

~~Atm~~ Betem S.A.R., vol 4, 1988.

Crerios probabilísticos de seguridad nuclear

Eduardo R. Felizia; Carlos E. Chiossi

Introducción

Las instalaciones nucleares relevantes -tales como centrales nucleares, plantas de reprocesamiento de combustibles irradiados, reactores de investigación o repositorios de desechos radiactivos de alta actividad- son sistemas tecnológicos de alta complejidad que requieren estudios para la prevención de accidentes con consecuencias radiológicas, tanto para el personal de las instalaciones como para el público en general.

No hay acuerdo universal acerca de la naturaleza de estos estudios, por lo que diferentes países hacen diferentes estudios de seguridad, aún tratándose de instalaciones nucleares análogas. No obstante, en general los estudios pueden encuadrarse en una de dos grandes concepciones de la seguridad: la concepción determinística o la concepción probabilística.

Dentro de la concepción probabilística a su vez, existen diversas escuelas que emplean criterios de seguridad como parte del proceso de toma de decisiones

para aceptar o rechazar las instalaciones nucleares, desde el punto de vista de la seguridad nuclear (por esto a tales criterios se los denomina a veces "criterios de aceptación").

Esta publicación presenta suscitadamente los principales criterios probabilísticos de seguridad nuclear que existen actualmente, permitiendo apreciar sus distimilitudes incluyendo las diferentes definiciones acerca del riesgo radiológico asociado con el personal de las instalaciones y con el público en general.

2. Nociones generales de riesgo

La noción de riesgo, tal como será utilizada en esta publicación, involucra tres aspectos esenciales a saber:

- La presunción de sucesos cuya ocurrencia en tiempo y lugar es incierta, comúnmente denominados accidentes.
- La frecuencia o probabilidad de ocurrencia de tales sucesos durante un período arbitrariamente determinado.

- Las consecuencias derivadas de tales sucesos en el caso que éstos ocurran.

Caídas de aeronaves en vuelo, incendios en plantas químicas, accidentes de tránsito, terremotos, inundaciones, accidentes en instalaciones nucleares son sucesos que presumiblemente pueden ocurrir -y de hecho ocurren- si bien se desconoce a priori la localización espacial y temporal de los mismos. La incertidumbre en cuanto al tiempo y lugar de ocurrencia de accidentes es la característica esencial del riesgo; se sabe que el suceso puede ocurrir pero se ignora dónde y cuándo.

Cabe aclarar que es válido considerar riesgos solamente en relación con aquellos sucesos de ocurrencia

incierta que, además, impliquen amenazas a la integridad física de personas o de bienes materiales, en caso que tales sucesos ocurran. La incertidumbre por sí sola, en ausencia de amenazas, no implica la existencia de riesgos.

La frecuencia o la probabilidad de ocurrencia de accidentes no son más que unidades de medida empleadas en el análisis de riesgos.

Es usual que la frecuencia y la probabilidad de ocurrencia de accidentes se consideren en base anual, pero ésto es mera convención, puesto que nada impide considerar dicha ocurrencia a lo largo de una década, de un siglo, de un milenio, de la vida útil de una instalación, etc.

En el caso de algunos fenómenos naturales tales como terremotos, inundaciones y crecidas de ríos, suele emplearse como medida el así denominado "período de recurrencia" expresado en años. Este guarda relación de equivalencia con la frecuencia media anual puesto que, en términos matemáticos, uno es la inversa del otro.

También es frecuente el empleo de otra forma de medida denominada "frecuencia anual de excedencia". En esta forma se presentan algunos de los resultados del Reactor Safety Study (figura 1, Ref.1). En esta figura se observa que, por ejemplo, la frecuencia anual de ocurrencia de 1.000 o más muertes como consecuencia de un accidente en una cualquiera de las cien centrales nucleares consideradas en el estudio, es aproximadamente 1 en 1.000.000).

