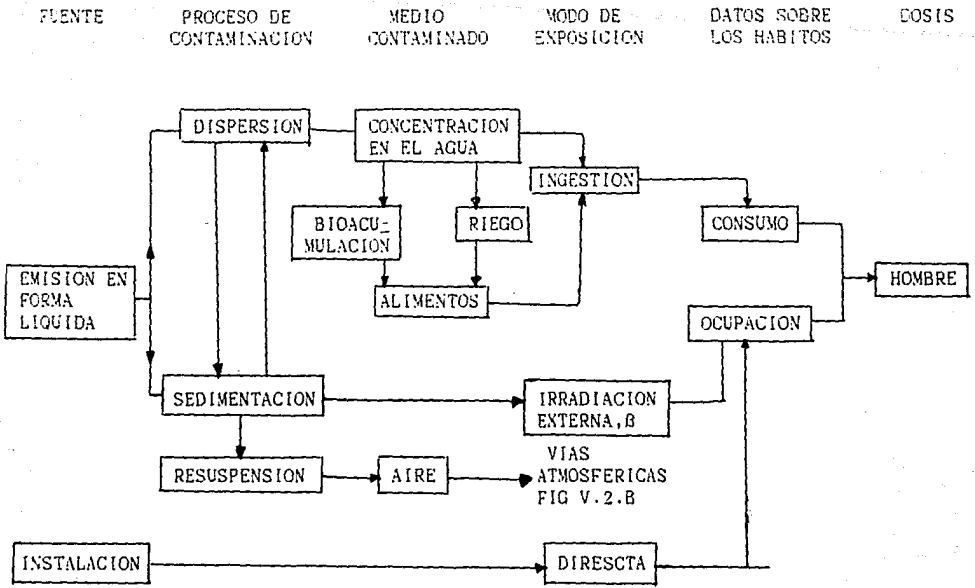
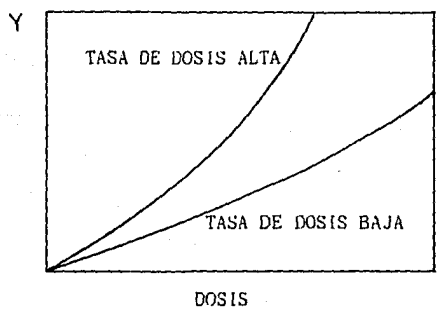


Fig V.2.B(a) Representación esquemática de las vías de exposición acuáticas y directas.



Y EFECTO FRACCIONAL

Figura V.4.B.iii Comparación de efectos fraccionales para flujos de dosis alta y baja como una función de la dosis

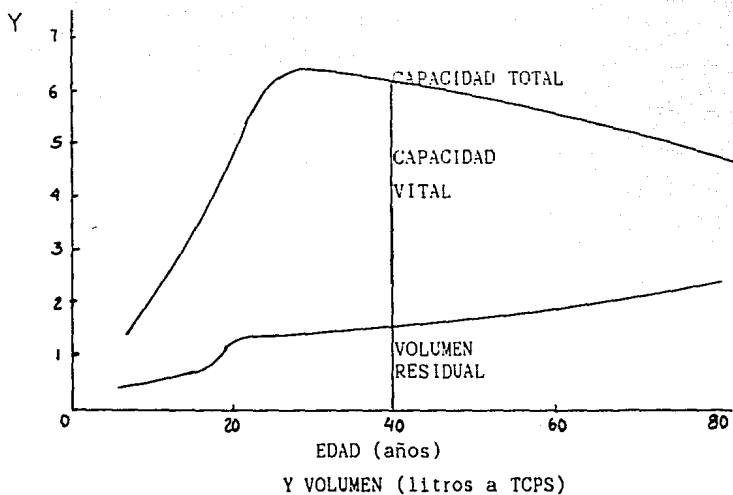


Figura V.4.B.iv Capacidad pulmonar total,

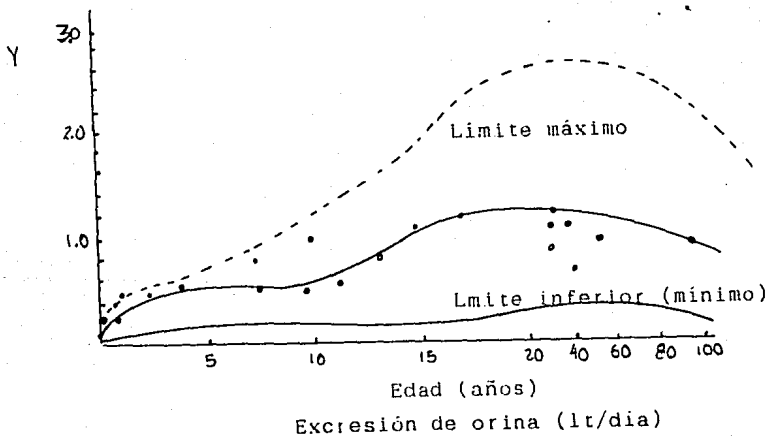


Figura V.4.B.iv(a) Excreción diaria de orina como una función de la edad

## 1) CONSIDERACIONES BASICAS

Las plantas nucleoelectricas, al igual que las plantas termoelectricas convencionales, requieren grandes cantidades de agua en sus condensadores. Todas las centrales electricas que emplean turbinas de vapor, tanto si queman combustible fosil como si son alimentadas con combustible nuclear, tienen planteado un problema mundial en cuanto al de la necesidad de evacuar el medio ambiente el calor no utilizado. El calor producido cuando se quema el combustible fosil, o en el proceso de fision nuclear que tiene lugar en un reactor nuclear, se utiliza para producir vapor a alta temperatura y alta presion, el cual acciona una turbina conectada a un generador. El vapor utilizado es condensado al salir de la turbina alimentada para ser condensada por refrigerada por una gran cantidad de agua. El calor transferido al agua de enfriamiento, inevitablemente eleva su temperatura en 5°C o hasta en 15°C bajo condiciones de operacion de potencia maxima.

## 2) EFECTOS NO RADIOLOGICOS

### A) DESCARGAS TERMICAS

Las plantas nucleoelectricas, al igual que las plantas termoelectricas convencionales, requieren grandes cantidades de agua en sus condensadores. Todas las centrales electricas que emplean turbinas de vapor, tanto si queman combustible fosil como si son alimentadas con combustible nuclear, tienen planteado un problema mundial en cuanto al de la necesidad de evacuar el medio ambiente el calor no utilizado. El calor producido cuando se quema el combustible fosil, o en el proceso de fision nuclear que tiene lugar en un reactor nuclear, se utiliza para producir vapor a alta temperatura y alta presion, el cual acciona una turbina conectada a un generador. El vapor utilizado es condensado al salir de la turbina alimentada para ser condensada por refrigerada por una gran cantidad de agua. El calor transferido al agua de enfriamiento, inevitablemente eleva su temperatura en 5°C o hasta en 15°C bajo condiciones de operacion de potencia maxima.

Los reactores nucleares que hay actualmente en el mercado operan a una eficiencia termica (30%) mas baja que la mayoria de las modernas plantas termoelectricas alimentadas con combustibles fosiles (del 37% al 47% de eficiencia termica de generacion). Por otra parte, y tambien porque las centrales electricas alimentadas con combustibles fosiles disipan aproximadamente el 10% del calor total de las calderas directamente a la atmosfera en los gases de combustion a traves de la chimenea, las plantas nucleoelectricas liberan al medio ambiente aproximadamente el 50% del calor en el agua de

El agua de lluvia es recolectada en grandes cisternas y utilizada para riego y otros usos domésticos. En algunas zonas, el agua de lluvia es recolectada en grandes cisternas y utilizada para riego y otros usos domésticos. El agua de lluvia es recolectada en grandes cisternas y utilizada para riego y otros usos domésticos. El agua de lluvia es recolectada en grandes cisternas y utilizada para riego y otros usos domésticos.

La difusión del método de evaporación del agua para refrigeración de las edificaciones se hizo por diversos consideraciones, en particular, las consideraciones económicas y biológicas. La estética, y las relaciones entre la calidad del agua y fuentes del agua de refrigeración, uno de los factores más importantes es el tipo de fuente de agua de refrigeración disponible para una central eléctrica impulsada por vapor. El uso de agua de mar o de agua de superficie de lagos y ríos hasta agua de mar de estuarios, costas, En muchos países o en partes de algunos puede no haber otra opción que usar agua de estuarios o de mar debido a que no hay grandes lagos o ríos adecuados para el abastecimiento de agua para refrigeración.

Basicamente hay tres métodos de manejo y disposición del agua caliente desechada.

- Por un sistema de enfriamiento de ciclo cerrado.
- Por un sistema de enfriamiento de ciclo variable.
- Por un sistema de enfriamiento de un solo paso.

En un sistema de ciclo cerrado, el agua refrigerante del condensador fluye del condensador a un intercambiador de calor aire-agua (ya sea un torre de enfriamiento o un lago artificial) donde perdura calor antes de ser devuelta al condensador para utilizarse de nuevo.

En los diversos países en que se elige esta opción se registra un abastecimiento inadecuado o insuficiente de agua refrigerante. Estos sistemas suponen el empleo de lagos artificiales o de estanques, o bien la explotación de torres de enfriamiento. Si bien estas soluciones que se ofrecen como alternativa pueden aliviar un tanto la situación en las plantas al verten grandes cantidades de calor residual en las aguas receptoras naturales, su empleo puede tener otros repercusiones sobre el medio ambiente así como convertirse en una carga económica. Por ejemplo, todos y cada uno de los nuevos sistemas ideados exigen un mayor consumo de agua que el que necesita un sistema de refrigeración de un solo paso. Las torres de enfriamiento incorporan e la atmósfera grandes cantidades de agua, lo cual puede ocurrir determinadas circunstancias, puede dar por resultado la formación de nieblas o bien el depósito de ácido en árboles, estructuras y líneas de transmisión de energía eléctrica, o incluso provocar nevadas. Además en las torres de enfriamiento se



El agua fría se bombea y se envía al refrigerador donde se calienta y se bombea al agua caliente. El agua caliente se bombea al agua fría y se bombea al agua fría. El agua fría se bombea y se envía al refrigerador donde se calienta y se bombea al agua caliente. El agua caliente se bombea al agua fría y se bombea al agua fría.

En las grandes centrales eléctricas con turbinas de vapor, este tipo de sistema se emplea. El agua caliente se utiliza para calentar el agua fría y se bombea al agua fría y se bombea al agua fría.

En un sistema de agua refrigerante de ciclo vertical, parte del calor del agua refrigerante del condensador se disipa en una torre o en un estanque, intermedio de enfriamiento antes de pasar ese fluido a una masa de agua natural. Algunos de estos sistemas pueden operar a cualquier régimen intermedio entre los dos extremos representados por el sistema de ciclo con agua y el de un solo paso.

Cuando el suministro de agua en las plantas nucleares, los centrales eléctricas nucleares el sistema de un solo paso, en el que el agua de refrigerante que se toma de ríos, lagos, estuarios o de aguas subterráneas de las profundidades se devuelve generalmente a la misma fuente de procedencia. El enfriamiento por agua en régimen de un solo paso es la opción más deseable, y no solo económicamente sino también con frecuencia en atención a las consideraciones ecológicas. Incluso el sistema de refrigeración de un solo paso haya de abandonarse en muchos países industrializados por diversas razones, aún hoy muchas veces así sucede en las que esta técnica de descarga del calor residual pueda utilizarse sin problemas alguno.

Hasta ahora, la mayoría de los países industrializados que tienen la ventaja de contar con ríos caudalosos han podido utilizarlos directamente para fines de refrigeración. Sin embargo, en vista de las perspectivas del continuo aumento de la demanda de electricidad, la temperatura de los ríos subirá hasta niveles inaceptables si se continuara esta práctica sin restricciones. Lo mismo se puede decir de lagos y estuarios. En gran parte el cambio que se observa en Europa y en los Estados Unidos de América, donde se requiere cada vez más de la refrigeración atmosférica, responde a consideraciones ambientales.

Por las mismas razones, también cobran importancia los sistemas costeros de refrigeración. Las centrales nucleares situadas frente a la costa podrán constituir una técnica muy atractiva de descarga del calor residual en el agua, puesto que las consecuencias ambientales serían virtualmente nulas. El emplazamiento costero ha sido ampliamente adoptado por países como el Reino Unido y Japón, en los que hay una larga línea costera cercana a poblaciones importantes. Es probable que al mejorar los sistemas de interconexión de las redes de distribución eléctrica, la refrigeración por agua de mar llegue a ser una solución preferente en áreas regionales también.

Los biólogos e ingenieros están haciendo esfuerzos conjuntos para combatir en forma las necesidades tanto de las comunidades biológicas acuáticas como de las plantas de energía al desarrollar diseños de plantas de sistemas de refrigeración para las plantas de energía. Los estudios están enfocados a las temperaturas del agua para evitar producir los parámetros de temperatura resultantes de las descargas térmicas que tengan lugar. Se capturan informaciones sobre la temperatura y el comportamiento de las descargas térmicas en el sitio.

- (a) Para evitar la recirculación de las descargas de agua caliente la cual disminuiría la eficiencia de la planta.
- (b) Para satisfacer las normas de regulación de la temperatura del agua.
- (c) Para proveer suficientes datos básicos que permitan a los biólogos y los ecólogos evaluar los efectos térmicos.

No hay duda de que la descarga de calor residual en aguas públicas puede modificar el ambiente acuático. Esta posibilidad se manifestó desde hace muchos años, y ha ejercido una marcada influencia en la elección de los emplazamientos para las plantas nucleoelectricas y de métodos de refrigeración.

La cuestión entraña en determinar si esa modificación es perceptiblemente nociva o beneficiosa; y si afecta de modo significativo al uso del agua. El conocimiento de la vida acuática presente en las aguas receptoras, unido al uso de técnicas de ingeniería concebidas con el objetivo de minimizar el impacto de la descarga del calor residual, puede crear las condiciones necesarias para que las centrales cumplan con las normas sobre la calidad del agua.

Quizá ningún otro factor ambiental afecte a la vida acuática tan profundamente como la temperatura. Las temperaturas desfavorables pueden afectar sobre la reproducción, el crecimiento y la supervivencia de las larvas y de los organismos acuáticos jóvenes y adultos que integran la biota, así como sobre todos los procesos biológicos necesarios para mantener un estado saludable del ecosistema acuático. Diversos órganos oficiales situados en distintos planes jerárquicos están elaborando o han implantado ya normas sobre la temperatura del agua que se utilizan para controlar las descargas de efluentes calientes de las centrales eléctricas que emplean turbinas de vapor, con el objeto de evitar que se produzca una mortandad catastrófica en la biota como consecuencia de una elevación significativa de la temperatura del agua o incluso la extinción completa de poblaciones acuáticas útiles o aprovechables. Cuando las descargas de agua caliente se controlan lo que principalmente interesa es vigilar los efectos de esas descargas a fin de tener la seguridad de que no surjan tendencias que exijan la adopción de medidas correctivas como consecuencia de efectos nocivos de la temperatura sobre las poblaciones, comunidades y ecosistemas de las aguas receptoras. A continuación se examinan sucintamente varios aspectos de la problemática de los efectos térmicos de los efluentes de las plantas nucleoelectricas.

En consecuencia, en el futuro, los estudios relacionados con los incrementos de la energía térmica, el cambio de nivel y desahogos de vapor de los sistemas deben ser evaluados y controlados.

## 1) EFECTOS SOBRE LOS PECES

Se ha prestado particular atención a los efectos térmicos de las temperaturas elevadas sobre las especies acuáticas, pero no tanto a los efectos, más incidentes, de las temperaturas subleales sobre el comportamiento, reproducción, interrelaciones en la red alimentaria, crecimiento y otros factores que pueden tener una repercusión importante sobre la salud de las poblaciones y comunidades acuáticas. No obstante, por razones de carácter práctico, una de las líneas iniciadas que hay que llevar a cabo al planificar una planta nucleoelectrónica es evitar los riesgos de mortandad debidos directamente a la temperatura.

Las empresas productoras de electricidad prestan gran atención a la predicción de las características físicas del penacho térmico que se forma partiendo del sistema de evacuación, a fin de evitar la retroalimentación y de observar las normas dictadas sobre la temperatura de las aguas. Estos datos sobre la temperatura permiten formarse rápidamente una idea acerca de los posibles riesgos de mortandad térmica. En algunos casos, las temperaturas del efluente sin diluir se encuentran sobradamente por debajo de la temperatura letal máxima fijada en las normas dictadas para las especies de peces de que se trate. En otros casos, el comportamiento evasivo de los peces aleja el riesgo de mortandad térmica.

Los animales y las plantas responden a las condiciones del medio ambiente en que viven, considerado en su conjunto, de una manera compleja e integrada, si bien los biólogos para mayor comodidad, consideran con frecuencia por separado los diversos factores biológicos y físicos, entre los que se encuentra la temperatura. La respuesta de los organismos marinos a la interacción de la temperatura, la salinidad y el índice de oxígeno disuelto ha puesto de manifiesto que en cualquier cambio de un factor ambiental influyen acabadamente los demás factores. Se tiene así que, por ejemplo, las temperaturas letales para una determinada especie varían con el clima, la estación, el sexo, la edad, la condición fisiológica, la química del agua y otros factores. Por esta razón, las predicciones acerca de si una determinada temperatura del agua en una ocasión será la muerte de un pez habrán de matizarse atendiendo a esos factores, a menos que se consideren temperaturas que estén por encima del punto de inicio del campo de temperaturas letales que se considera.

Muchos de los valores dados a conocer para las temperaturas letales respecto de los organismos que viven en las aguas dulces y en las mareas, se han determinados en experimentos de laboratorio. Como los peces estudiados en laboratorio no suelen estar sujetos a los efectos de otros factores ambientales, los datos obtenidos en esos estudios deben ser manejados con prudencia si se les quiere aplicar a situaciones planteadas sobre el terreno real. No obstante, a falta de datos adecuados acerca del efecto del calor, sobre los peces, si bien esos datos obtenidos en laboratorio muestran cómo toma guiso un

debe ser de planta hidroeléctrica sencilla, que desde producción de la energía opere en el punto y niveles más altos de la caldera. Por esta razón, la determinación de los efectos biológicos, de otro tipo, que las aguas calientes de estas centrales pueden causar al comportamiento de los peces en el sistema resulta de suma utilidad. La tolerancia a las altas temperaturas vitales aguas calientes está definido por separado en cada especie animal, y, sin embargo, por lo general, en las regiones de ellas cuando un emplazamiento y diseño adecuados de la central debe mantener las temperaturas de los effluents por debajo de los límites de exposición térmica a agua. ( El problema de los efectos térmicos tiende a ser menos agudo en las aguas frías que en las tropicales, debido principalmente a que la temperatura ambiental del agua difiere más de la temperatura fisiológica a las especies acuáticas. )

El comportamiento específico de los peces, observado tanto en el laboratorio como en estudios realizados en campo, constituye un importante factor que con frecuencia pasan por alto quienes se preocupan por la mortandad térmica. La ausencia general de tal mortandad de peces en las aguas crías o diversas plantas hidroeléctricas que obtiene en gran parte a la capacidad de determinadas especies de eludir con éxito las aguas letales, debe ser motivo de preocupación; ahora bien, esto no necesariamente significa que el riesgo de una mortandad térmica sea alto. El diseño adecuado de las instalaciones de descarga, y el conocimiento del comportamiento de los peces en respuesta a los gradientes de temperatura, son factores importantes que tienden a reducir al mínimo ese riesgo. No es de esperar mortandad alguna de peces, aún cuando existan pequeñas zonas de temperatura letal, si los peces no quedan sometidos a altas temperaturas por espacios prolongados de tiempo.

Del mismo modo que muchas especies de peces dan muestra de un comportamiento evasivo al enfrentarse con temperaturas letales, también tienden a congregarse en aguas que se encuentran a su temperatura preferida. Es interesante observar la existencia de una correlación positiva entre la adaptación a las condiciones térmicas o aclimatación y una temperatura preferida, en el caso de determinadas especies de peces, mientras que en otras no se produce un absoluto tal correlación. En las centrales eléctricas que emplean turbinas de vapor se ha observado con frecuencia la concentración de peces en las aguas más calientes de los canales de descarga durante la estación fría. La cuestión de si esas aguas más calientes son realmente beneficiosas para la multiplicación y la salud de las especies de peces de interés requiere investigaciones más detalladas. No obstante, sí puede afirmarse que en muchos casos esa concentración de peces radunda en beneficio de los aficionados a la pesca deportiva cada vez que aumentan los recursos pesqueros que se les ofrecen. (3)

## ii) EFECTOS SOBRE EL PLANCTON

Existen múltiples formas de evaluar los efectos de las descargas de calor residual sobre el plancton. Desde el punto de vista principalmente biológico y ecológico, los biólogos pueden preocuparse esencialmente por los mismos tipos de efectos térmicos sobre los que

Se va a estudiar el rol de los peces, así como el plancton, representando un nivel dentro de la fauna. El pez más común es principalmente un comensal como los descargos de efluentes calientes incluyendo el metabolismo, fisiología, comportamiento y reproducción. También se va a estudiar otros procesos biológicos de las especies planctónicas.

El conocimiento de la vida en esta zona de influencia de la planta de la población de los peces para una sola especie planctónica, para las helias de las bacterias que viven libremente en cualquier masa de agua. Por lo general, los trabajos de identificación y métodos avanzados revelar mucho más detalles en el caso del plancton que en los de los peces. Desde luego es obvio que el plancton es importante por sí mismo en un ecosistema, pero es que, además, los organismos planctónicos constituyen también la base alimenticia especial y de gran importancia para muchos crustáceos y peces comestibles. La importancia de la cantidad ocasionada en el plancton por una central puede ser con frecuencia difícil de evaluar atendiendo a los efectos de esa mortandad sobre la salud de la población planctónica considerada en su conjunto. Después de todo, la mortalidad por causas naturales entre gran número de larvas de peces pelágicos es superior al 99.99% (4).

### iii) EFECTOS SOBRE LOS BENTOS

Como la temperatura del efluente de una planta nucleocelétrica no es la del agua "ambiente", sino que simplemente representa por término medio una 10°C por encima de la temperatura ambiente, las aguas costeras receptoras situadas en la proximidad de la instalación de descarga no verán afectada la vida acuática. No obstante, es de esperar que se modifique la diversificación de la flora y la fauna bentónica en las proximidades de la zona sobre la que influyen las descargas del efluente caliente. Ahora bien, los conocimientos que se poseen, en particular por lo que respecta a las aguas marinas y de estuarios, son muy limitados, por lo que resulta en extremo difícil evaluar o predecir los efectos a largo plazo de esos cambios.

Los organismos bentónicos que residen en el área de influencia de las descargas de efluentes calientes son considerados, por lo general, como buenos indicadores de los efectos térmicos. Dado que los macroinvertebrados, las plantas encaladas y las macroalgas son seres fundamentalmente estacionarios y la ferozidad de los peces, cada organismo bentónico pueden quedar expuestos continuamente a la acción de las descargas de efluentes calientes. Debido en parte a esta razón, la mayoría de los estudios ecológicos que se efectúan en relación con emplazamientos de plantas nucleocelétricas incluyen el examen de muestras de los bentos tanto antes como después de entrar en operación la planta nucleocelétrica.

Es frecuente que se sugiera la posibilidad de que las descargas de efluentes calientes destruyan organismos bentónicos de importancia para la alimentación de los peces. Además, con frecuencia se da por sentado, aun cuando no se diga explícitamente, que la población de peces de interés se verá gravemente perjudicada con ello, ya que es evidente que los peces dependen de los niveles tróficos inferiores para obtener el alimento que les permite desarrollarse y reproducirse satisfactoriamente. La idea de que la disponibilidad de alimento sea

El fondo debe ser que los organismos acuáticos que habitualmente viven en las proximidades del fondo de descarga de efluentes de una planta nuclear, en algunas ocasiones, se ven afectados por la generalidad por contaminación de la zona, debido a la entrada del agua subterránea, la cual modifica las características del fondo. Es frecuente que las observaciones superficiales atribuya erróneamente esta acción al calor que se genera en las aguas, como bien, los estudios efectuados sobre los efluentes de la salida de los aguas de descarga sobre los organismos habitantes sobre el fondo, en algunos casos, los datos nucleares conforman que la referencia pérdida se produjo sobre de la contaminación del agua al agua receptora. La zona del fondo afectada por la acción de agua modificada suele ser relativamente pequeña, y no deberá tener ninguna repercusión importante sobre el medio.

Antes y después de que una planta nuclear eléctrica entre en operación, se realizó estudio detalladamente al medio en el que se sitúa, a fin de determinar los efectos que derivan de su funcionamiento. Una serie de estudios ecológicos de carácter amplio y continuo son puestos de conocimiento que la descarga de calor por las plantas nucleoelectricas puede ser clasificada y llevada a cabo sin ocasionar cambios de gran alcance en el medio ambiente, y que todos los cambios que se han podido observar hasta la fecha han quedado localizados en el punto de descarga.

Actualmente se efectúan descargas térmicas tanto en ríos como en estuarios que en modo alguno dificultan la migración de los peces al paso de las aguas a la altura de la planta nucleoelectrica de que se trata. Es más, el interés que actualmente suscita las posibilidades de la piscicultura comercial ofrece el empleo de agua caliente de las plantas nucleoelectricas, a fin de acelerar el crecimiento de los peces, es una indicación de que esas aguas calientes podrían brindar ciertas ventajas en lugar de representar únicamente inconvenientes.

En la publicación No. 102 de la serie de informes técnicos del OIEA se han revisado algunos aspectos problemáticos de los efectos térmicos de las instalaciones nucleoelectricas; a este respecto cabe recordar que iguales efectos causan las instalaciones eléctricas convencionales que desechan calor al medio ambiente.

En toda central térmica se utilizan importantes sistemas de bombas para la circulación del agua, y los organismos acuáticos pueden ser atraídos hacia los puntos de succión de esos sistemas u impulsados a chocar con ellos. Esto ocasiona daños biológicos y especialmente al mismo tiempo hay choque térmico y toxicidad química. El resultado probable es un disminución de las poblaciones de los organismos acuáticos en la proximidades de la estructura de succión. La mortalidad, disminución de los peces puede provocar enfermedades (5)

## 1.4) TORRES DE REFRIGERACIÓN:

El uso de la acción de la evaporación para enfriar el aire es un fenómeno que se ha utilizado desde tiempos antiguos. En el siglo XVIII se descubrió que el agua se evapora más rápidamente cuando el aire que la rodea está saturado de vapor de agua. Este descubrimiento permitió el desarrollo de la refrigeración por evaporación. Además de reducir la temperatura del aire, el agua que se evapora también reduce el contenido de humedad del aire que se enfría. En consecuencia, la humedad de la atmósfera se reduce y se reduce la capacidad de enfriamiento por evaporación. Este efecto se puede aprovechar para reducir la humedad de la atmósfera y para reducir la temperatura del aire que se enfría. En consecuencia, la humedad de la atmósfera se reduce y se reduce la capacidad de enfriamiento por evaporación. Este efecto se puede aprovechar para reducir la humedad de la atmósfera y para reducir la temperatura del aire que se enfría.

La humedad de los productos de las torres de refrigeración se reduce al mismo tiempo que el contenido de vapor de agua de la atmósfera de las torres eléctricas que quemar combustibles fósiles y produce concentraciones relativas de agua atmosférica. Este problema viene siendo objeto de creciente atención.

Muchas torres de refrigeración se utilizan en régimen de un solo paso para reducir la temperatura de la salida de refrigeración en circuitos abiertos. Esta disposición de las torres reduce los efectos térmicos de la descarga de calor transferido a los medios acuáticos, pero aumenta los daños físicos ocasionados por el arroyo de pequeños organismos.

Además en el circuito de refrigeración pueden proliferar organismos patógenos que se dispersan por arroyos, en el medio ambiente general. Esto puede causar preocupaciones de orden sanitario. Las torres de refrigeración de gran tamaño y en particular las de tipo natural, pueden constituir una fuente significativa de ruido en una planta nuclear. La intensa lluvia de agua que cae en la tuba recolectora en el fondo de la torre de refrigeración húmeda de tipo natural se oye a una distancia de 1,5 km. En las torres de acción mecánica, resulta difícil extinguir el ruido de los ventiladores. (4)

## B) APROVECHAMIENTO DEL CALOR RESIDUAL

El continuo crecimiento de la demanda de electricidad proporciona una oportunidad interesante de utilización del calor de desecho de proyectos beneficiosos los cuales ofrecen una opción mejor de la energía nuclear sin deterioro ambiental alguno. Los proyectos más promisorios para utilizar el calor residual son procesos biológicos y bioquímicos. El agua caliente podría acelerar el crecimiento de peces y vegetales acuáticos y terrestres.

Los experimentos realizados con el doble propósito de limitar las descargas térmicas y de aprovecharlas han dado resultados positivos. Los análisis económicos efectuados acerca del crecimiento de los vegetales en invernaderos calentados con esas descargas, en parcelas calentadas por tuberías sepultadas, han puesto de manifiesto que una instalación que origine descargas térmicas puede causar efectos ventajosos en la economía local. Esta observación se aplica a cualquier instalación que desarende calor, y se aplica en particular en el caso de las centrales nucleoelectricas y de las instalaciones de almacenamiento, debido a su gran tamaño.

debe ser controlado cuidadosamente. Los efectos de las descargas térmicas en la biota acuática, especialmente en las especies de agua dulce, pueden ser graves. Los organismos de agua dulce son más sensibles a las variaciones de temperatura que los organismos marinos. Los organismos de agua dulce son más sensibles a las variaciones de temperatura que los organismos marinos.

Las descargas térmicas que incrementan el nivel de oxígeno disuelto en el agua, pueden ser beneficiosas para el crecimiento de las algas y plantas acuáticas. Sin embargo, un exceso de oxígeno puede ser perjudicial para algunos organismos acuáticos. Las descargas térmicas también pueden afectar a los organismos acuáticos al alterar el nivel de oxígeno disuelto en el agua. Las descargas térmicas que incrementan el nivel de oxígeno disuelto en el agua, pueden ser beneficiosas para el crecimiento de las algas y plantas acuáticas. Sin embargo, un exceso de oxígeno puede ser perjudicial para algunos organismos acuáticos.

Por lo tanto, hay que replantear la idea de que todo efecto de las descargas térmicas de una planta nuclear es perjudicial. Estas descargas térmicas pueden reportar ventajas económicas a la sociedad desde el punto de vista ecológico, mejorando la producción vegetal, animal y piscícola, creando zonas de recreación y mejorando el nivel de vida de la población. Como se desprende de ciertos resultados, acelerando el crecimiento de las especies sensibles. (7)

## C) DESCARGAS QUÍMICAS

La operación normal de una planta nuclear genera grandes cantidades de descargas de ciertos productos químicos del sistema refrigerante del condensador de la turbina, del sistema de condensados radiactivos y del sistema auxiliar de condensación. El contenido químico de las descargas de esos sistemas varía de una planta a otra. Por ejemplo para reducir la acumulación de materia orgánica dentro de los condensadores se puede añadir intermitentemente cloro o algún otro producto al agua de enfriamiento. Desde el punto de vista del funcionamiento de las instalaciones se debe aplicar el cloro suficiente para controlar esas orgánicas. Desde el punto de vista ambiental, las consecuencias para el ecosistema deben reducirse al nivel mínimo que sea compatible con el funcionamiento de la central. Para definir las prácticas óptimas de cloración hay que considerar estos criterios.

Al referirse a los organismos causantes de estos efectos nocivos suele distinguirse entre la macrobiota (bacterias, hongos y algas) y la microbiota (peces, moluscos, bivalvos, crustáceos, hidrozoos, invertebrados, cordados y suproyes). El control de la macrobiota se ha centrado principalmente en el de los moluscos bivalvos, pues si éstos se controlan bien los demás organismos del grupo no crean problemas adicionales, y con los bivalvos los que más posibilidades tienen de perturbar el funcionamiento de los condensadores.

Las sustancias de sulfato y zinc pueden usarse como inhibidores de la corrosión. El ácido sulfúrico puede ser usado para ajustar la alcalinidad del agua de enfriamiento descalcificante y los descalcificadores pueden ser regenerados periódicamente con ácido sulfúrico e hidróxido de sodio. Los regenerantes deben ser neutralizados antes de su descarga. Las medidas preventivas de



siguiente de ser utilizado para la conversión al nivel de combustible. El ciclo de combustible puede ser utilizado para producir energía eléctrica y para producir el combustible para el ciclo de conversión. Los reactores nucleares de agua ligera (LWR) pueden producir energía eléctrica y producir el combustible para el ciclo de conversión. Los reactores nucleares de agua pesada (DWR) pueden producir energía eléctrica y producir el combustible para el ciclo de conversión.

Las características de los ciclos de combustible de agua ligera y de agua pesada se describen en las secciones siguientes y se describen en las secciones siguientes. Las características de los ciclos de combustible de agua ligera y de agua pesada se describen en las secciones siguientes y se describen en las secciones siguientes.

El flujo de combustible en el ciclo del combustible durante la producción de combustible de uranio (LWR) y se describe como siguiente: transportado por el río en varias etapas siguientes del ciclo del combustible. El flujo de combustible es una fuente importante de desechos en comparación con las otras industrias de importancia y la gestión local cubre la capacidad de recuperación en adelante en el medio ambiente.

Los líquidos de los procesos de fabricación de agua empleadas en el tratamiento del uranio contienen ácidos sulfúricos y otros productos químicos. Normalmente se neutralizan con cal y se envían a un estanco de coque a partir del cual se puede reciclar el líquido. Los efluentes líquidos de la conversión del LWR, del enriquecimiento en uranio, de la fabricación de elementos combustibles y de la recuperación de combustible pueden contener sulfatos, fluoruros, cloruros, sodio, potasio, amoníaco y hierro. Estas sustancias se utilizan para los niveles necesarios para garantizar la calidad del agua. (B)

## D) AFECTACION DE RECURSOS

### i) TERRENO

Las requerimientos de terreno para plantas nucleoelectrificadas pueden variar de una planta a otra. Los valores promedio de las necesidades de terreno se estiman en el rango de 40 a 40 hectáreas por unidad. Un problema de gran alcance, derivado del uso del suelo surge de la necesidad de controlar los patrones de población cerca de las grandes plantas nucleoelectrificadas.

En las estimaciones de impacto ambiental debe darse alguna tolerancia por las tendencias poblacionales a largo plazo, tomando en cuenta que la disponibilidad de grandes cantidades de electricidad y de calor residual pueden atraer industria adicional con sus respectivos empleos a la vicinity del sitio de la planta nucleoelectrificada.

Para las instalaciones del ciclo de combustible el mayor impacto ambiental en términos de uso del suelo deriva de la extracción y la utilización del uranio. En las minas a cielo abierto, un tercio del terreno es removido temporalmente mientras los usos temporales remanentes permanecen igual. Para un reactor de agua ligera (LWR) de 1000 MWe con un ciclo de combustible de uranio solo paso, aproximadamente se afectarían 14 hectáreas de terreno de manera temporal y 1.5 hectáreas de manera permanente por año.

Las necesidades de agua de las plantas de energía ya sean fósiles o nucleares, dependen de las necesidades de agua en cada una de las etapas de la producción de energía, desde el reactor de potencia hasta el sistema de transmisión y los transformadores y líneas asociadas. El título de la cooperación y los fondos que para una central de 1000 MW se destinaron en el año 1970 para el sistema de refrigeración, por ejemplo, para el reactor de potencia, fueron de \$1.5 millones.

## ii) NECESIDADES DE AGUA Y EFECTOS SOBRE LA CALIDAD DEL AGUA

En el ciclo del combustible nuclear el agua es utilizada como refrigerante, también para ciertos procesos. El mayor gasto corresponde al empleo del agua como refrigerante en la planta nucleoelectrónica, entre las demás etapas del ciclo del combustible utilizan menos del 4% del volumen de agua de refrigeración empleado en la planta. La demanda de agua dulce aumenta en el mundo entero, y la agricultura necesita enormes cantidades de agua. La cuenca de un río sin suscuas proporciones varias miles de millones de metros cúbicos de agua para riego agrícola. La calidad de este agua es vital si se quiere mantener los rendimientos de los cultivos. Si bien la adición de calor al agua de riego puede ser ventajosa, los efectos de las compuestas químicas procedentes del tratamiento de afluentes o de los circuitos de refrigeración (olor, biocidas, etc.) han de regularse con todo rigor, sobre todo en el caso de ríos poco caudalosos, porque la sensibilidad de los vegetales a cualquier suceso de carga salina puede afectar a los rendimientos de modo desproporcionado, quizá de manera fatal para ellos, posiblemente, de un modo desfavorable.

Para las instalaciones de procesamiento (conversión, enriquecimiento, fabricación de combustible o reprocesamiento) el desperdicio es manejado en las instalaciones. El uso del suelo para el acondicionamiento de desechos sería insignificante comparado con el uso del suelo de la actividad relativa al proceso.(10)

## E) IMPACTO SOCIAL

El impacto estético de las plantas de energía, ya sean fósiles o nucleares, y de las líneas de transmisión y los transformadores y líneas asociadas varía ampliamente en la impresión visual que provocan. Dependiendo del punto de vista, su aparición puede ser juzgada como armoniosa con los alrededores o como una distorsión del paisaje antes bello.

Otros impactos sociales mayores asociados con el manejo de desechos y operaciones de minería y explotación, son las ofertas de trabajo en áreas vacías. Las grandes minas a cielo abierto pueden tener algún beneficio social después de su cierre, como grandes cuerpos de agua para la recreación o para el soporte de la flora y la fauna en un clima árido. (11)

## 7) EFECTOS RADIOLOGICOS

Los efectos ambientales de la industria nucleoelectrica son generalmente de naturaleza fisica, y afectan de la industria tales como instalaciones con combustibles fósiles. Sin embargo, la producción de electricidad en la industria nucleoelectrica, y de los desechos radiactivos, que afectan a la biosfera, especialmente sobre la salud humana. Debido a este presupuesto, se han establecido los límites de dosis y se han implementado medidas de protección.

Aunque con las características del "trabajo" de eficiencia y ahorro de diseños radioactivos se procura contener en la medida los materiales radiactivos, puede ser inevitable el funcionamiento normal de las instalaciones, pequeñas cantidades de estos materiales pasan al medio ambiente con el consiguiente impacto radiológico para la población en general y sobre consecuencia radiológica para el medio ambiente. También puede haber escapes por accidentes. Estas consecuencias pueden ser los efectos nocivos para la salud que debe mitigar a partir de la información disponible sobre los desechos de radiactividad en el medio ambiente, sus vías hasta el ser humano, y la consiguiente exposición de éste a las radiaciones utilizando la jerarquía de dosis y las factos de riesgo de irradiación.

Para evaluar los reconstrucciones ambientales y a la salud de la nucleoelectricidad, se comienza por considerar los términos fuente (cantidad de la descarga (tipos, cantidades y formas físicas de los radionucleidos descargados)), tras considerar luego la dispersión ambiental de los radionucleidos, la transferencia de estos al ser humano, así como los valores consiguientes de dosis equivalentes efectiva a los individuos de la población en general, y dosis equivalentes efectivas colectivas a grupos específicos de la población, y a ésta en general, se desea finalmente a estimar los deterioros y las probabilidades de que se produzcan efectos para la salud, tales como fallecimientos por cáncer y daños genéticos. Cuando las dosis que reciben los individuos son pequeñas, se supone que la relación entre el momento de dosis equivalente efectiva colectiva y los efectos a la salud es lineal.

El momento de dosis equivalente efectiva colectiva a la población mundial, evaluado por el Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas consta de tres componentes, que corresponden a las personas expuestas por razones profesionales, a la población local, y a la población regional a una zona de miles de kilómetros de la fuente; y a la población mundial mundialmente. Se considera por separado cada fase del ciclo del combustible nuclear, y se obtienen los tipos de eficientes radiactivos ocasionados por cada una de estas fases. (12)

### A) VIAS DE EXPOSICION

Durante las operaciones normales, en cada fase del ciclo del combustible nuclear se procura tratar los eficientes de modo tal que solo se descargan al medio ambiente pequeñas cantidades de radionucleidos. La mayoría de estos eficientes plantea problemas de

forma local, debido a las grandes variaciones de la temperatura y de las bajas velocidades en el medio. En cambio algunas radionuclidas que se acumulan en el HT y en la cadena alimentaria, pueden llegar a distribuirse por las áreas regionales, en el momento de ser liberadas al medio, a consecuencia de fenómenos como una rápida dispersión en el agua o al viento.

El material radiactivo depositado en la biosfera es absorbido por el viento y dispersado por otra vía se produce la mezcla que genera normalmente en la biosfera. Si disminuyen las actividades en el medio es que sería el viento, las actividades de la biosfera local en general sufren a veces irradiación interna con los radionuclidos de inhalación y se incorporan al organismo a partir de irradiación externa, por ejemplo las radiaciones beta y gamma del yodo. En los materiales radiactivos sojan al pasado se originan nuevas formas que conducen a la contaminación de los individuos expuestos. Los tres efectos principales son la irradiación externa ocasionada por la deposición sobre el material depositado sobre el suelo y la inhalación del material resuspendido y la ingestión de alimentos por los seres humanos.

Los materiales radiactivos descargados en el medio acuático se diluyen y se dispersan con el movimiento del agua, pero pueden ser absorbidos por los organismos. Los niveles de radiactividad resultantes en la vida acuática pueden originar para el ser humano, tanto irradiación externa como interna, mediante el consumo de aguas potables y por acumulación en el agua dulce y en los alimentos marinos. También las prácticas de riego facilitan la penetración de la actividad en el medio terrestre resultando como un efecto final la irradiación de los seres humanos. En cuanto a los radionuclidos que se concentran en los sedimentos, el efecto más grave se registra si los sedimentos se distribuyen en tierras labrantías ya que puede llegar a ocurrir que la carga alimenticia sobre sea importante que la exposición externa. Los radionuclidos descargados deberán por transferirse al mar pasando por los estuarios la dispersión inicial de los radionuclidos en el mar suele quedar determinada por características locales, de las cuales las más importantes son las corrientes provocadas por las mareas, y la sedimentación. Otro efecto de las descargas en el medio acuático es la concentración de la radiactividad en los alimentos radiactivos al recorrer la cadena alimenticia. (17)

## B) MODELOS DE EFECTOS AMBIENTALES

El movimiento de los radionuclidos a partir de la fuente puede describirse matemáticamente mediante modelos ambientales. Estos modelos representan diferentes grados de complejidad, y con frecuencia se usan modelos de compartimientos en los que las tasas de transferencia de la radiactividad de unos compartimientos a otros se especifican mediante constantes o mediante funciones temporales y horarias, el empleo de los modelos de compartimientos implica considerable simplificación de los procesos de transferencia que se producen realmente. Esto, espero, no les quite utilidad en el presente contexto, siempre que se alijan con soltura las funciones que especifican las tasas de transferencia. Con estos procedimientos,

condición posible de ser la concentración de radiocactividad del medio y también las condiciones ambientales que las favorezcan. Se le atribuye a la acción de estos factores y a la influencia de la población, en función del tiempo las siguientes acciones: migración y movimiento de materiales contaminados. El establecimiento de los procedimientos en el caso de una emergencia mediante un modelo de simulación, que permita el cumplimiento de las acciones de transformación para obtener los valores necesarios.

En caso de descarga continua a un tasa constante, y siempre que las condiciones ambientales que rigen los procesos de transformación permanezcan relativamente constantes en el tiempo, se puedan ser caracterizados adecuadamente mediante parámetros medios, puede establecerse que los modelos de balance de transformación cubren la condición de estado estable. Así puede ocurrir en el caso de las descargas ordinarias continuas, en las que, para los radionucleidos de periodo relativamente corto cada período del momento de que son constantes las relaciones entre la tasa de descarga y la concentración de los radionucleidos en el medio, ya que el estado estable puede alcanzarse rápidamente. En principio, la evaluación de las dosis correspondientes a estas descargas crónicas, o al cumplimiento de dosis correspondiente a una práctica dada, pueden hallarse utilizando un modelo independiente del tiempo. Estos modelos suelen recibir el nombre de modelo de equilibrio o también debido a que en este caso los factores de transformación son razones de concentración, el de los modelos de concentración.(14)

## C) EFECTOS DE LAS ETAPAS DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE

### i) EXTRACCION DEL MINERAL

Los efectos radiológicos de la extracción del uranio son debidos a la exposición al radón y sus productos derivados los cuales emanan de las vetas de uranio. Después de la inhalación del radón y sus productos derivados, los tejidos del pulmón y del aparato respiratorio son irradiados con partículas  $\alpha$ .

Los radionucleidos en la mina incluyen el uranio principalmente el U-238, y sus descendientes, tales como el torio-230 y el radio-226. La desintegración radiactiva del radio-226 produce el radón (Rn-222), que es un gas inerte. Los efluentes radiactivos generados de las vetas subterráneas, están compuestos casi íntegramente por por Rn-222 en el aire de ventilación, que se descarga en grandes cantidades. Se cree que las emisiones de partículas son mucho menos importantes. En la pila de coque, la presencia del torio-230, que se desintegra con un periodo de 5700 años, representa una fuente duradera de emisión del radón. Si no se cubre, la pila de coque continuará descargando radón en el ambiente.(15)

### ii) TRATAMIENTO DEL MINERAL

Las operaciones de molienda conlleva la liberación de polvo que contiene uranio y productos descendientes así como radón y sus productos descendientes. El radón se libera en los respiraderos de

Los niveles de contaminación por los contaminantes generados por el sistema de refrigeración de los reactores y por los sistemas de ventilación del combustible ventilado de la población en la mayoría del radio de 50 km al rededor de la planta y en menor medida en las zonas adyacentes. Toda el 14 o más años de operación de las instalaciones de desechos contienen Radio-226, Radio-232, Uranio y plutonio cantidades de radio y otros productos de descomposición. (16)

### (iii) CONVERSION DEL URANIO

Las actividades radiológicas de estas operaciones ocurren al girar de las liberaciones de isótopos de uranio y otros radionúclidos al ambiente. La elaboración del uranio entraña la producción del hexafluoruro y, a menudo, el enriquecimiento en Uranio-235. Luego el hexafluoruro se convierte en óxido de uranio metálico y se fabrican con él elementos de combustible. Las emisiones de radionúclidos originadas por los procesos de conversión, enriquecimiento, y fabricación de los elementos de combustible son poco importantes. Puede ocurrir que, debido a los efluentes descargados en el aire o a los efluentes líquidos, se emitan pequeñas cantidades de radionúclidos tales como Uranio-238, Uranio-234, Torio-234, Torio-230 y Radio-226. Probablemente en lo que a procesos de conversión y de fabricación de elementos de combustible se refiere, las descargas por vía atmosférica ocasiona el más alto grado de exposición de la población que las acuáticas. (17)

### (iv) OPERACION DE PLANTAS NUCLEOELECTRICAS

Durante la operación de una planta nucleoelectrónica se forman radionúclidos por la fisión del combustible nuclear y por la activación neutrálica de los materiales estructurales. Los productos de corrosión e impurezas en el refrigerante del reactor. La mayoría de los productos permanece en los elementos de combustible, pero una fracción puede escapar en el refrigerante. La mayoría de los isótopos radiactivos liberados en el refrigerante son removidos por sistemas de tratamiento gaseosos o líquidos. Sin embargo, parte del material radiactivo puede ser eventualmente liberado al ambiente.

Las cantidades de los diversos tipos de materiales radiactivos emitidos por los reactores dependen en cada caso del diseño y de la planta de tratamiento de desechos que se instale. Los radionúclidos descargados en la atmósfera ambiental comprenden gases nobles de fisión, gases de activación, tritio, halógenos y partículas. Los radionúclidos descargados en el ambiente acuático comprenden tritio, productos de fisión y productos de activación de corrosión.

En el proceso de fisión se forman varias isotopos radiactivos de los gases nubles kriptón y xenón. La mayoría de ellos tiene períodos brevísimos (de unos segundos a unos minutos) y se desintegran antes de que se descargen los efluentes gaseosos. Los gases de activación que suelen producirse en los reactores refrigerados por gas son el Carbono-14, el Nitrógeno-14, el Azufre-35 y el Argón-41. El tritio procede de la fisión primaria en el combustible nuclear y de la reacción neutrálica con el litio y el boro que se utilizan para controlar la actividad.

De los gases liberados, el hidrógeno ( $H_2$ ) y el yodo ( $I_2$ ) durante la operación del reactor, se liberan instantáneamente al momento de iniciarse el arranque, liberándose y radiando en forma de partículas liberadas y la tritofina y el agua de los gases se convierten durante el proceso de liberación en gases radiactivos. Los gases de larga vida, El plutonio, el Cesario-137 y el yodo-131 son radiológicamente significativos por su actividad, pero su liberación esencialmente no reactiva con el medio ambiente. Debido a la larga vida media del Cesario-137 y las radiaciones liberadas en forma de partículas y la exposición a la radiación resultante de su liberación en el ambiente se considerablemente mayor que la de gases nobles y tritio. Varios radiocidos, particularmente Iodo-129 y Iodo-131 son radiológicamente significativos en el ambiente local. El Iodo-129 también es globalmente significativo. Los gases nobles, el cesio en forma de vapor de agua radiada, el Carbono-14 y el yodo, entre los al ambiente como efluentes suspendidos en aire. Los aerosoles que contienen productos de fisión y conversión en otros los productos de radiación de gases nobles pueden ser liberados también como efluentes suspendidos en aire.

El riesgo a la salud humana que surge de la generación nuclear eléctrica es dueo principalmente a la exposición ocupacional de los trabajadores de la planta a las rayas gamma de los productos de fisión y activación. La exposición a la población en general surge de la descarga de radiocidos al ambiente. Los radiocidos descargados al ambiente como partículas suspendidas en aire o efluentes líquidos durante la operación del reactor, pasan por una serie de complejos procesos biológicos, químicos y físicos antes de que alcanzar al hombre. Tales procesos dependen de la localización del reactor, de las condiciones meteorológicas y de las diferentes trayectorias de exposición. Los radiocidos descargados en efluentes líquidos pueden resultar en dosis al hombre a través de las trayectorias de ingestión de agua o consumo de pescado. Una porción de la población puede ser expuesta también en las riberas de cuerpos de agua contaminados por la radiación externa de los sedimentos radiocidos.

Las magnitudes estimadas para el compromiso de dosis equivalente efectiva colectiva a la población en general correspondiente a los diversos radiocidos se presentan en la tabla VI.3.C.iv.).(13)

#### v) REPROCESAMIENTO DEL COMBUSTIBLE

Los elementos de combustibles irradiados que se retiran del reactor se disuelven suspendidos en agua y se dejan hasta que el isótopo de periodo corto  $^{235}Pu$  haya quedado reducido por desintegración, a cantidades insignificantes. Cuando se opta por reciclar el combustible, los elementos no combustibles irradiados se recubren para recuperar uranio y plutonio que se utilizan en los reactores de fisión.

Esencialmente, todos los gases radiactivos de fisión son atrapados químicamente y físicamente por el recubrimiento de Zirconio en la propia matriz del combustible. Estos gases son liberados en las primeras etapas de reprocesamiento, usualmente durante la separación de los elementos de combustible a la disolución del combustible. Los desechos gaseosos contienen Tritio-3, Iodo-129, yodo de

Para la población en su general, el comportamiento de estas sustancias resulta inapropiadamente a las dosis de efluentes se muestra en la tabla N° 7 (Anexo 117).

## vi) DESHECHOS RADIACTIVOS

Los desechos radiactivos acumulados ya sea como líquidos, sólidos o gases presentan niveles de radiación variables. La mayoría de los desperdicios surge en la parte inicial del ciclo del combustible nuclear (extracción o molinaje) mientras los desechos más radiactivos se generan en la parte final del ciclo del combustible nuclear (que incluye el funcionamiento del reactor y el procesamiento del combustible gastado en el caso de la opción de reciclamiento).

Los desechos radiactivos están clasificados en desechos de bajo nivel, de nivel intermedio y de alto nivel; algunos están contaminados con elementos transuránicos.

Desde el punto de vista radiológico, el objetivo fundamental de los diferentes sistemas de manejo de desechos radiactivos es prevenir la descarga de cantidades inaceptables de radionúclidos en los desechos del ciclo del combustible nuclear al ámbito de los humanos. Las prácticas de deposición de desechos nucleares generalmente siguen principios fundamentales recomendados por la Comisión Internacional de Protección Radiológica en su publicación ICRP-26. Todas las exposiciones deben ser mantenidas tan bajo como sea razonablemente posible teniendo en cuenta los factores económicos y sociales y debe procurarse no exceder los límites apropiados. Además, es generalmente aceptado, que la exposición a la radiación para las futuras generaciones no debe ser mayor a la aceptada para las presentes generaciones. En concordancia con los principios anteriores, las prácticas seguidas en el manejo y depósito de desechos radiactivos permiten a algunos componentes entrar al ámbito humano. Así, los efluentes líquidos y gaseosos liberados rutinariamente de las instalaciones de energía nuclear contienen cantidades controladas muy pequeñas de radionúclidos. En el depósito subterráneo de los desechos que contienen radionúclidos residuales, se considera que algunos radionúclidos eventualmente entrarán al ambiente humano pero con una demora de tiempo y una dilución suficientes. De este modo sus concentraciones serán insignificantes en cualquier punto de emisión potencial por humanos. Sobre estas bases, el depósito de desperdicios con un control apropiado en sitios adecuados resulta en exposiciones no significativas para el público. (26)

## vii) CLAUSURA DE PLANTAS NUCLEOELÉCTRICAS

La clausura de una planta nucleoelectrónica puede ser definida como las medidas tomadas al fin de la vida útil de la instalación para asegurar una continuación continua al público de la radiactividad



Los métodos de transporte radiactivo de la FIG. VI.2.H.1. cubren el período de vida del combustible nuclear que comprende el tiempo de espera, el tiempo de transporte, el tiempo de almacenamiento y el tiempo de disposición final. El tiempo de espera se refiere al período de tiempo que transcurre desde la salida del reactor hasta el momento en que el combustible es retirado del reactor. El tiempo de transporte se refiere al tiempo que transcurre desde el momento en que el combustible es retirado del reactor hasta el momento en que es recibido en el lugar de destino. El tiempo de almacenamiento se refiere al tiempo que transcurre desde el momento en que el combustible es retirado del reactor hasta el momento en que es dispuesto finalmente. El tiempo de disposición final se refiere al tiempo que transcurre desde el momento en que el combustible es retirado del reactor hasta el momento en que es finalmente eliminado del medio ambiente. Cada uno de estos métodos de almacenamiento requiere ciertos y específicos requisitos de seguridad, que puede verse de algunos ANNs e IAEA.(11)

Según el estudio efectuado por el programa en las naciones unidas para el medio ambiente (UNEP), los valores estimados del compromiso de dosis colectiva a la población en general son insignificantes en el caso de cierre de una planta nuclear, y de 0.2 Sv/año por GW(e) en el caso de la closure de una planta de reemplazamiento de combustible.(12)

#### VIII: TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS

En el transporte de materiales radiactivos las cantidades reales involucradas son muy pequeñas en comparación con los requerimientos de transporte de las estaciones alimentadas con carbón, lo cual evita una gran incógnita adicional sobre las estimaciones. Solo la radiactividad causa inquietud en las plantas nucleoelectricas. Los materiales radiactivos que surgen del ciclo del combustible nuclear son transportados principalmente en camión y almacenamiento por barco o avión para ser movidos al medio de transporte en unos contenedores que han demostrado tener una resistencia insuperable lo cual garantiza un confinamiento absoluto.(13)

#### (X) EXPOSICIONES Y DETRIMENTOS TOTALES CAUSADOS POR LA NUCLEO-ELECTRICIDAD

Los detrimentos resultantes de la industria nucleoelectrica son una pequeña fracción del detrimento total que sufre la población mundial por la exposición a la radiación natural y otras fuentes de radiación como se muestra en la tabla VI.2.H.1). Una comparación con los detrimentos ocasionados por otras tecnologías energeticas conocidas muestra que la energía nucleoelectrica es menos nociva a la sociedad en su operación normal. La FIG.VI.3.C.1.(1) ilustra esta cuestión.

Las contribuciones más importantes a los detrimentos causados por la energía nucleoelectrica provienen de los reactores y de las plantas de reemplazamiento de combustible.

La importancia del compromiso de dosis equivalente efectiva resultante de las actividades de la industria nucleoelectrica puede explicarse de varias maneras a saber:

El número hipotético de fallecimientos por cancer correspondiente a un 1% de funcionamiento de la industria nucleoelectrica al nivel de 1981 ( 57,3 GW(e)2a) se estima totaliza entre 30 y 100 distribuidos entre los próximos 10000 años con frecuencia decreciente. En comparación, la tasa mundial de fallecimientos por cancer natural es de unos 5000000 al año, según estadísticas de la OMS.

El incremento del nivel equivalente de efecto es colectiva total, expuesto. Hoy día, el nivel equivalente de exposición colectiva también por las veladas por exposiciones accidentales de radiación con otras fuentes de exposición a las radiaciones. En el caso (IV.C.1.1.) se a priori, las exposiciones de radiación equivalentes colectivas de la industria nuclear en el mundo, en el año 1970, son aproximadamente igual a los niveles de radiación que un año de funcionamiento de la industria nuclear eléctrica en el de 1970, que es una exposición colectiva y aplica a una tasa variable durante los próximos 10000 años que corresponden a una dosis de radiación natural de fondo. Con la cooperación, se puede de anticipar que con los aumentos de las radiaciones nucleares en la atmósfera y el nivel de las radiaciones con fines de diagnóstico.

Otra forma de presentar la exposición a las radiaciones colectivas por la producción nucleoelectrónica comparada, en la debida perspectiva, con otras fuentes de radiación, consiste en medir la dosis equivalente efectiva anual por cápita imputable a diversas fuentes. La figura VI.C.1.1.) señala la evolución registrada de la dosis anual expresada también conforme a su equivalencia en número de días de exposición a las fuentes naturales. Fuera apreciable que la aportación de la producción nucleoelectrónica es inferior en varios órdenes de magnitud a las de las otras fuentes.

Del mismo modo, la tendencia en el futuro de las dosis anuales por cápita puede estimarse partiendo de supuestos sobre el crecimiento de la industria nucleoelectrónica y sobre la tasa de descarga de radioisótopos importantes. La tabla VI.C.1.1.) presenta una de estas estimaciones, según la que inclina en el supuesto de un uso continuado, y de crecimiento sostenido durante varios siglos de la energía nucleoelectrónica, la dosis equivalente efectiva anual seguirá siendo pequeña. Esta estimación se basa en la experiencia adquirida hasta la fecha y no tiene en cuenta los posibles perfeccionamientos futuros de las prácticas de gestión de desechos. (22)

## D) REGLAMENTACION DE EFECTOS AMBIENTALES

En los E.U.A., el consejo federal de radiación (C.F.R.) tiene la responsabilidad de recomendar los niveles de máxima exposición para la exposición laboral y la exposición general. La comisión de energía atómica (C.E.A.) tiene la responsabilidad de regular y vigilar la emisión de radioisótopos de las plantas nucleoelectrificadas para que cumpla con las recomendaciones del consejo federal de radiación. El límite establecido por ambos organismos para la exposición del público en general en los límites de la planta es de 500 mrem/año.

Para las exposiciones del público en general, lejos del lugar de la planta se establece que la exposición máxima será de 170 mrem para las fuentes artificiales y naturales de radiación.

Elaborado, 1967, con el patrocinio de la OIEA. Se trata de una publicación de la OIEA que se puede obtener en la Oficina Internacional de Energía a través de las publicaciones de la OIEA en Ginebra. La publicación se puede obtener en español en la Oficina Internacional de Energía a través de la OIEA en Ginebra. La publicación se puede obtener en español en la Oficina Internacional de Energía a través de la OIEA en Ginebra. La publicación se puede obtener en español en la Oficina Internacional de Energía a través de la OIEA en Ginebra.

Las normas de diseño para operación normal, incluyen la posibilidad de una falla al 1% del combustible, esta operación en condición de falla. La consecuencia de una condición de falla resulta en una exposición al público de 0.02 a 0.1 mrem/año. Por la experiencia previa, puede asumirse que la exposición esperada será aún mucho menor (0.002 mrem/año).

Por lo tanto, pueden operar más de 1000 grandes reactores nucleares en la misma zona a una condición de un 1% del combustible en condición de operación sin que se llegara a exceder la exposición recomendada por el ICRP (104).

## 5) EXPOSICIONES AMBIENTALES

Es importante analizar el caso de formación de radioisótopos en la laguna de enfriamiento de agua. Considerando un reactor de agua a presión de 1000 MWt que opere conjuntamente con una laguna de enfriamiento de 2000 litros teniendo un flujo cúbico de un volumen igual al de la laguna cada 2 meses, una persona que corriera pasado de esa laguna diariamente recibiría una dosis anual de 0.001 mrem; además un bebiera agua de esa fuente, su exposición ambiental adicional sería de 0.12 mrem/año.

En el caso de una planta nucleoelectrónica grande, localizada en la zona donde esas bajas niveles de radiactividad son descargados en aguas saladas, la exposición del público en general sería aún mas bajo ya que esas aguas no son potables. Por ello la exposición calculada asciende a 0.0001 mrem/año para las plantas nucleoelectrificadas ubicadas en las litorales.

Comparados con los niveles de radiación natural de fondo, 100 a 200 mrem/año y las exposiciones típicas de 50 mrem/año, las exposiciones derivadas de las plantas nucleoelectrificadas resultan realmente insignificantes.

Los reactores de agua ligeros liberan pequeñas cantidades de radioisótopos al ambiente durante la operación normal de la planta. La dilución, distribución y reconcentración posibles de los radioisótopos en el ambiente han sido estudiados para el caso de sistemas fluviales, lagunas de enfriamiento y sitios costeros y se ha encontrado que las emisiones están muy por debajo de las normas internacionales y no representan un problema para la salud pública ni para los ecosistemas naturales.

La descarga de agua caliente en sistemas naturales de agua dulce no ha desarrollado ningún problema serio, pero el continuo incremento de la producción de electricidad puede causar desajustes ambientales. Existen en algunas áreas, 3 tipos de un detallado examen de los factores físicos, químicos y biológicos integrados en un análisis total del sistema, puede hacerse una evaluación del impacto de

los desahogues de calor en todo caso. Asimismo, de lo contrario, para poder disminuir la radiación térmica, se debe disminuir la temperatura de irradiación de calor de manera que, por su agua, sea suficiente significativamente al equilibrio natural.

Los procesos sobre la utilización de las desahogues de calor en la radiación y en la radiación térmica, beneficiosa adicional de la radiación térmica. (25)

#### 4) EFECTOS A LA SALUD

##### A) PRINCIPIOS BASICOS

La radiación nuclear produce efectos en todo tipo de materia sobre la que incide. Por radiación nuclear se quiere decir electrones, protones, neutrones y cualquier otro tipo de partículas cargadas o neutras, o fotones emitidos como resultado de las reacciones nucleares. Este tipo de cambios a nivel molecular pueden afectar las propiedades nucleares, o bien, como en el caso de los sistemas biológicos, el funcionamiento de este tipo de materia.

En el campo de los efectos de la radiación, la principal preocupación, por mucho, está dirigida hacia el ser humano, considerado como objeto receptor de radiación. No se intentará seguir la serie de eventos microscópicos, empezando por una o muchas ionizaciones en el tejido de un individuo y terminando con un diagnóstico de cáncer o algún otro defecto en ese individuo. Por una parte, los detalles de un mecanismo tal no se conocen hasta ahora. Por otra parte, la información que sí se conoce se encuentra fuera del alcance de este estudio.

Casi todos los efectos de la radiación resultan de ionización secundaria por el electrón y el radical libre de la célula original. Grandes cantidades de radiación destruyen muchas células y puede dañarse una gran cantidad de tejido.

Los efectos de la radiación sobre el cuerpo son fuertemente dependientes de la naturaleza de la exposición. Una exposición aguda es una gran cantidad de dosis recibida sobre un periodo corto de tiempo. Por ejemplo, la radiación absorbida debida a un accidente puede ser aguda. Exposición crónica significa dosis relativamente bajas recibidas durante un largo periodo de tiempo, tal como la experimentada normalmente en el manejo diario de radiactividad. En general una exposición crónica es menos seria que una exposición aguda porque el cuerpo puede continuamente reparar los daños.

##### B) EXPOSICION Y DAÑO BIOLÓGICO

Se ha tratado el tema referente a cómo la radiación recibida puede medirse o calcularse, de modo que se correlacione con el daño producido a organismos vivos. La pregunta lógica siguiente sería: Cuál es el daño que se produce en un ser humano al recibir una dosis equivalente dada? Esta pregunta puede contestarse con el mínimo de

calificación en el caso de que se haya recibido una dosis más alta durante un periodo relativamente corto.

La exposición a la radiación puede ocurrir en dos formas: (1) exposición externa al calor o radiación directamente de una fuente; (2) exposición interna de fuentes inhaladas, ingeridas o absorbidas dentro del cuerpo.

#### i) Dosis altas o efectos agudos

En la tabla VI.4.B.iv se presentan algunos de los efectos debidos a dosis relativamente altas, recibidos en intervalos muy cortos de tiempo. Los valores que se dan en la tabla son sólo para propósitos de orientación. Obviamente no se tienen oportunidades muy numerosas para recopilar información. En el caso de una dosis comprendida en el intervalo letal, la supervivencia del sujeto puede depender fuertemente de la calidad y oportunidad de las medidas terapéuticas que se tomen. Puede haber muchas otras variables involucradas, se justificable entonces, que se concluya de la tabla VI.4.B.iv, que el o ella no sentirán efecto alguno al recibir una dosis de un rem y que probablemente no resistirán los efectos de 1 000 rem. Poniéndolo en un contexto más concreto, los 1.25 rem/h de una fuente de 100 curies de cesio-137 colocada a 5 metros, no producirán efectos observables en un trabajador que se hubiera expuesto a éstas circunstancias durante pocas horas. Por otra parte, si el trabajador se encontrara a sólo un metro de distancia de la fuente, durante un periodo de ocho horas, la dosis recibida sería aproximadamente de 250 rem, y se experimentarían algunos síntomas muy severos. Si el trabajador colocara la fuente en uno de sus bolsillos, durante algunos minutos, el o ella recibiría un exposición letal.

#### ii) Exposiciones bajas (la curva dosis-respuesta)

En la tabla VI.4.B.iv se presentan algunos de los efectos a corto plazo o agudos, relacionados con dosis relativamente altas. Dichos datos, que existen en ese intervalo de valores de dosis se derivan de observaciones directas. Por ejemplo, varias personas que han recibido dosis en exceso de 1 000 rem, han sucumbido en cuestión de días o semanas. No hay duda respecto a la causa y el efecto. Sin embargo éste no es el caso en el intervalo de valores correspondientes a dosis bajas. La razón se expresa muy bien en el reporte BEIR.

Salvo pocas excepciones, los efectos somáticos que hemos considerado sólo se manifiestan después de un intervalo de años o décadas siguiente a la irradiación y son indistinguibles de las lesiones que ocurren, de modo natural, en poblaciones no irradiadas; por lo tanto, su relación con la irradiación es detectable únicamente desde un punto de vista estadístico.

La radiación ionizante puede inducir el cáncer. Los efectos de la radiación, para determinar la clase de efectos que se manifiestan en la persona que se recibe la radiación. La otra clase de efectos son los genéticos, que se manifiestan en los descendientes de la persona que recibe la radiación. Como en el caso de la clase del resorte BEIR, cualquier tipo de efecto genético y los efectos somáticos por donde pasan por un tiempo de tiempos considerable, en que se recibe la radiación. Por esa razón, a estos efectos a menudo, se les llama efectos retardados o efectos tardíos.

El efecto somático que provoca una preocupación exclusiva en el caso de exposiciones a dosis pequeñas, es la inducción de cáncer en una u otra forma. El punto importante es la relación cuantitativa entre la dosis (total) y los casos de cáncer. El enfoque que se adopta para encontrar una respuesta, toma la forma del establecimiento de una curva de dosis-respuesta, partiendo de los datos disponibles tanto experimentales como epidemiológicos, en este caso la forma de la curva es muy importante. En la figura VI.4.B.ii se muestran algunas de sus formas posibles. La figura VI.4.E.ii(a) es la forma típica para muchos materiales químicos. En esos casos siempre hay un nivel de exposición o dosis por debajo de la cual no se ocasiona daño alguno. Este nivel es el umbral. En esta figura se muestran tres líneas diferentes; una es recta, mientras que las otras dos son curvas. Se muestran las tres para fines de comparación y para hacer notar que dicha linealidad no es la única posibilidad. Por otra parte, dada la incertidumbre que existe en el establecimiento de dichas curvas, para radiación de bajo nivel, la línea recta es lo único que empíricamente es justificable y que quizás es conservativo. La pregunta más importante tiene que ver con la existencia o no existencia del umbral.

La figura VI.4.E.ii(b) muestra la curva dosis-respuesta cuando no hay umbral; pasar por el origen.

En la figura VI.4.B.ii(c) se introduce aún otra variable. Las dos curvas que allí se muestran sugieren que la curva dosis-respuesta puede depender de la rapidez de dosis recibida. Para niveles altos de dosis y efectos agudos no hay duda de que esto es verdad. Para una dosis dada, los efectos son menores si la dosis se recibe durante un periodo más largo, ya que los mecanismos de recuperación tienen posibilidad de operar. Para el caso de exposiciones o dosis pequeñas, las evidencias respecto a una dependencia con la rapidez de radiación, constituyen una pregunta que no se ha podido resolver hasta el presente. Las políticas actuales respecto a guías para establecer estándares para emisión radiactiva no suponen dependencia alguna con dicha rapidez.

### iii) Efectos genéticos

Los efectos genéticos, en contraste con los efectos somáticos, son aquellos que se transmiten a los descendientes de la persona que recibe la radiación. Los genes son moléculas muy grandes que transmiten las características hereditarias. Estos pueden ser cambiados (mutados) por calor, radiación ionizante y ciertas sustancias químicas.

La irradiación de una célula (por exposición interna o externa)

puede causar daño al núcleo de la célula o a cualquier otro componente de ella. En consecuencia la célula puede sufrir otros cualquier daño a menos que la interacción sea con el núcleo de la célula. En este caso la célula puede ser destruida, o los cromosomas en una célula reproductora pueden ser alterados, resultando en una mutación en la célula hija. Estas mutaciones son causadas por las células hijas, y los organismos que finalmente crecen de esas células serán diferentes, mejores o peores, es las células que sufren alteración de radiación. En el hombre, esto puede tomar un largo tiempo (generaciones) para que las mutaciones sean evidentes, por esto, muchos de los efectos de la radiación son aún desconocidos.

Los resultados potenciales de estas efectos genéticos son de gran interés a la salud física. Muchos creen que estas mutaciones serán desventajosas para el hombre porque es una especie altamente desarrollada. Esto significa que la descendencia será más o menos defectuosa y estos defectos pueden ser transferidos a las generaciones posteriores.

Más específicamente, todos los efectos de la radiación resultan de la ionización a las células. Se debe notar, sin embargo, que el LET de una partícula juega un papel importante en el daño a la célula. La radiación produce ionización y excitación en la célula lo cual interfiere con su funcionamiento normal. Esto es evidenciado por:

- (a) El rompimiento y separación de las células;
- (b) El desplazamiento de células o la hinchazón del núcleo de la célula más allá de la posición normal;
- (c) El incremento de la permeabilidad de la membrana celular;
- (d) La formación de isótopos radiactivos los cuales decaen por sí mismos.

Comprensiblemente los defectos genéticos preocupan mucho a la gente, puesto que presentan un lastre para las generaciones futuras, muchas veces por beneficios que se disfrutan en el presente.

#### iv) Radiación corporal

Una variable adicional para evaluar el daño en que se incurre, es la porción del cuerpo que se irradia. El término "corporal" quiere decir el cuerpo entero. Muchas fuentes de radiación, particularmente las inhaladas o ingeridas, como isótopos emisores de partículas alfa o beta, tienden a ser muy específicas a algunas partes del cuerpo. Así, por ejemplo, el estroncio-90 y el radio-225 son osteófilos, es decir se acumulan en los huesos. El yodo-131 se acumula en la tiroides. Cada uno de estos órganos o regiones del cuerpo poseen su propia curva dosis-respuesta.

La característica más notoria y más significativa de una exposición a radiación biológica es su período latente. Esto significa un retraso en la aparición de síntomas. Esto se observa como un bronceado en el cual el enrojecimiento y la insolación usualmente son más marcados horas después de que uno ha estado bajo el sol. La exposición a la radiación produce un efecto similar al bronceado pero es mucho más serio, ya que la radiación puede penetrar el tejido bajo la piel. El período latente es un síntoma aplicable

tanto como el su grado de la exposición a la radiación. En algunas dosis el organismo humano puede resistir las largo con la vida del individuo.

Si se absorbe una gran dosis, la mayoría de los síntomas presentes serán observados pronto. El nivel cuantitativo depende de una recuperación normal aparente se dará en unos meses. Estos efectos de la alta corporalidad se manifiestan al pasado como un enrojecimiento de la piel, vómitos, náusea, vómitos, debilidad en los glóbulos blancos y rojos, pérdida de acidez, diarrea, y formación de úlceras.

El tiempo de retraso en la aparición de estos síntomas depende de la dosis absorbida. Tan solo 100 rads recibidos como dosis aguda causan vómitos y fatiga en la mayoría de las personas, pero hebra personas que no muestran efectos a esta o mayores dosis. Así es casi imposible asignar niveles estrictos que causen daños biológicos específicos.

En una emergencia o un accidente un individuo puede sufrir una gran dosis aguda de radiación. Podemos estimar los efectos probables de una dosis aguda al cuerpo completo. Estos efectos al cuerpo completo se muestran en la tabla VI.4.5.10.

Si la exposición ocurre diariamente durante un período largo, ningún síntoma será observado inmediatamente (posiblemente por años). El daño, sin embargo, empeorará tanto como la exposición continúe. Si la exposición se detiene, el daño puede ser reparado o pueden ocurrir efectos de largo alcance años después. Es difícil decir cuando se ha completado la recuperación por lo mismo de estos efectos de término-largo. Con una dosis moderada se presentarían sólo unos pocos de estos efectos, pero el retraso puede durar hasta 20 años. Dentro del intervalo entre la recuperación de los efectos de término-corto y la aparición de los efectos de término-largo, la víctima puede aparecer como completamente libre de síntomas. Cuando la dosis se incrementa, el intervalo entre los efectos de término-corto y -largo se acorta.

Puede haber también algo de sinergismo, que significa que la irradiación de una serie de dos tipos de radiación o la exposición de dos o más órganos del cuerpo puede producir un daño más grande que la suma de los componentes de la dosis individuales cuando se reciben separadamente.

Algunos organismos son más sensibles a la radiación que otros. Las células más sensibles son aquellas que se están reproduciendo o creciendo constantemente, ejemplo de éstas son los órganos que forman la sangre, la piel y la tiroides. Las células más insensitivas son aquellas las cuales no crecen o se reproducen ellas mismas tales como las células adultas del cerebro y músculos. Puede haber recuperación en células y tejidos de los cuales crecen otros; no hay recuperación posible en células que no se reproducen o crecen ellas mismas.