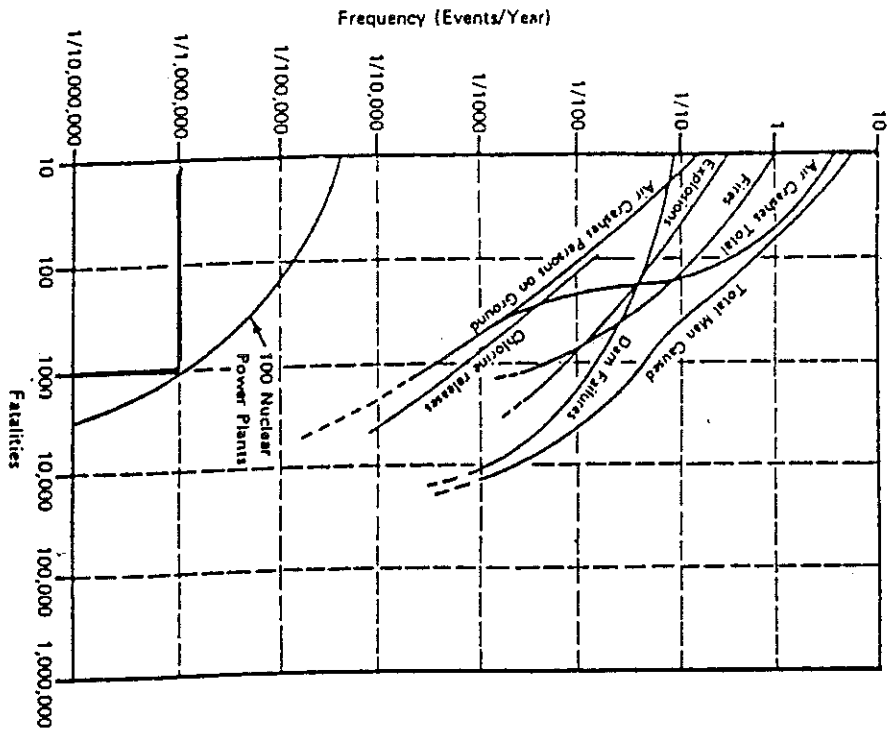


Figura 1. Frecuencia anual de excedencia de muertes para distintas clases de riesgo

Por otra parte, el empleo de la probabilidad de ocurrencia de accidentes implica que la distribución temporal o espacial de los mismos responde a un dado modelo probabilístico.

Un modelo muy utilizado es el así denominado modelo Poisson. Sin entrar en tecnicismos matemáticos, se da un ejemplo familiar que, no obstante su simplicidad, permite distinguir con claridad los conceptos de tasa o frecuencia y probabilidad de ocurrencia de sucesos que son descriptos por el modelo Poisson.

Supongamos que se está observando la llegada de clientes a la cola de una de las cajas de un supermercado. Se conviene en definir, arbitrariamente, períodos de observación de cinco minutos y registrar para cada uno de estos períodos, el número de clientes que arriban a la cola. Una secuencia posible de registros, por ejemplo, sería la siguiente:

- 1, 0, 0, 1, 3, 0, 5, 0, 1, 0, 2, 8

Analizando esta secuencia, se ve que han arribado a la cola en total 21 clientes a lo largo de sesenta minutos (pues se han registrado doce períodos de cinco minutos cada uno); estos datos permiten determinar una estimación de la tasa o frecuencia del proceso, es decir:

$$\frac{21 \text{ clientes}}{60 \text{ minutos}} = 0,35 \text{ Cliente/minuto}$$

Asumiendo que la muestra es representativa (en realidad, para obtener una estimación más precisa se debe realizar un número mayor de observaciones) podemos utilizar la tasa de 0,35 cliente/minuto para calcular la probabilidad que en un período de, por ejemplo, 10 minutos, arriben a la cola ningún cliente, un cliente, dos clientes, etc.

Para ello se utiliza la fórmula de Poisson

Probabilidad que no arriben clientes a la cola = 0,03
Probabilidad que arriben un cliente a la cola = 0,11
Probabilidad que arriben dos clientes a la cola = 0,18

y así sucesivamente.

Se ve pues, que la tasa o frecuencia de ocurrencia de sucesos en el modelo Poisson es una magnitud muy diferente a la probabilidad de ocurrencia de éstos en un período dado.

En el caso que nos ocupa, -accidentes cuya tasa o frecuencia de ocurrencia anual es muy baja- resulta sin embargo que, numéricamente, el valor de la tasa anual es prácticamente igual al de la probabilidad de ocurrencia de al menos un accidente durante un año, hecho que frecuentemente induce a confusiones. En efecto, si una clase de accidentes posee, por ejemplo, una tasa anual de ocurrencia de 1 en 1.000, la probabilidad de ocurrencia en un año de al menos uno de tales accidentes, calculada por la fórmula de Poisson, es 0,0009995, valor que es prácticamente igual a 1/1.000.

Los accidentes suelen tener consecuencias muy diversas, tanto en naturaleza como en magnitud. Seguramente se mencionan, entre otras, algunas de las más relevantes (ver cuadro 1):

- a) Pérdida de vidas.
- b) Lesiones permanentes con pérdida de la capacidad laboral de las personas afectadas.
- c) Lesiones temporarias que requirieren (o no) hospitalización y la consiguiente pérdida de la capacidad laboral de los accidentados.
- d) Daños genéticos que pueden afectar directamente a los individuos expuestos al accidente o a sus descendientes.

- e) Evacuación de personas y sus diversas secuelas en el caso de mujeres encintas, ancianos o enfermos no ambulatorios.
- f) Pérdida de bienes materiales.
- g) Inducción de actitudes públicas de rechazo a determinadas actividades o emprendimientos con pérdida de la objetividad.

La diversidad de consecuencias derivadas de los accidentes proviene a su vez de los distintos agentes que actúan durante la ocurrencia de los mismos. Tales agentes pueden ser de naturaleza mecánica (ondas expansivas producidas por explosiones, derrumbes provocados por terremotos), química (gases letales, emanaciones contaminantes, fuego), radiactiva, etc.

Además se ve, observando la lista precedente, que las consecuencias de accidentes pueden presentarse en forma inmediata o manifestarse tardíamente (en el caso de daños provocados por dosis no letales de radiación o por ciertos contaminantes químicos, después de muchos años e incluso en los descendientes de las personas directamente expuestas al accidente).

La diversidad de atributos implícita en el término "consecuencia" es fuente de dificultades principalmente cuando se trata de cuantificar dichas consecuencias. Sin profundizar en los tecnicismos propios del moderno análisis de riesgos, se menciona solamente que existen numerosos métodos para el tratamiento de esta cuestión, y que éstos pueden clasificarse en dos grandes categorías: "Métodos agregativos" y "Métodos comparativos o de multicriterio".

Cuadro 1

Algunos accidentes tecnológicos y sus consecuencias

Sitio de ocurrencia - año	Naturaleza del accidente	Número de muertos	Número de lesionados	Número de evacuados	Daños al medio ambiente	Otras consecuencias
Oppav, Alemania - 1921	Explosión de 3000 Ton. de nitrato de amonio	561	1500	7000		
Cleveland, USA - 1944	Explosión de un tanque con 3000 Ton. de gas natural licuado.	136	400			80 viviendas destruidas Abandono por 20 años de la tecnología de gas natural licuado.
Aberfan, UK - 1966	Viviendas y escuela sepultadas por el deslizamiento de una pila de desechos de carbón.	147				
Seveso, Italia	Emisión descontrolada de materiales cáusticos conteniendo dioxina.			737	Contaminación severa de suelos en un radio de 4 Km.	Miles de cabezas de ganado sacrificadas preventivamente.
San Carlos de la Rápita, España - 1978	Explosión de un camión cisterna cargado con 38 Tn. de gas propano en las proximidades de un camping.	215				

Cuadro 1 (cont.)

Algunos accidentes tecnológicos y sus consecuencias

Sitio de ocurrencia - año	Naturaleza del accidente	Número de muertos	Número de lesionados	Número de evacuados	Daños al medio ambiente	Otras consecuencias
Mississauga, Canadá 1979	Accidente ferroviario y con secuencia emisión descontrolada de cloro.			240000		
Ciudad de Méjico, Méjico 1984	Explosión de 6000 Ton. de gas licuado almacenado en tanques.	452	1000 desaparecidos	39000		Centenares de viviendas destruidas en las cercanías de la planta de almacenaje.
Bhopal, India - 1984	Emisión descontrolada de 30 Ton. de metilisocianato de una planta de producción de pesticidas.	2500	150000			
Chernobyl, USSR - 1986	Excursión de potencia y destrucción del reactor de la cuarta unidad de la central nuclear de Chernobyl.	31	203	135000	Contaminación radiactiva de suelos en un área de 10Km ²	
Basle, Suiza - 1986	Incendio en un depósito de pesticidas y agroquímicos que provoca severa contaminación de las aguas del Rin.				Daños a la flora y fauna en 250 Km. de cauce del Rin.	