Esta tabla está basada sobre dosis recibidas por un gran número de individuos y en extrapolaciones de estudios de animales. Para hasta 200 rads la información está basada en información confiable, pero después de 200 rads los datos de exposiciones humanas decrece rápidamente. Sobre los 400 rads la información se basa en casos aislados de personas que han sufrido accidentes severos manejando material radiactivo y casi completamente en estudios sobre animales expuestos a la radiación.



## v) Radiación natural o de fondo

Una de las fuentes del grado de actividad de cualquier radiación producida por las actividades humanas es la cantidad de radiación que todos recibimos de fuentes naturales. Tanto los seres vivos han recibido radiación natural desde su origen. Valores típicos de radiación ambiental recibida de fuentes naturales en los Estados Unidos, se presentan en la Tabla VI.4.B.v.

En la superficie terrestre, existen variaciones considerables, probablemente hasta de +/- 50 veces/año, en éste radiación natural. Por ejemplo, la dosis de rayos cósmicos aumenta aproximadamente 1 mrem/año por cada 100 pies de elevación. La radiactividad en el cuerpo consiste principalmente de potasio-40 (tiempo de vida media,  $1.25 \times 10^9$  años) y elementos pesados emisores de alfas como el radón-222.

Si se calcula la exposición anual total en un país como los Estados Unidos, debido a las fuentes naturales, ésta es  $220 \times 10^6$  a  $0.12$  o bien,  $2.26 \times 10^7$  persona/rems por año. Utilizando el valor BEIR de  $1.8 \times 10^{-4}$  muertes por cáncer por persona-rem, se calculan 5 159 muertes por cáncer por año. De hecho existen cerca de 330 000. Una explicación sencilla de este resultado es que existen en el medio ambiente muchos otros agentes causantes de cáncer. Al utilizar el valor BEIR de dosis propuesta, se entiende que la dosis es la que se encuentra por arriba del fondo. Las muertes que se calculan de este modo se denominan decesos "extra", para distinguirlos de los "normales o espontáneos".

## vi) Efectos externos, efectos internos, y tratamiento

Los incisos siguientes listan los efectos biológicos. El efecto sencillo más significativa es el LD 50-30. Esta es la dosis aguda que puede resultar fatal para el 50 por ciento de la población con 30 días de exposición.

- (1) LD 50-30 dosis aguda en rads.  
Ejemplos: hombre 450                      cerdo 250  
          mono 500                        perro 300-450  
          rata 390                        oveja 520  
          conejo 790-875                mula 550-750  
          gallina 1000                    tortuga 1500
- (2) Eritema, un enrojecimiento de la piel semejante al bronceado, pero diferente por los efectos más penetrantes de la radiación
- (3) Flujo de crecimiento y tumorações
- (4) Crecimientos anormales. Pueden aparecer varias hinchazones localizadas tales como tumores.
- (5) Glóbulos de la sangre. La más confiable indicación del grado de exposición. La primera indicación es el decremento en los glóbulos blancos seguida algo después por una pérdida en los glóbulos rojos de la sangre. La sangre por sí misma, sin embargo, no se usa como una medida de la sobre-exposición a la radiación.
- (6) Índice Mitótico. Es una medida cuantitativa y rápida de respuesta a la exposición a la radiación. Índice Mitótico es la

El período de vida. Especialmente en los casos estadísticos de los efectos de la radiación. Es muy claro, sin embargo, que las exposiciones a niveles bajos ligeros alarga el período de vida normal.

Ejercida población general: 45.5 años  
Los médicos: 47.7 años  
Radiólogos: 50.7 años

(5) Cataratas. El ojo no es particularmente sensible a los rayos gamma pero es ampliamente sensitivo a los neutrones rápidos. Se estima que aproximadamente  $5 \times 10^{17}$  neutrones causarán una catarata en el ojo.

(9) Cáncer y leucemia. El período latente para la incidencia de cáncer y leucemia es muy largo (casi 20 años). Por esta razón la práctica usual limita la exposición a niveles que muestran ningún cambio con detección permanente los cuales puedan permitir el cáncer.

(10) Efectos genéticos. Los efectos completos genéticos sobre el hombre no pueden ser aún dados, porque tomará generaciones para que estos se produzcan. Sin embargo, se ha demostrado que las mutaciones por radiación inducida son casi las mismas que aquellas que ocurren en la naturaleza. No obstante es deseable limitar la exposición a pequeños grupos de personas tanto como sea posible y, entre esas personas, limitar la exposición en los años reproductivos.

La sobreexposición de las gónadas a la radiación en hombre y mujer puede producir temporalmente o permanentemente esterilidad. Esta reducción en la fertilidad o esterilidad puede ser transmitida a la descendencia. La sensibilidad de las gónadas, sin embargo, no es tan fuerte como la de los órganos que conforman la sangre, así que el nivel de exposición permisible para la sangre es también satisfactorio para las gónadas.

Las manos casi inevitablemente reciben un mayor flujo de dosis que otras partes del cuerpo. Es improbable, no obstante, que el flujo de dosis máximo permisible del resto del cuerpo sea excedido si las manos no lo reciben. Es difícil medir la exposición de las manos, así que en la práctica usual se mide el flujo de dosis al cuerpo total con un medidor de placa o un dosímetro de bolsillo.

Los efectos de la exposición de dosis internas no son diferentes, excepto que la fuente presenta exposiciones más concentradas cerca de órganos vitales. Esto es particularmente importante en el caso de partículas alfa y beta. Una vez que la fuente radiactiva ha sido introducida al cuerpo a través de (a) heridas, (b) el tracto gastrointestinal, o (c) los pulmones, no hay forma de controlar el daño. La duración de la exposición interna depende de la vida media de la fuente y de la eliminación del cuerpo. Algunos materiales son rápidamente eliminados en los desechos del cuerpo. Otros, tales como plutonio, estroncio y radio se concentran en los huesos. El uranio se concentra en los riñones pero el tritio se distribuye el solo a través de todo el cuerpo. En este capítulo el

organización de referencia al respecto. El límite permitido oscila entre 100-200 mrem/a. La dosis máxima de exposición para un individuo con un nivel de actividad física normal es de 1000 mrem/a. Este índice es el índice máximo permisible del tiempo.

$$1/100/Def = 1/100/Def + 1/100/Def$$

- Donde 1/Def = vida media efectiva
- 1/2biol = vida media biológica o cantidad de tiempo de a eliminar la mitad del isótopo biológicamente.
- 1/1rad = vida media radiativa

La vida media efectiva no puede ser predicha exactamente para todos los casos por la variación normal en la vida media biológica. La vida media efectiva para el <sup>137</sup>Cs, por ejemplo, es 1000-2000 días. El contenido permisible máximo corporal es la totalidad del isótopo radiactivo que da el flujo de dosis máxima permisible al órgano crítico. El flujo de entrada al cuerpo, el cual eventualmente resulta ser el contenido corporal específico, es inversamente proporcional a la vida media efectiva en el órgano crítico.

El tratamiento a los efectos provocados por la radiación puede sólo disminuir los efectos de la exposición a la radiación. El tratamiento usual es el reposo total por largos períodos de tiempo. Se dan antibióticos para incrementar la resistencia del cuerpo y las transfusiones sanguíneas se recetan para contrarrestar el daño a la sangre. En algunos casos serios recientes se han efectuado trasplantes de médula ósea, pero tales trasplantes no han tenido el éxito esperado porque el cuerpo tiende a rechazar cualquier tejido extraño a él.

## C) PROTECCION RADIOLOGICA

### i) Guías de exposición a la radiación

La evidencia sugiere que no hay un límite por debajo del cual ningún daño debido a la radiación pueda ocurrir. Todos los efectos discutidos en la sección precedente han sido cuidadosamente tomados en cuenta en la elaboración de las guías para la exposición de personas que trabajan en este campo.

Las guías de radiación para exposiciones permisibles de personas que trabajan en áreas sujetas a la radiación han sido recomendadas por el Comité Internacional Sobre Protección y Medición Radiológica. Esta organización está afiliada con el Comité Internacional de Protección a la Radiación (ICRP). Las guías, por supuesto, están sujetas a continuo estudio y revisión.

Las guías de Protección a la Radiación para individuos expuestos a la radiación en sus ocupaciones se como sigue:

- (1) La dosis total acumulada sobre un periodo de años debe ser menor a  $5(n-18)$  rem, donde n = la edad del individuo. Note que a las personas menores de 18 años no se les permite trabajar donde puedan estar expuestas a la radiación.

- (2) La dosis no puede exceder un promedio de 5 rem por año o 12 rem en cualquier año dado.
- (3) La exposición al ionizante debe ser menor a 3 rem en un período de 17 semanas.
- (4) Si una persona es continuamente expuesta a la radiación durante sus horas de trabajo, el flujo de dosis mínima recomendado debe ser 2.5 mrem/hr o 100 mrem/semana.

Las cifras anteriores se aplican a las gónadas y a los órganos que conforman la sangre. Partes específicas del cuerpo pueden ser expuestas a valores mayores, pero las Guías se consideran generalmente para el cuerpo completo. En una emergencia las Guías proporcionan una exposición máxima de 12 rem, si la acumulación máxima no ha sido alcanzada. Esta exposición puede ocurrir, por ejemplo cuando una área es descontaminada después de un accidente.

El cuerpo humano se adapta, probablemente por sí mismo, a pequeñas dosis continuas de radiación; porque es obvio que siempre ha estado expuesto a la radiación natural de fondo. Esta radiación de fondo son rayos cósmicos, material radiactivo en el suelo y agua,  $^{14}\text{C}$  y  $^{40}\text{K}$  en el cuerpo. Ahora pequeñas cantidades de radiación de entornos de armas atómicas y reactores en operación se han adicionado. Para la población como un todo la Guía limita la exposición a 0.5 rem por año a las gónadas o al cuerpo total y 1.5 rem para otras partes del cuerpo.

Para riesgos internos, las Guías de Concentración de Radiactividad (RCG) han sido postuladas para concentraciones promedio máximas de isótopos en aire y agua. Esto indica cantidades de radiación las cuales no resultan en acumulación excesiva en el cuerpo. Desafortunadamente, los valores de RCG son desconocidos para la mayoría de isótopos. La tabla VI.4.C.1 muestra algunos valores de RCG característicos.

Aún cuando se tiene un estándar para la dosis máxima admisible (tabla VI.4.C.ii(a)), existe un problema de evaluación. Una buena parte de la exposición a la radiación que experimentan las personas proviene de radioisótopos. Consecuentemente, es necesario traducir la dosis máxima admisible en una concentración máxima admisible (MFC) para cada isótopo en aire y agua. Cada isótopo es diferente y su potencialidad como contribuyente a la dosis de radiación de una persona debe evaluarse en base a las siguientes características:

- \* Caracter (alfa, beta o gamma) y energía de la radiación emitida.
- \*\* Tiempo de semidesintegración.
- \*\*\* Transporte e historia en el medio ambiente: aire, agua, plantas, animales y otras.
- \*\*\*\* Historia en el cuerpo humano: tiempo de semidesintegración biológica, selectividad para varios órganos, y otras.

La evaluación para cada radioisótopo la han llevado a cabo organizaciones tales como la ICRP. La evaluación se basa en modelos en los que una persona respira cierta cantidad de aire a MPC, o bien, que bebe cierta cantidad de agua a MPC, y así por el estilo. La base para todos los cálculos es que la persona bebe únicamente agua con un sólo isótopo a la MPC durante un año, en ese año la persona habrá recibido la dosis máxima admisible. Entonces habrá un valor MPC para cada isótopo en agua y aire, así como para personas que por su

La dosis de radiación que recibe una persona depende de la actividad que realiza, de la forma de exposición y de la distancia que la separa de la fuente de radiación. En el caso de la radiación natural, la dosis depende de la actividad que realiza y de la distancia que la separa de la fuente de radiación. En el caso de la radiación artificial, la dosis depende de la actividad que realiza y de la distancia que la separa de la fuente de radiación. La dosis de radiación que recibe una persona depende de la actividad que realiza y de la distancia que la separa de la fuente de radiación. La dosis de radiación que recibe una persona depende de la actividad que realiza y de la distancia que la separa de la fuente de radiación.

## D) RIESGOS SOBRE LA POBLACION

El siguiente resumen habla sobre el riesgo de los obreros en la industria nuclear, la exposición del público a la radiación y los riesgos al público en un accidente.

De los estudios de varios grupos de personas que han sido expuestas a la radiación (en particular los sobrevivientes de Hiroshima y Nagasaki de las explosiones de bombas atómicas) ha sido posible deducir indicaciones razonablemente precisas de los riesgos involucrados en la exposición a la radiación.

Una dosis muy grande de radiación de 5 a 10 sieverts causa lesiones y muerte en pocas semanas o meses. Sin embargo, a bajos niveles de dosis, los cuales son considerados normales para la fuerza de trabajo y para el público, no hay certidumbre en las consecuencias. El resultado más probable de la exposición a la radiación en niveles normales es que nada pasa. Sin embargo, a medida que la dosis se incrementa, se incrementa la probabilidad de cáncer o algún efecto hereditario. La Comisión Internacional de Protección Radiológica ha estimado que el riesgo de desarrollar un cáncer fatal es de 0.01 por cada sievert (100) recibido. Existe un pequeño riesgo de efectos hereditarios serios en generaciones posteriores, si todo esto se incluye, el riesgo por dosis unitaria se eleva a aprox. 0.02 por sievert. De modo que si 100 000 personas fueran expuestas a un mili sievert habría probablemente un caso de cáncer y otro con defectos genéticos en generaciones posteriores.

### i) Riesgos a trabajadores

Para controlar el riesgo a los trabajadores se impone un límite anual mediante regulaciones bajo el Acta de Salud y Seguridad en el Trabajo de 50 mSv por año y tanto el empleador como el empleado son requeridos por todo lo que es razonablemente practicable para minimizar exposiciones. Esta combinación de controles ha resultado en dosis promedio dentro de la industria, de 3 a 4 mSv por año. Esto corresponde a una predicción de un caso de cáncer por año si 30 000 personas fueran expuestas a este nivel.

Esto puede ser comparado con la dosis de radiación natural de fondo. La dosis de radiación natural de fondo en E.U.A es 2 mSv por año, con un rango desde 1 mSv hasta 100 mSv para muy poca gente. La exposición a la radiación también ocurre en otras industrias. En la minería por ejemplo, la dosis promedio de radiación en minas de carbón es de 1.2 mSv por año; en algunas minas de carbón de carbóníferos la radiación llega hasta 76 mSv por año.

La Agencia para la Energía Atómica del Reino Unido, a patrocinado un estudio estadístico de la mortalidad de sus empleados

por un período de 1945 a 1957. El estudio fue realizado por analistas independientes y consideró a cada el 100 personas empleadas en el período de estudio. La primera conclusión de interés es que la tasa de incidencia de las enfermedades del cáncer al 0.1 de la población en general. Esta es una buena sorpresa para el efecto del trabajador saludable el cual significa que la Agencia de empleo e informes médicos. De las 26 categorías de defunción examinadas, ninguna fue significativamente mayor que en la población en general. No obstante no se debe esperar mucho de tales estudios debido al número relativamente pequeño de trabajadores y los riesgos extremadamente bajos asociados con las exposiciones promedio. El estudio de la Agencia de Energía Atómica Inglesa apunta a una muy probable tasa de incidencia de cáncer ligeramente mayor al valor aceptado, además hay un amplio rango de incertidumbre estadística.

La tasa de accidentes fatales en las industrias en el Reino Unido varía considerablemente. Cuando se expresa como una tasa sobre un millón de personas-año, varía desde tres en las manufacturas de bienes de piel hasta 150 para la manufactura de productos carboníferos y petrolíferos. Para pequeños grupos de trabajadores, particularmente en riesgo, se obtienen niveles ligeramente más altos. Dentro de este aspecto, la industria nuclear -tomando en cuenta tanto accidentes industriales convencionales como la dosis promedio de radiación recibida- cae entre las industrias generalmente consideradas como seguras. De esta modo está por debajo de la industria ladrillera y alfarera, industria química y un poco debajo de la industria papatera e impresora y de la ingeniería mecánica. Esta comparación, por supuesto, no está completa debido a que ignora las muertes posibles por enfermedades ocupacionales.

## ii) Riesgo a miembros del público

La Comisión Internacional de protección radiológica ha recomendado límites de radiación para miembros del público de 5 mSv en un año y recientemente ha puesto un límite adicional de 1 mSv en un año por tiempo de vida de exposición. La dosis de la industria nuclear a miembros del público surge principalmente de las descargas de desechos radiactivos líquidos y gaseosos al ambiente. La trayectoria significativa más general es a través del consumo de sustancias alimenticias que contengan pequeñas cantidades de radiactividad.

Las máximas exposiciones de los descargas de radiación debidas a las plantas nucleares son bajas. Por ejemplo, de Bounrey - planta nuclear en el Reino Unido- las dosis máximas a individuos son menos de 0.1 mSv por año. Las dosis promedio a la población del Reino Unido de las operaciones de la industria nuclear es como de 0.002 mSv por año. Esto puede ser comparado con otras fuentes de exposición tales como la lluvia radiactiva de las pruebas de armas nucleares (0.001 mSv año), exposiciones aumentadas de rayos cósmicos que viajan a través del aire (0.006 mSv año) y la radiactividad liberada de las plantas carboceléctricas (0.004 mSv por año).

TABLA (VI.3.C.IV.) COMPROMISO DE DOSIS EQUIVALENTE EFECTIVA COLECTIVA A LA POBLACION LOCAL Y REGIONAL OCASIONADO POR EL FUNCIONAMIENTO DE PLANTAS NUCLEOGEELECTRICAS

Radionuclido	Efectividad por SIVeje/a
En la atmosfera :	
Cesio nobles	0.6
Azufre 35	Insignificante
Tritio	0.5
Carbono 14	2.5
Yodo radiactivo (principalmente I-131)	0.6
Particulas :	
Cesio, Rutenio, Cobalto	0.1
En el medio acuatico :	
Tritio	0.05
Particulas: Cesio, Rutenio, Cobalto	0.04

TABLA VI.3.C.V.) COMPROMISO DE DOSIS EQUIVALENTE EFECTIVA COLECTIVA A LA POBLACION LOCAL Y REGIONAL OCASIONADO POR LOS DIVERSOS EFLUENTES DE LA REELABORACION DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

Radionuclido	Efectividad por SIVeje/a
En la atmosfera :	
Tritio	0.1
Kriptón-85	0.05
Carbono-14	0.2
Yodo-129	poco
Estroncio-90	poco
Emisores alfa ( transuránicos )	0.002
En medio acuatico :	
Tritio	poco
Cesio-134 y Cesio-137	0.4
Rutenio-106	0.3
Estroncio-90	0.02
Emisores alfa	0.0006
Yodo-129	0.006

TABLA VI.3.C.1x.) DOSIS MUNDIALES DEBIDAS A DIVERSAS FUENTES DE RADIACION

Fuente de exposicion	Dosis Global (dias)
---Un año de exposicion a Fuentes naturales	765
---Un año de viajes aereos comerciales	0.1
---Un año de produccion de fertilizantes de fosfato a la tasa de produccion presente	0.3
---Un año de produccion mundial de energia electrica de plantas de electricidad alimentadas por carbón con la potencia instalada mundial actual ( 1000 GWe )	0.07
---Un año de exposicion a productos de consumo emisores de radiacion	3
---Un año de produccion de energia nucleoelectrica a la capacidad global instalada actualmente ( 111 GWe )	1.0
---Un año de explosiones nucleares promedio en el periodo 1951-1954	50
---Un año de uso de radiacion en diagnosticos medicos	70

Nota : La dosis global para cada fuente de radiacion se expresa como la duracion de una exposicion de la poblacion mundial a la radiacion natural que causaria la misma dosis global . La contribucion ocupacional está incluida .

TABLA IV.3.C.x.) DOSIS ANUALES PER CAPITA DEBIDAS A LA GENERACION DE ENERGIA NUCLEOELECTRICA CONTINUADA HASTA EL AÑO 2500 .

AÑO	1980	2000	2100	2500
Generacion nuclear proyectada ( GWe)a )	50	1000	10000	10000
Dosis efectiva colectiva anual ( Sv/hombre)	500	10000	200000	250000m
Poblacion mundial	$4 \times 10^9$	$10^{10}$	$10^{10}$	$10^{10}$
Dosis anual per cápita (microSv)	0.1	1.0	20	25
M respecto a la exposicion media a las Fuentes naturales de radiacion	0.002	0.05	1	1



Tabla VI.4.B.iv Efectos de dosis aguda de radiación al cuerpo entero

dosis (rems)	0 a 100	100 a 200	200 a 500	500 a 1000	>1000
vomito	ninguno	5 al 50%	100% a 500 rems	100%	100%
Periodo Latente	ninguno	3 hrs	2 horas	1 hr	30 min
Terapia	Descanso	Descanso	Transfusión de sangre	Posible trasplante de médula ósea	Sedantes
Periodo de convalecencia	ninguno	varias semanas	1 a 12 meses	largo	
Incidencia de muerte	ninguna	ninguna	0 a 50%	80 a 100%	99%
tiempo de muerte			2 meses	2 meses	2 sem

Tabla VI.4.B.v Valores de dosis anuales típicos debidos a fuentes naturales

fuentes	dosis anual (mrem/a)
Rayos cósmicos	45
Gamma terrestres	50
Radiactividad en el cuerpo	25
tot = 120	

Tabla VI.4.C.i Guías de concentración de radiactividad

Elemento	Concentración med. corporal	RDS en agua	RDS en aire	Índice crítico
	Bq	Bq/cm <sup>3</sup>	Bq/cm <sup>3</sup>	
<sup>238</sup> U	0.1	$4 \times 10^{-7}$	$3 \times 10^{-11}$	huesos
<sup>235</sup> U	1.0	$4 \times 10^{-6}$	$3 \times 10^{-10}$	huesos
<sup>239</sup> Pu	0.04	$10^{-6}$	$2 \times 10^{-10}$	huesos
<sup>137</sup> Cs	0.3	$3 \times 10^{-7}$	$2 \times 10^{-9}$	tiroides
<sup>90</sup> Sr	$5 \times 10^{-3}$	$5 \times 10^{-6}$	$3 \times 10^{-11}$	hígado

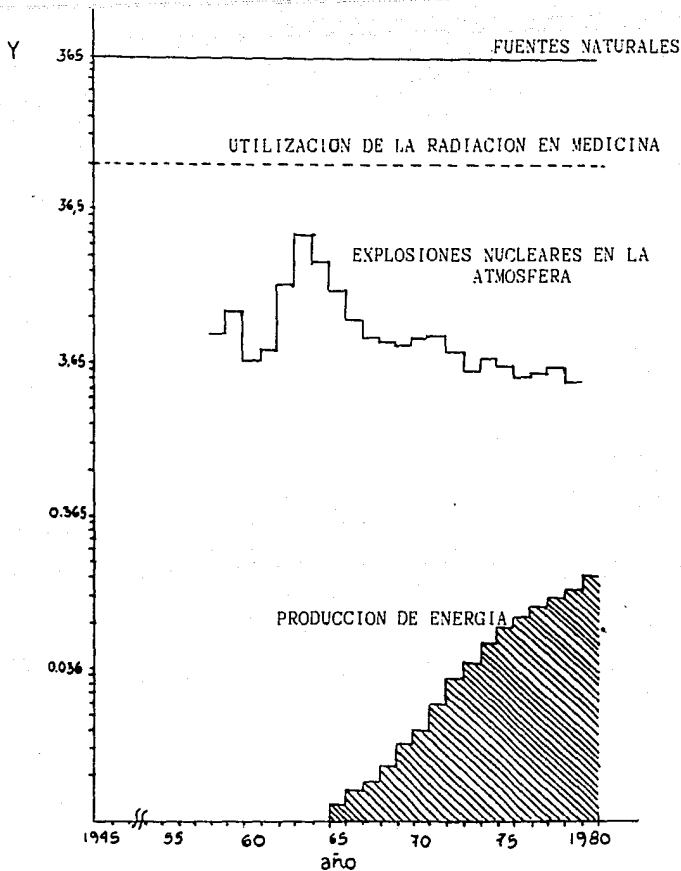
\* La toxicidad radica en el riesgo debido a la radiactividad.  
ii) Concentración máxima permisible (MPC)

Tabla VI.4.C.ii(a) Ejemplos de estándares para límite de dosis

Grupo	Tipo de exposición	Dosis máxima admisible
Ocupacional	corporal	5 rem/año
Individuo en el público	corporal	0.5 rem/año
Público en general	corporal	0.17 rem/año

Tabla VI.4.C.ii(b) MPC de algunos radioisótopos en las descargas de plantas nucleares como efluentes

Isótopo		MPC-agua (Ci/cm <sup>3</sup> )	MPC-aire (Ci/cm <sup>3</sup> )
Tricio ( <sup>3</sup> H)	Soluble	$2 \times 10^{-7}$	$1 \times 10^{-8}$
	Insoluble	$2 \times 10^{-7}$	$3 \times 10^{-8}$
Estroncio-90	Soluble	$3 \times 10^{-11}$	$3 \times 10^{-12}$
	Insoluble	$2 \times 10^{-10}$	$4 \times 10^{-10}$
Cesio-137	Soluble	$2 \times 10^{-9}$	$2 \times 10^{-9}$
	Insoluble	$5 \times 10^{-10}$	$4 \times 10^{-9}$
plutonio-239	Soluble	$4 \times 10^{-14}$	$5 \times 10^{-16}$
	Insoluble	$1 \times 10^{-12}$	$3 \times 10^{-10}$



Y = días de exposición equivalente a fuentes naturales de radiación

Fig. VI.3.C.ix Tendencias en el tiempo de las dosis equivalentes efectivas anuales procedentes de diferentes fuentes de radiación, expresadas en días de radiación equivalente a fuentes naturales (del informe del Comité Científico 1982).

## --- CAPITULO VII

### "MEDIDAS DE PROTECCION Y EMERGENCIA EN ACCIDENTES NUCLEOELECTRICOS"

#### 1) GENERALIDADES

En esta sección se examinan con carácter general las medidas que pueden aplicarse para proteger a la población en el caso de que en una instalación nuclear se produjera un accidente que diera lugar a la descarga de materiales radiactivos en el medio ambiente.

En caso de accidente, las autoridades competentes deben intentar aplicar medidas de protección destinadas a reducir la exposición radiológica de la población a valores tan bajos como sea razonablemente posible.

Cuando se produce un accidente, la exposición resultante solo puede limitarse de forma apreciable aplicando en el momento oportuno medidas de protección apropiadas a la naturaleza del riesgo. Esas medidas deben ser suficientemente flexibles para adaptarse a la situación real y tener en cuenta el tipo de accidente y el entorno potencialmente afectado por la descarga. Las medidas de protección deben seleccionarse basándose en su eficacia para reducir la dosis, no debiendo malgastarse esfuerzo alguno en medidas que solo tengan valor marginal o dudoso en una situación dada. Además, el riesgo o dificultad para aplicar cualquier medida de protección en una situación dada debe compararse con el riesgo de la exposición radiológica prevista.

A fin de utilizar eficazmente ciertas medidas de protección, es necesario disponer de un buen sistema de comunicaciones para alertar al público de los riesgos y comunicar instrucciones. Eso es especialmente pertinente en el caso de medidas necesarias para ofrecer refugio al personal afectado, practicar profilaxis radiológica y organizar la evacuación y otras medidas de protección de la población. En ciertas situaciones puede ser útil disponer de un sistema de alarma de la población en las inmediatas cercanías de la instalación nuclear.

#### A) MEDIDAS DE PROTECCION

Las posibles medidas de protección pueden clasificarse como sigue:

- Refugio;
- Profilaxis radiológica;
- Control de accesos y salidas;
- Evacuación;
- Métodos de protección personal;
- Descontaminación de personas;
- Asistencia médica;
- Decomiso de alimentos y agua;
- Utilización de piensos almacenados;
- Descontaminación de zonas.(i)

## B) CONSIDERACIONES CRONOLÓGICAS

Al seleccionar una o más de estas medidas de protección se debe tener en cuenta tanto la naturaleza del accidente como sus riesgos concomitantes y en particular la cronología de las medidas relacionadas con esos dos factores. En la cronología relativa a un accidente pueden establecerse, por lo general, las siguientes fases:

- (a) La fase inicial, en la que el riesgo inmediato resultante de una descarga en la atmósfera puede ser la inhalación de sustancia radiactiva y/o la irradiación procedente del penacho radiactivo. Esta fase dura varias horas desde el comienzo del accidente.
- (b) La fase intermedia, en la que el riesgo puede deberse a:
  - radiación externa procedente de las deposiciones en el suelo;
  - radiación interna debida a la inhalación de radiactividad de partículas en resuspensión;
  - radiación interna debida a la ingestión de alimentos frescos (leche, verduras y frutas) y a agua contaminados. Esta fase puede durar desde algunos días a algunas semanas después de la fase inicial.
- (c) La fase final, en la que el riesgo puede deberse al consumo de alimentos contaminados en general y a la contaminación del medio ambiente. Esta fase puede durar desde unas semanas a varios años después de las primeras fases, según sea la naturaleza de la descarga .

En el cuadro VII.1.B se indica la posible aplicación de cada una de las medidas de protección durante las diversas fases del accidente.(2)

## C) SELECCION DE MEDIDAS APROPIADAS DE PROTECCION

En el cuadro VII.1.C figura la correspondencia entre determinados riesgos y las medidas de protección.

Como principio general, será apropiado aplicar medidas de protección sólo cuando su costo y riesgos sociales sean inferiores a los resultantes de la exposición radiológica que se desea evitar. En muchos casos, ésta es una decisión muy difícil.

## 2) PRINCIPIOS BASICOS DE LAS MEDIDAS DE PROTECCION

### A) REFUGIO

Una medida simple de protección para mitigar las consecuencias del paso de un penacho de materiales radiactivos es aconsejar a la población que busque refugio dentro de los edificios, preferiblemente en habitaciones o zonas interiores y que practique cierta forma de protección respiratoria improvisada. Se le debe aconsejar también que procure informarse de la situación por medio de las estaciones locales de radio o televisión.

En el caso de radiación externa, puede conseguirse una reducción de la exposición de cuerpo entero y posiblemente de las dosis que recibe la piel permaneciendo dentro de los edificios. Si se cierran las ventanas y puertas exteriores, así como los sistemas de ventilación y otros orificios, se conseguirá una reducción de la concentración de material radiactivo en el aire del refugio. Así, puede lograrse una reducción apreciable de la dosis inhalada, lo que revestirá particular importancia para órganos tales como el tiroides, los pulmones y el aparato digestivo.

#### **i) Blindaje**

El efecto de blindaje contra la radiación directa procedente de un penacho dependerá en gran medida del tipo de edificio que se utilice como refugio. La atenuación de la radiación gama depende en primer lugar de la proximidad a una masa de material interpuesta entre la fuente de radiación y la persona. Así pues, el efecto de blindaje será mayor, en general, en un edificio construido con materiales densos y en el que exista un gran número de pisos entre la fuente de radiación y la zona ocupada. El refugio en los sótanos y las estructuras subterráneas proporcionará, por lo tanto, la mejor protección. Sin embargo si el refugio tiene ventanas, la radiación solo se atenuará ligeramente. Debe aconsejarse al público que permanezca en los sótanos o en las habitaciones situadas en el centro de los edificios, de ser posible sin ventanas. Cuando sea necesario permanecer en habitaciones con ventanas grandes hacia el exterior es conveniente que las personas se sitúen, de ser posible, en los rincones y otros lugares a los que no llegue directamente la luz del día a través de las ventanas.

Debido a la gran diversidad de estructuras de los edificios, solo se dispone de valores aproximados para los factores de blindaje.

Es conveniente que las autoridades competentes obtengan información relativa a los factores de blindaje de los distintos tipos de edificios que pudieran designarse como refugios en las inmediaciones de determinadas instalaciones nucleares.(3)

#### **ii) Control de la ventilación**

La tasa de ventilación de un edificio influye sobre la tasa de aumento dentro del edificio de la concentración de contaminantes atmosféricos procedentes del paso de un penacho.

Con respecto al control de ventilación, debe pedirse a las personas que se refugien en un edificio, que cierren todas las ventanas y puertas exteriores, que desconecten los ventiladores y aparatos de aire acondicionado y que permanezcan en la parte del edificio no expuesta al viento. Debe ordenarse también que se apaguen las llamas de calefactores y chimeneas. Es aconsejable que las personas especialmente sensibles a las radiaciones como los niños y las mujeres embarazadas, se refugien en habitaciones con mayores posibilidades de blindaje y menor ventilación. Sin embargo, es también importante mantener un suministro adecuado de aire en todas las habitaciones ocupadas.

Con un control apropiado de la ventilación, el refugio en el interior puede considerarse como un caso de protección respiratoria adicional. Cuando sea posible, puede reducirse aún más la tasa de renovación de aire colocando ropas o papeles de periódicos humedecidos en los resquicios de las puertas y ventanas que puedan abrirse. De esta forma puede obtenerse quizá otra disminución de la dosis por inhalación del orden de un factor de protección de 10 aproximadamente.

Cuando haya pasado el penacho radiactivo, debe aconsejarse a las personas que han buscado refugio, que abran rápidamente ventanas y puertas para permitir una ventilación completa del edificio. Debe instárseles a que permanezcan en el interior del edificio durante algún tiempo y que abran solo las ventanas o puertas de la parte baja del refugio hasta que se disponga información sobre la magnitud de la contaminación superficial fuera de la estructura que sirva de protección.

### iii) Riesgos, dificultades y costos

Los efectos adversos de recomendarle a la población que busque refugio son relativamente pequeños. La mayor parte de ellos se hallarán probablemente en la proximidad de alguna clase de edificio o en sus hogares, y los posibles daños o riesgos que entraña la búsqueda de un refugio son insignificantes.

El refugio de corta duración presenta escasos inconvenientes sociales, ya que la población considerará razonable estas precauciones y estará dispuesta a cumplir indicaciones sencillas relativas al refugio. Sin embargo un refugio de larga duración, es decir, de más de unas 12 horas, puede plantear problemas de orden social, médico e higiénico, excepto en el caso de instalaciones especialmente diseñadas. Durante un período de 24 horas o más, será también necesario ocuparse de la alimentación y asistencia médica de los ocupantes del refugio. La necesidad de refugiarse durante largo tiempo, pudiera implicar un tiempo relativamente largo de liberación de radiaciones con un compromiso de dosis concomitantes relativamente bajo. En este caso, (y excepto en condiciones meteorológicas sumamente inclementes), resultará más indicado evacuar ordenadamente la zona tras un período inicial de refugio.

En la mayoría de los casos, todas las personas potencialmente afectadas podrán encontrar refugio si se da la alarma con la suficiente antelación. Cuando se prevea que una gran ciudad puede quedar expuesta a un penacho radiactivo procedente de un accidente grave, puede ser preferible proceder a refugiar una población tan numerosa en vez de efectuar una evacuación masiva, debido a las posibles lesiones físicas, riesgos de pérdidas de bienes y escases de tiempo, factores inherentes a tal operación.

El costo general de una operación de refugio de corta duración en cualquier comunidad no impone ninguna carga financiera directa importante para la planificación o para las medidas de defensa.

## B) PROFILAXIS RADIOLOGICA

### i) Principios básicos

La profilaxis radiológica significa la ingestión de compuestos químicos estables específicos que tienen un efecto reductor u obstructor sobre la absorción de ciertos radionucleidos.

Ejemplo de tales sustancias obstructoras son los compuestos estables del yodo, por ejemplo el yoduro de potasio o el yodato de potasio. Estos compuestos son eficaces para reducir la absorción en la glándula tiroides del yodo- $^{131}$  y otros radionucleidos que se prevé estarán presentes en una descarga de productos de fisión. Sin embargo estos fármacos no protegerán otros órganos del cuerpo posiblemente más importantes.

La absorción de yodo en la glándula tiroides depende de la edad y, por razones de metabolismo, es mayor en los niños más pequeños, decreciendo progresivamente en los niños mayores hasta que tienen la misma absorción de los adultos.

Tras una ingestión de  $I-^{131}$ , la cantidad presente en la tiroides alcanza su máximo en uno a dos días, y la mitad aproximadamente de este valor se alcanza en unas seis horas. Por lo tanto, es imperativo que el uso profiláctico de compuestos estables de yodo se efectúe antes de la exposición debida a la inhalación de yodo radiactivo o tan pronto como sea posible después de la misma.

Si se administran estos compuestos dentro de las seis horas que siguen a la ingestión de yodo radiactivo, puede preverse una reducción de la dosis que recibe la tiroides de un 50% aproximadamente. Si se administran después de transcurridas 12 horas, la disminución conseguida de la dosis será pequeña. Su administración después de transcurridas 24 horas de exposición al yodo radiactivo es ineficaz.

En principio la ingestión de compuestos estables de yodo puede también aplicarse con fines de protección contra la absorción de  $I-^{131}$  y otros radisótopos del yodo presentes en la leche, alimentos y agua contaminados. Sin embargo, puesto que la absorción de yodo radiactivo a partir de estas previsiones representa un problema más grave durante las últimas fases del accidente parece razonable admitir que el decomiso de tales sustancias pueda ser más eficaz como medida de protección durante estas últimas fases.

La experiencia ha demostrado que tanto el yoduro de potasio como el yodato de potasio son profilácticos eficaces. Sin embargo, el último puede almacenarse durante períodos más largos de tiempo sin que se deteriore, y constituye en la actualidad la forma química recomendada si se prepara en tabletas. Sin embargo, las tabletas pueden resultar inapropiadas para su administración a los niños, por lo que deben preverse procedimientos para su administración a ese grupo crítico.