Hasta aquí se han desarrollado, muy brevemente por cierto, los principales aspectos implícitos en la noción de riesgo; en los párrafos que siguen, estas ideas se amplían con algunas consideraciones sobre el riesgo social o colectivo, el riesgo individual y la percepción pública del riesgo. Para mayor claridad se toma como ejemplo el riesgo impuesto por el desplazamiento de personas en automóviles dentro del ámbito de una ciudad hipotética.

Se dispone de los siguientes datos estadísticos:

Número de vehículos en circulación: 1.000.000
 Población: 4.000.000 de habitantes
 Número promedio de personas transportadas por vehículo: 2,5/vehículo.
 Número total de accidentes: 100.000/año
 Número de muertes (personas transportadas): 200/año
 Número de muertes (transeúntes): 10/año
 Número de personas lesionadas (Pers.transp.): 4.500/año
 Número de personas lesionadas (transeúntes): 500/año

Un primer análisis de los datos estadísticos revela la existencia de dos clases de consecuencias:

- Muertes
- Personas lesionadas (las pérdidas materiales no se consideran, aunque de hecho existen)

Por otra parte, se ve la conveniencia de distinguir dos clases diferentes de personas expuestas al riesgo de perder la vida o resultar lesionadas en accidentes de tránsito, éstas son:

- la de personas transportadas
- la de transeúntes

Se analiza en primer término el riesgo de muerte por accidente automovilístico para el conjunto de personas transportadas.

Supóngase que una persona cualquiera de la población de la ciudad hipotética emplea el automóvil como medio habitual para desplazarse en la misma. Si tal persona deseara conocer el riesgo de muerte a que se expone, podría inferir de los datos estadísticos arriba presentados, la frecuencia anual de accidentes por persona transportada. En efecto:

$$\frac{\text{Frec. de accidentes/año}}{\text{pers.transp.}} = \frac{100.000 \text{ accident./año}}{2,5 \text{ pers.} \times 1.000.000} =$$

$$= 0,04 \frac{\text{accidente}}{\text{persona/año}}$$

Por otra parte, a 100.000 accidentes ocurridos en el año le corresponden 200 muertes entre las personas transportadas, de modo que la frecuencia relativa de muerte por accidente resulta:

$$\frac{\text{muertes de personas transp.}}{\text{número de accidentes}} = \frac{200 \text{ muertes}}{100.000 \text{ accident.}} = 0,002$$

Por consiguiente, la frecuencia anual estimada de muerte por accidente automovilístico resulta:

$$0,04 \frac{\text{accidente}}{\text{pers.} \times \text{año}} \times 0,002 \frac{\text{muertes}}{\text{accid.}} = 0,00008 \frac{\text{muertes}}{\text{pers.} \times \text{año}}$$

Este valor es una medida estimada del riesgo individual de muerte por accidente automovilístico en el caso particular que se está analizando, es decir, personas transportadas. Con el mismo procedimiento es fácil es-

timar el riesgo individual de lesión por accidente automovilístico (siempre para el conjunto de personas transportadas), el que resulta:

$$0,04 \frac{\text{accidente}}{\text{pers.} \cdot \text{año}} \times \frac{4500 \text{ lesiones}}{100.000 \text{ accid.}} = 0,0018 \frac{\text{lesiones}}{\text{pers.} \cdot \text{año}}$$

Supóngase ahora que un miembro del público desea conocer el riesgo a que se expone al transitar la ciudad como peatón (riesgo naturalmente impuesto por la circulación de automóviles).