### ii) Dosis y administración

Las dosis recomendadas de los mencionados compuestos estables de yodo sobre las que existe unanimidad de opiniones son las siguientes:



- a) Para todas las personas mayores de un año:  
130 mg KI o 170 mg KIO<sub>3</sub> durante las primeras 24 horas  
(100 mg de equivalente de yoduro);  
65 mg KI o 85 mg KIO<sub>3</sub> - cada día después de las primeras 24 hs  
(50 mg de equivalente de yoduro);
- b) Niños menores de un año:  
65 mg KI cada 24 horas.

La administración de compuestos estables de yodo no debe proseguirse innecesariamente. Se recomienda que la dosis máxima total no exceda de un gramo. La autoridad sanitaria oficial debe recomendar cuándo deben utilizarse estos compuestos y cuándo deben almacenarse y en qué cantidades. Asimismo deben prepararse planes para su distribución.

### iii) Riesgos, dificultades y costos

El riesgo de la administración de un fármaco con fines de profilaxis radiológica debe ser inferior a los riesgos potenciales de la exposición a la radiación. Pueden producirse efectos secundarios indeseados de relativamente poca importancia en un número limitado de personas de la población. Por lo tanto, se considera que la utilización de esta medida protectora no entraña riesgos importantes.

Es importante tener en cuenta que la ingestión de tabletas de compuestos estables de yodo protege concretamente contra la irradiación de la glándula tiroides exclusivamente. Esta medida de protección debe considerarse, por lo tanto, como complemento de otras medidas protectoras de las que no es sustitutivo en una situación dada.

La aplicación de esta medida de protección será más eficaz si los compuestos de yodo se distribuyen antes de que ocurra un accidente. Sin embargo, la distribución previa plantea problemas difíciles, por lo que no se recomienda este método. La eficacia de la distribución y administración de estos compuestos después de que se haya producido el accidente dependerá del momento en que se efectúe la distribución. Para obtener los mejores resultados es esencial que exista una organización eficaz para la rápida distribución del fármaco que, por supuesto, debe tenerse a mano en lugares adecuados.

El costo general de la fabricación, distribución y empleo de un compuesto para profilaxis radiológica no es demasiado elevado, por lo que las consideraciones relativas a dicho costo no deben excluir su utilización como medida de protección.(4)

## C) CONTROL DE ACCESOS Y SALIDAS

### i) Consideraciones generales

El control de las entradas y salidas de las zonas afectadas por un accidente nuclear es una medida de protección mencionada con frecuencia, pero que generalmente no se detalla en los planes de emergencia. El control de la entrada a una zona determinada puede ser necesario por un corto período de tiempo desde el momento del

accidente. La zona sobre la que debe ejercerse el control puede variar según el tiempo transcurrido desde el accidente.

Hay diversas razones que justifican el control de accesos y salidas como medida de protección, entre otros:

- Durante la fase inicial del accidente, evitar la entrada innecesaria de personas a la zona considerada de peligro;
- Durante la fase inicial e intermedia del accidente, despejar las vías para facilitar la evacuación y facilitar el acceso del equipo de emergencia al lugar del accidente y equipos de monitoraje a las zonas afectadas.
- Durante las fases finales del accidente, tras el paso del penacho radiactivo, reducir la exposición innecesaria de personas a la contaminación del suelo y a la inhalación de material radiactivo en resuspensión y evitar la contaminación innecesaria de equipo y suministros de emergencia;
- Durante cualquier fase posterior a la evacuación, evitar todo regreso no autorizado a las zonas contaminadas y velar por los bienes de las personas que han sido evacuadas.
- Durante todas las fases del accidente, permitir la canalización eficaz del tráfico esencial a través de las zonas afectadas y evitar el transporte de equipo y suministros innecesarios a las zonas contaminadas.

## ii) Riesgos, dificultades y costos

Los riesgos implicados son principalmente los de accidentes debidos a la congestión del tráfico. Sin embargo, estos riesgos resultan insignificantes si las autoridades competentes consiguen asegurar el debido trabajo de equipo.

El costo general resultante de esta medida de protección es aceptable y supone principalmente el empleo de personal adicional para organizar equipos de control de los accesos y el establecimiento de normas para los relevos. Los costos adicionales son mínimos en términos de la dotación de los equipos, ya que la mayor parte de la misma puede obtenerse de organismos encargados de servicios de emergencia, de las fuerzas militares y la policía.

## D) EVACUACION

### i) Consideraciones generales

La evacuación es la medida de protección definitiva que es posible aplicar si se dan las condiciones apropiadas para ello. Como medida de protección, relacionada con las descargas radiológicas en el medio ambiente, puede utilizarse para la protección de las personas:

- Contra la radiación directa de la instalación nuclear;
- Contra la inhalación de materiales radiactivos;
- Contra la exposición externa debida al paso del penacho;
- Contra la exposición debida a la contaminación del suelo;
- Contra la inhalación de material radiactivo en resuspensión;

El valor de la medida de evacuación en relación con otras medidas de protección supone que el peligro es lo suficientemente grande para justificar su empleo. Entre los factores que determinan la decisión de evacuación figura la magnitud y características del accidente, la magnitud de la población a evacuar, las vías disponibles de salida de la zona a evacuar, los modos de transporte, las condiciones meteorológicas y los recursos. La evacuación requiere tiempo, y en algunas circunstancias quizá no sea viable durante la fase inicial del accidente. En esa fase sólo las poblaciones relativamente pequeñas pueden evacuarse en el tiempo disponible.

La evacuación puede ser eficaz durante la fase intermedia, después de la medida de refugio, como medio de reducir la dosis de exposición en un medio sumamente contaminado. Sin embargo, el momento ideal para poner en práctica la evacuación es el anterior a la llegada del penacho.

Si se decide la evacuación durante el paso del penacho, es posible que las personas evacuadas reciban dosis más elevadas que si permanecieran en un refugio. Además, debe recordarse también que el período para movilizar vehículos es largo y que puede resultar imposible efectuar la propuesta evacuación antes de la llegada del penacho.

## ii) Riesgos, dificultades y costos

Los riesgos que entraña una evacuación se han considerado, por lo general, relativamente bajos. En la mayoría de los casos no se ha observado pánico ni reacciones histéricas. La evacuación puede efectuarse con un factor de riesgo relativamente bajo si se planea anticipadamente en debida forma y se lleva a cabo de modo eficiente. Sin embargo los accidentes de tráfico siguen siendo un riesgo posible. Además, la evacuación de grupos especiales (como inválidos y ancianos) puede conllevar otros riesgos, por lo que debe estudiarse debidamente este aspecto.

Se han señalado ciertas dificultades ocurridas durante las evacuaciones: congestión de tráfico, dificultades de información al público, confusión y cierta resistencia a la evacuación por parte de algunas personas, dificultades de idioma y problemas étnicos. La escasez de tiempo plantea problemas adicionales. El tiempo necesario para que una persona se prepare a partir tras recibir la noticia de evacuación depende de factores tales como:

- a) Si los miembros de la familia viven juntos y los problemas especiales que pueden plantearse.
- b) Tipo de colectividad afectada;
- c) Dificultad de evacuación de ciertas instituciones, industrias hospitalares, clínicas, prisiones, etc.;
- d) Resistencia del público a cooperar con las autoridades que dirigen la evacuación.

La puesta en práctica de una evacuación como medida de protección repercute diversamente sobre las colectividades locales según la naturaleza de las mismas. En las inmediaciones de los diferentes emplazamientos de instalaciones nucleares pueden hallarse diferentes clases de colectividades, entre ellas colectividades residenciales, urbanas, rurales o agrícolas, industriales o comerciales y recreativas.

Los aspectos económicos de la evacuación son función del tipo de colectividad de que se trate. Por ejemplo, La evacuación de personas de una zona agrícola plantea problemas de carácter especial, y en el costo de la misma hay que calcular los gastos relativos al cuidado de los animales. En general el costo más importante corresponde a la pérdida de productos agrícolas, y a largo plazo, a la inutilización de la tierra. Igualmente la evacuación del personal de una gran planta industrial pudiera dar lugar a grandes pérdidas económicas y al deterioro del equipo esencial de la planta.

Las repercusiones financieras de la evacuación de zonas residenciales, y quizá recreativas, serían probablemente menos graves, siempre que, existan centros adecuados para alojar a los evacuados y se cuente con recursos apropiados, tanto privados como oficiales, para atenderlos, y siempre que exista la debida protección policial de los edificios evacuados.

En resumen, el costo total de la evacuación puede ser muy elevado y abarca los gastos de realojamiento, alimentación, transporte y otros gastos de desplazamiento.

## E) METODOS DE PROTECCION PERSONAL

### i) Consideraciones generales

Pueden aplicarse dos tipos de métodos de protección personal, a saber: la protección de la función respiratoria y las ropas protectoras. Estas medidas ofrecen protección contra la radiactividad del aire y la radiactividad depositada en superficies. La debida utilización y cuidado del equipo empleado para tal fin hace necesario que las personas que hayan de utilizarlo reciban instrucciones para su empleo, lo cual no es posible cuando se trata de la población en general. Por ello, si lo que se trata es de proteger a la población en su totalidad, las técnicas y el equipo a emplear tendrían que ser de naturaleza muy rudimentaria.

### ii) Protección respiratoria

Puede obtenerse tal tipo de protección utilizando pañuelos, artículos de papel absorbente suave, trozos de tela y otros artículos con que puedan cubrirse la boca y los orificios nasales. Puede aconsejarse a la población que utilice tales artículos sencillos cuando se dirija a los refugios y posiblemente durante el tiempo que permanezca en los mismos. Pueden recomendarse precauciones similares durante la evacuación de personas de una zona contaminada.(5)

## F) DESCONTAMINACION DE PERSONAS

### i) Consideraciones generales

Si la descontaminación del público como medida de protección va acompañada del abrigo en un refugio, debe entonces efectuarse de ser posible, antes de la entrada en el refugio, a fin de preservar la limpieza radiológica del mismo. Es aconsejable, como primera prioridad, descontaminar a toda persona que esté muy contaminada y cuando se efectúa la evacuación después de un período de refugio es necesario el monitoreaje y descontaminación de las personas.

Generalmente, las personas pueden descontaminarse en instalaciones corrientes de duchas. Si en un determinado lugar no existen instalaciones adecuadas, pueden construirse estaciones de descontaminación para el personal del lugar empleando equipo básico del que acostumbran disponer las instalaciones industriales y las fuerzas armadas de la mayoría de los países. La mayor parte de la ropa puede descontaminarse con simple lavado, utilizando los procedimientos normales.

Durante la descontaminación del personal puede ser necesaria la asistencia médica, especialmente cuando se producen lesiones.

Se necesitarán depósitos adecuados para el almacenamiento de los desechos de las operaciones de descontaminación, cuando estos desechos puedan recogerse eficazmente.

### ii) Riesgos, dificultades y costos

Los riesgos inherentes a la descontaminación son generalmente aceptables y el coste de aplicación depende de las circunstancias locales.

## G) ASISTENCIA MEDICA

### i) Consideraciones generales

Quando un accidente origina una exposición radiológica o es causa de otras lesiones que afectan solo a las personas que trabajan en la instalación, los primeros auxilios necesarios deben ser prestados personalmente por personal debidamente calificado. La entidad explotadora de la instalación debe asegurar la presencia en cada turno de personal debidamente capacitado. Debe procurarse también que el personal médico de centros médicos apropiados exteriores al emplazamiento esté inmediatamente disponible con el plan de emergencia de la instalación nuclear.

Los primeros auxilios se destinarán principalmente para evitar el peligro de muerte resultante de ciertas lesiones traumáticas. Pueden también acompañarse de una evaluación de la contaminación y de la puesta en práctica de una descontaminación somera. La asistencia médica propiamente dicha requiere de una hospitalización, el reconocimiento médico, el tratamiento y la evaluación de la dosis recibida por las víctimas. La asistencia médica puede ser de carácter

ambulante o en un hospital, de acuerdo a la exposición radiológica y las lesiones de que se trate. En el caso de accidentes que den lugar a exposición radiológica de la población exterior al empalazamiento, la medida en que se necesitará la asistencia médica dependerá de la magnitud del accidente, de la intensidad de las dosis recibidas y el número de personas afectadas. Si se trata de un número elevado de personas, por ejemplo mas de unos centenares, que necesitan tratamiento médico, la asistencia médica puede ser difícil y quizás menos eficaz que cuando se trata de solamente pocas personas afectadas, que pueden ser tratadas esmeradamente en servicios médicos especiales.

Los principios básicos de los primeros auxilios y del tratamiento médico en casos de exposición radiológica, se basan generalmente en los mismos métodos empleados en otros accidentes y adaptados a las circunstancias de la exposición radiológicas.

El personal médico debe clasificar la población de la zona afectada en tres categorías:

- (a) Personas que se supone no han recibido lesión ni radiación alguna.
- (b) Personas que presentan síntomas radiopatológicos y que deben ser sometidos a tratamiento adecuado.
- (c) Personas con síndromes radiopatológicos y lesiones contaminadas que es necesario trasladar a clínicas especiales. (6)

## H) DECOMISO DE ALIMENTOS Y AGUA

### i) Consideraciones generales

El decomiso de los alimentos significa la prohibición de la distribución de los productos alimenticios contaminados, su posible dilución y mezcla con productos procedentes de regiones no contaminadas y su conversión en otros productos hasta alcanzar una baja concentración aceptable en los productos resultantes. En ciertas ocasiones y si se realiza debidamente, el consumo de estos productos finales puede no representar daño alguno para el consumidor pero se necesitará el dictamen del especialista antes de utilizar estas técnicas. El decomiso de abastecimientos de agua contaminada significa generalmente prohibir el abastecimiento normal a base de la fuente contaminada. El decomiso puede implicar también la destrucción y sustitución de fuentes de abastecimiento de alimentos y aguas. Aunque estas medidas son algo distintas del decomiso, figuran bajo el mismo epígrafe por razones de simplicidad.

La destrucción de alimentos significa que los productos contaminados no se utilizarán para la alimentación humana. Cuando se utilicen con otra finalidad, por ejemplo como alimento para animales, deben tomarse precauciones para que no afecten indirectamente a los seres humanos. La destrucción no es de aplicación práctica a los abastecimientos de agua contaminada.

Debido a su interdependencia, las medidas de protección que implican el control de suministros de alimentos y agua, como el decomiso, la destrucción o la sustitución de fuentes pueden

examinarse conjuntamente. Estas tres medidas de protección son de aplicación principalmente en la fase intermedia y final. Esto significa que antes de ordenar tales decomiso o destrucción o bien la utilización de alimentos y agua procedentes de fuera de la zona contaminada, debe disponerse de resultados de mediciones radiológicas especiales. Estas mediciones proporcionan información sobre los principales radionucleidos presentes y sus concentraciones en los diversos abastecimientos de alimentos y agua. Basándose en esta información, la autoridad responsable puede comparar el riesgo potencial de la radiación con el costo social y económico de las medidas para evitarlo.

## ii) Riesgos, dificultades y costos

El cambio de la dieta debido a las citadas medidas de protección puede causar inconvenientes, o incluso entrañar riesgos para algunas personas, principalmente ancianos, niños y enfermos. En ciertas zonas, las consideraciones técnicas pueden también constituir un factor importante.

En el caso de grandes zonas contaminadas, las consideraciones sociales y económicas son muy importantes. El abastecimiento de alimentos y agua no contaminados puede plantear diversas dificultades de transporte y suministro que deben estudiarse antes de iniciar la aplicación de las medidas de protección.

El costo de la puesta en práctica de estas medidas de protección está relacionado en alto grado con el valor de los alimentos destruidos o decomisados y el costo de los sustitutos. En los casos en los que los niveles de contaminación fuesen muy bajos, convendría considerar si procede o no destruir o decomisar alimentos ligeramente contaminados o por razones de necesidad económica permitir su consumo. La retirada inmediata del ganado lechero de los pastos posiblemente contaminados debe reducir al mínimo los costos de las medidas de protección en esta vía de exposición. El monitoraje debe perseguir el objetivo adicional de facilitar datos para determinar cuándo puede volver a los pastos dicho ganado.(7)

## I) DESCONTAMINACION DE LAS ZONAS AFECTADAS

### i) Consideraciones generales

La descontaminación de zonas, equipo, caminos, terrenos, etc. es una medida de protección que se aplica en la fase intermedia o final. Esta medida de protección supone principalmente el traslado de la radiactividad de una zona afectada a una zona en que sea menos peligrosa. Pueden preverse varias medidas, tales como:

Lavado o barrido por aspiración de caminos y de las superficies de los edificios. Esto puede efectuarse con equipo de extinción de incendios o equipo industrial;

Arado de las tierras agrícolas y pastos. Esta técnica no elimina la contaminación, pero hace pasar la contaminación de superficie a capas más profundas del suelo;

Extracción de las capas superficiales de la tierra para transportarlas a un lugar de almacenamiento;  
Lavado y limpieza de equipo con agua y detergente apropiados;  
Fijación de contaminantes.

Se necesitan depósitos adecuados para almacenar los desechos de la descontaminación. En el caso de la descontaminación de terrenos mediante la extracción en gran escala de la tierra superficial reviste especial importancia el equipo pesado adecuado para el transporte.

## ii) Riesgos, dificultades y costos

Los riesgos que entraña esta medida de protección se deben a la exposición de las personas que la ponen en práctica, causada por la inhalación, ingestión o irradiación externa. Es muy probable que estas personas necesiten ropa y equipo de protección y control de la exposición radiológica. (8)

## 3) MEDIDAS DE EMERGENCIA

### A) CONSIDERACIONES GENERALES

En esta sección se examinan en términos generales las cuestiones relativas a las medidas a adoptar en situaciones de accidente y se trata, en particular, de la planificación y puesta en práctica de medidas de protección en cuanto concierne a organismos del exterior del emplazamiento y teniendo en cuenta las obligaciones del explotador de la instalación nuclear (llamado también entidad explotadora o concesionario de la licencia). Se examinan también los aspectos prácticos de organización y las dificultades que pueden surgir al aplicar las medidas de protección. En resumen, se considera el desarrollo real del plan para hacer frente a la situación de emergencia mediante la puesta en práctica de las recomendaciones sobre análisis y accidentes, medidas de protección y niveles de intervención que se examinan en esta sección y otras.

Para planificar los aspectos operacionales importantes de las medidas de emergencia en el caso de accidente, es decir, para determinar sus consecuencias reales en el exterior del emplazamiento y seleccionar y aplicar las apropiadas, es necesario identificar los recursos disponibles para hacer frente a la emergencia en términos de personal capacitado, equipo especial, instalaciones, refugios y otros recursos auxiliares. Adaptar la respuesta a las situaciones de accidente es muy importante tanto para la conservación de los recursos disponibles como para reducir al mínimo los trastornos ocasionados a la población, los hogares, industrias y el medio ambiente de las inmediaciones, asegurando al mismo tiempo que las medidas de protección escogidas son las adecuadas para reducir al mínimo todo riesgo de exposición.

Los planes que posean la flexibilidad necesaria para hacer frente a las situaciones de emergencia y que puedan cubrir toda una gama de



accidentes resultan aun más complicados debido a las razones siguientes:

- La gama relativamente extensa de accidentes que haya que prever;
- La probabilidad (frecuencia) extraordinariamente baja previsible de que se produzcan accidentes graves;
- La necesidad de identificar inmediatamente una situación de accidente y de calcular sus consecuencias fuera del emplazamiento, consecuencias que pueden depender de la diversidad de los factores temporales que afectan a las descargas radiactivas;
- La necesidad de adoptar, tanto dentro como fuera del emplazamiento, gran número de medidas diferentes que pueden estar interrelacionadas y que posiblemente tengan que coordinarse adecuadamente y aplicarse simultáneamente;
- La variedad de los recursos humanos y materiales necesarios para hacer frente a la situación;
- Las diversas especialidades y calificaciones de las personas y organismos necesarios para aplicar esas medidas;

Una vez elaborado el plan de medidas de emergencia, se recomienda determinar los procedimientos que detallen las operaciones de protección con respecto a cada función del organismo encargado de hacer frente a las situaciones de emergencia, señalado en el plan.

(9)

## B) EVALUACION DE ACCIDENTES

### i) Funcion del explotador de la instalación nuclear

La entidad explotadora de la instalación nuclear dirigirá normalmente las actividades de emergencia desde un centro de control en caso de emergencia que es una instalación separada de la sala de control de la central nuclear. Además, es de prever que la entidad explotadora posea instalaciones en su domicilio central y en otras instalaciones designadas capaces de prestar ayuda técnica. Inicialmente, las actividades de emergencia las dirigirán los operadores de la sala de control de la central hasta que el centro de control en caso de emergencia pueda ser dotado de personal, transfiriéndose entonces las actividades de emergencia a dicho centro de control bajo la dirección de un director de las operaciones de emergencia en el emplazamiento.

Dado que los explotadores de una instalación nuclear se encuentran en la mejor situación para efectuar una evaluación inicial de las condiciones operacionales existentes en el momento del accidente, inclusive cualquier dispositivo técnico de seguridad que pueda haber sido activado o cuyo funcionamiento pueda haber fallado, la responsabilidad inequívoca de la evaluación inicial de la situación de accidente en la instalación recae sobre el explotador. El pronóstico inicial de las consecuencias fuera del emplazamiento de un accidente es también de la competencia del explotador de la instalación, ya que debe basarse en la evaluación inicial efectuada en la instalación a fin de que puedan aplicarse oportunamente fuera del emplazamiento las medidas de protección. La reevaluación posterior

efectuado por el explotador de la instalación puede proporcionar un pronóstico revisado de las consecuencias en el exterior del emplazamiento, que serán entonces consideradas o confirmadas por las autoridades del exterior del emplazamiento.

El explotador de la instalación debe también estimar lo antes posible, la dirección, altura y dispersión de cualquier penacho radiactivo en las zonas exteriores al emplazamiento. Las estimaciones relativas al penacho, los pronósticos de la exposición potencial a la irradiación de la población vecina y las posibilidades de contaminación del medio ambiente en los alrededores del emplazamiento deben comunicarse a los organismos en el exterior del emplazamiento, tan pronto como sea posible, por los explotadores de la instalación, ya que se necesita tiempo para movilizar al personal y servicios locales de emergencia.

Estas estimaciones iniciales deben revisarse en cuanto se disponga de información más exacta como consecuencia de una evaluación más detallada del accidente, y se hayan efectuado dentro y fuera del emplazamiento mediciones meteorológicas y radiológicas adicionales. En respuesta a las peticiones de asesoramiento de las autoridades competentes fuera del emplazamiento, el explotador de la instalación puede recomendar inicialmente medidas de protección de la población, ya que dichas autoridades necesitan tiempo para movilizarse y adoptar medidas correctivas.

Además de las tareas asumidas por los equipos de emergencia de las instalaciones nucleares para situaciones de accidente limitadas al emplazamiento (por ejemplo pequeños incendios, accidentes de trabajo) pueden también encomendarse a estos equipos las tareas iniciales relativas a la evaluación de accidentes prevista en los planes para hacer frente a las situaciones de emergencia fuera del emplazamiento. La disponibilidad de personas de la instalación para llevar a cabo las evaluaciones iniciales fuera del emplazamiento dependerá en gran medida de la magnitud de la plantilla de esa instalación y de los acuerdos concertados con las autoridades competentes.(10)

## ii) Funcion de las autoridades competentes .

Las autoridades en el exterior del emplazamiento a quienes compete la adopción de medidas en previsión de situaciones de emergencia pueden clasificarse en dos categorías: las radicadas en lugares inmediatamente adyacentes a la instalación nuclear y las radicadas a cierta distancia de la misma.

Se recomienda definir claramente las funciones de las autoridades del exterior del emplazamiento con respecto a la evaluación y pronóstico de las consecuencias que las descargas radiactivas de la instalación nuclear pueden tener fuera del emplazamiento. Se recomienda que, en las primeras fases del accidente dicha evaluación y pronóstico de las autoridades exteriores al emplazamiento se apoye sobre la evaluación y pronósticos efectuados por el explotador de la instalación.

Las autoridades del exterior del emplazamiento tienen la obligación de concertar acuerdos con el explotador de la instalación nuclear para que este les facilite información relativa a las primeras señales de peligro y al pronóstico de las consecuencias fuera del emplazamiento, así como recomendaciones sobre medidas que deben aplicarse inmediatamente para protección de la población de los alrededores. Sin embargo, los equipos dependientes de las autoridades del exterior del emplazamiento deben efectuar lo antes posible una evacuación completamente independiente a fin de ayudar a determinar las verdaderas repercusiones de la descarga. Con todo, las medidas de protección inicialmente necesarias no deben esperar esta evaluación, sino que deben basarse en las recomendaciones del explotador de la instalación.

En la fase final de un accidente es conveniente que las autoridades del exterior del emplazamiento controlen la evacuación y los pronósticos definitivos e independientes en relación con la contaminación radiactiva del medio ambiente en las cercanías de la instalación.

## C) INSTRUMENTOS PARA LA EVALUACION

### i) Instrumentos operacionales de la instalación nuclear

Los instrumentos diseñados específicamente para el control y vigilancia de las condiciones operacionales de la planta pueden servir para evaluar el tipo de accidente producido y algunas de sus consecuencias tanto dentro como fuera del emplazamiento.

Es de prever que estos instrumentos operacionales puedan facilitar ciertas informaciones, por ejemplo:

- Estimación de la cantidad de radiactividad que pudo haber sido liberada en el medio ambiente;
- Punto de descarga;
- Características temporales de la descarga (iniciación y duración probables de la descarga);
- Características radiológicas de la descarga por ejemplo, el contenido probable de radionucleidos gaseosos, volátiles y no volátiles);
- Estado de funcionamiento de los dispositivos técnicos de la instalación;
- Proyección del curso futuro de acontecimientos.

Entre los instrumentos operacionales pueden figurar los aparatos de vigilancia radiológicos en los edificios, los sistemas de contención y ventilación, los manómetros y termómetros que indiquen la situación de los sistemas de ventilación y la integridad de la contención (por ejemplo, puertas, tuberías, etc.) y la corriente de aire en las chimeneas. Deben también ocuparse instrumentos meteorológicos dentro del emplazamiento, lo que facilitará informaciones útiles.

En caso de accidente, puede ser ventajoso disponer de un sistema de telelectura de algunos de esos instrumentos. Debe observarse que

en condiciones de accidente, algunos parámetros pueden ser superiores en muchos órdenes de magnitud a los observados durante el funcionamiento normal. Por lo tanto, los instrumentos operacionales deben ser capaces de suministrar información fidedigna, a menos que queden averiados en el accidente.

## ii) Instrumentos de emergencia en la instalación nuclear

Se recomienda que las instalaciones nucleares estén equipadas con sensores fijos y móviles e instrumentos específicamente diseñados para situaciones de emergencia.

Algunos de estos instrumentos pueden ser los mismos que los utilizados en condiciones normales de funcionamiento de la planta, pero es conveniente cerciorarse que los instrumentos estén diseñados para medir niveles mucho más elevados en condiciones de accidente y que seguirán funcionando a las presiones, temperaturas, grados de humedad y otros parámetros que puedan darse tras producirse un accidente. El instrumento utilizado debe ser capaz de indicar las características radiológicas de la descarga.

## iii) Instrumentos de emergencia en el exterior del emplazamiento

### a) Radiológicos Fijos

De acuerdo con las leyes y reglamentos nacionales, algunas autoridades exteriores al emplazamiento pueden tener que desempeñar funciones de vigilancia radiológica normal del medio ambiente en las inmediaciones de la instalación, ya sea con carácter periódico o permanente. Estas autoridades pueden no ser necesariamente las mismas que las que han de aplicar medidas para hacer frente a las situaciones de accidente. Los datos proporcionados por los instrumentos pueden ser teletransmitidos a un punto central ( y después de un accidente a un centro de emergencia) o leídos o registrados periódicamente a mano. Durante las diferentes fases del accidente, los instrumentos de este tipo, que comunican datos a distancia pueden servir para la evaluación de accidentes siempre que esos instrumentos puedan registrar los niveles alcanzados por distintos parámetros. Las estaciones fijas pueden proporcionar, como mínimo, mediciones de la intensidad de dosis de radiación externa, la dosis externa acumulada y las consecuencias de yodo radiactivo en el aire. De ser posible debe establecerse una distinción entre los niveles de radiación de material radiactivo presente en el aire y de material radiactivo depositado en el suelo. En el caso de accidentes muy graves las necesidades de personal para evaluar las consecuencias fuera del emplazamiento y para aplicar medidas de protección serán elevadas durante las fases iniciales y en las cercanías inmediatas de la instalación.

Los instrumentos fijos en el exterior del emplazamiento se instalan a menudo a sotavento de la central respecto a los vientos dominantes o en la dirección de los centros de población o en ambos sectores. Sin embargo, no hay seguridad alguna que durante un

accidente el viento sopla en una determinada dirección o de que la estación de monitoraje este situada en un punto tal respecto a la dirección del viento que sus observaciones sean útiles en situaciones de emergencia. Por ello, debe estudiarse cuidadosamente la elección de instrumentos y la ubicación de una estación fija, si esta ha de utilizarse en situaciones de emergencia. Además, las estaciones fijas se destinan generalmente al monitoraje ambiental durante el funcionamiento normal de la instalación nuclear, mientras que en una situación de accidente todo el instrumental antes mencionado debe cubrir un intervalo de valores de los parámetros apropiado a las situaciones de emergencia, y los resultados deben ser rápidamente accesibles al Director del organismo encargado de hacer frente a situaciones de emergencia, bien sea por vía de telemetría o por otra vía rápida de transmisión.

#### b) Móviles

Los instrumentos móviles necesarios comprenderán los apropiados para registrar las tasas de exposición gamma procedente del penacho o del material depositado, así como instrumentos para registrar las concentraciones en la atmósfera de yodo radiactivo y del material radiactivo en forma de partículas. Los aparatos para el muestreo de aire pueden ser accionados por unidades eléctricas autónomas o por un generador eléctrico móvil. También puede incluirse equipo portátil como equipo integrante de un laboratorio móvil, que puede instalarse en un vehículo o avión.

Se recomienda que los instrumentos y equipo de vigilancia radiológica portátiles o móviles puedan ser utilizados por los organismos competentes exteriores al emplazamiento. La localización y accesibilidad de estos instrumentos y equipo respecto de las instalaciones nucleares, junto con los recursos de transporte necesarios para trasladarlos rápidamente al lugar del accidente, determinan su utilidad durante las fases iniciales del mismo. Otro factor que debe tomarse en consideración es la oportuna disponibilidad de personal calificado y adecuadamente capacitado para manejar los instrumentos. Las unidades móviles deben estar equipadas con instrumentos apropiados para la determinación de intensidades de dosis de radiación externa, dosis externas acumuladas, concentración en el aire de yodo radiactivo y otros radionucleidos y contaminación general del suelo y otras superficies. En la mayoría de los casos, la forma más eficaz y rápida de adquirir información cualitativa sobre los movimientos de un penacho radiactivo que emita radiaciones gamma consiste en utilizar instrumentos radiológicos apropiados en un avión. Los reconocimientos aéreos son eficaces para efectuar mediciones de la contaminación radiactiva gamma en el suelo en los caminos y otras construcciones. Los reconocimientos aéreos constituyen también la manera más rápida de cartografiar la configuración de la contaminación del suelo. Sin embargo, las condiciones meteorológicas adversas pueden afectar la disponibilidad inmediata de aviones para un monitoraje continuo, en ese caso será necesario confiar a equipos móviles el monitoraje del suelo y el reconocimiento de caminos, puentes, superficies exteriores de los edificios y otras construcciones. A menos que el terreno sea

relativamente lleno, puede ser impráctico utilizar para fines de reconocimiento radiactivo aviones de ala fija de los que los helicópteros ofrecen una alternativa eficaz

#### c) Meteorológicos

Se recomienda tomar disposiciones para que todos los datos pertinentes sobre meteorología, estadísticas climatológicas, estudios de difusión, etc., se encuentren a disposición de los organismos encargados de hacer frente a las situaciones de emergencia en el exterior del emplazamiento y de los centros de coordinación en caso de emergencia. Sin embargo, si la evaluación de las condiciones meteorológicas no ha de hacerse en estos centros sino, por ejemplo en una estación regional de observaciones meteorológicas, la información obtenida debe transmitirse al centro respectivo para que la utilice el meteorólogo correspondiente. Además, la estación meteorológica debe estar dotada de todo el material auxiliar necesario para facilitar el pronóstico de la trayectoria y dispersión del penacho. Este instrumental auxiliar puede ser del tipo manual o preferiblemente consistir de programas de computadora preparados para su utilización inmediata en caso de accidente.

La información meteorológica del exterior del emplazamiento debe utilizarse para facilitar una estimación más precisa de la trayectoria del penacho y ayudar a pronosticar todo cambio en las condiciones meteorológicas que pueda afectar las pautas de difusión y precipitación y asimismo influir sobre las operaciones de emergencia dentro y fuera del emplazamiento. Además de la información suministrada por el equipo meteorológico del emplazamiento, debe disponerse de datos de otras estaciones meteorológicas exteriores al emplazamiento que sean accesibles al centro de coordinación en caso de emergencia. Por lo tanto, debe determinarse si las estaciones pertenecientes a una red de observaciones meteorológicas pueden utilizarse con estos fines. Si se cuenta de tales estaciones, debe verificarse que el instrumental de que disponen puede facilitar la información meteorológica necesaria.

Si no se cuenta con tales estaciones, en particular en las direcciones de los vientos dominantes, deben establecerse estaciones fijas adicionales para proporcionar como mínimo, datos meteorológicos (dirección y velocidad del viento, presión barométrica, temperatura, humedad) al Centro de coordinación en caso de emergencia. Las estaciones meteorológicas móviles pueden y deben utilizarse cuando los datos de las estaciones fijas sean inadecuados.(11)

#### 4) PRONOSTICO DE LAS CONSECUENCIAS DE UN ACCIDENTE

##### A) FUNCION DEL EXPLOTADOR DE LA INSTALACION NUCLEAR

Según los instrumentos de que se disponga o la capacidad de tratamiento de datos que posea la instalación para efectuar evaluaciones, pueden establecerse predicciones utilizando diagramas y

monogramas previamente preparados. Los diagramas y monogramas para la previsión de las consecuencias fuera del emplazamiento pueden basarse en datos previamente calculados, tales como los siguientes:

- Información sobre descargas hipotéticas posibles de materiales radiactivos procedentes de la instalación nuclear para una gama representativa de accidentes postulados;
- Información sobre las pautas de dispersión de material radiactivo liberado en la atmósfera o hidrosfera en el caso de diversas condiciones hidrológicas y meteorológicas observadas como típicas en el emplazamiento de la instalación;
- Relación entre distribuciones de concentración de material radiactivo en el medio ambiente y exposiciones radiológicas proyectadas de la población;
- Información necesaria para interpretar las lecturas de los instrumentos.

Los resultados de los cálculos deben ser los valores de las dosis integradas proyectadas para exposiciones externas de cuerpo entero y exposiciones por inhalación debidas al penacho, así como la dosis externa de cuerpo entero debida a los radionucleidos depositados en función del tiempo transcurrido desde el accidente. Las proyecciones de las intensidades de dosis de radiaciones externas gamma en el espacio y tiempo después de una descarga serán de gran utilidad para los equipos de monitoraje.

Pueden y deben tomarse en consideración métodos más complejos. Por ejemplo, las condiciones fuera del emplazamiento pueden pronosticarse con una computadora programada para cartografiar los datos e informar sobre la situación. Este tipo de computadora utiliza como datos de entrada los datos de la evaluación meteorológica y radiológica, tanto reales como previstos, que se completan con las mediciones comunicadas por los instrumentos y los equipos de monitoraje. La computadora puede comparar estos datos con los previstos para un cierto tipo de accidente e imprimir o representar visualmente un informe sobre la situación y las medidas que se recomienda adoptar en determinadas zonas fuera del emplazamiento.

Además de las características radiológicas relativas a la descarga en la atmósfera, se necesitará información para prever la dirección que tomarán los materiales radiactivos descargados, la velocidad a la que se desplazarán y la dispersión y extinción progresiva del penacho en función de distancia. Los datos meteorológicos deben obtenerse de los instrumentos situados en el emplazamiento para medir las condiciones locales y del servicio general de información meteorológica para zonas más amplias. Las mediciones pueden y deben complementarse con observaciones sobre el terreno.

La información general sobre previsiones meteorológicas es necesaria para pronosticar las características del desplazamiento del penacho a lo largo de una gran distancia y durante un prolongado tiempo de descarga radiactiva. La instalación nuclear debe disponer de líneas de comunicación con las estaciones meteorológicas fuera del emplazamiento.

Entre las mediciones necesarias en el emplazamiento figuran las siguientes:

- Dirección y velocidad del viento indicadas por los instrumentos situados a nivel del suelo y en torre;
- Observaciones meteorológicas generales;
- Datos pluviométricos;
- Gradiente de la temperatura para pronosticar la clase de estabilidad atmosférica.

Entre otras medidas útiles obtenibles dentro del emplazamiento pueden citarse:

- Altura de la base de inversión;
- Movimientos en la atmósfera superior;
- Presión barométrica, temperatura y humedad.(12)

## B) FUNCION DE LAS AUTORIDADES EN EL EXTERIOR DEL EMPLAZAMIENTO

### i) Obtencion y tratamiento de datos

Los datos de que deben disponer los centros de coordinación en caso de emergencia pueden clasificarse en tres categorías:

#### a) Información relativa a la fuente radiactiva

Esta información debe comprender el inventario estimado de radionucleidos implicados en el accidente, en la forma física de la descarga, las tasas de la descarga y los cambios probables en la tasa de descarga, y las características termodinámicas de la descarga que se necesita conocer para estimar la altura efectiva a que se efectúa la descarga al aire. Esta información puede basarse inicialmente en estimaciones previamente calculadas y posteriormente en las indicaciones de los instrumentos.