Riesgo individual de muerte:

$$\frac{100.000 \text{ accidentes}}{1.500.000 \text{ hab.} \cdot \text{año}} \times \frac{10 \text{ muertes}}{100.000 \text{ accid.}} = 0,0000066 \frac{\text{muertes}}{\text{hab.} \cdot \text{año}}$$

Riesgo individual de recibir lesiones:

$$\frac{100.000 \text{ accidentes}}{1.500.000 \text{ hab.} \cdot \text{año}} \times \frac{500 \text{ lesiones}}{100.000 \text{ accid.}} = 0,00033 \frac{\text{lesiones}}{\text{hab.} \cdot \text{año}}$$

El número de peatones que presumiblemente se exponen al riesgo de ser muertos o lesionados por vehículos se calcula en este modelo, descontando a la población total el número de personas que no son peatones, es decir, aquellos que son transportados en vehículo.

Los ejemplos presentados en los párrafos precedentes, tienen por principal propósito, ilustrar sobre las características del riesgo individual. El modelo considerado no contempla, por razones de simplicidad, el hecho que los conductores de vehículos pueden ser, circunstancialmente, peatones y viceversa. Asimismo no se incluye el transporte público de personas.

Se comprende que modelos más realistas deben tener en cuenta, entre otros, factores tales como distancia promedio anual recorrida por vehículo, horas-hombre

promedio insuimidas en el transporte por automóvil, uso o no de cinturones de seguridad, edad y sexo de las personas expuestas, distancias medias recorridas y tiempos medios de permanencia en la ciudad de transeúntes, etc.

Supóngase ahora que la autoridad de tránsito de la ciudad decide encarar un programa de educación vial dirigido, tanto a los conductores de automóviles como a los peatones, con vistas a reducir la frecuencia de accidentes. En este caso, la autoridad de tránsito no se interesa en las cifras correspondientes al riesgo individual, sino en las cifras globales que expresen la frecuencia de accidentes ocurridos en la comunidad.

Estas cifras, expresadas como es usual en frecuencia anual por cada 100.000 personas, son las siguientes:

Muertes en accidentes de tránsito:

$$\frac{210 \text{ muertes/año}}{4.000.000 \text{ hab./100.000}} = 5,25 \frac{\text{muertes/año}}{100.000 \text{ habitantes}}$$

Lesiones en accidentes de tránsito:

$$\frac{5.000 \text{ lesiones/año}}{4.000.000 \text{ hab./100.000}} = 125 \frac{\text{lesiones/año}}{100.000 \text{ habitant.}}$$

Dos formas diferentes de evaluar una misma realidad -riesgo individual y riesgo colectivo- se ven justificadas en parte por el hecho que el riesgo es sólo una de las etapas en el proceso de toma de decisiones. En efecto, en el mundo real es imposible eliminar riesgos, sólo es factible elegir entre distintos cursos de acción que impliquen distintos riesgos. Un proceso racional de toma de decisiones requiere, por lo tanto, valoraciones cuantitativas del riesgo que puedan balancearse adecuadamente con los costos y beneficios inherentes a los distintos cursos de acción posibles.

Un automovilista, en el ejemplo que se ha dado, podría decidir entre equipar su automóvil con cinturones de seguridad, instalar doble circuito de frenos, ampliar su póliza de seguro de vida o simplemente no hacer nada al respecto. Su evaluación, asumiendo racionalidad, deberá sin dudas tomar en cuenta el riesgo individual impuesto por la conducción de automóviles.

Por otra parte, en el caso que la autoridad de tránsito de la misma ciudad deba decidir nuevas regulaciones de tránsito (límites de velocidad, cambios en la circulación, instalación de semáforos, régimen de multas, etc.) tomará en cuenta, para una decisión fundada, los valores del riesgo colectivo.

Naturalmente, cualquier curso de acción tendiente a disminuir el riesgo que se decida, ya sea en el dominio individual o en el colectivo, producirá efectos concomitantes en ambos dominios.

Por último, se comenta brevemente uno de los aspectos más subjetivos del riesgo, el así denominado percepción del riesgo.

El riesgo calculado, aún cuando el cálculo contenga incertezas, es en esencia objetivo; el riesgo percibido en cambio, depende de escalas de valores y sistemas de preferencias personales o colectivas y por lo tanto es esencialmente subjetivo.

Algunos de los hechos que influyen en la percepción del riesgo son:

- 1) Si ocurre un gran número de accidentes de una misma clase, éste hecho atrae más atención que la ocurrencia de igual número de accidentes de distinta clase.
- 2) Si un gran número de personas pierde la vida en un único accidente, pero un número similar de muertes

ocurre en varios accidentes separados, el primer evento atrae fuertemente la atención, mientras que el segundo pasa en general desapercibido. En efecto, un accidente aéreo donde pueden perder la vida más de un centenar de personas, es considerado una catástrofe; a lo largo de un año, en accidentes de tránsito terrestre, pierden la vida centenares de miles de personas sin que ello sea calificado como catástrofe. Este hecho es fácilmente verificable si se comparan los espacios dedicados en los medios de comunicación masiva -principalmente prensa escrita- a ambos eventos.

3) Accidentes cuyas consecuencias son inmediatas causan más inquietud que aquellos cuyas consecuencias se manifiestan mucho tiempo después de haber ocurrido el accidente.

4) Riesgos involuntarios son menos aceptados que los voluntarios.

La percepción pública del riesgo, además de los factores considerados, depende fuertemente del grado de desarrollo cultural y socioeconómico de la sociedad. Una comunidad con defectuosos servicios hospitalarios, por ejemplo, será poco sensible a los riesgos impuestos por contaminantes industriales.

3 - Criterios de aceptación de riesgo

Esta sección se refiere específicamente al riesgo radiológico debido a accidentes en instalaciones nucleares, principalmente centrales nucleoelectricas.

Las centrales nucleares deben diseñarse para ser operadas en forma segura; esto significa que el diseño tiene que prever, entre otros, los siguientes aspectos:

- Múltiples dispositivos para el confinamiento de los productos de fisión.

- Sistemas de alta confiabilidad (denominados sistemas de seguridad) que actúan para evitar la ocurrencia, o mitigar los efectos, de eventuales fallas en los dispositivos de confinamiento.

- Activación automática de los sistemas de seguridad y bloqueo de acciones del operador contrarias a la seguridad durante los primeros minutos siguientes a dicha activación.

La filosofía probabilística de la seguridad postula, no obstante, la eventual ocurrencia de sucesos en la instalación que coloquen a ésta en estado accidental y admite, asimismo, la posible ocurrencia de fallas en uno o más sistemas de seguridad y de errores humanos. Esta filosofía se funda en la imposibilidad del riesgo cero de cualquier actividad humana si bien considera, por otra parte, que es factible su limitación a niveles aceptables para la comunidad.

Tal es el propósito de los criterios de aceptación de riesgo establecidos por las autoridades pertinentes de algunos países y aplicados, ya sea al diseño o al licenciamiento de instalaciones nucleares.

En los puntos 3.1 a 3.4 se describen los criterios canadienses y del Nuclear Installations Inspectorate del Reino Unido, ambos en aplicación en los respectivos países. También se presenta la Línea Límite de Farmer, históricamente la primer propuesta realizada y considerada actualmente como trabajo pionero en la materia. Por último se describe el criterio de aceptación de riesgo basado en el concepto de Función de Distribución Complementaria Acumulada, incluyéndose como ejemplo de aplicación de tal concepto, la propuesta formulada por un grupo de trabajo alemán (referencia 7).

3.1 Línea Límite de Farmer

En 1967 F.R. Farmer propuso un diagrama probabilidad-consecuencia y una Línea Límite asociada

para determinar a priori valores aceptables del riesgo al público debido a accidentes en reactores nucleares.

La línea Farmer (figura 2) se presenta en diagrama doble logarítmico, figurando en abscisa las consecuencias de accidentes nucleares y en ordenadas sus frecuencias anuales de ocurrencia. Farmer adoptó, como medida de las consecuencias, la actividad en curies liberada durante un accidente en reactores térmicos, expresada en términos del contenido de ^{131}I presente en los productos de fisión liberados (referencia 3).