#### b) Información meteorológica

Esta información es necesaria no solamente para la evaluación preliminar del accidente sino también para la eficaz utilización de los equipos de monitoraje fuera del emplazamiento. Se recomienda que la información meteorológica se utilice para facilitar al Director del Centro de coordinación en caso de emergencia un amplio espectro de trayectorias y concentraciones del penacho radiactivo tanto previstos como reales. Entre esta información deben figurar datos sobre los vientos a nivel del suelo, tanto dentro como fuera del emplazamiento, parámetros de difusión, datos sobre vientos en la atmósfera superior, datos sobre inversiones de temperatura y diagramas sinópticos de la situación actual y prevista.

#### c) Información radiológica del emplazamiento

La información que se necesita con mayor urgencia concierne a la ubicación y velocidad de movimiento del penacho y sus dimensiones aproximadamente. Esta información pueden proporcionarla después de un cierto tiempo los instrumentos fijos y móviles.



La siguiente información debe recogerse sobre el terreno:

- Campos de intensidades de dosis de radiaciones externas, tanto gamma como beta-gamma;
- Dosis acumuladas de radiaciones externas;
- Mediciones periódicas de cualquier contaminación del suelo y naturaleza de los radionucleidos depositados;
- Mediciones periódicas de la concentración radiactiva en el aire y su composición en radionucleidos.

Toda información mencionada debe mostrarse en mapas o en una representación visual o impresa de computadora. Además debe indicarse el momento de la obtención de los datos y los últimos valores medidos. Todos los resultados deben medirse a fin de realizar una evaluación a medida que el accidente siga su curso.

A base de esta información, el Centro de coordinación en caso de emergencia debe poder calcular las dosis proyectadas de radiaciones que sirven de orientación para fijar las medidas de protección.

Además de los cálculos basados en los datos reales o estimados de la descarga y en el supuesto mecanismo de dispersión, se necesitan datos del monitoreo ambiental realizado fuera del emplazamiento para:

- Estimar con mayor precisión las dosis procedentes de las vías de exposición del penacho;
- Estimar con mayor precisión las dosis de cuerpo entero y de inhalación procedentes del material depositado;
- Mantenimiento de registros y fines jurídicos.

Para alcanzar estos objetivos se necesita equipo adecuado y personal calificado.(13)

## 5) MEDIDAS CORRECTIVAS Y MEDIDAS DE RESTAURACION

### A) CONSIDERACIONES GENERALES

Durante la fase posterior del accidente, las medidas de protección adoptadas pueden denominarse "medidas correctivas" o "medidas de restauración". En esta sección se examinará brevemente la idoneidad de los diferentes procedimientos que pueden aplicarse en la última fase.

El periodo de tiempo transcurrido antes de que deban emprenderse medidas correctivas y de restauración permite normalmente obtener datos suficientes para llegar a una decisión sobre las técnicas más apropiadas. No obstante, es necesario efectuar cierta planificación por adelantado a fin de asegurar que dichas medidas pueden iniciarse prontamente con un mínimo de retraso cuando sean necesarias.

### B) MEDIDAS

#### i) Control de accesos y salidas

Este control es necesario cuando los niveles de contaminación son tales que pueden recibirse dosis de radiación inaceptablemente elevadas. Deben elaborarse criterios para la supresión del control de zonas y para el regreso de la población a cualesquiera lugares previamente evacuados y para la reanudación de las actividades normales.

#### ii) Decomiso de alimentos y agua

Esta medida de protección será necesaria en zonas en que la contaminación pudiera entrar en la cadena alimenticia; por ejemplo, a través del consumo de productos agrícolas cultivados en suelo contaminado, la contaminación de agua potable y la utilización de productos agrícolas y lácteos procedentes de tierras de labor contaminadas. Será necesario formular criterios que sirvan de base para la toma de decisiones sobre las medidas apropiadas relativas al destino final de dichos alimentos.

#### iii) Descontaminación de zonas y materiales

A continuación se dan algunos ejemplos de posibles medidas de descontaminación:

- Lavado de vehículos;
- Lavado de superficies pavimentadas, techos de edificios y muros externos de edificios con mangueras de incendios;
- Lavado mecánico de calles;
- Segar los prados y céspedes y evacuar el heno cortado, por ejemplo, colocándolo en bidones para enterrarlos seguidamente en un cementerio radiológico;
- Eliminación de prados y pastizales cortando en pellas la capa superficial, evacuando convenientemente el material recogido, y volviendo a sembrar seguidamente;
- Raspar la capa superficial del suelo radiactivamente contaminada y evacuarla en un cementerio radiológico adecuado.

#### iv) Fijación de la radiactividad restante

Una vez terminada la descontaminación, o en los casos en que no pueda realizarse una descontaminación completa, se recomienda fijar los contaminantes restantes de forma que no puedan diseminarse más ampliamente por la zona, ni queden en suspensión en el aire. Esta fijación ofrece asimismo algún efecto de blindaje, por lo menos contra las radiaciones alfa y beta y posiblemente también contra la radiación gamma de baja energía.

Ejemplos típicos de métodos de fijación son los siguientes:

- Pavimentación o repavimentación de zonas afectadas;
- Pintar o repintar casas y equipo
- Arar o volver a arar campos y otros terrenos agrícolas;
- Cubrir con arena o tierra

#### v) Control de contaminación y dosis

La magnitud de las consecuencias radiológicas en el exterior del emplazamiento determinarán el nivel de control necesario. Según sea el tipo de zona afectada, las autoridades competentes deben adoptar las disposiciones necesarias para medir la radiactividad en el agua, alimentos, suelos y muestras biológicas y botánicas de la zona exterior al emplazamiento y calcular las dosis potenciales resultantes para las personas. Los métodos de medición y evaluación deben ser los mismos que los utilizados en la vigilancia radiológica normal, llevada a cabo en las inmediaciones nucleares, pero su capacidad y amplitud debe estar en consonancia con la magnitud de los problemas en cuestión.

Según sea el nivel de contaminación, los tipos de superficie y la extensión de la zona afectada, puede ser necesario durante algún tiempo el monitoreo continuo de la radiactividad presente en el agua y en el aire. Las dosis acumuladas que han recibido las personas presentes en las zonas cuyo acceso está controlado pueden medirse con dosímetros totalizadores, tales como dosímetros fotográficos personales o dosímetros del estado sólido.

#### vi) Niveles de intervención

En la fase final de un accidente, deben aplicarse, en principio los límites de dosis recomendados por la CIPR, ya que la fuente de radiación está entonces bajo control. Para comprobar el cumplimiento de esas recomendaciones deben calcularse las dosis recibidas por individuos y posiblemente la dosis colectiva recibida por la población.

Según sea la extensión de la zona afectada y su demografía, habrá que tomar decisiones en lo concerniente a los valores aceptables para niveles de contaminación del agua, leche, cereales, legumbres, carne, pescado, y otros alimentos que han de utilizarse para el consumo en general de la población y de los animales domésticos que entran en la cadena alimentaria. Estos valores deben ajustarse a la recomendación de la CIPR.

Deben formularse criterios para la utilización normal o limitada de edificaciones, equipo, cosechas terreno, alimentos y abastecimientos de agua que hayan sido contaminados radiológicamente.

Los límites aplicables de dosis recibidas por los trabajadores deben adoptarse para volver a poner en funcionamiento las instalaciones esenciales que puedan haber sido cerradas. Deben formularse criterios, basados en los límites de dosis individuales y también de dosis colectiva, para el regreso de la población en general a cualquier zona evacuada.

#### vii) Aspectos de organización

Debe establecerse un grupo técnico local o nacional que se ocupe del desarrollo, dirección y evaluación de las operaciones de recuperación y regreso a la zona exterior al emplazamiento.

Conviene evaluar por anticipado la disponibilidad de cualesquiera servicios públicos o comerciales que puedan prestar asistencia técnica a las autoridades nacionales o locales en las operaciones de recuperación o regreso.(15)

### C) INFORMACION AL PUBLICO

Si se produce un accidente, es muy importante asegurar que tanto los particulares como los grupos de población siguen las instrucciones dadas por el personal encargado de hacer frente a la situación de emergencia. Tiene importancia capital evitar el pánico de la población, ya que sus consecuencias pueden ser todavía más peligrosas que las del propio accidente. Es bien sabido que, si se le informa sobre la verdadera situación, el público reaccionará generalmente de manera razonable al hacer frente a situaciones potencialmente peligrosas.

En caso de accidente es muy importante informar a la población con la mayor rapidez. En la fase inicial es posible que se disponga de relativamente poca información, aparte del hecho de que se ha producido un accidente y de que se están realizando operaciones de protección como medida de precaución. Tan pronto como se disponga de los resultados de las mediciones radiológicas debe explicarse su importancia a la población en términos sencillos de lenguaje corriente. Al mismo tiempo, deberá ser posible informar a la población sobre los medios que se pueden utilizar para protegerse de la mejor manera contra una posible exposición radiológica.

Conviene disponer de mensajes e instrucciones preparados de antemano en el centro de coordinación en caso de emergencia que puedan completarse añadiendo la información concreta y precisa y comunicarse inmediatamente a la población local, medios informativos y organismos oficiales. Es importante mantener informados de la situación, en intervalos frecuentes, a todos los sectores de la colectividad.

Conviene dar a conocer de antemano a la población la existencia de planes de emergencia. Debe prepararse una hoja o folleto informativo sencillo y distribuirse anticipada y periódicamente a los residentes de las cercanías de la instalación nuclear (el radio de la zona de distribución será determinado por las autoridades gubernamentales) en que se describan algunos aspectos básicos del plan para hacer frente a la situación de emergencia y se den instrucciones de emergencia directas y sencillas.(16)

### D) PERJUICIOS DERIVADOS

Todas las medidas de protección que pueden aplicarse para reducir la exposición de los individuos de la población ocasionan ciertos perjuicios a las personas afectadas, ya sea porque implican algún riesgo para la salud o ya porque entrañan algún inconveniente de tipo

social. La magnitud de estos perjuicios variará según la índole de las medidas de protección y las circunstancias en que se apliquen, por ejemplo, en función de la magnitud de población afectada.

Los perjuicios debidos a una medida de protección pueden evaluarse a veces utilizando información estadística sobre situaciones similares. Por ejemplo, pueden evaluarse los riesgos de una evacuación utilizando la información disponible sobre lesiones y accidentes mortales que se han producido durante evacuaciones provocadas por diferentes sucesos en diferentes circunstancias y de diferente gravedad.

Para ciertos tipos de medidas de protección, como el empleo de compuestos químicos para bloquear la absorción de algunos radionúclidos, el riesgo individual de la medida de protección es independiente del número de personas afectadas. En la práctica actual, el único caso pertinente es el empleo de tabletas de yoduro y yodato potásico para bloquear la absorción de yodo radiactivo.(17)

#### E) ANALISIS RIESGO-BENEFICIO

La decisión de aplicar medidas de protección debe basarse en la comparación de los perjuicios que implica la medida y los beneficios obtenidos mediante la disminución de la exposición. Esta comparación debe estudiarse en el momento en que la autoridad competente establece el plan de emergencia, debiendo figurar en dicho plan los niveles de intervención seleccionados a base de tal comparación. Los niveles deben seleccionarse respecto a cada posible vía de exposición, relacionarse con el tipo de medida de protección prevista y tener en cuenta cada fase inicial, intermedia y final del plan de emergencia. Por supuesto las comparaciones dependerán estrechamente de las condiciones locales; por lo tanto, los niveles de intervención quizás solo sean aplicables en las circunstancias en que han sido establecidos. Además como la eficacia de las medidas de protección depende de la rapidez con que puedan aplicarse, los niveles de intervención solo pueden facilitar una orientación general por lo que la decisión de aplicar medidas de protección debe adoptarse a la luz de la información disponible en el momento del accidente.(18)

TABLA VII.1.B Aplicabilidad de las medidas de protección

Medida de Protección	Fase		
	Inicial	Intermedia	Final
Refugio	**	*	-
Profilaxis radiológica	**	*	-
Control de accesos y salidas	**	**	*
Evacuación	**	**	-
Métodos de protección personal	*	*	-
Descontaminación de personas	*	*	*
Asistencia médica	*	**	*
Decomiso de alimentos y agua	*	**	**
Utilización de piensos almacenados	**	**	**
Descontaminación de zonas	-	*	**

\*\* Aplicable y posiblemente esencial  
 \* Aplicable  
 - No aplicable o de aplicación limitada

TABLA VII.1.C Correspondencia entre medidas de protección y riesgos

causas posibles de riesgos	cronología	medidas aplicables para la protección de la población
----------------------------	------------	---

Radiación directa procedente de la instalación		Evacuación Control de accesos
Radiación directa procedente del penacho y posiblemente de la deposición en el suelo)		Refugio Control de accesos Evacuación
Inhalación de sustancias volátiles		Refugio Profilaxis radiológica Control de accesos Evacuación Protección personal
Inhalación de aerosoles		Refugio Control de accesos Evacuación Protección personal
Contaminación de la piel y ropas		Refugio Control de accesos Evacuación Descontaminación de personas
Inhalación de partículas en resuspensión		Evacuación Control de accesos Protección personal Descontaminación de zonas
Radiación procedente de la deposición en el suelo		Evacuación Control de accesos Refugio Descontaminación de zonas
Ingestión de alimentos y agua		Decomiso de alimentos y agua

- Notas: 1. La asistencia médica puede ser necesaria en cualquiera de las fases cronológicas y debe llevarse a cabo por personal competente cuando sea necesario.
2. La utilización de piensos almacenados para limitar la ingestión de radionucleidos por los animales domésticos (parte de la cadena alimentaria) puede ser de aplicación en cualquiera de las fases cronológicas.

## --- CAPITULO VIII " SEGURIDAD EN LA NUCLEOELECTRICIDAD "

### 1) SEGURIDAD NUCLEAR

El principal objetivo de la seguridad nuclear es mantener la exposición del público y de los trabajadores a las radiaciones de las instalaciones nucleoelectricas al valor más bajo que razonablemente pueda alcanzarse, tanto durante el funcionamiento normal como en el caso de un accidente. En todas las plantas industriales pueden ocurrir anomalías durante el funcionamiento normal. Debido al carácter peculiar de las instalaciones nucleares, los objetivos de la seguridad nuclear con respecto a los posibles accidentes consisten, en el sentido más amplio, en :

- Reducir la posibilidad de accidentes,
- Reducir a un mínimo el escape de materiales radiactivos en caso de accidente,
- Reducir a un mínimo la exposición de la población en caso de emisión de materiales radiactivos.

Para lograr estos objetivos, las instalaciones nucleares se diseñan, construyen, explotan y mantienen en conformidad con elevados niveles de calidad a fin de reducir a un mínimo la probabilidad de un fallo, posible causa de escape de cantidades importantes de materiales radiactivos. Cuando se trata de reactores nucleares de potencia, el problema de eliminar el calor concentrado, aún después de pararse el reactor, requiere de particular atención. Los estrictos procedimientos de control, de reglamentación y de concesión de licencias son importantes en todas las etapas de ejecución de proyectos nucleares, desde las primeras etapas, hasta la selección del emplazamiento, diseño, construcción y explotación. Cuando se escoge el emplazamiento de las instalaciones nucleares, se tienen en cuenta la distribución de la población alrededor de la planta, así como las condiciones meteorológicas predominantes; el emplazamiento se elige de manera que se reduzcan a un mínimo las consecuencias de cualquier escape de materiales radiactivos.

Para lograr la seguridad de una instalación nuclear se combinan cuatro aspectos diferentes :

- La seguridad tecnológica en el diseño y la construcción,
- La seguridad del emplazamiento,
- La seguridad de la explotación y el mantenimiento,
- Planes y preparativos de emergencia.

En todas estos aspectos se aplican rigurosas medidas de reglamentación, control, garantía de calidad y supervisión, recurriéndose también a las investigaciones de seguridad y a la evaluación de la experiencia.

A pesar de los accidentes de la " Isla de las Tres Millas " y de " Chernobyl ", el historial de la energía nucleoelectrica en lo referente a seguridad y a protección ambiental, ha sido sobresaliente. Aún teniendo en cuenta el accidente de la Isla de las Tres Millas, que es el peor accidente de la nucleoelectricidad en



accidentes, no se han registrado defunciones o lesiones graves inducidas por la radiación que pueden ser directamente atribuibles a las plantas nucleoelectricas comerciales de accidente.

El historial de prevención de accidentes que hayan resultado en pérdidas económicas ha sido igualmente sobresaliente. Las plantas nucleoelectricas son instalaciones muy complejas y tienen un costo de capital muy alto. Una gran planta nucleoelectrica que no este generando electricidad es una carga financiera muy pesada para cualquier compañía. Es ampliamente reconocido por los diseñadores, constructores, propietarios e inspectores de reactores nucleares, que es mucho más probable que ocurra un accidente que resulte en severas pérdidas económicas, que un accidente que resulte en daños y perjuicios a la salud del público o de los empleados de la planta. Esto se debe a que las características tecnológicas de seguridad están diseñadas para evitar que la radiactividad alcance el medio ambiente en el transcurso del accidente. Los accidentes más serios en la historia de la energía nuclear excepto Chernobyl, han sido accidentes con consecuencias únicamente económicas. Esto se debió a que las medidas de seguridad de las plantas nucleoelectricas funcionaron y protegieron al público. En el caso del accidente de la Isla de las Tres Millas, los costos sumaron varios cientos de millones de dólares, mientras que las consecuencias de la radiación en la salud fueron muy pequeñas.

La energía nucleoelectrica involucra la producción de cantidades considerables de materiales radiactivos. La protección contra la radiación emitida por tales materiales, ha sido y sigue siendo tema de investigaciones y estudios desde hace de cinco décadas.

Los diseñadores, constructores, propietarios e inspectores de las plantas nucleoelectricas y otras instalaciones han reconocido desde el principio, los requisitos de seguridad, y han impuesto estrictos controles sobre los materiales asociados con las plantas nucleoelectricas y la operación de las instalaciones del ciclo de combustible. El logro de la seguridad y la confiabilidad requiere un alto nivel de innovación en el diseño, de control de calidad y de pericia humana nunca antes conocido en la industria eléctrica. Los objetivos primordiales de la seguridad nuclear son:

- (a) Seguridad del público: No debe haber ninguna descarga de material radiactivo, ya sea por motivos accidentales o de otra índole ya que eso representaría un riesgo significativo al público. En la operación normal, la exposición de los seres humanos a la radiación debe ser tan baja como sea razonablemente posible.
- (b) Seguridad del personal: La exposición del personal de las plantas nucleoelectricas a la radiación, no debe exceder las dosis límite recomendadas y debe ser mantenida tan baja como sea razonablemente posible.

Las consideraciones anteriores, añaden un componente de capital muy considerable al desarrollo de la energía nucleoelectrica, ya que tanto la aceptación pública como la viabilidad económica de la energía nucleoelectrica como una gran fuente de energía, dependen mucho de un alto nivel de seguridad y de protección ambiental.(1)

## A) OPERATIVIDAD DE LAS PLANTAS NUCLEOELECTRICAS

Junto con la seguridad, la operatividad es el principal parametro de las plantas nucleoelectricas. La Agencia Internacional de la Energia Atomica, le presta atencion permanentemente y la analiza constantemente.

Desde 1970, se ha sistematizado la informacion de las plantas nucleoelectricas. El sistema computerizado de los reactores de energia, ( PRIS por sus siglas en ingles ) de la Agencia Internacional de la Energia Atomica, cubre actualmente, 1700 años-reactor, lo cual es casi dos tercios de la experiencia mundial total que suma 2400 años-reactor.

El PRIS contiene dos archivos, uno con el estado general de las plantas nucleoelectricas incluyendo algunos datos basicos de diseno. El otro archivo reune la experiencia operativa, con datos sobre produccion, operacion y anomalias en subarchivos separados.

Los factores más importantes a considerar son, el factor de carga y el factor operativo.

El factor de carga ( LF ) es la relacion entre la energia que ha producido una planta nucleoelectrica durante el periodo considerado y la energia que podria haber producido a maxima capacidad bajo condiciones de operacion continua durante ese periodo.

El factor operativo ( OF ) es la relacion entre el numero de horas que la unidad estuvo conectada al sistema electrico comercial y el numero total de horas en el periodo de referencia.

Al aplicar el factor de carga, la definicion de maxima capacidad es por supuesto de particular importancia. Se define asi:

La maxima capacidad de una planta nucleoelectrica es la maxima potencia que puede ser mantenida o que se autoriza mantener a lo largo del periodo de operacion continua, en la practica 15 horas o mas. Todos los datos y calculos se refieren a la capacidad neta en las terminales de salida de la planta. Además los factores de indisponibilidad ( UF ) se usan, en base a la definicion energetica de indisponibilidad que es: Indisponibilidad significa que la capacidad disponible es menor que la capacidad maxima.

La indisponibilidad se clasifica en programada si es prevista con mucha anticipacion, generalmente cuando se establece el programa anual de operacion, y si el comienzo del periodo de indisponibilidad puede ser ampliamente diferido y controlado por la administracion de la planta. Toda otra indisponibilidad se clasifica como no programada.

El factor de indisponibilidad sobre un periodo especifico es la relacion de la energia  $E_U$  que pudo haber sido producida durante este periodo a una capacidad igual a la capacidad de indisponibilidad  $C$  y la energia  $E_M$  que pudo haber sido producida durante el mismo periodo a la maxima capacidad. El factor de indisponibilidad sobre un periodo especifico puede ser dividido en:

PUF = factor de indisponibilidad originado por salidas programadas tales como los trabajos de mantenimiento y de reabastecimiento de combustible.

UUF = factor de indisponibilidad originado por cualquiera otra razon.

La información sobre la indisponibilidad de las plantas nucleoelectricas es un parametro clave del sistema de informacion sobre reactores nucleares de la A.I.E.A., el cual es unico y deberia ser usado mas frecuentemente por los operadores de plantas nucleoelectricas.

Los factores de capacidad promedio se usan siempre que se dispone de los valores promedio. En las estadisticas combinadas se consideran cuatro tipos principales de reactores: PHWR, GCR, PWR y BWR. Los datos tambien estan disponibles para otras plantas tales como los FBR's y los HTGR's. Lo siguiente tambien se aplica: (1) se establece una distincion entre los reactores nucleares comerciales grandes y pequenos, por ejemplo, con salidas sobre y bajo los 600 MWe netos, y (2) solo las plantas con una salida de 100 MWe o mas son incluidas.

El factor de carga es adecuado como un factor de desempeno para las plantas nucleoelectricas mientras sean programadas exclusivamente para una operacion a carga basica. En 1981 seis paises generaron mas del 25% de su electricidad en reactores nucleares (tres de ellos mas del 35%) y esta claro que el factor de carga por si solo se volvera insatisfactorio como medida objetiva y unica del desempeno de las plantas nucleoelectricas al empezar a ser operadas de manera ciclica para corresponder a la demanda. Sera necesario en el futuro usar otro factor de indisponibilidad para suplir el factor de carga.

De los datos sobre la indisponibilidad que presentan las plantas nucleoelectricas y termoelectricas fosiles proporcionados por la Comision Mundial de Energia y la Agencia Internacional de la Energia Atomica se observa que hay diferencias entre plantas termoelectricas fosiles en diferentes paises, asi como entre los diferentes tipos de plantas nucleoelectricas, de entre las cuales los grandes PWR's tienen los factores de indisponibilidad mas altos, lo cual se debe en parte a las estrictas regulaciones impuestas a raíz del accidente de la Isla de las Tres Milles. Estas diferencias entre los grupos principales son mas significativas que las diferencias globales de la indisponibilidad entre las plantas nucleoelectricas y las termoelectricas fosiles.

Por el alto costo de capital de las plantas nucleoelectricas, el factor de carga alcanzable en la operacion a carga basica, es de una importancia economica fundamental. Durante la decada de los 60's se usaba un factor de carga teorico del 80% para las evaluaciones de reactores reabastecidos sin carga; para las plantas reabastecidas con carga se suponía un factor de carga a veces tan alto como el 90%. La realidad ha sido diferente. Es necesario mejorar el desempeno de las plantas nucleoelectricas, no solo por economia. En comparacion con un factor de carga teorico del 80% que es lo que los fabricantes estiman como alcanzable para plantas reabastecidas sin carga, el valor de 62.4% para el factor de carga real durante 1980 para las plantas incluidas en el PRIS representa una perdida de generacion de 160 TWh correspondiente a una capacidad de 23120 MWe a un factor de carga teorico del 80%. Esta perdida puede ser considerada como una reserva recuperable en el futuro sin construir nuevas plantas, si se optimiza la operacion de las plantas nucleoelectricas.

En el sistema de informacion de los reactores nucleares de la A.I.E.A. hay informacion acerca de 9004 paros de plantas nucleoelectricas entre 1971 y 1980. Mientras los paros planeados

Representan los tercios del tiempo total de paros, los paros no planeados con efectos 1 150 000 horas o 151 760 en generación eléctrica perdida para todas las plantas nucleares incluidas en el FRIB durante el periodo considerado. La tabla VIII.1.A.11 represente un desglose de las causas de los paros no planeados incluidas en el FRIB y la figura VIII.1.A.11 ilustra colectivamente dicha información. Ambas representaciones muestran la predominancia de fallas de equipos en el sitio y principal de abandono de calor, de los generadores de vapor y de los sistemas turbogeneradores, representando en conjunto más del 41% del tiempo de paros no planeados con un 14% adicional de diversos mantenimientos y reparaciones planeadas en esos equipos. Las fallas de equipo que son más específicas de las plantas nucleoelectricas, por ejemplo el reactor y sus accesorios, el combustible, el sistema de instrumentación y control del reactor y los sistemas nucleares auxiliares y de emergencia solo representan en conjunto al 12.4% del tiempo total de paros no planeados, a lo cual hay que añadir un 5.2% debido a limitaciones regulatorias. Estas estadísticas confirman lo que ya se había concluido, y es que las mayores razones de indisponibilidad se presentan en las paradas no nucleares del sistema de la planta y más a menudo sin relación con la seguridad de la planta nucleoelectrica. Poniendo más atención en el diseño, construcción y operación de estos sistemas no nucleares es muy posible alcanzar mejores factores de carga en el futuro.

En general puede concluirse que las plantas nucleoelectricas no tienen una indisponibilidad significativamente mayor que las plantas termoeléctricas fósiles de tamaños similares. Sin embargo sería deseable y parece posible optimizar la disponibilidad de las plantas nucleoelectricas. Los mayores problemas que afectan la operatividad (pero generalmente no la seguridad) de las plantas nucleoelectricas y que han causado paros prolongados tienen su razón de ser en errores de diseño mayúsculos o grandes fallas del material del tipo que ocurre en la industria que experimentan un rápido desarrollo y que difícilmente pueden ser previstos y evitados.

Las partes no nucleares o convencionales de las plantas nucleoelectricas son las mayores contribuyentes a la indisponibilidad. Una cuidadosa y conservadora aproximación a la estandarización de los componentes mayores y una adecuada extrapolación del desempeño de acuerdo con el tamaño en el diseño debería ayudar a evitar tales problemas. Sin embargo parece que en la categoría de paros breves es donde los operadores de la planta podrían alcanzar mayores optimizaciones principalmente a través de la retroalimentación de la experiencia operativa de todas las plantas similares y por medio de una administración más eficiente.

Por muchos años ha habido una discusión sobre si la disponibilidad de operación de la planta nucleoelectrica mejora con la edad de la planta nucleoelectrica. La realidad indica que es relativa tal suposición.

Se han aprendido muchas lecciones importantes de la experiencia operativa y del mantenimiento de las plantas nucleoelectricas. La mayoría parecen ser obvias, sin embargo puede ser útil enfatizarlas:

- (1) Las consideraciones de seguridad en la operación y el mantenimiento deben suceditar a otras consideraciones.

- (2) Es esencial la disponibilidad de una administración y un personal de operación y mantenimiento altamente calificado .
- (3) Los requerimientos de capacitación ,entrenamiento y actualización deben definirse claramente y cumplirse rigurosamente .
- (4) Las plantas nucleoelectricas deben ser diseñadas y construidas para una buena operatividad y mantenimiento , en adición a la seguridad .
- (5) Los procedimientos de operación y mantenimiento deben estar claramente especificados y ser rigurosamente cumplidos .
- (6) Las líneas de autoridad , distribución de responsabilidades , funciones , tareas y deberes deben estar claramente definidos y entendidos por todos .

La experiencia de un país con su primera planta nucleoelectrica y en particular en los países en vías de desarrollo ha mostrado que hay problemas y dificultades que deben ser resueltas . La experiencia ha mostrado que dichos problemas y dificultades pueden ser solucionados satisfactoriamente .(2)

## B) CLAUSURA SEGURA DE PLANTAS NUCLEOELECTRICAS

Otra diferencia esencial entre las plantas nucleoelectricas y las plantas electricas convencionales , surge al fin de la vida útil técnica y/o económica , cuando los materiales radiactivos originan nuevos problemas . Aunque una serie de reactores experimentales y de demostración han sido enterrados o desmantelados , las alternativas para la clausura de grandes plantas nucleoelectricas no han recibido la suficiente atención que merece una situación tan inevitable y que se irá presentando en muchas plantas nucleoelectricas que están acercándose al fin de su vida útil .

Se han considerado un número de análisis detallados de las alternativas de clausura y se ha llegado a la conclusión de que el desmantelamiento es factible, realizable y no demasiado costoso . Sin embargo, es deseable mayor organización en la información, tanto en los aspectos técnicos y económicos . En relación al último aspecto , necesariamente aparece en los cálculos del costo de kWh que en adición al costo del depósito de los desechos radiactivos debe hacerse una previsión para los costos de desmantelamiento aún si representan un gasto en el futuro .(3)

## C) RADIATIVIDAD DEL REACTOR

Los problemas particulares de seguridad de un reactor nuclear de potencia se deben al hecho de que los procesos de fisión producen materiales sumamente radiactivos dentro del combustible situado en el núcleo de pequeño volumen y alta densidad de potencia del reactor. En los elementos combustibles del núcleo del reactor se genera un

internas calientes se transfieren al refrigerante en circulación a través del núcleo de agua candente, por convección a alta presión. Una gran planta nuclear en funcionamiento con una salida de 1 gigawatio de energía eléctrica (1 GW<sub>e</sub>), es decir una salida térmica cercana a 3 GW<sub>t</sub>, se producen unas 5400 megasecuerecillos (MBq) de productos de fisión por segundo, de los cuales una decena parte son gases nobles. La mayor parte de estos se desintegran muy rápidamente, pero los de larga vida se acumulan en el combustible. Tras algún tiempo de funcionamiento, la actividad en el núcleo del reactor, se eleva a unas 24000 GBq, de los cuales alrededor de 24000 GBq son isótopos del uranio, plutonio y agua. Otra fuente de radiactividad es la activación neutrónica por absorción de neutrones en los productos de corrosión y en las impurezas o aditivos del refrigerante, aunque estos son pocos en comparación con los productos de fisión.

La operación de plantas nucleoelectricas involucra la formación de materiales radiactivos dentro del reactor nuclear, en el cual se llevan a cabo los procesos de fisión del combustible. Los productos de la fisión consisten de radionúclidos de corta y de larga vida, los cuales bajo condiciones normales de operación permanecen completamente confinados junto con los elementos del combustible. Generalmente, bajo condiciones normales de operación solo una fracción muy pequeña de los productos de fisión llegan a ser liberados y su impacto ambiental no es significativo.

Las cantidades de material radiactivo formado por la activación neutrónica de los productos de corrosión y las impurezas o aditivos del refrigerante son pequeñas comparadas con los productos de fisión y consisten principalmente de radionúclidos de elementos tales como hierro, cromo, cobalto y manganeso. En suma, la absorción de neutrones por boro, comúnmente usado para el control del proceso de fisión y por deuterio en reactores enriquecidos por agua permiten la formación del tritio, un radionúclido de larga vida del hidrógeno. También se forman radionúclidos de nitrógeno, carbono y argón. Otros productos de activación del refrigerante son menos significativos.

La tabla VIII.1.C.1) lista las cantidades de los más importantes radionúclidos en un reactor nuclear de 1000 MWe. Esta tabla sólo incluye productos de fisión con vida media mayor a 1 hr. Los productos de fisión beta de corta vida y/o emisores gamma (vida media del orden de segundos o minutos) predominan en el núcleo del reactor después del paro, pero decaen rápidamente y no contribuyen significativamente a la actividad que llega a ser liberada durante las operaciones normales. Sin embargo han sido tomados en cuenta cuando se considera la exposición a la radiación del personal de operación o en condiciones de emergencia.(4)

## D) OPERACION NORMAL

Durante la operación normal de plantas nucleares las fuentes potenciales de radiación al hombre son:

- (a) Exposición del público a la radiación liberada en efluentes líquidos y gaseosos.
- (b) Exposición del personal de la planta durante la operación y mantenimiento.

La mayoría de los productos de fisión reaccionan con los elementos del combustible, pero una pequeña fracción puede escapar al refrigerante a través de un condensador defectuoso. La mayoría de los productos de corrosión y radioisótopos liberados del combustible al refrigerante o moderador son removidos por sistemas de procesamiento de desechos líquidos o gaseosos. Aún así, una pequeña parte de materiales radiactivos puede ser eventualmente liberada al ambiente. La experiencia ha demostrado que las dosis adicionales al público que vive en la vecindad de las plantas nucleares no es más del 1 % aproximadamente, de la dosis natural de radiación de fondo. La contribución a la dosis total a la población es muy pequeña, mucho menos del 1 % de la dosis de radiación natural de fondo. Un individuo promedio de la población recibirá una dosis de aproximadamente 0.1 rem por año de fuentes naturales de radiación.

Cualquier detrimento a la salud humana que puede derivarse del uso de la energía nucleoelectrónica se debe principalmente a la exposición laboral del personal de la planta a los rayos gamma de la fisión y a los productos de activación. La exposición profesional a la radiación se controla por un diseño adecuado de la planta, por procedimientos correctos de operación, por programas de monitoreo, por entrenamiento del personal y con un fuerte control a nivel directivo. La experiencia a demostrado que con un programa de exposiciones por mantenimiento tan bajo como sea razonable lograr, las dosis de radiación promedio al personal de operación pueden ser mantenidas en el rango de 0.5-1 rem por año el cual representa el 10 al 20 % del límite anual de dosis de 5 rem por año recomendado por OIEA para exposiciones profesionales. Particular atención se debe tener para controlar las dosis de mantenimiento, manejo de desechos y salud física del personal.

En las plantas nucleoelectrónicas, el principal motivo de preocupación es la posibilidad de que escapen grandes cantidades de materiales radiactivos. Los materiales radiactivos del núcleo pueden escapar en caso de daños de la vaina del combustible y de fusión del combustible por sobrecalentamiento. Por lo tanto, las funciones de seguridad más importantes son las que se refieren al control constante de la radiactividad en el núcleo y de su refrigeración para evacuar el calor hasta alcanzar condiciones seguras. El calor producido por desintegración radiactiva de los productos de fisión en el combustible incluso parado el reactor, es bastante grande - al principio equivale a una décima parte de la potencia del reactor - y desciende lentamente en función del tiempo.

Por consiguiente, es menester tomar medidas para que prosiga la refrigeración, aun después de parado el reactor.

El sobrecalentamiento del combustible puede tener lugar a causa de dos clases de accidentes :

--- Pérdida del refrigerante

Los accidentes con pérdida de refrigerante ( LOCA ) pueden ocurrir en caso de avería del sistema de refrigeración del reactor y sobrecalentamiento del combustible, a menos que se aplique al núcleo la refrigeración de emergencia por agua.

---- Transitorios

El sobrecalentamiento del combustible puede ser igualmente el resultado de fenómenos transitorios si la potencia del reactor aumenta por encima de la capacidad de eliminación del calor por

El sistema de refrigeración del reactor, a la larga contribuye a la eliminación del calor hacia el agua de la distribución del caudal del refrigerante. (E)

## E) ANALISIS DE CASOS CRITICOS DE OPERACION

Los accidentes en plantas nucleares pueden diferir de aquellos en plantas convencionales de energía eléctrica porque es posible liberar una cantidad significativa de radiactividad al ambiente. Aun cuando grandes cantidades de radiactividad son generadas por los procesos de fisión en una planta nucleoelectrónica, el grueso de esta radiactividad (más del 99%) permanece en el combustible, siempre que sea enfriado adecuadamente. Para que grandes cantidades de radiactividad fueran liberadas de los elementos del combustible el núcleo del reactor debería estar seriamente dañado y materialmente fundido. Basándonos en este conocimiento, el principal tipo de accidente en plantas nucleares, que puede permitir una gran fuga de radiactividad es ampliamente conocido. Todos los lugares en los cuales se localiza combustible en una planta nuclear y las cantidades de radiactividad en cada caso son fácilmente identificables. Esto se presenta en la tabla VIII.1.E.1) para la mayoría de lugares importantes, la cual muestra que la mayor cantidad de radiactividad reside en el núcleo del reactor. El combustible es una fuente de calor aún después de que se para el reactor debido a la liberación de energía del decaimiento de materiales radiactivos. Inmediatamente después del paro de un reactor que ha operado durante un mes o más la cantidad de calor de decaimiento es cerca del 7% del flujo térmico de salida al momento del paro pero decrece al 1% después de 10 minutos y aproximadamente al 1% después de 2 hr. Después de un día el calor de decaimiento aún es del 0.5%. Para un reactor de 1000 MWe esto significa una producción de calor de aproximadamente 15 MW los cuales deben ser removidos si se quiere evitar la fundición. Así, mientras el calor tiene una rapidez de decrecimiento inicial después del paro del reactor, este constituye una fuente sustancial de liberación de calor por algún tiempo y se requiere un enfriamiento continuo. El sobrecalentamiento del combustible ocurre solo si la rapidez de generación de calor es mayor que la rapidez de remoción de calor. Este tipo de desbalance de calor en el núcleo del reactor puede ocurrir de diferentes formas:

- (a) Pérdida de refrigerante. La ocurrencia de un evento de pérdida de refrigerante permitirá al combustible sobre calentarse a menos que el agua de enfriamiento se circule rápidamente. Esto identifica un tipo de accidentes llamado Accidente por Pérdida de Refrigerante (LOCA en inglés) en el cual una ruptura en el sistema refrigerante del reactor permite una pérdida del enfriamiento normal. Esta ruptura permite un aumento de presión y una gran temperatura la cual calentará el refrigerante hasta vaporizarlo pudiendo llegar a romper el edificio del contenedor por sobrepresión.
- (b) Resonancias. El sobrecalentamiento del combustible puede resultar de eventos transientes que causan que la potencia del reactor aumente más allá de la capacidad del sistema de



refrigeración para reducir la tasa de generación de calor del núcleo. Pueden considerarse como eventos transientes todas aquellas situaciones (excepto LOCA) que pueden producir una acumulación de calor en el núcleo.(6)

## 2) SEGURIDAD EN EL DISEÑO DE PLANTAS NUCLEOELECTRICAS

La prevención de accidentes y la mitigación de sus posibles consecuencias han sido los objetivos primordiales del diseño de plantas nucleoelectricas.

No se pretende estudiar ninguna técnica detallada de diseño de seguridad ya que existen muchas variantes del concepto de diseño de seguridad en reactores. Los principales diseños de seguridad se encuentran detallados en los códigos y guías del programa de la OIEA Nuclear Safety Standards (NUSS).

En la siguiente sección se describe el principio básico del diseño de seguridad de reactores nucleares, que es la "defensa a profundidad".

En el diseño existen dos aspectos de defensa en profundidad. Uno consiste en establecer barreras que debería atravesar sucesivamente el material radiactivo para escapar de la planta nucleoelectrica. En una planta nucleoelectrica estas barreras comprenden :

- La matriz del combustible y las vainas estancadas (primera barrera)
- El circuito de refrigeración del reactor (segunda barrera)
- El contenedor primario de concreto del reactor (tercera barrera)
- La contención secundaria que es un edificio o estructura que envuelve al contenedor primario (cuarta barrera)

La integridad de las barreras se garantiza por márgenes de diseño prudentes y por una altísima calidad de la fabricación. Si llegara a ceder una de estas barreras pasivas, se han provisto sistemas tecnológicos de seguridad activa para atenuar las consecuencias del fallo de la barrera. Estos sistemas comprenden entre otros, el sistema de refrigeración de emergencia, la alimentación de emergencia de refrigerante, la aspersión de líquido frío en el contenedor para condensar el refrigerante vaporizado y filtros de efluentes del reactor.

El otro aspecto de la defensa a profundidad en el diseño es la prevención de la ruptura de las barreras. Se puede considerar que este aspecto consiste en tres escalones de defensa relacionados con el modo de funcionamiento de la planta y el tiempo de respuesta en condiciones de accidente. Los límites entre dichos escalones no son muy precisos y pueden ser ligeramente diferentes según los diseños, pero fundamentalmente son válidos los siguientes objetivos con respecto a los tres niveles de seguridad.

- (1) Asegurar que la planta opere bajo condiciones de operación estrictamente definidas.
- (2) Prever una serie de sistemas de seguridad para ser destinados a evitar accidentes que puedan resultar en condiciones críticas y riesgosas.

- (3) Prever sistemas para atenuar las consecuencias de accidentes capaces de provocar un daño importante al combustible y que ocasionen la liberación de radiación fuera de los lugares diseñados para su confinación.

El primer nivel de defensas consiste en asegurar que la planta opere en todo momento de acuerdo al diseño. Esto exige estrictas normas de calidad del diseño de los componentes y del sistema. Comprende la selección de materiales, la fabricación de componentes, la construcción de la planta, la elaboración de los procedimientos de mantenimiento y el ensayo de la planta, la explotación de la central con personal altamente calificado, la utilización de experiencia de explotación y el establecimiento de márgenes de seguridad adecuados para permitir un funcionamiento fiable. En términos de funcionamiento dicho nivel debe garantizar una alta fiabilidad de todos los sistemas y componentes de la planta, comprendidos la instrumentación y los controles, de manera que sea poco probable toda desviación con respecto al funcionamiento normal.

El segundo nivel de defensa consiste en evitar perturbaciones en caso de que se violaran las condiciones de funcionamiento normal. El mismo nivel debe de:

- Establecer y mantener un régimen de estado subcrítico del reactor,
- Eliminar el calor residual del sistema de refrigeración del reactor,
- Mantener la integridad del sistema de refrigeración del reactor y una alimentación adecuada de refrigerante al reactor.

Los sistemas clásicos considerados en este escalón de defensa son los sistemas de paro automático, los sistemas de descarga del moderador, los sistemas de inyección de baja y alta presión que suministran el refrigerante del reactor al circuito principal, los sistemas auxiliares de alimentación de agua en los reactores de ciclo indirecto, los sistemas de eliminación de calor residual que comprenden circuitos secundarios de transporte térmico, alimentación eléctrica de emergencia, y otros.

El tercer nivel de defensa consiste en atenuar las consecuencias de accidentes que pueden causar daños importantes al combustible si los dispositivos de seguridad incorporados en el diseño de la planta nucleoelectrónica no hubieran controlado adecuadamente el funcionamiento defectuoso. Comprenden accidentes que implique la presencia de materiales radiactivos fuera del sistema de refrigeración del reactor pero situados dentro del edificio del reactor, tales como accidentes de manipulación del combustible. El objetivo de este nivel de defensa es contener y controlar la emisión de material radiactivo cuando una cantidad de radiación apreciable ha escapado del sistema primario.

En el caso de reactores refrigerados y moderados por agua, esta es la finalidad del edificio de contención, dotado de sistemas que garantizan el cierre automático de todas las aberturas de la contención, el control de la presión y la temperatura, el control de los gases del combustible y la eliminación de radiactividad

serotransportada (ver fig VIII.2). En la mayoría de los reactores refrigerados por gas, las disposiciones para el confinamiento en gran escala de gases radiactivos pueden ser menos complejas debido a la respuesta más lenta del núcleo del reactor durante el accidente.

Las principales funciones de algunos de estos dispositivos de seguridad tecnológicos para los reactores de agua ligera examinados anteriormente son las siguientes: (ver también fig VIII.2.1)

- (a) Parada del reactor (RB)  
Para detener la reacción en cadena y reducir la generación de energía en el núcleo. Esto se logra mediante la inserción automática de barras de control absorbentes de neutrones, de manera que el reactor pasa rápidamente al estado subcrítico y termina la reacción en cadena de fisión.
- (b) Refrigeración de emergencia del núcleo (ECC)  
Para refrigerar el núcleo, de manera que el combustible no se sobrecaliente y dañe las vainas, con el posible escape de materiales radiactivos. En caso de escape importante dentro del sistema primario, la reducción de presión y otros parámetros provocan inmediatamente, sin intervención de los operadores, la rápida inyección de agua de depósitos de almacenamiento para refrigerar el núcleo.
- (c) Eliminación de radiactividad después de un accidente (PARR)  
Para eliminar la radiactividad que haya escapado del núcleo, en caso de accidente con pérdida de refrigerante que hubiera producido la rotura de alguna vaina de combustible, la cual generalmente consiste en yodo y otros elementos solubles en agua. Estos elementos se separan por aspiración dentro de la contención, se extraen y son almacenados finalmente bajo control. Los sistemas de ventilación con filtro eliminan las especies radiactivas volátiles de la atmósfera de contención.
- (d) Eliminación del calor residual después de un accidente (PAHR)  
Para eliminar el calor de desintegración del interior del núcleo del refrigerante del reactor y de la contención, impidiendo o reduciendo a un mínimo el daño al núcleo y la sobrepresión del sistema de refrigeración del reactor o de la contención. Se elimina el calor mediante intercambiadores térmicos, de manera que no se liberen sustancias radiactivas.
- (e) Integridad de la contención (DI)  
Para evitar que se disperse en el medio ambiente la radiactividad retenida en el edificio de contención. La estructura de contención consiste en una cúpula de acero como envoltura de un edificio de hormigón. Está diseñada para que resista la presión creada por un accidente hipotético. Los orificios utilizados para las operaciones normales se cierran herméticamente y automáticamente en caso de accidente.

La Figura VIII.2.1.1) ofrece algunos ejemplos esquemáticos de edificios de contención y de ubicación de la vasija del reactor y de

Los generadores de vapor dentro del edificio de un reactor de agua a presión. Las características de seguridad estudiadas se aplican igualmente a otros tipos de reactor. Se refuerza la fiabilidad general mediante equipo diversificado y/o redundante. En la medida de lo posible, se diseñan la instrumentación de seguridad y los equipos de control en conformidad con el principio del fallo sin riesgo, de manera que se para automáticamente el reactor en caso de funcionamiento defectuoso del equipo.(7)

### 3) ANALISIS DE SEGURIDAD

La sección previa describió el concepto de defensa a profundidad para el diseño seguro de plantas nucleoelectricas. Ello no indica que características y requerimientos técnicos en detalle debe comprender para lograr las metas generales de seguridad. Aún cuando no es el propósito de esta sección explicar como esta filosofía de seguridad se implementa para los diversos diseños de reactor, el análisis de seguridad debe ser mencionado como un paso muy importante en la evaluación de la seguridad del diseño de una planta nucleoelectrica.

El propósito básico del análisis de seguridad es determinar las causas y consecuencias de las posibles fallas en una planta nucleoelectrica que originen una alteración en su operación normal. Este es usado por el diseñador durante el desarrollo del diseño y la preparación de la justificación final de la seguridad de la planta la cual es evaluada independientemente antes de la concesión de una licencia para operar. El análisis de seguridad toma en cuenta los eventos iniciadores postulados y examina sistemáticamente la cadena de eventos posteriores que pueden resultar en la planta, incluyendo acciones de operación. Para demostrar que las metas de seguridad (definidas primordialmente en términos de consecuencias radiológicas) han sido entendidas, una parte importante del análisis de seguridad será un análisis cuantitativo detallado del comportamiento del reactor y del combustible durante la cadena de eventos siguientes a cada uno de los eventos iniciadores postulados.

No es posible predecir cada secuencia de accidentes que pueden ocurrir aun con la más amplia lista de eventos iniciadores. Consecuentemente, una función importante del análisis de seguridad es actuar como un examen teórico de la defensa a profundidad para tener confianza en la capacidad de la planta para cubrir un amplio rango de situaciones de falla.(8)

#### A) ANALISIS DE SECUENCIAS DE FALLAS

Mientras el análisis de seguridad es un proceso iterativo, el punto de partida del análisis es la identificación de aquellos sistemas que están involucrados en los diferentes niveles de seguridad para limitar y mitigar las consecuencias de un evento iniciador postulado. Teniendo aproximadamente identificado este evento, el análisis tiene que indicar la secuencia de las configuraciones de la planta que seguirá a este evento iniciador. Esto se puede hacer de una manera determinística o por un análisis probabilístico. En ambos casos se deben seguir procedimientos de cálculo sistemáticos.

En el análisis determinístico, el método del "árbol de eventos" es una herramienta usual que identifica sistemática y lógicamente las posibles consecuencias que surgen de un evento iniciador sin tomar en cuenta su probabilidad, y tomando en cuenta la existencia de características de diseño que permiten varias configuraciones finales posibles de la planta como una función del evento iniciador. El paso siguiente del análisis es evaluar las secuencias de eventos que son consideradas las más probables en un análisis de la confiabilidad del equipo o en un juicio ingenieril basado en la experiencia y los criterios técnicos. Así, de cada evento iniciador surgirá un número limitado de configuraciones finales de la planta.

En la aproximación probabilística se atribuyen valores a cada rama del árbol de eventos. Existen dificultades prácticas de esta aproximación, principalmente por el gran número de ramas que pueden surgir. Puede haber la necesidad de eliminar aquellas secuencias con una probabilidad menor a un cierto valor establecido. Para hacer esto es necesario conocer las probabilidades asociadas con las ramas clave, posiblemente por el uso del "análisis del árbol de fallas" u otra vez por un tratamiento determinístico. En conclusión, del análisis del árbol de eventos, las consecuencias de eventos más probables o más serias permiten que varias posibles configuraciones finales de la planta sean identificadas para cada evento iniciador.(9)

## B) SEGURIDAD DE LA PLANTA EN CASO DE ACCIDENTE

Durante el curso de la evaluación de la seguridad de la planta en casos de accidente es necesario analizar detalladamente el comportamiento del reactor para cada secuencia de eventos postulada, con el propósito de mostrar que el diseño cumple con las metas de seguridad definidas. El análisis detallado debe dar amplia información, pero se debe tener particular atención en la determinación de:

- (a) La sensibilidad de los resultados a las incertidumbres en métodos analíticos, en datos y en las condiciones iniciales.
- (b) Los márgenes entre las condiciones esperadas durante una situación de una falla aislada y aquellas condiciones que pueden surgir como consecuencia de una secuencia de fallas concatenadas en los componentes de los diversos sistemas de la planta.
- (c) El cumplimiento de todos los requerimientos de sistemas de protección para mantener la planta bajo un estado de mínima liberación de radiactividad.(10)

El diseño, construcción y explotación en conformidad con normas de alta calidad, pueden reducir la probabilidad de un accidente a valores sumamente bajos. Si bien no es posible y nunca lo será, demostrar que no pueden ocurrir accidentes, información más abundante y mejores técnicas de análisis permitirán efectuar cálculos cada vez más fiables sobre la forma en que puede producirse un accidente, demostrar que se conocen sus consecuencias y que resulten tolerables en relación con su frecuencia estimada.

Existen dos enfoques. Con arreglo al primero, los accidentes considerados en las etapas de diseño, evaluación de seguridad y

concesión de licencias comprenden fallos de equipo, funcionamiento defectuoso y sucesos externos naturales o imputables al hombre. Las consecuencias radiológicas calculadas con respecto a tales accidentes deben estar comprendidas dentro de las directrices sobre exposición a radiaciones especificadas de la planta, en diversas condiciones meteorológicas. Estos accidentes de base de diseño no pueden comprender todos los casos hipotéticos concebibles y físicamente posibles en una planta nucleoelectrónica, aunque se admiten más bien como un conjunto de condiciones razonables para todos aquellos sucesos considerados como verosímiles. Por ejemplo, se puede postular que un accidente determinado ocurrirá y que no entrarán en función los sistemas de seguridad previstos para impedir que se produzca la serie de sucesos y para atenuar las consecuencias del accidente.

Si bien se puede considerar como hipotético este caso extremo, es conveniente poder cuantificar la probabilidad de que se produzca un accidente cualquiera. Por ello se ha elaborado un segundo enfoque, que utiliza el análisis de fiabilidad, basado en la construcción de "árboles de sucesos" y "árboles de fallos". Un árbol de sucesos individualiza la serie de sucesos que pueden conducir a un fallo, comenzando por el suceso desencadenante y continuado hasta determinar el posible resultado de tal suceso. Examina luego la serie de todos los sucesos siguientes, comprendido el uso de los dispositivos de seguridad del sistema. Un árbol de fallos hace intervenir la probabilidad de éxito o de fracaso de cada uno de los diferentes componentes o sistemas presentes en la trayectoria del árbol de sucesos.

Considerando de esta manera el sistema global es posible calcular la probabilidad y el funcionamiento del sistema total, así como las consecuencias de los diversos accidentes potenciales.

Los análisis de fiabilidad se encuentran todavía en sus comienzos, aunque existe una confianza creciente en los modelos de secuencias de accidentes, y a medida que se adquiere más experiencia operacional se obtendrán mejores datos de seguridad para proyectar el funcionamiento del equipo y componentes. Además del fallo de equipo y componentes, en la evaluación de seguridad se debe tener también en cuenta la eficacia de los operadores.

## C) FUNCION DEL OPERADOR EN LA SEGURIDAD

En el diseño de algunas plantas nucleoelectrónicas los operadores toman ciertas acciones para asegurar el cumplimiento de las respuestas correctas de la planta a situaciones de falla. Simplemente se puede considerar que el operador es un eslabón más en la cadena de control. Sobre esta base, las acciones que toma el operador en respuesta a señales particulares se pueden suponer simplemente correctas, o de lo contrario no tomar ninguna. Sin embargo, también se debe considerar la posibilidad de que el operador pueda intentar una acción equivocada o fuera de tiempo o tener una noción completamente equivocada de los acontecimientos. Acciones incorrectas son más probables en momentos de tensión y angustia como los que surgen durante una cadena de eventos posteriores al evento iniciador de un accidente. En el análisis de seguridad tomar

operación. Cuando se trata de fallas de tipo "hard" o "firm" de hardware, el análisis de fallas es sencillo. En el caso de la programación por el árbol de eventos, las posibilidades pueden ser una configuración de fallas y una definición de la planta; el problema surge al intentar seguir todos los posibles caminos de operación que se piensa que pueden tener lugar en una secuencia compleja de fallas.

En los diseños en los cuales son muy importantes las acciones del operador, debe considerarse ciertas consideraciones en el análisis de seguridad. La protección sea efectiva contra una mala operación de los sistemas diseñados, es asegurar que se han tomado todas las precauciones necesarias en la etapa de diseño de los sistemas de control, para asegurar que el operador comprenda con facilidad y precisión clara la filosofía de operación de la planta en caso de operación normal pero sobre todo en los casos de operación anormal. Además, la selección de los operadores de la planta nucleoelectrónica debe ser muy rigurosa y su entrenamiento técnico debe ser excelente. Teniendo en cuenta que la confianza sobre este punto es total, se deben hacer ciertas suposiciones en el análisis. En casos de plantas muy complejas y cuando el operador tiene que actuar bajo presión de tiempo, una suposición conservadora es asumir una acción equivocada del operador. En casos donde hay suficiente tiempo para pensar y analizar la acción a realizar, la alternativa de las diferentes secuencias de fallas resultantes de una acción correcta o una acción incorrecta del operador deberá ser considerada, evaluada en el análisis. (11)

#### 4) IMPLEMENTACION DE LA SEGURIDAD

Es importante considerar la implementación de la seguridad en cada etapa del proyecto de una planta nucleoelectrónica. La seguridad es una función primordial de la administración y debe ser considerada como parte esencial de todas las actividades del proyecto. La energía nucleoelectrónica requiere procedimientos administrativos muy especiales, los cuales hacen énfasis especial en la seguridad así como en la necesidad de un extenso sistema de apoyo de ingenieros y técnicos. Debe aplicarse a todas las actividades un riguroso control de calidad al cual es un aspecto esencial de una buena administración, la cual contribuye a elevar la calidad a través de la supervisión del trabajo a realizar, el análisis de las tecnologías involucradas, la selección y entrenamiento del personal apropiado, el uso del equipo adecuado, la creación de un ambiente propicio para realizar las actividades necesarias así como la delegación de responsabilidades a quienes realizan los trabajos.

Un programa de control de calidad deberá incluir la supervisión de todos los trabajos realizados así como la corrección de las fallas detectadas. Debe tenerse un especial cuidado en el manejo de la información a fin de no omitir las fallas detectadas. (12)

## A) ETAPA PRIMARIA

Las actividades clave relacionadas a la seguridad en esta etapa son:

- Selección de emplazamientos potenciales
- Evaluación preliminar de emplazamientos

El proceso de estudio de la ubicación de una planta nuclear eléctrica involucra:

- (a) La fase de inspección del lugar. Durante esta fase los terrenos disponibles son sistemáticamente investigados para la identificación de la localización más adecuada. Cada lugar es investigado para demostrar que no existen fenómenos que puedan causar el rechazo de dicho terreno (ej. fallas tectónicas, inundaciones, etc.). También se realiza un estudio preliminar de las bases de diseño.
- (b) Evaluación del lugar. Durante esta fase se realizan mediciones e investigaciones sobre el sitio (ej. perforaciones y otros métodos de estudio del terreno, mediciones meteorológicas, etc.) y se debe efectuar una evaluación global de las bases de diseño en relación a los requerimientos específicos del diseño de la planta.

Las principales consideraciones sobre seguridad en proyectos nucleoelectricos se presentan en las áreas de:

- Geología y tectónica
- Vulcanología
- Sismología
- Transferencia de calor
- Hidrología e hidráulica
- Meteorología (incluyendo dispersión en aire y fenómenos extremos)
- Riesgos de eventos originados por el hombre
- Distribución de la población

El sitio será escogido y las bases de diseño deberán tomar en cuenta las consideraciones anteriormente listadas. Esto será un factor decisivo en el diseño preliminar de la planta.

Durante la evaluación preliminar, se debe realizar una revisión preliminar de la seguridad, entre los aspectos más importantes que se deben observar están:

- (a) Códigos de seguridad y criterios de ingeniería usados en la planta nucleoelectrica y como se pueden modificar estos durante el diseño de la misma.
- (b) Como se han manejado la información de datos de diseño sobre las condiciones del lugar, por ejemplo, datos sísmicos, de inundación, meteorología, etc.; así como la influencia en los costos por la variación de estos datos iniciales.
- (c) La capacidad y confiabilidad de los cálculos ingeniería para el logro de la seguridad.
- (d) Los resultados del análisis de accidentes.

Esta revisión de los aspectos de seguridad requerirá considerables recursos de especialistas altamente calificados. (13)



## 1) SEGURIDAD DEL EMPLAZAMIENTO

En la selección del emplazamiento para una planta nucleoelectrónica se tienen en cuenta las diversas interacciones de la misma con el medio ambiente. La actividad en el emplazamiento se considera con respecto a:

- Condiciones ambientales que afecta el emplazamiento para la construcción y funcionamiento de la planta nucleoelectrónica. Para reducir los gastos de transmisión eléctrica, el emplazamiento debe estar situado lo más cerca posible del centro de consumo de electricidad, pero debe mantener un margen de seguridad adecuado.
- Posibles consecuencias de la planta nucleoelectrónica sobre el medio ambiente, por ejemplo, la exposición de la población a las radiaciones a causa de escapes radiactivos o las consecuencias globales de la nucleoelectrónica en los ecosistemas vecinos.

Las consideraciones relativas al emplazamiento comprenden factores tales como la densidad de población, meteorología, hidrología, geología y sismología. También se tienen presentes los servicios situados fuera de la planta, que pueden ser necesarios para la seguridad de la planta y la protección del público, tales como la alimentación de electricidad, servicios de lucha contra incendios y vías de acceso.

Los aspectos más importantes acerca de la idoneidad del emplazamiento son los relacionados con la seguridad de la planta. Desde el punto de vista de la seguridad se considera aceptable un emplazamiento si:

- No puede ser afectado por fenómenos contra los cuales no es posible protegerse mediante el diseño;
- No es demasiado alta la probabilidad y la gravedad de los fenómenos destructivos contra los cuales se puede proteger la planta (a un costo más alto);
- Las características del emplazamiento (distribución demográfica, meteorológica, hidrológica etc.) que tienen influencia en la gravedad de las consecuencias de los posibles accidentes son tales que estas consecuencias resulten suficientemente pequeñas para ser aceptables.

Existen dos etapas en la selección del emplazamiento para un proyecto de planta nucleoelectrónica.

- Examen del emplazamiento, mediante estudios e investigaciones generales de un amplia región, identificando uno o más de los emplazamientos potenciales para la planta nucleoelectrónica. Se hace una comparación sistemática de emplazamientos potenciales para escoger el más favorable.
- Calificación del emplazamiento, para demostrar que aquel es seleccionado es aceptable desde todos los puntos de vista, especialmente con respecto a la seguridad. Se efectúan estudios adicionales e investigaciones del emplazamiento antes de la construcción y durante la misma, para determinar y refinar las evaluaciones de las características del mismo. (14)

## ii) REQUISITOS BASICOS DEL EMPLAZAMIENTO

La disponibilidad de agua.

La existencia de una fuente adecuada de abastecimiento de agua para las necesidades de refrigeración es el principal requisito de un emplazamiento adecuado. La cantidad de agua necesaria depende principalmente del sistema de refrigeración empleado (refrigeración en régimen de paso único o por recirculación), las temperaturas y entalpías del vapor producidas por la planta y las condiciones ambientales. Por ejemplo, un planta de 1 (GWt) de potencia requiere unos 70 m<sup>3</sup> por segundo de agua en régimen de paso único y con una caída de temperatura en los condensadores cercera a 5 grados Kelvin. Con el régimen de recirculación (torres de refrigeración evaporativas) esta la cantidad de agua requerida será del 2-5% del volumen citado.

Se cumplen los datos sobre las fuentes de abastecimiento de agua (por ejemplo ríos, canales, embalses o mar) y su potencial de abastecimiento, fiabilidad y otros datos correspondientes.

Para evitar que se desperdicie la utilización del agua existente, la cantidad destinada a la planta será solo una pequeña porción del mismo total disponible.

La existencia de ciertas características físicas naturales en el emplazamiento que puedan reducir la energía de bombeo o separar de la toma de agua el penacho térmico del agua ya utilizada (por ejemplo, una pronunciada pendiente del talud marítimo, o lenguas salientes de tierra) son económicamente ventajosos, por lo que se deben tomar en consideración. La energía de bombeo afecta tanto los gastos iniciales como a los de explotación.

La temperatura del agua de entrada durante la estación cálida es importante, ya que determina la caída de la temperatura en los condensadores y por lo tanto, la cantidad de agua necesaria y el rendimiento térmico de la planta. También es importante su calidad a los efectos de refrigeración, especialmente con respecto al contenido de sedimentos, a las variaciones estacionales, y a la granulometría. (15)

## iii) INFLUENCIA DEL EMPLAZAMIENTO EN LA PLANTA

Las características más importantes del medio ambiente son las que pueden afectar a la seguridad y la confiabilidad de la núcleo eléctrico, por ejemplo, terremotos, fenómenos meteorológicos extremos, caídas de aeronaves y explosiones. Se descartará un emplazamiento cuando exista una probabilidad importante de que ocurra un suceso grave contra el cual, en el estado actual de la tecnología, no es posible proteger la planta nucleoelectrónica. Ejemplos de tales sucesos graves son desplazamientos de terreno atribuibles a una falla latente, hundimiento del suelo debido a grandes cavidades, etc.

Las características geológicas y tectónicas determinan el riesgo potencial de que una planta nucleoelectrónica pueda ser afectada por un fenómeno destructivo importante, tales como fallas superficiales, erupción volcánica, subsidencia del terreno, etc. El principal fenómeno considerado es el fallamiento superficial. Se trata de un desplazamiento de terreno que puede ocurrir durante terremotos muy fuertes a lo largo de fallas que son causa de terremotos (fallas

El estudio de "tercer orden" se refiere a los reportes de los estudios geológicos y hidrográficos. Debido a que se debe definir la planta para protegerla de fallas geológicas, importantes y estacionales del terreno, las autoridades gubernamentales que prescriben esos problemas son esenciales.

En una etapa de la planta, se debe considerar los efectos sísmicos y sísmicos de las inundaciones; por lo tanto se debe evaluar la zona de diseño de la inundación y del emplazamiento. La descripción de principios los emplazamientos en los que el riesgo de inundación es grave.

Las plantas nucleoelectrificadas en el litoral marítimo tienen que estar protegidas contra ondas de inundación, y otras amenazas por el viento durante diademas.

Se considera que el criterio de selección de emplazamiento es de vital importancia desde el punto de vista de la seguridad nuclear. Los estudios científicos de un país a otro, con respecto a la distribución demográfica permitida alrededor de las plantas nucleoelectrificadas. En muchos países existe actualmente un área reservada alrededor de las plantas nucleoelectrificadas que generalmente oscila entre 0.5 y 1 km de radio. Dentro de esta zona reservada, se controla el acceso del público y no se permite la residencia permanente. Fuera de esta zona y dentro de un radio de varios kilómetros de la planta nucleoelectrificada, la población que podría ser afectada por accidentes, que ocurran en la planta se encuentra protegida por un plan de emergencia para la región. Por lo tanto, el número de personas comprendidas dentro de esta distancia debe ser tal que permita la preparación de un plan de emergencia práctico.

En condiciones de funcionamiento normal, la cantidad de radionuclidos liberados a la atmósfera es muy pequeña y su actividad es despreciable fuera de los límites del emplazamiento. Sin embargo es indispensable conocer cuales son las condiciones atmosféricas que podrían existir en caso de un escape accidental. Se deben efectuar investigaciones preliminares de la dirección predominante de los vientos en el emplazamiento, de manera que pueda efectuarse un análisis detallado para prever la trayectoria y la dispersión de los efluentes gaseosos.

Durante el examen del emplazamiento, se evitan los lugares en que las condiciones de la dispersión no son favorables. En el curso de estos estudios, se evitan por lo general los emplazamientos situados en valles cerrados, a lo largo de costas que tengan acantilados bruscos, o en costas frente a islas densamente pobladas. Durante la evaluación del emplazamiento, se hacen estudios más profundos para evaluar con mayor precisión las características de dispersión del emplazamiento en diversas condiciones.

Para evaluar las posibles repercusiones de la planta con respecto a escapes en la hidrosfera, se determinan los usos del agua cerca de la planta nucleoelectrificada y las características del emplazamiento en cuanto a la dispersión de materiales radiactivos en el agua. Son particularmente importantes, los embalses abiertos, los conductos de agua, los pozos y la utilización industrial del agua. Los emplazamientos situados en la proximidad inmediata de grandes presas o conductos de agua que no cuenten con otras fuentes de abastecimiento, no son adecuados para el emplazamiento de una planta nucleoelectrificada. (11)

## B) ETAPA DE DISEÑO

La etapa de diseño de la planta nucleoelectrica incluye el diseño conceptual, la ingenieria básica y la ingenieria de detalle. En durante la etapa de diseño cuando se fijan los niveles de seguridad la cantidad de parámetros se establecen los límites para los parámetros de seguridad. Solo se colocan límites para los parámetros que son difíciles de medir. Todas las decisiones relativas a la seguridad en el diseño se llevan a cabo durante este periodo. La seguridad inherente del reactor, la resistencia del contenedor, las características y especificaciones de la instrumentación y control de los sistemas de seguridad y otras estructuras deben ser establecidas también en esta etapa. Simultáneamente no haya oportunidad de corrección de decisiones erróneas iniciales. Por ello las consideraciones de seguridad juegan un rol vital en este etapa del proyecto de una planta nucleoelectrica. Asimismo, la simulación del comportamiento del reactor de acuerdo a las diversas alternativas de diseño debe ser aplicada adecuadamente para visualizar y seleccionar las mejores alternativas de diseño.

También es razonable esperar que las revisiones más importantes de seguridad, así como diversas evaluaciones se lleven a cabo durante este periodo. Normalmente, revisiones subsiguientes del diseño, quizás después de algún periodo de operación son sólo para corrección y actualización de la información disponible originalmente o para la consideración de cambios.

Así, las decisiones importantes del diseño básico y las revisiones importantes de seguridad se deben hacer tan pronto como sea posible. Sin embargo se debe reconocer que aún cuando se dispone, al menos, de bases de diseño estandarizadas, la mayoría de la información detallada para el diseño no estará disponible mucho antes del periodo de construcción. (17)

## C) ETAPA DE CONSTRUCCION

Durante la etapa de construcción es necesario asegurarse que la planta se construye en total apego al diseño aprobado. Se deben adoptar las mejores prácticas de construcción posibles, esto incluye la práctica de métodos de inspección, examen de materiales y componentes, etc.

Esto requiere de una excelente dirección del proyecto y un riguroso programa de control de calidad. Si la ejecución de un buen diseño del reactor no se lleva a cabo adecuadamente todas las medidas de seguridad que se hayan contemplado pueden resultar inoperantes. Debe instituirse y mantenerse un riguroso programa de inspección y supervisión de los trabajos realizados en todos los grados de avance. Es en esta etapa cuando los organismos reguladores deben verificar que se cumple con las especificaciones del diseño. (18)

## D) ETAPA DE OPERACION

La directiva de la nucleoelectrica tiene la responsabilidad total de la operación segura de la planta nucleoelectrica. Antes de cargar el combustible para la primera prueba, se deben conocer todos

las actividades de seguridad y todos los procedimientos para las operaciones de emergencia. Estos planes, procedimientos y programas de operación deberán siempre ser aprobados por autoridades satisfactorias para garantizar que los estándares de la planta cumplen con las más altas licencias de diseño y con autoridades. Debido a la carga del combustible, los combustibles y residuos que se manejan en algunas de las operaciones de potencia nuclear que se obtienen, la potencia total de salida para asegurar una mínima actividad radiactiva. La seguridad haya obtenido sin problemas completamente antes de la operación comercial. La operación de la planta deberá fijarse por las limitaciones del diseño y de la construcción, solo a las condiciones en que la planta demuestra ser segura y viable. La operación debe estar de acuerdo con las instrucciones detalladas de operación que son consistentes con el DISEÑO.

El programa de mantenimiento de la planta debe siempre definir el autor de carga, el combustible, el reactor por ser primario. La salida de operación de los diferentes secciones y equipos de la planta para mantenimiento y reparación debe ser autorizado por el supervisor en jefe a cargo de la planta. Solo se harán modificaciones de acuerdo a un procedimiento que asegure que las revisiones adecuadas se han llevado a cabo.

Se debe desarrollar un programa radiológico para la protección del personal de la planta nucleoelectrónica y para el monitoreo de los efectos radiológicos de la estación de operación sobre el ambiente y sus efectos sobre el hombre. Esto incluye el manejo y control de desechos radiactivos.

Debe prepararse un plan de emergencia completo para proporcionar una coordinación efectiva entre el personal operativo y otras instancias de emergencia que pueden ser requeridas en el caso de un accidente que permita o pueda ocasionar liberación de radiactividad más allá de los límites de la planta. El plan de emergencia debe ser diseñado por el personal de operación sobre la base del plan de emergencia global. En el desarrollo del plan deberá contemplarse una estrecha colaboración con los organismos reguladores y públicos.

Todas las actividades mencionadas requieren de una adecuada realización y de personal competente, además de una cuidadosa supervisión del personal relacionado directamente con la operación de la planta. La seguridad depende muy fuertemente de la calidad del personal a cargo de la planta. (17)

## 5) LICENCIAMIENTO

Debido a los problemas especiales de seguridad implicados, las plantas nucleoelectrónicas deben estar sujetas a un riguroso régimen de concesión de licencia y reglamentación por parte de las autoridades nacionales competentes. La O.I.E.A. considera indispensable que los gobiernos de los Estados Miembros que inicien o ejecuten un programa nucleoelectrónico establezcan un organismo reglamentador ( o un conjunto de organismos reguladores ), para los efectos de otorgar licencias para el emplazamiento, el diseño, la construcción, la puesta en servicio y la explotación de instalaciones nucleares. Su labor se basa en un conjunto de requisitos obligatorios y reglamentarios.

En general, el cumplimiento de los requisitos pretendidos a las organizaciones reglamentadoras de análisis de seguridad que cubren suficientemente el espectro sobre el emplazamiento, diseño, construcción y funcionamiento de la planta nucleoelectrónica, sus partes esenciales de cada instalación, la seguridad de la instalación.

El organismo reglamentador evalúa la información suministrada por el solicitante a al titular de la licencia sobre condiciones de que satisface todas las leyes, reglamentos y requisitos necesarios, de que es compatible con los criterios y guías no discriminatorias apropiados reconocidos por las organizaciones nucleares internacionales. Generalmente el organismo reglamentador prepara, en ese momento, un informe de evaluación de seguridad que documenta los resultados de sus conclusiones. El tipo de informe de evaluación de seguridad se puede variar en cualquier etapa del trámite de concesión de la licencia, es muy importante hacerlo al comienzo de la construcción y posteriormente, al autorizar el funcionamiento a escala comercial.

El organismo reglamentador tiene facultades para cerciorarse de que:

- El titular de la licencia cumple con las condiciones exigidas;
- Todas las plantas nucleoelectrificadas se construyen de conformidad con los diseños que han sido aprobados por él;
- Todas las estructuras, componentes, y sistemas relacionados con la seguridad de estas plantas son de la calidad necesaria;
- El personal de la planta nucleoelectrificada es competente para operar el reactor con seguridad;
- Las plantas nucleoelectrificadas funcionan dentro de los límites y condiciones especificados en la licencia.

Las inspecciones reglamentarias, tanto anunciadas como no anunciadas, instituidas por el organismo reglamentador, continúan durante todas las etapas de concesión de la licencia, desde el diseño inicial hasta las operaciones finales.

Las autoridades reglamentadoras del país en que se ha construido y funciona el reactor establecen códigos, normas y reglamentos de seguridad, esenciales para garantizar la seguridad de las plantas nucleoelectrificadas. En general, puntualizan los requisitos de funcionamiento, modifican los métodos avalados por la experiencia, sientan las bases de la normalización de equipo y ofrecen los criterios para llevar a cabo las inspecciones y aplicar medidas coercitivas. Los códigos de seguridad, normas y reglamentos promulgados por los países proveedores más importantes pueden servir de base para la elaboración de códigos, normas y reglamentos apropiados, aunque es necesario ejercer sumo cuidado para tener la certeza de que son aplicables. La constante interacción entre países proveedores y países receptores permite lograr otros mejoras.

El programa de normas de seguridad nuclear de la OIEA (programa NUSS), que consiste en una colección de códigos de práctica y guías de seguridad aplicables a las plantas nucleoelectrificadas, es una actividad particularmente importante debido a la diversidad y variaciones entre las normas de seguridad de diferentes países. El principal objetivo de este programa es formular una serie de normas de seguridad aceptable a nivel internacional.

- El programa se divide en tres áreas principales:
- Regulaciones nacionales para la construcción de plantas nucleoelectrificadas:
- Reguladas en el funcionamiento de plantas nucleoelectrificadas.
- Diseño para la seguridad de plantas nucleoelectrificadas.
- Reguladas en la explotación de plantas nucleoelectrificadas.
- Incluyendo la gestión de crisis y el cierre definitivo.
- Seguridad de calidad para la seguridad de las plantas nucleoelectrificadas.

La responsabilidad primaria para la obtención, diseño, construcción, mantenimiento, operación segura de la planta nucleoelectrificada recae en el propietario de la licencia. La seguridad de la planta nucleoelectrificada debe ser certificada por la aplicación en los reportes del análisis de la seguridad generalmente a través de acuerdos con los ingenieros, arquitectos, ingenieros, constructores y contratistas. El cuerpo regulador es responsable de hacer una evaluación independiente de la calidad y de la seguridad por medio de una auditoría técnica de la información presentada por el propietario y otras organizaciones que evalúan la documentación. El tamaño y composición del cuerpo regulador, incluyendo consultores y comités revisores deben ser acorde con la extensión del programa nuclear a ser desarrollado. Una guía detallada de la organización gubernamental para la regulación de plantas nucleoelectrificadas se proporciona en el código de prácticas no-50-cmg de la IAEA y guías de seguridad relacionadas (22).

#### A) REPORTES DE SEGURIDAD

El principal propósito de la preparación y exposición por el solicitante, de un reporte de análisis de seguridad es informar a las autoridades apropiadas de la naturaleza detallada de la planta nucleoelectrificada y de los planes para su operación. Esta exposición es requerida normalmente por la ley y representa la principal comunicación entre el solicitante y la autoridad reguladora. La información proporcionada debe ser concisa, veraz y completa para poder llegar a un juicio técnico sobre las condiciones de la planta. Los principales criterios para la evaluación de la seguridad de la planta deben ser la seguridad, salud del público en general así como del personal operativo. Para completar esto debe contener una presentación sistemática y un análisis sobre aspectos de seguridad nuclear del lugar, del diseño, construcción y operación de la planta. Los objetivos primordiales del documento son, presentar:

- (a) Un análisis detallado de las características del emplazamiento y de la seguridad de la estructura, los equipos y los sistemas de la planta nucleoelectrificada.
- (b) Una clara identificación de las consideraciones de seguridad relacionada con las bases de diseño y normas de ingeniería empleadas.
- (c) Un análisis de seguridad, el cual incluye la respuesta de la planta a alteraciones súbitas y previstas y un análisis de la exposición potencial a la radiación del personal de la planta y del público durante operación normal y en condiciones de accidentes.

El personal involucrado en el proceso del proceso de toma de decisiones.

El documento debe contener suficiente información para permitir a la entidad reguladora competente realizar su propia evaluación independiente de seguridad y para decidir sobre cualquier modificación a condiciones específicas para la operación de la planta. El reporte de seguridad debe reflejar toda la información disponible sobre el diseño al momento de su emisión. Si cierta información no está disponible, se incluyen los criterios y bases de diseño que se usaron en el desarrollo de la información requerida, los conceptos o alternativas bajo consideración y el programa para generación y exposición de la información en forma de suplementos o anexos al reporte.

Para asegurar que los reportes de seguridad presentados son tan completos como es posible, se han presentado varios documentos los cuales especifican en detalle la organización y requerimientos de información. Ver guía no. 50-55-52 editada por la IAEA. (11)

## 5) INSPECCION REGULATORIA

La revisión y evaluación es una de las principales actividades del organismo regulador. El organismo regulador debe usar diversos métodos y técnicas para revisión y evaluación de la información suministrada. La información debe ser revisada de conformidad con tales reglas, regulaciones y requisitos y aplicada a cada caso en particular. En adición, el grado de consistencia entre los métodos y procedimientos oficialmente establecidos y otros que prueben ser igualmente válidos desde el punto de vista técnico debe ser bueno, tal como lo recomiendan los organismos internacionales y las empresas fabricantes y constructoras de plantas nucleoelectricas. En la realización de la evaluación para un límite, se debe hacer uso apropiado de la información obtenida de la evaluación previa de una experiencia con otros reactores que han sido aprobados para su construcción u operación.

Durante los primeros años puede no ser necesario enfatizar todas las áreas generalmente asociadas con el análisis de seguridad. Por ejemplo, el análisis intrínseco de accidentes y el comportamiento transitorio del reactor para un determinado tipo de plantas revisadas y diseñadas por el mismo vendedor. El cuerpo regulador puede concentrarse sólo sobre las características que sean diferentes en la planta que se construye y en la planta de referencia, generalmente especificadas en el contrato, o en otras plantas similares y las razones para tales diferencias. Esta aproximación tiene varias ventajas, primero llegar a familiarizarse con el complejo sistema puede servir como una forma esencial de capacitación, tanto para el personal de servicio como para el regulador. También cuando la cooperación se hace no sólo con la planta de referencia, sino con otras plantas recientes, servirá como una forma de seguir nuevos desarrollos.

Cuando se hace uso de la información obtenida de una planta de referencia, se deben observar varias precauciones:



- (a) El uso de una planta de referencia no puede ser un sustituto para las acciones regulatorias apropiadas la implementación basada de los datos de diseño y las características de la planta propuesta.
- (b) Las condiciones específicas del lugar y su impacto sobre el diseño deben ser evaluados.
- (c) Se deben tomar en cuenta condiciones en los sistemas de control, mantenimiento, y otros, en las que pueden ocurrir. (22)

### C) CODIGOS DE SEGURIDAD , GUIAS Y NORMAS

Los códigos de seguridad, regulaciones, guías y normas juegan un papel clave en la protección de la seguridad de plantas nucleoelectrificadas, así como:

- Sirven como fundamento de seguridad y protección ambiental
- Definen el cumplimiento de los requerimientos que establecen niveles aceptables de riesgo
- Codifican una buena práctica, aprobada por la experiencia
- Proporcionan el fundamento para la estandarización de equipo
- Proporcionan las bases para la inspección
- Estimulan la aceptación del público

Las autoridades regulatorias en varios países han establecido códigos de seguridad y editado guías de regulaciones, las cuales incluyen el diseño, la construcción y los requisitos de seguridad operacional de plantas nucleoelectrificadas. Fabricantes y propietarios de plantas nucleoelectrificadas deben cumplir con las regulaciones y presentar toda la evidencia documental de su cumplimiento con el fin de obtener la licencia o el permiso de construcción de la autoridad reguladora. Desafortunadamente, no hay requisitos universalmente aceptados por todos los países constructores, así que un reactor que es licenciable en un país dado no necesariamente estará de acuerdo con las regulaciones de otro país.

Esta situación pone en un problema difícil a un país que está comenzando su programa nucleoelectrónico y al cual, muy probablemente, no posee los códigos de seguridad y las regulaciones del país proveedor. Sin embargo en la mayoría de los casos de países que importan plantas nucleoelectrificadas este problema es superado, hasta cierto punto, por la adopción de una política en que cualquier proyecto licenciable en su país de origen será en principio satisfactorio para la autoridad reguladora del comprador, sujeto a requerimientos específicos que han comenzado o que pueden ser desarrollados.

Esta solución, sin embargo, presenta un número de problemas los cuales, en adición a la no uniformidad de los requerimientos de seguridad, es debido a la falta de características estandarizadas de plantas nucleoelectrificadas para exportación. (23)

## 7) SEGURIDAD DEL REACTOR NUCLEAR

### A) INTRODUCCION

El Chernobyl demostró el mundo la destrucción potencial que se encuentra dentro de cada planta nucleoelectrónica. Pero todos vivimos diariamente con tecnologías riesgosas donde la probabilidad de un desastre es quizá más grande que en una planta nucleoelectrónica, riesgos en plantas químicas y de carbón por nombrar algunas. ¿Los riesgos en plantas nucleoelectrificadas son comparables a aquellos en otras tecnologías, las cuales la civilización moderna ha aprendido a dominar, o es la tecnología nuclear, con su riesgo potencial de desastre, cualitativamente diferente? Además, si la energía nuclear no es 100% segura, ¿es lo suficientemente segura? Estas son algunas de las cuestiones que entran dentro del debate en la seguridad de reactores nucleares.

Diez billones de curies de productos radiactivos de fisión están localizados dentro de un núcleo líquido de reactor, almacenados dentro del contenedor de acero del reactor de 400 toneladas, el cual a su vez está dentro del edificio del contenedor hecho de concreto reforzado. Agua de enfriamiento circula a través del núcleo para remover la energía térmica generada por la reacción en cadena. El agua de enfriamiento también previene al núcleo de que se sobrecaliente que exceda el punto de fusión del dióxido de uranio (3000 F) y mantiene los productos radiactivos de fisión contenidos en la vasija del reactor.

Quizá, el daño más grave para un reactor nuclear sea causado por un accidente por pérdida de refrigerante (LDBA en inglés). El flujo de agua de refrigeración puede ser interrumpido por varias fallas: si uno de los tubos principales que llevan el agua al núcleo del reactor se rompe bajo la presión por fallas en la soldadura, o si una válvula de alivio no es accionada por los operadores de la planta (lo cual sucedió en la Isla de las Tres Millas), etc. Si un LDBA no fuera corregido, la fusión del núcleo de uranio podría causar un desastre.

Para prevenir una situación tan crítica, el reactor está equipado con varios niveles de sistemas de seguridad redundantes. El sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo (ECCS) por ejemplo, está diseñado para verter automáticamente cientos de miles de litros de agua de enfriamiento sobre el núcleo expuesto en cuestión de minutos. Pero que podría ocurrir si durante el muy improbable evento de un accidente por pérdida de refrigerante (LDBA) fallara el sistema emergente de enfriamiento del núcleo (ECCS) o fuera apagado manualmente?

Si ocurriera una fusión del núcleo la situación probable en el sitio sería el siguiente: en minutos el agua de enfriamiento podría salirse rápidamente fuera de la vasija y derramarse sobre el piso del reactor exponiendo al núcleo de uranio. Sin agua la reacción en cadena llegaría al paro total. Los neutrones generados por el proceso fisiónante son incapaces de sostener la reacción en cadena sin el agua. Las colisiones con las moléculas de agua retardan los neutrones e incrementan la velocidad de fisión. Sin embargo, el calor del decaimiento de los productos de fisión continuaría generando grandes cantidades de calor por días. Dentro de las siguientes horas, si los operadores fallan al poner en marcha el sistema emergente de

enfriamiento del núcleo (ECCS), las 100 toneladas de uranio pueden fundirse a través de la pared del contenedor, se vaporizan y se escapan al exterior, y descienden sobre el basamento de concreto del edificio del contenedor. La presión dentro aumenta hasta niveles críticos a causa de los gases del agua que se forman en el edificio del contenedor y la cantidad vapor de la masa de uranio fundido que se acumula en el agua de enfriamiento, se liberaría debido de la gran presión del basamento de concreto de desintegración, y se formaría hidrógeno gaseoso a partir de la interacción del uranio en las barras del combustible con el agua. Si la presión excede las 100 libras/in<sup>2</sup> (si se reduce la presión atmosférica, el caso del reactor se puede fracture). Si la masa de uranio fundido se suarga dentro de la cámara de supresión, una elevación rápida de la presión o una explosión de vapor, podría romper posiblemente las paredes del edificio contenedor, permitiendo a los gases radiactivos calientes escapar a la atmósfera.

Los resultados podrían ser fatales. Sin embargo se espera que sólo un pequeño número de funciones del núcleo, apenas el 2%, realmente puedan romper el edificio contenedor y permitir una liberación catastrófica de radiación. Además, ya que las probabilidades de que ocurra una fusión parecen ser pequeñas, la mayoría de los científicos concluyen que el riesgo de que una pueda morir por contaminación de carbono, por una explosión de gas, o por muchos otros accidentes son mayores que el de una fusión del núcleo de un reactor. Los ingenieros nucleares apuntan varios hechos favorables:

- De acuerdo a sofisticados estudios por computadora, la probabilidad de que el ECCS pueda fallar al entregar el agua demandada es de menos de uno en mil LCCAs.
- En 1980 científicos en el laboratorio de Sandia, en Nuevo México, deliberadamente intentaron crear una gran explosión de vapor sumergiendo masas de uranio fundido en agua sin éxito.
- En 1979 científicos en Idaho Falls simularon el peor LCCA posible con el examen de pérdida de fluido en el reactor y encontraron que el ECCS entrega el agua más rápido de lo que los cálculos habían predicho.

Muchos críticos coinciden que una planta nucleoelectrónica operando a su máxima capacidad podría ser probablemente relativamente segura. Pero están convencidos que hay un amplio trecho entre la teoría y la práctica; algunos reactores están pobremente diseñados o construidos y otros más son mal manejados, y el prospecto de un operador cansado o incompetente es espeluznante. De acuerdo la NRC, sólo en 1980 hubo 3804 pequeños incidentes relacionados con la seguridad de los reactores nucleares. La mayoría no fueron más peligrosos que un desajuste en las barras de control o una fractura o grieta en álabes de las turbinas. No obstante varios accidentes menores pueden provocar una cascada impredecible de fallas como el accidente de Tres Milas el cual, algunos afirman, estuvo inquietantemente cerca de liberar una cantidad extremadamente grande de radiactividad.

La controversia de la seguridad en reactores afloró en 1974 cuando la AEC dio a conocer los resultados de un informe de seguridad de 3 millones de dólares, el informe Rasmussen (a menudo referido por el número NASH-1400). Aunque el Dr. Rasmussen calculó que el peor

accidente en la mañana del 27 de marzo, la liberación de radioisótopos de 45 mil millicuries de yodo, de los cuales 20 mil curies, y un área de varios miles de miles cuadrados sería contaminada por ellos. El informe concluye con la probabilidad de que el reactor industrial mencionado sería capaz de liberar 100 mil curies de radioisótopos. Un reactor es un sistema diseñado por el hombre. El reactor Tammunoff fue criticado en varios aspectos, por la falta de "flexibilidad" del sistema tanto en muchas diferencias con modernas plantas y porque la metodología del estudio de probabilidades de lugar a muchas inconsistencias. De varios de las críticas, la Comisión Nuclear Reguladora de los E.U.A. ordenó un revisito del reporte Rasmussen y se llegó a la conclusión de que probablemente algunos de los cálculos de defunciones habían resultado inferidos a lo que realmente se esperaba pero con así los reactores nucleares son lo suficientemente seguros para generar energía eléctrica. Los críticos de la energía nucleoelectrónica han insistido mucho en la perspectiva del peor accidente posible pero han pasado por alto la realísima probabilidad de su ocurrencia. Los partidarios de la energía nucleoelectrónica han señalado que los riesgos provenientes de los reactores nucleares no exceden y quizá sean menores a los derivados de los accidentes de aviación y de muchos accidentes naturales. (24)

Las conclusiones del informe Rasmussen fueron respaldadas por un segundo estudio realizado en la República Federal de Alemania.

Una de las conclusiones del estudio de riesgos de la República Federal de Alemania es que un pequeño accidente con pérdida de refrigerante es el proceso más probable que ha de iniciar la fusión del núcleo (tal fue el caso de Three Mile Island) y no un accidente más grave y mucho más espectacular pero sumamente improbable, que anteriormente era el motivo principal de preocupación. Por consiguiente se deben examinar a fondo incluso incidentes que puedan parecer insignificantes ya que la acumulación de pequeños fallos puede resultar en un fallo grave. Si se analizan e interpretan correctamente los pequeños fallos, se pueden tomar medidas para eliminar las deficiencias del sistema que los origina.

Estudios más recientes sugieren, que se podría haber sobreestimado grandemente las consecuencias de un accidente. Un estudio basado en los muy raros casos de accidente con fusión del núcleo que han ocurrido en algunos reactores experimentales y sobre los resultados de ensayos en pequeña escala, han indicado que la cantidad de materiales radiactivos liberados al medio ambiente solo era una fracción pequeña de la presente en el combustible fundido. Esto sugiere que los procesos naturales, tales como las reacciones químicas entre los propios productos volátiles de fisión, así como su reacción con la superficie en el interior de la planta y en el edificio de contención y su depósito en la misma, su eliminación por reacción con agua o vapor o por precipitación del aerosol y otros fenómenos fisicoquímicos, reducirían en gran medida la cantidad real de escapes de material radiactivo al medio ambiente.

Esto queda confirmado por la experiencia adquirida en el accidente de Three Mile Island. Si bien alrededor del 40%-50% de los materiales radiactivos volátiles (principalmente radioyodo y gases nobles) del núcleo pasó al edificio de contención, la cantidad liberada al medio ambiente fue sumamente pequeña, unas 2,5 partes en 10 millones de Yodo y un 3% de gases nobles. En otros términos

el edificio de contención es también conforme a lo previsto en el diseño considerando los materiales radiactivos presentes del núcleo.

A pesar de estas limitaciones, estudios continuos de la seguridad del reactor han demostrado que:

- El estudio de técnicas de evaluación de riesgos ofrece una amplia información de las posibles situaciones posibles en el concepto de defensa en profundidad.
- Los accidentes con grandes pérdidas de refrigerante no constituyen la mayor contribución al riesgo global; mucho más significativas son las reacciones CRCA y los transitorios.
- El error humano es uno de los más importantes causas que contribuyen al riesgo general.
- En comparación con las evaluaciones primitivas, es mayor la confiabilidad de los elementos que soportan un daño al combustible, aunque las consecuencias sobre la salud y la seguridad de tal naturaleza son menores.
- Para la sociedad, los riesgos derivados de la explotación de plantas nucleofísicas parecen ser bajos y comparables con otros riesgos a los cuales está sujeta la humanidad. (25)

## B) NIVELES DE SEGURIDAD ACEPTABLES

El sistema básico del reactor tiene muchas características intrínsecas que tienden a confinar efectivamente la radiactividad y a mantener la reacción en cadena bajo control. Esto incluye las barras de combustible que contienen las pastillas de combustible de óxido de uranio; el sistema primario que consiste en una vasija del reactor y tuberías y bombas impulsoras; y el agua refrigerante en sí mismo. Las barras de combustible consisten de materiales de gran resistencia estructural; la forma física y química de las pastillas de combustible y el encapsulamiento que las contiene fueron seleccionados por su resistencia a la corrosión y a la fundición a las altas temperaturas de operación; el recubrimiento ( básicamente longitudinal, tubos delgados hechos de Alloy de Zirconio ) están sellados de modo que hasta las formas gaseosas de radiactividad no pueden escapar fácilmente.

Si llegara a escapar algo de radiactividad de las barras de combustible sería por fallas potenciales en el recubrimiento de algunas de las barras o debido al sobrecalentamiento de una gran parte del núcleo. El sistema primario retiene la radiactividad hasta que pueda ser removida por los sistemas que limpian el agua de enfriamiento. La vasija del reactor en sí mismo es un cilindro masivo, que pesa cientos de toneladas hecha de acero de 20 cm de espesor y probada a muy altas presiones y temperaturas al igual que las bombas y tuberías conectadas a la vasija.

Finalmente el refrigerante en sí mismo provee una medida de protección contra accidentes más allá de su función básica de remover el calor generado en el núcleo. Si el reactor llegara a perder su agua de enfriamiento, la reacción en cadena se detiene inmediatamente debido a que los neutrones no son retardados lo suficiente para causar la fisión y continuar la reacción en cadena.

En adición a estas características intrínsecas de seguridad, existen numerosos sistemas de seguridad ingenieros para prevenir que

El agua que fluye a través de los canales de enfriamiento de los elementos de combustible, se calienta y se convierte en vapor de agua. Este vapor de agua se condensa y se devuelve al núcleo del reactor por medio de un sistema de bombeo. El agua que fluye a través de los canales de enfriamiento de los elementos de combustible, se calienta y se convierte en vapor de agua. Este vapor de agua se condensa y se devuelve al núcleo del reactor por medio de un sistema de bombeo. El agua que fluye a través de los canales de enfriamiento de los elementos de combustible, se calienta y se convierte en vapor de agua. Este vapor de agua se condensa y se devuelve al núcleo del reactor por medio de un sistema de bombeo.

Sin embargo, la suspensión de la reacción en cadena no reduce la generación de energía de un reactor nuclear. La gran cantidad de radiactividad en las barras de combustible continúa generando calor aunque sólo se un pequeño porcentaje del calor se genera cuando fluye. Pero este calor residual de combustible se esboza únicamente intencionalmente para permitir las barras de combustible al no se proporciona un enfriamiento adecuado. Así, los reactores están diseñados para simplificación continua del agua de enfriamiento con acciones de que la reacción en cadena se haya cesado.

El más serio y fundamental peligro para un reactor nuclear es un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA) en el que debido a alguna falla técnica se interrumpe el flujo de agua refrigerante a través del núcleo del reactor. Debido a que un LOCA puede ser muy serio, cada reactor en los E.U.A. tiene un arreglo de sistemas de enfriamiento del núcleo (ECCS) que están disponibles para suministrar agua de enfriamiento al sistema primario. Por ejemplo, un reactor de agua ligera a presión (PWR) como el de la Isla de las Tres Millas tiene un sistema de emergencia de gran flujo a baja presión - simplemente un gran tanque presurizado que automáticamente vacía su contenido, sin bombas en el reactor si la presión del sistema primario se reduce drásticamente. Un PWR también tiene bombas de emergencia que pueden proporcionar agua a mayor presión o menor flujo. Los reactores de agua hirviendo (BWR's) tienen sistemas de emergencia redundantes similares.

En el caso extremadamente remoto de que ocurriera un LOCA y de que el ECCS fallara y no operara conforme a su diseño (o si fuera apagado como en Tres Millas), el combustible puede ser severamente dañado e inclusive fundido. La radiactividad liberada de los barras de combustible generalmente es retenida por el sistema primario, pero si hay fugas de agua en el sistema la radiactividad puede escapar del reactor. Sin embargo, aun si el sistema de reactor falla y escapa la radiactividad del sistema, una planta nucleoelectrónica está equipada con características adicionales para proteger al público contra la radiactividad: el edificio del contenedor con blindaje de acero que rodea el reactor proporciona una gran barrera contra la descarga masiva de radiactividad. Esta estructura está hecha de concreto reforzado con una vasija interna con tapa de domo y está diseñada para soportar incrementos de presión de grandes cantidades de vapor que escapan del reactor durante un LOCA. Para mantener baja la presión, el interior del domo está equipado con sistemas de estrapa de aspartato de agua de enfriamiento que condensarían el vapor y reducirían la presión existente en el contenedor primario.

El PWR añadió al sistema del contenedor, tiene sistemas de flujo integrado para mover la radiactividad del agua fuera del área. También puede pasar radiactividad accidentalmente al lado. Al ser enfriado por el agua del lado del generador, la contaminación de las nuevas superficies del interior del edificio del contenedor. En el caso de Tres Millas estos sistemas previeron las condiciones que dieron lugar al incidente ocurrido sobre la mañana.

Aun así falló el sistema principal de enfriamiento del núcleo y el RECCS, el combustible se calentó del núcleo hasta el fondo de la vasija del reactor, se calentaba y fundía lo que cauciera en su camino y pasaba a través de la gruesa rejilla de acero y even fuertemente a través de la membrana del edificio del contenedor. Si esto llegara a pasar a través de la gruesa membrana en la salud del edificio podría ser la radiactividad sería su camino en el subauleo o al otro lado directamente debajo de la planta nucleoelectrica. El combustible se está enfriando, se radiactivaría a unos 50 centos lejos del edificio del contenedor. (25)

### 1) ISLA DE LAS TRES MILLAS

En la madrugada del 28 de marzo de 1979 ocurrió un incidente en la estación nucleoelectrica cercana a Harrisburg, Pennsylvania. Este incidente y otros posteriores dieron una evidencia directa y desconcertante de que el reactor no estaba en condiciones de ser operado.

En la Isla de Tres Millas, hubo una falla en la bomba de alimentación que proporcionaba agua a los generadores de vapor correspondientes a este PWR. Este incidente relativamente común evolucionó en un accidente potencialmente desastroso debido a la serie de fallas mecánicas y operacionales que siguieron. Estas fallas fueron desde válvulas que permanecieron abiertas ( aunque el tablero de control indicaba que estaban cerradas ) hasta acciones inexplicables de los operadores, las cuales incluyeron la desconexión de los sistemas emergentes de enfriamiento. Muchas horas después se alcanzó una condición estable y el núcleo fue adecuadamente enfriado. Sin embargo, para entonces ya había ocurrido un daño extenso al combustible durante los periodos en que el núcleo no estuvo cubierto con agua. Debido al sobrecalentamiento del recubrimiento, una gran cantidad de radiactividad fue descargada al agua de enfriamiento y poco después a la vasija del contenedor. Sin embargo la vasija del contenedor retuvo casi toda la radiactividad en el sitio del reactor y sólo una pequeña fracción fue descargada a la atmósfera. La investigación del accidente reveló que aunque se han gastado enormes sumas de dinero y tiempo en cuestiones de seguridad, los constructores, propietarios y reguladores de las plantas nucleoelectricas tales como los fabricantes de reactores y la Comisión Nuclear Reguladora no había enfocado su atención adecuadamente. Los procedimientos de mantenimiento y entrenamiento no habían sido tomados con seriedad. De hecho algunas de las operaciones propietarias de plantas nucleoelectricas estaban escatimando recursos para mantener seguras sus plantas. Los propietarios de la planta de Tres Millas estaban entre ellos.

El caso de la planta Tres Milas también demostró que las compañías deben proporcionar más y mejores entrenados y capacitados y así se necesitaba un mejor diseño del cuarto de control de la planta. Una operación de la planta fue, por el limitado entendimiento visualmente ignorar el significado importante del flujo de las partículas de presión y temperatura en el núcleo y el refrigerante. No fue en total se que el núcleo estaba siendo destruido.

Este estudio de las causas de accidentes en el A-1 involucra en general dentro del alcance del análisis del estudio NASH-1400. El estudio NASH-1400 consideró la falta del equipo y el error del operador. Pero no la inspección, el ignorancia de los operadores de la falta de las Tres Milas y los hechos del Estado de Entrenamiento de Emergencia debieron ser inspección satisfactoriamente pero fueron incapaces de evitar el accidente que si cuando se requiere estaban más refrigerante. Como resultado, en lugar de un reactor LIGA, que el núcleo solo haber arrojado a más un gran LIGA el cual probablemente también podría haber matado a los operadores tenían un desastre preventivo en las manos y no estaban capacitados para resolverlo.

No obstante, la cantidad de radiactividad liberada por el accidente, las miles de veces menor que la de un accidente potencial mayor. Ningún miembro del público recibió una dosis de radiactividad mayor de la que hubiera recibido de fuentes naturales en 1979. El número total de muertes por cánceres latentes por el accidente se espera que sea de 0 o 1 y con certeza no más de algunas. El impacto psicológico fue mucho mayor que los efectos de la radiación, por ello la importancia primordial de Tres Milas no es lo que pasó, sino lo que pudo haber pasado.

Lo que pasó fue un accidente que se contempló en el estudio NASH-1400 que podría ocurrir en 400 años de operación de reactor, lo cual en cierto modo confirma la validez del estudio. Sin embargo el alcance del daño a la planta fue del todo inesperado y constituye un incentivo económico substancial para que los constructores y explotadores de las plantas nucleoelectricas mejoren sus procedimientos de diseño, construcción y administración de las plantas. De hecho, las investigaciones demostraron que no hubo un error de diseño sino fallas en los procedimientos de operación y mantenimiento. En lo futuro será primordial tener un personal de operación altamente capacitado de modo que sea capaz de afrontar cualquier situación.

Desde luego, la energía nuclear eléctrica debe ser usada con sumo cuidado. Los operadores en el cuarto de control deben tener idea de lo que está pasando y de lo que puede esperarse que pase. Cosa lo que afirman los entintadores, no se requiere que los operadores sean perfectos, ya que el sistema está diseñado para acomodar fallas moderadas, como lo confirman los métodos de evaluación de riesgos.

El accidente también alerta a la industria y a las compañías. La mayoría de las compañías no pueden sobrevivir a una pérdidas de 100 millones de dólares, y la industria nuclear no puede vender reactores bajo tal riesgo. Como resultado, la industria y las compañías, han creado tres entidades independientes de la Comisión Nacional Reguladora. Uno es el Centro de Análisis de Seguridad Nuclear que cuenta con especialistas para analizar el diseño general mente seguro e incidentes o accidentes en plantas nucleoelectricas



operantes. La segunda entidad es el Instituto de Operaciones Nucleoeléctricas, el cual evalúa las plantas operantes y su dirección para ver si cumplen con las normas establecidas. El tercero es un seguro múltiple el cual asegura a las compañías contra pérdidas severas caso solo se cubren por las normas del Instituto de Operaciones Nucleoeléctricas.

El problema del error humano, puede ser significativamente reducido, aunque no puede ser eliminado totalmente, mediante un entrenamiento de grupos de equipos de operadores de plantas nucleoeléctricas. (10)

## ii) CHERNOBYL Y SUS CONSECUENCIAS

La URSS tiene un gran y extendido programa de Energía nuclear el cual es considerado esencial en su economía y normalmente proporciona cerca del 15% de su producción energética. El programa está basado en dos principales tipos de reactor: el RBMK o reactor de alta potencia en tubos presurizados y el PWR o reactor de agua a presión.

El RBMK es un reactor de ciclo directo, agua hirviente, tubos presurizados y moderados por grafito, desarrollado en la URSS en su primer programa de plantas nucleares iniciado en 1954. El concepto es único de la Unión Soviética. Predecesores del RBMK han sido operados en la URSS desde hace 30 años y el RBMK propiamente desde 1974. A finales de 1985 cuatro unidades de RBMK's estaban en servicio, una por entrar en operación y había siete más en construcción. Desde el accidente de Chernobyl las autoridades de la URSS han confirmado sus planes para incrementar su generación de energía por plantas nucleares (principalmente por RBMK's y PWR's) en un factor de cinco a siete veces mayor que el valor de 1985 de 170 TWh para el año 2000.

La estación de energía nuclear de Chernobyl está localizada cerca de 80 millas al norte de Kiev en Ucrania sobre el río Pripyat no lejoso del pueblo de Pripyat (49000 hab). La estación tiene cuatro RBMK's de 950 MWe (netos) en operación y dos más bajo construcción a 1.5 Km de distancia. Los cuatro reactores fueron construidos en pares. La construcción de las unidades 3 y 4 comenzó en 1975/76, la unidad 4 comenzó a operar en 1984.

Quizá la más importante característica del RBMK es que tiene un coeficiente de vacío positivo, es decir, si la cantidad de vapor en el combustible se incrementa los neutrones lentos son absorbidos por el refrigerante y fisiones adicionales pueden ocurrir en el combustible, con lo cual la potencia del reactor se incrementa. Sin embargo como se incrementa la potencia también se incrementa la temperatura del combustible y esto tiene el efecto de reducir la población de neutrones lo cual se conoce como coeficiente negativo de combustible. El efecto neto del coeficiente positivo de vacío y el coeficiente negativo del combustible depende del nivel de potencia del reactor. A condiciones normales de alta potencia, el coeficiente de temperatura del combustible domina sobre el coeficiente de vacío y el efecto neto, llamado coeficiente de potencia, es negativo. Sin embargo, bajo el 20% de potencia total el coeficiente de potencia puede llegar a ser positivo, en cuyo caso el reactor se convierte en

inevitable. Por esta razón operaciones similares del RBM, abajo del 20%, se evitan. Este hecho fundamental llega a ser el factor crítico en el accidente de Chernobyl. Otro factor fue la velocidad lenta de respuesta del control del reactor y sistema de paro.

EL ACCIDENTE DE CHERNOBYL.- La información sobre el accidente de la unidad 4 en Chernobyl procedió así por la UCR en el momento de reportes de la IAEA en Viena en agosto de 1986 a escalera grandemente las circunstancias del accidente.

Una mala operación del reactor causó que en el núcleo se continuara aquejando por debajo de su punto de ebullición con un poco de vapor al alimentar un turbogenerador experimental. Como el experimento continuó, las bombas del sistema principal refrigerante dejaron de la mitad su flujo, lo que causó que el agua en el núcleo comenzara a hervir vigorosamente. Las burbujas de vapor así formadas absorbieron una gran cantidad de neutrones más lentos que el agua a la cual despidieron y así el número de neutrones en el núcleo comenzó a incrementarse. Técnicamente tal comportamiento fue una consecuencia del coeficiente positivo de vacío de reactividad del RBM. Bajo condiciones de alta potencia normales esto pudo haber sido contrarrestado por el coeficiente negativo del combustible el cual reduce el flujo de densidad neutronica en el núcleo del reactor cuando la temperatura del combustible se eleva. Sin embargo, en el turbogenerador experimental en Chernobyl, donde la potencia del reactor era muy baja, el efecto de vacío fue dominante y el coeficiente de potencia del reactor fue positivo. Esto causó que la potencia en el reactor se elevara, se produjo más vapor y aun se absorbieron mas neutrones lo que originó que la potencia escalara rápidamente.

Unos segundos después de iniciado el experimento el operador del reactor se dio cuenta que la potencia del reactor se elevaba y presionó el boton de paro de emergencia, pero ya era demasiado tarde. La inserción de las barras de control no fue lo suficientemente efectiva para detener el exceso de reactividad en el núcleo el cual se había elevado al nivel donde la reacción en cadena no podía detenerse. El reactor se convirtió en crítico antes de que el sistema de paro pudiera ser efectivo.

La oleada de potencia fue tan grande que el combustible se sobrecalentó se fundió y desintegró. La reacción de partículas calientes de combustible con el agua circundante causó una explosión de vapor que rompió las barras de combustible y voló las 1000 ton de la cara superior de neutrones, la tubería y todo lo que había encima de la cara de carga. El hidrógeno formado por la reacción química del vapor y el circonio, se mezcló con el aire en la cara del reactor, explotó y causó un daño más allá del edificio del reactor.

En esencia el accidente de Chernobyl fue una explosión de vapor causado por una rápida excursión crítica. La excursión crítica causó una oleada de potencia. Algunos reportes de prensa han descrito esta onda como una explosión nuclear pero esto no es correcto. Una explosión nuclear en una bomba atómica depende de la fisión, por neutrones rápidos, de U-235 o Pu-239 (metales fisionables) donde se mantienen los núcleos lo suficientemente juntos para que millones de fisiones ocurran muy rápido. En una bomba los materiales fisionables puros se conducen juntos por fuerzas explosivas y la energía de la explosión

se produce. Como tal, un evento así no puede suceder en un reactor normal, porque los materiales físiiles se diluyen con una cantidad mucho mayor de material no físiile (UR238) y también porque la alteración del núcleo, como ocurrió en Chernobyl, lleva al proceso de liberación a su fin.

El análisis de la UR238 del accidente indica que la degradación del combustible comenzó a ocurrir hacia afuera en las veinas del combustible. En la explosión, materiales del núcleo fueron arrojados a la atmósfera y la capacidad del sistema de enfriamiento de emergencia fue destruido. La contención del reactor fue destruida en segundos de inmediato al accidente y materiales ardientes del núcleo fueron arrojados al aire por encima del reactor causando 20 incendios en el exterior. El núcleo fue expuesto a la atmósfera y el moderador de grafito se consumió por el fuego.

Para mitigar la física de los productos liberados se decidió dejar caer varios materiales sobre el reactor. Cerca de 5000 ton de materiales fueron depositados sobre el lugar, estos incluyeron Carburo de Boro para asegurar el paro del, la cual se puede descomponer, liberar CO<sub>2</sub> y privar de oxígeno al núcleo; y arcilla y arena para filtrar y retener los productos de fisión que escapaban del núcleo. Esto redujo marcadamente la liberación de radiactividad por algunos días, pero aisló térmicamente al núcleo con el resultado de que la temperatura se comenzó a elevar alcanzando un pico de 1900 C alrededor del 4 y 5 de mayo y de nuevo se incrementó la liberación de radiación.

Por el décimo día se inyectó Nitrogeno bajo el núcleo y fue enfriado exitosamente con lo que la liberación de radiación se redujo drásticamente. Poco después se estableció un flujo de aire convectivo a través del espacio del núcleo, lo que mantuvo una condición de equilibrio que redujo rápidamente la liberación de radiación. Desde entonces la unidad 4 de Chernobyl a sido resguardada y equipada con instrumentos de monitoreo y ventilación.

El accidente de Chernobyl ha revelado numerosas deficiencias en el diseño del RBMK cuando se compara con los niveles de seguridad en plantas de occidente. Cuyos principios están basados en la experiencia de operación en plantas comerciales en Inglaterra, Francia, Alemania y EUA, y representa un nivel de protección contra consecuencias radiológicas de operación normal y condiciones de falla que han demostrado en las mayores circunstancias ser razonablemente prácticas. Las deficiencias en el diseño del RBMK pudieron haber hecho que fueran inaceptables estos reactores en occidente.

- El accidente demostró deficiencias de diseño e ó áreas:
- Coeficiente positivo de vacío y coeficiente de potencia positivo.
- Sistemas inadecuados de paro.
- Libertad del operador para interferir con los sistemas de seguridad.
- Inadecuada instrumentación y alarmas.
- Propagación del daño sobre el lugar.
- Vulnerabilidad del sistema de seguridad en condiciones de falla.

En resumen el accidente ocurrió por:

- Fallas en el diseño del reactor (inherentemente inseguro).
- Fallas en la implementación de ingeniería de diseño (sistemas insuficientes de seguridad).

- Falta de los diseñadores al comprender la fiabilidad del operador.
- (la interfaz hombre-máquina).
- Pobre entrenamiento de operadores.
- Errores críticos debido en niveles intolerables de responsabilidad en la seguridad del reactor sobre los operadores.

**PERIODO DE LIBERACION**- El informe de la URSR divide el periodo de liberación en cuatro etapas.

**Etapas 1:** 22 Abril 01.20hrs. La explosión inicial voló las 1000 toneladas de la coraza de reactores y todo por encima de ella y fueron arrojados fragmentos de combustible caliente junto con vapores de productos de fisión radiactivos directamente al ambiente.

**Etapas 2:** Abril 24 a Mayo 2. El fuego del reactor promovió un alto nivel de radiación desde el 24 al 27 de Abril. La descarga de materiales diversos (arena, cal, arcilla) sobre los escombros del núcleo cesando el 27 de Abril, permitió una reducción estable en la liberación de radiactividad hasta el 2 de Mayo.

**Etapas 3:** 3 a 5 de Mayo. La temperatura del núcleo conducida por el decaimiento de calor se elevó durante este periodo hasta niveles donde ocurrió un incremento constante en la liberación de radiación especialmente de Yodo. Se alcanzó un segundo pico en Mayo 5.

**Etapas 4:** Mayo 6. Se logró la reducción de radiación en forma drástica al inyectar un alto flujo de Nitrógeno bajo los escombros del núcleo.

**CONSECUENCIAS AMBIENTALES.** - Se ha ensamblado un cuadro general de la dispersión de material radiactivo desde Chernobyl a través de Europa, basado en las medidas reportadas y manejadas por cuerpos internacionales (IAEA, WHO y NEA). La deposición húmeda durante períodos de lluvia causó una marcada deficiencia en las medidas ambientales en las diferentes ciudades.

Inicialmente la actividad fue transportada en dirección noroeste desde Chernobyl hasta Escandinavia, días después, sin embargo, los vientos dominantes del oeste llevaron la nube a través de Europa. Lo que ocasionó una dispersión total del material y lo alejó hasta una trayectoria que llevo la radiación hasta el Reino Unido el 2 de Mayo y a España poco después. La contaminación de la parte norte de Europa fue mayor que en el sur lo que se reflejó en diferentes precipitaciones pluviales durante el paso de la nube.

Se han hecho estimaciones del impacto dosimétrico de la liberación en Europa de este y oeste basados en mediciones de niveles de actividad en el ambiente. La ruta dosimétrica principal que contribuyó a la exposición individual fue la inhalación de radiación de la nube, exposición a la radiación externa del material depositado y la ingestión de alimento contaminado. La dosis colectiva total sumada sobre todas las ciudades en ambas, Europa del este y oeste, se estima en aproximadamente  $1.8 \times 10^6$  Sv-hombre.

TABLA VIII.1.A.1) PAROS TOTALES DE REACTOR NO PROGRAMADOS DE 1971  
A 1980 EN TODAS LAS PLANTAS NUCLEARES

RAZON DEL PARO	ENERGIA PERDIDA		TIEMPO PERDIDO	
	(GWH)	(%)	(HORAS)	(%)
Sistema Nuclear				
Reactor y accesorios	10824	2.0	25763	2.4
Combustible	9370	1.5	16946	1.7
Sistema de Control del Reactor e instrumentacion	27021	5.0	57164	5.2
Sistema nuclear auxiliar y sistemas de emergencia	15044	2.7	33396	3.1
Sistema principal de remocion de calor	77330	14.2	151237	13.9
Generadores de vapor	59039	11.0	144201	13.2
Sistemas de circulacion de agua de alimentacion y condensador	28613	5.3	48773	4.5
Sistema turbina-generador	86215	15.9	156145	14.3
Sistema de suministro y de energia electrica	22011	4.0	38420	3.6
Varios	13156	2.4	31837	2.9
Error operativo	8974	1.6	16318	1.5
Reabastecimiento y mantenimiento				
Reabastecimiento	2844	0.5	3943	0.4
Reabastecimiento ; mantenimiento y reparacion	18056	3.3	31067	2.8
Mantenimiento y reparacion	61106	11.3	152447	14.0
Pruebas de sistemas y componentes de la planta	4733	0.9	10633	1.0
Entrenamiento y licenciamiento	49	0.	91	0.
Limitaciones regulatorias	42077	7.7	56495	5.2
Otros	58293	10.7	113783	10.4
<b>TOTAL</b>	<b>543487</b>		<b>1090661</b>	

TABLA VIII.1.B.1.) INVENTARIO DE RADIONUCLIDOS (VIDA MEDIA) EN EL NUCLEO DE UN REACTOR DE 1000 MWe (PWR) WASH-1400

SÍMBOLO	INVENTARIO (MCi)	VIDA MEDIA (a)	SÍMBOLO	INVENTARIO (MCi)	VIDA MEDIA (a)
Ce-88	0.78	71	Sr-127	5.1	1.85
89	0.29	1500	129	33	0.179
Kr-85	0.36	3580	I-131	85	8.05
85m	24	0.183	132	120	0.8658
87	47	0.8528	133	170	0.873
88	65	0.117	134	150	0.0365
Rb-86	0.026	18.7	135	150	0.25
Sr-89	94	52.1	Xe-135	170	5.28
90	3.7	111000	135	34	0.384
91	110	0.405	Ce-134	7.5	750
Y-90	3.9	2.67	136	3.0	13
91	120	59	137	4.7	11000
Zr-95	150	65.2	Ba-140	160	12.8
97	150	0.71	La-140	160	1.67
Nb-95	150	35	Ce-141	150	32.3
Mo-99	160	2.8	143	130	1.38
Tc-99m	140	0.25	144	85	284
Ru-103	110	39.5	Pr-143	130	13.7
105	72	0.185	Nd-147	60	11.1
106	25	366	Np-239	1640	2.35
Rh-105	49	1.5	Pu-238	0.057	32500
Te-127	5.9	0.391	239	0.021	8.9*10 <sup>6</sup>
127m	1.1	109	240	0.021	2.4*10 <sup>6</sup>
129	31	0.048	241	3.4	5350
129m	5.3	0.34	Am-241	0.0017	0.15*10 <sup>6</sup>
131m	13	1.25	Cm-242	0.50	163
132	120	3.25	244	0.023	6630

TABLA VIII.1.E.1.) DISTRIBUCION TIPICA DEL INVENTARIO DE RADIAC-  
TIVIDAD PARA UN REACTOR DE 1000 MWe (LWR) .

LOCALIZACION	CANTIDAD TOTAL(Ci)			FRACCION DE LA CANTIDAD DEL NUCLEO		
	COMBUSTIBLE	FUGA	TOTAL	COMBUSTIBLE	FUGA	TOTAL
Núcleo*	$8.0 \times 10^7$	$1.4 \times 10^8$	$2.1 \times 10^7$	$7.3 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-2}$	1
Aíberca de depósito de combustible <sup>b</sup> gastado(max)	$1.3 \times 10^7$	$1.3 \times 10^7$	$1.3 \times 10^7$	$1.6 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-2}$	$1.6 \times 10^{-1}$
Aíberca de depósito de combustible <sup>b</sup> gastado(prom)	$3.6 \times 10^6$	$3.8 \times 10^6$	$3.6 \times 10^6$	$4.5 \times 10^{-2}$	$4.8 \times 10^{-2}$	$4.5 \times 10^{-2}$
Casco de <sup>c</sup> embarque	$2.2 \times 10^7$	$3.1 \times 10^6$	$2.2 \times 10^7$	$2.7 \times 10^{-2}$	$3.8 \times 10^{-2}$	$2.7 \times 10^{-2}$
Reabaste- cimiento <sup>d</sup>	$2.2 \times 10^7$	$2.0 \times 10^6$	$2.2 \times 10^7$	$2.7 \times 10^{-2}$	$2.5 \times 10^{-2}$	$2.7 \times 10^{-2}$
Tanque de depó- sito de gas de desperdicio			$9.3 \times 10^4$			$1.2 \times 10^{-2}$
Tanque de depó- sito de desechos líquidos			$9.5 \times 10^4$			$1.2 \times 10^{-2}$

- \* Inventario del núcleo basado en la actividad .5 horas después del apagado del reactor.
- <sup>b</sup> Inventario de 2/3 de la carga del núcleo ; 1/3 del núcleo con tres días de decaimiento y 1/3 con 150 días de decaimiento .
- <sup>c</sup> Inventario de 1/2 de la carga del núcleo ; 1/4 del núcleo con 150 días de decaimiento y 1/3 del núcleo con 60 días de decaimiento .
- <sup>d</sup> Inventario basado en 7 ensambles de combustible de PWR o 17 ensambles de combustible de BWR con 150 días de decaimiento .
- <sup>e</sup> Inventario para un ensamble de combustible con tres días de decaimiento radiactivo.

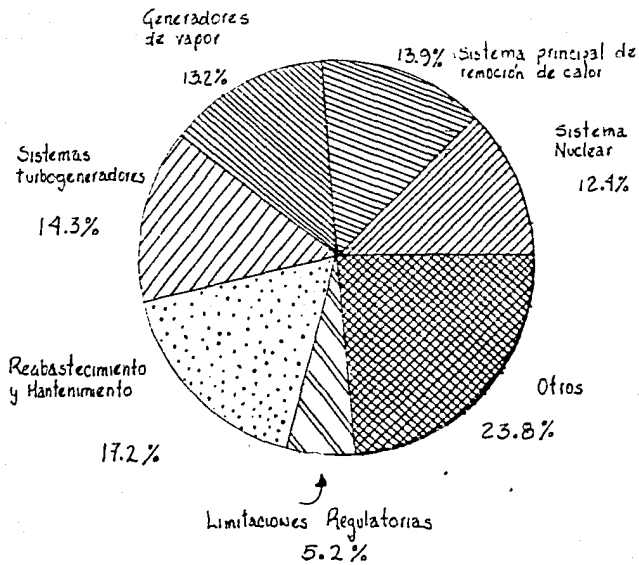
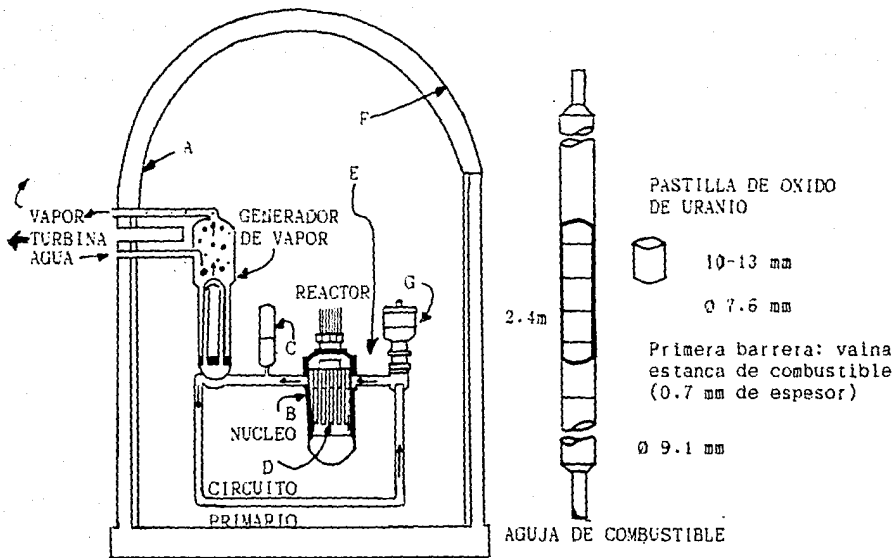


Fig. VIII.1.A.1 Paros totales de reactor no programados de 1971 a 1980 en todas las plantas nucleares

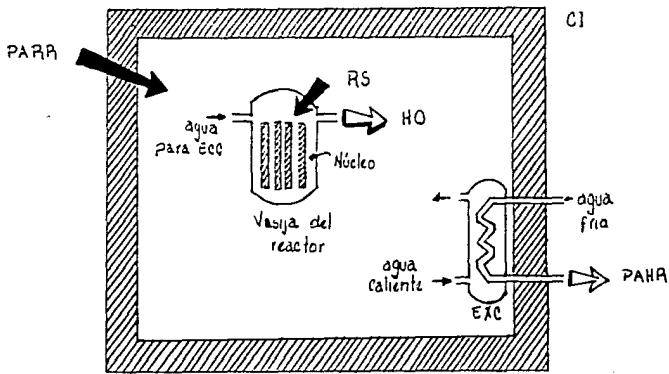




- a) ENVOLTURA DE CONTENCIÓN  
 b) VASIJA DE PRESIÓN  
 c) COMPENSADOR  
 d) ELEMENTO COMBUSTIBLE

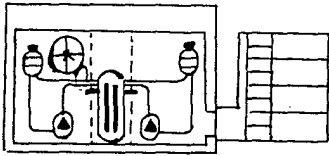
- e) SEGUNDA BARRERA: circuito de refrigeración del reactor.  
 f) TERCERA BARRERA: contención  
 g) BOMBA DEL CIRCUITO PRINCIPAL

Fig. VIII.2 Sistema de barreras centrales nucleares para controlar escapes de sustancias radiactivas; ejemplo para un reactor de agua a presión.

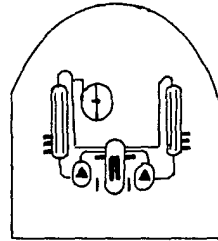


- PARR Eliminación de radiactividad de la atmósfera de la contención (la aspersión o los filtros retienen la radiactividad de la atmósfera de la contención)
- ECC Refrigeración del núcleo para evitar escape de la radiactividad del combustible  
Prevención de radiactividad en el medio ambiente
- RS Parada rápida del reactor para limitar la producción de calor en el núcleo (absorbentes neutronicos en el núcleo)
- HO Calor al agua o a la atmósfera de contención
- ETC Intercambiador de calor (puede encontrarse fuera de la contención)
- PAHR Eliminación de calor de la contención para evitar la sobrepresión

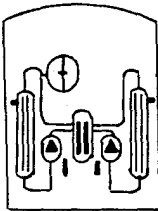
Fig. VIII.2.1 Principales funciones de ciertos dispositivos de seguridad tecnológica de un reactor de agua ligera.



CONTENCION POR DESPRESURIZACION CON BURBUJAS



CONTENCION SECA DOBLE



CONTENCION SECA



Vasija de reactor con núcleo



Bombas de circuito principal



Generadores de vapor



Presurizador/compensador

Fig. VIII.2.ii Ejemplos de contención de reactor para un reactor de agua a presión.

## CAPITULO IX "CONCLUSIONES"

Para el estudio del presente trabajo se recurrió a la bibliografía y a los datos de los que se dispuso de los sectores hidroeléctricos. En las diversas referencias de esta tesis se han tomado algunas aspectos sobre el desarrollo de la energía hidroeléctrica y las consecuencias de la hidroeléctricidad del punto de vista del desarrollo socioeconómico, desde el punto de vista de la explotación de recursos naturales y ambientales.

La energía hidroeléctrica tuvo un desarrollo en los E.U.A. y en la U.R.S.S. muy acelerado por la fuerte presión política de que en el desarrollo de World War II, cuando se necesitó una gran cantidad de energía eléctrica en los E.U.A. para poder hacer funcionar los grandes reactores experimentales. Como resultado de esas actividades programadas hidroeléctricas, los E.U.A. desarrollaron una gran cantidad de reactores hidroeléctricos durante varios que aún intentan superar su demanda. En política de los países desarrollados en vista de desarrollar una alta tecnología que diversifique sus fuentes de energía y evitar las dificultades ambientales energéticas, la única forma de aprovechar eficientemente a los hidrocarburos en la generación de electricidad es al punto de capturar y evitar un colapso energético al agotarse las reservas de hidrocarburos es la hidroeléctricidad.

La energía hidroeléctrica tuvo un considerable desarrollo en la década de los 60's y los 70's, pero en la década de los 80's ha sufrido un estancamiento debido principalmente a un abaratamiento artificial de los hidrocarburos y en parte también, al impacto psicológico, social, político causado por el accidente ocurrido en la planta hidroeléctrica de Chernobyl. En contraste lo anterior, creemos que la hidroeléctricidad tendrá que recuperar su crecimiento y desarrollo, con la inevitabilidad del agotamiento de los hidrocarburos y el incremento constante de la demanda energética, y en particular de electricidad.

Recomendamos en el análisis de los estudios respecto al uso de energía como fuente de energía alternativa financiera que un mayor uso de la energía hidroeléctrica permitiría reducir enormemente los costos de hidrocarburos que se encuentran en otras alternativas cuando son recursos insustentables, como combustibles para el transporte y como materia prima en la industria petroquímica, donde son esenciales para la elaboración de una amplia gama de productos indispensables en nuestra vida diaria y con un alto valor energético, en lugar de ser quemados irracionalmente en una ineficiente generación de electricidad la cual es un costo ambiental considerable. Cabe recordar que el petróleo es el gran transformador de nuestro tiempo y el ser no renovable constituye nuestra más valiosa reserva que debe ser oportunamente aprovechada.

Las tendencias energéticas actuales parecen indicar que, en un lapso de 20 a 30 años, la producción de hidrocarburos estará en franco declive y las llamadas "nuevas alternativas energéticas" no habrán alcanzado el grado de desarrollo necesario para sustituir en forma satisfactoria a los hidrocarburos y evitar un colapso energético y económico en el mundo.

El uso de la energía nuclear en el desarrollo de la industria, especialmente en el campo de la medicina, ya que el diagnóstico por la radiación ha pasado a formar parte de la metodología de diagnóstico y control de los procesos industriales y en el estudio de la contaminación ambiental.

En el sector nuclear en el desarrollo de la energía, especialmente para el suministro eléctrico, existen los reactores de agua y los reactores de agua a presión de la serie del BWR y del PHWR.

En la práctica en los reactores nucleares de agua, el agua, al estar en grandes niveles de actividad radiactiva, los reactores de agua y los reactores de agua a presión, se encuentran con los reactores de agua a presión, especialmente los reactivos, se encuentran con los reactores de agua a presión operativos y se encuentran con los reactores de agua a presión operativos y se encuentran con los reactores de agua a presión operativos. En el futuro, debe implementarse una serie de medidas de control del ciclo del combustible y el perfeccionamiento de los reactores de agua a presión. El agua del sistema que los reactores de agua a presión debe ser admitida los beneficios que el uso de la energía nuclear en el desarrollo de la industria es el desarrollo para la generación de electricidad.

Un aspecto de la nucleoelectricidad que causa una gran preocupación es el riesgo, aunque remoto, de un derrame accidental de materiales radiactivos, por los posibles efectos somáticos y genéticos y el costo de limpiar. Sin embargo, hay que recordar que los seres humanos siempre han estado expuestos a radiaciones naturales y en la actualidad se expone a radiaciones con fines médicos. Se ha comprobado, como se ha mencionado en este trabajo dentro del capítulo de efectos a la salud, que las radiaciones provenientes de la operación normal de plantas nucleoelectricas solo representa una pequeña proporción de la radiación natural de fondo.

Por ello se puede concluir que se justifica el uso de la nucleoelectricidad, desde el punto de vista de la exposición radiológica.

Se han realizado numerosos estudios sobre los riesgos de los reactores nucleares y en general se ha llegado a la conclusión de que el riesgo de un accidente nucleoelectrico es mucho menor que otros riesgos a los cuales están expuestos los seres humanos ya que la frecuencia de tal evento es sumamente pequeña. Los estudios señalan que la principal contribución al riesgo es el factor humano por lo cual los futuros desarrollos en materia de seguridad nucleoelectrica deberán enfocarse en tal sentido.

Además hay que considerar los riesgos que presenta la combustión de hidrocarburos para la producción de electricidad en términos ecológicos y en perjuicios a la salud. La combustión de hidrocarburos genera contaminantes que provocan lluvia ácida y fundamentalmente gases de carbono que provocan graves alteraciones climáticas.

El empleo de las diversas fuentes energéticas entraña riesgos tecnológicos, ambientales, sanitarios, económicos y algunos otros de carácter. El uso de la hidroelectricidad implica la inundación y la consiguiente pérdida de tierras, generalmente aptas para la producción agropecuaria. El uso de la energía solar tiene la desventaja de la discontinuidad en su generación.

El agua que se encuentra en el interior de los edificios, y en los alrededores inmediatos al accidente. En la medida de la posibilidad de emergencia, se deberá realizar un inventario de emergencia en un tiempo máximo de 15 minutos, en el caso de un accidente que ocasione a la fase del accidente del tipo IIIB.

Después de la orden de evacuación, se deberá establecer la zona de confinamiento. Los niveles de protección de radiación por esta radiación accidentada en 150 cm de pared, 1.00 m de distancia de la planta a 7.00 m de la superficie de cualquier edificio.

Una de las acciones más importantes que se deberán realizar en el momento de emergencia, es determinar en qué tiempo las demandas energéticas, muy bajo los límites establecidos, pueden ser cubiertas por el sistema para su funcionamiento.

La seguridad nuclear también debe dirigirse fundamentalmente a la prevención de accidentes. En consecuencia, se debe tener en cuenta la posibilidad de los sistemas de protección de emergencia para poder anticipar los acontecimientos. El análisis de accidentes debe abarcar la determinación de la capacidad física, operacional, y evento de descarga del sistema, reactivos, así como la propagación de las consecuencias fuera del confinamiento y al medio ambiente.

El análisis de accidentes debe centrarse en la definición y el establecimiento de los planes de emergencia. Es de gran importancia conocer la naturaleza del suceso iniciador del accidente porque influirá significativamente, junto con las condiciones climáticas del ambiente, en la penetración de la trayectoria y dispersión de la descarga radiactiva.

En la primera fase de un accidente, las vías preponderantes de exposición serán las radiaciones externas sobre la piel y la inhalación de materiales radiactivos. En una fase posterior, la exposición principal se deberá a la ingestión de material resuspendido y a la ingestión de agua y alimentos contaminados.

Entre tanto, a considerar en el análisis de accidentes es el tiempo de irradiación del material descaído, ya que al ser mayor ese tiempo, habrá una mayor proporción de isótopos radiactivos de larga vida.

En caso de un accidente, los niveles permisibles de radiación deberán ser menores que en caso de operación normal, ya que los organismos son más susceptibles a las exposiciones súbitas, porque sus organismos no están acostumbrados a tener el tiempo suficiente para adaptarse.

En lo referente a los efectos ambientales ocasionados por la nucleoelectricidad, las fuentes potenciales de descarga, incluyen principalmente, efluentes radiactivos líquidos y gaseosos, descargas de calor en el vapor residual y descargas químicas de los diversos sistemas de la planta.

La necesidad de evacuar el vapor residual al medio ambiente no es exclusiva de las plantas nucleoelectricas, ya que se presenta en todas las estaciones que generan vapor.

Uno de los factores más importantes para la elección del método de evacuación del agua de refrigeramiento es el tipo de fuente de agua de enfriamiento disponible ya que puede variar desde agua dulce de ríos o lagos hasta agua de mar.

... Cuando se reduce la velocidad de la circulación, se evita por completo el riesgo de contaminación ambiental por el agua de enfriamiento que se filtra por los alrededores. En un caso extremo de calor excesivo, el agua de enfriamiento puede ser recirculada, cuando procede, o bien puede ser depositada en un depósito de aguas.

Siempre en forma de agua de enfriamiento se usa una corriente de agua que circula en el subsuelo de forma natural de un país a otro.

En la actualidad, en el caso de las hidroeléctricas, de las centrales nucleares y de la circulación del agua caliente de los sistemas de calefacción central, se han desarrollado un tipo de reactores que permiten que el agua se caliente y se enfríe en un ciclo continuo, lo que evita el riesgo de contaminación ambiental por el agua.

Queda la cuestión de los gases de escape y de otros productos de combustión que se emiten al exterior al respecto de las descargas de agua.

La operación normal de una planta nuclear implica la descarga de grandes cantidades de agua caliente (refrigerante) en el ambiente. En consecuencia, reduciendo las lluvias sobre de estas centrales para no contaminar el medio ambiente.

Para reducir las consecuencias de la nucleoelectricidad, es necesario reducir las grandes fuentes de calor de la descarga, (línea de enfriamiento y líneas que conducen a los reactores descargados) y reducir la dispersión ambiental de dichos radiocidos y su transferencia al ser humano así como las probabilidades de que suceda la catástrofe a la salud.

En las descargas acuáticas es muy importante el uso que se le da al agua, ya que si se usa para riego presenta considerable riesgo el riesgo de exposición de la población por ingestión.

Los desechos radiactivos acumulados ya sea como líquidos, sólidos o gases presentan niveles de radiación variables. La mayoría de los desechos líquidos surge en la parte inicial del ciclo del combustible nuclear (extracción o enriquecimiento) mientras los desechos más radiactivos se generan en la parte final del ciclo del combustible nuclear (que incluye el funcionamiento del reactor y el procesamiento del combustible gastado en el caso de la opción de reciclaje).

En base a la discusión anterior podemos aseverar que desde el punto de vista ecológico se justifica el uso creciente de la nucleoelectricidad ya que causa menos efectos ambientales que otras fuentes de generación de energía eléctrica, por ejemplo la hidroeléctricas o la termoeléctricas basadas en los hidrocarburos.

Respecto a lo que se ha expuesto en este trabajo, podemos subrayar que el principal objetivo de la seguridad nuclear es minimizar la exposición del público y de los trabajadores a las radiaciones de las instalaciones nucleoelectricas, tanto durante el funcionamiento normal como en el caso de un accidente lo cual implica reducir la probabilidad de accidentes, reducir a un mínimo el escape de materiales radiactivos en caso de accidentes, reducir a un mínimo la exposición de la población en caso de emisión de materiales radiactivos.

Para lograr la seguridad nuclear, deben combinarse cuatro aspectos diferentes que son:

de las instalaciones, de la planta y de la electricidad.  
La seguridad de las personas.  
La seguridad de la explotación de la planta eléctrica.  
La seguridad de la explotación de la planta.

En el nivel de las fallas las curvas típicas nucleoelectrificadas  
muestran la mayor parte de las partes que fallan en las fallas en el  
nivel de la planta eléctrica. En el nivel de la explotación de la  
planta eléctrica las curvas típicas de las fallas de la planta eléctrica  
muestran la mayor parte de las fallas de la planta eléctrica.  
En el nivel de la explotación de la planta eléctrica las curvas típicas  
muestran la mayor parte de las fallas de la planta eléctrica.

Por lo tanto, el nivel de las fallas que las curvas típicas  
muestran en el nivel de la explotación de la planta eléctrica es el  
nivel de la explotación de la planta eléctrica. En el nivel de la  
explotación de la planta eléctrica las curvas típicas muestran la  
mayor parte de las fallas de la planta eléctrica.

En el nivel de la explotación de la planta eléctrica las curvas  
muestran la mayor parte de las fallas de la planta eléctrica. En el  
nivel de la explotación de la planta eléctrica las curvas típicas  
muestran la mayor parte de las fallas de la planta eléctrica.

La integridad de las personas se garantiza por el diseño  
correcto de la planta y una estricta calidad de los materiales de  
fabricación y en la construcción de las plantas. En el nivel de la  
explotación de la planta eléctrica las curvas típicas muestran la  
mayor parte de las fallas de la planta eléctrica.

El otro aspecto de la defensa en profundidad es la prevención de  
la ruptura de las barreras.

El primer nivel de defensa consiste en asegurar que la planta  
opera en todo momento de acuerdo a las condiciones contempladas en  
los planos de diseño.

El segundo nivel de defensa consiste en evitar perturbaciones en  
todo lo que se violen las condiciones de funcionamiento normal.

El tercer nivel de defensa consiste en atenuar las consecuencias  
de accidentes que puedan causar daños importantes al combustible si  
los dispositivos de seguridad incorporados en el diseño de la planta  
nucleoelectrificada no hubieran controlado adecuadamente la alteración  
del funcionamiento.

Generalmente se refuerza la confiabilidad mediante la  
incorporación de equipo auxiliar diversificado y/o redundante, ya que  
el principal objetivo es implementar la seguridad en la planta. Está  
llenos de detalles sin importar que algunos sistemas de  
seguridad parezcan a simple vista innecesarios o exagerados.

La decisión de la sociedad en pro o en contra de la  
nucleoelectricidad no es fácil ya que intervienen muchos  
factores. Sin embargo uno de los aspectos más importantes es  
el conocimiento por lo cual, la sociedad debería conocer las  
implicaciones que tendrá el rechazo de la nucleoelectricidad en el  
desarrollo económico del país y en el nivel de vida de cada  
individuo.



El problema de la energía eléctrica en el futuro depende de la capacidad de la humanidad para desarrollar y utilizar la energía nuclear. La energía nuclear es una fuente de energía que puede proporcionar una gran cantidad de energía eléctrica de forma segura y económica. Sin embargo, también presenta algunos riesgos, como la contaminación y la posibilidad de un accidente nuclear. Por lo tanto, es importante que se tomen medidas para garantizar la seguridad y la sostenibilidad de la energía nuclear en el futuro. Esto incluye la mejora de las tecnologías nucleares, la implementación de estrictos estándares de seguridad y la promoción de la cooperación internacional en materia de energía nuclear. Además, es necesario que se continúe investigando y desarrollando otras fuentes de energía renovable y sostenible, como la energía solar y eólica, para garantizar un futuro energético seguro y limpio.

Si el mundo abandonara la opción nucleoelectrónica, se requerirían aproximadamente 10 000 000 de barriles de petróleo diarios para reemplazar la electricidad generada por vía nuclear. A pesar del notable desarrollo alcanzado en la primera década actual, existe incertidumbre en cuanto a su futuro. Un factor que generaría desconfianza en la sociedad sería la demostración de la seguridad de las técnicas de depósito seguro de los desechos radiactivos.

Los accidentes de Three Mile Island y de Chernobyl tuvieron gran impacto en el público que se preocupa más por las consecuencias que por las probabilidades. Sin embargo, la experiencia ayuda a separar los errores del pasado, a evitar que se repitan.

De acuerdo a la mayoría de los pronósticos tecnológicos, energéticos y económicos, puede afirmarse que:

- 1) La forma predominante de energía usada por el hombre en el futuro será la electricidad.
- 2) El petróleo y el gas continuarán estancándose.
- 3) Los tecnologías solares no se comercializarán en gran escala por sus costos, su intermitencia y sus aplicaciones de almacenamiento.

A partir de lo anterior puede concluirse que la nucleoelectricidad es necesaria.

Por último sólo cabe agregar que considerando los aspectos económicos, ambientales, tecnológicos y de seguridad, como se ha visto en esta discusión, la nucleoelectricidad aparece como la alternativa energética más viable para cubrir las necesidades de la humanidad en lo que resta del presente siglo y durante el próximo.

## " RECOMENDACIONES "

El estudio de la explotación de agua dulce, al igual que los estudios de contaminación, es un campo de trabajo en desarrollo. Se debe promover la cooperación técnica entre algunos países interesados.

El estudio de la explotación de aguas subterráneas debe ser parte de cualquier programa nacional. Una vez se establece la red de observación, se puede utilizar para fines de investigación y de explotación. En 1967 se ha producido una nueva lista de países que se han comprometido a desarrollar programas de explotación de aguas subterráneas. La lista actualizada de países que se han comprometido a desarrollar programas de explotación de aguas subterráneas se encuentra en el anexo 2.

El estudio de las posibilidades de explotación hidroeléctrica, la generación eléctrica y la explotación de centrales hidroeléctricas, debe ser una prioridad en el programa de explotación de aguas subterráneas de México. El estudio de las posibilidades de explotación de aguas subterráneas debe ser una prioridad en el programa de explotación de aguas subterráneas de México. El estudio de las posibilidades de explotación de aguas subterráneas debe ser una prioridad en el programa de explotación de aguas subterráneas de México.

En las regiones anteriormente mencionadas se deben desarrollar las siguientes recomendaciones:

- 1) En algunas zonas debe considerarse la nucleoelectricidad como alternativa energética viable.
- 2) Deben evaluarse objetivamente las ventajas y las dificultades que implican en la implementación de la nucleoelectricidad en México para corroborar si supera los e impulsar el desarrollo nucleoelectrico de México.
- 3) Debe brindarse atención a la formación de personal técnico altamente capacitado para el desarrollo de una industria nucleoelectrica nacional.
- 4) Debe evaluarse la necesidad de las ciencias nucleares en los centros de educación superior del país de acuerdo a la gran importancia que tendrá esta rama de la ciencia en el futuro.
- 5) Deben difundirse mas ampliamente los beneficios de la energía nucleoelectrica para convencer a la sociedad de la conveniencia de su utilización así como comentarles sobre los efectos negativos que tendría el abandono de la misma.
- 6) Deben divulgarse mas los avances en materia de seguridad nucleoelectrica y las cooperaciones de fomento derivadas de la nucleoelectricidad y otras actividades cotidianas para que la sociedad mire en una perspectiva real dichos riesgos.
- 7) Debe continuarse la investigación de materiales radiactivos en el territorio nacional para planear adecuadamente el desarrollo nucleoelectrico.
- 8) Debe impulsarse a nivel mundial el advenimiento de la segunda era nuclear basada en los reactores rápidos de agua y en ciclos cerrados de combustible que puedan proporcionar la energía necesaria a largo plazo para que la humanidad disfrute nuevas horizontes en desarrollo y bienestar.

ANEXOS :

- (1) ORGANISMO INTERNACIONAL DE LA ENERGIA ATOMICA  
Guia de la Introduccion de la Energia Nuclear . Pag. 10  
Technical Reports Series No. 217 (Viena 1982)
- (2) Op. cit. Pag. 5
- (3) Op. cit. Pag. 11
- (4) Op. cit. Pag. 22
- (5) Op. cit. Pag. 27
- (6) Op. cit. Pag. 27
- (7) Op. cit. Pag. 28
- (8) Op. cit. Pag. 29
- (9) Op. cit. Pag. 29
- (10) Op. cit. Pag. 30
- (11) Op. cit. Pag. 31
- (12) Op. cit. Pag. 32
- (13) Op. cit. Pag. 33
- (14) Op. cit. Pag. 34

CAPITULO II

- (1) ORGANISMO INTERNACIONAL DE LA ENERGIA ATOMICA  
Guia on the Introduction of Nuclear Power . Pag. 161  
Technical Reports Series No. 217 (Viena 1982)
- (2) Op. cit. Pag. 162
- (3) Op. cit. Pag. 167
- (4) BLAN STONE  
Revista " Atom " # 379 Mayo 1988. Pag. 5.
- (5) Op. cit. Pag. 6.
- (6) Op. cit. Pag. 7.
- (7) Op. cit. Pag. 7.
- (8) Op. cit. Pag. 11.
- (9) Op. cit. Pag. 11.
- (10) JOHN SITTONS  
Revista " Atom " 382 Abril 1986. Pag. 5.
- (11) Op. cit. Pag. 6.
- (12) Op. cit. Pag. 7.
- (13) Op. cit. Pag. 8.
- (14) Op. cit. Pag. 8.
- (15) Op. cit. Pag. 9.
- (16) Op. cit. Pag. 9.
- (17) Op. cit. Pag. 9.
- (18) ORGANISMO INTERNACIONAL DE LA ENERGIA ATOMICA  
Nuclear Power : Both Sides : The Best and the Worst of a  
Controversial Technology . Pag. 70.  
Michio Ioku and J. Trainer, New York 1983
- (19) Op. cit. Pag. 72.
- (20) ENERGIA NUCLEARELECTRICA, EL MEDIO AMBIENTE Y EL HOMBRE.  
Informacion general preparada por el OIEA y la OMS. Pag. 139.  
OIEA, (VIENA 1984) STI/PUB/828
- (21) Op. cit. Pag. 140.
- (22) Op. cit. Pag. 143

### CAPITULO III

- (12) ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA  
Technical Report Series No. 311, Pag. 3  
Geneva 1970. INTRODUCCION 31
- (13) Op. cit. Pag. 10.
- (14) Op. cit. Pag. 17
- (15) ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA  
Informe de las Reuniones de Inspeccion sobre el Estado de  
Exclusivamente en caso de Accidentes. Pag. 3  
Documento de Trabajo. Informacion Especial. N.º 176 (enero 1973)
- (16) Op. cit. Pag. 4
- (17) Op. cit. Pag. 5
- (18) Op. cit. Pag. 7
- (19) Op. cit. Pag. 10
- (20) INTRODUCTION TO NUCLEAR ENGINEERING  
Engineering Division, Mc Graw-Hill Book Company  
New York 1960. Pag 315  
1960. Op. cit. Pag. 107
- (21) SAFETY ASPECTS OF NUCLEAR REACTORS  
D. Raper and C. Gough. Pag 215  
Van Nostrand Company Inc. Princeton N.Y. 1973
- (22) Op. cit. Pag. 217
- (23) Op. cit. Pag. 217
- (24) Op. cit. Pag. 220
- (25) REVISTA "ATOM" N.º 176 FEBRERO DE 1973  
Dr. J. C. Marshall pag. 5
- (26) Op. cit. Pag. 5
- (27) Op. cit. Pag. 6

### CAPITULO IV

- (1) ORGANISMO INTERNACIONAL DE LA ENERGIA ATOMICA  
The Radiological Impact of Radionuclides dispersed on Regional  
and Global Scale. Pag. 3
- (2) ORGANISMO INTERNACIONAL DE LA ENERGIA ATOMICA  
The Radiological Impact of Radionuclides dispersed on Regional  
and Global Scale. Pag. 11
- (3) EVALUATION OF RADIATION EMERGENCIES AND ACCIDENTS, SELECTED  
CRITERIA AND DATA  
Malaric Edward. Pag. 3  
Technical Report Series N.º 153, w, 3
- (4) Op. cit. Pag. 3
- (5) Op. cit. Pag. 4
- (6) Op. cit. Pag. 7
- (7) Op. cit. Pag. 10
- (8) Op. cit. Pag. 11
- (9) Op. cit. Pag. 11