El criterio seguido por Farmer para la construcción de su línea límite se basa en la proporcionalidad entre consecuencias y frecuencias de ocurrencia, es decir, a consecuencias de gran magnitud deben corresponderle eventos de muy baja frecuencia de ocurrencia y viceversa, lo que implica riesgo constante a lo largo del dominio de la línea límite. Su expresión matemática es:

$$\text{Riesgo} = \text{Frecuencia} \times \text{Consecuencia} = 1 \text{ Ci/año}$$

En efecto, observando la figura 2, se comprueba que cualquier punto perteneciente a la línea límite de Farmer verifica la condición de que el producto de su abscisa por su ordenada respectiva, es igual a 1 Ci/año.

En el tramo superior de la línea límite donde ésta se bifurca en un trazo en línea llana y otro en línea punteada, no se cumple la constancia antedicha; ello se debe a que en este dominio -bajas consecuencias y altas frecuencias de ocurrencia- se justifica imponer una exigencia más estricta que la simple proporcionalidad, puesto que no es deseable la ocurrencia frecuente de accidentes aún cuando sus consecuencias sean poco significativas. En este tramo por lo tanto, la línea límite se transforma en una curva, representada en la figura 1 con trazo llano.

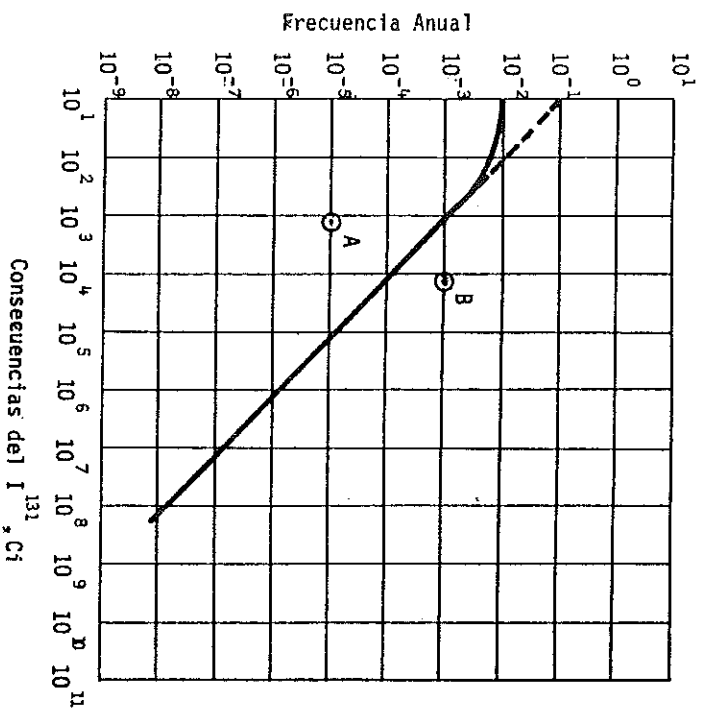


Figura 2. Línea límite de Farmer

Las distintas secuencias accidentales correspondientes a una dada instalación nuclear, se representan con puntos en el diagrama de Farmer. Por ejemplo, una secuencia accidental cuya frecuencia anual de ocurrencia es 10^{-5} y su consecuencia radiológica asociada es 10^3 Ci de ^{131}I , representada por el punto A es aceptable, puesto que el riesgo que ella implica es inferior al riesgo límite establecido por la línea de Farmer. En efecto:

$$10^{-5}/\text{año} \times 10^3 \text{ Ci} = 10^{-2} \text{ Ci/año} \ll 1 \text{ Ci/año}$$

La secuencia accidental representada por el punto B, por el contrario, no es aceptable dado que su valor de riesgo ($10^{-3}/\text{año} \times 10^4 \text{ Ci} = 10 \text{ Ci/año}$) es mayor que el valor límite de 1 Ci/año . En este caso debe modificarse el diseño de la instalación a los efectos de reducir las eventuales emisiones de productos de fisión (por ejemplo, mediante la instalación de una envuelta de contención adicional).

El valor de la pendiente de la línea de Farmer en su tramo recto es -1.0 . Se han sugerido otras líneas límite similares a la de Farmer con valores de la pendiente menores que -1.0 , con el propósito de tomar en cuenta la aversión al riesgo (la frecuencia de accidentes debería descender con una tasa mayor que la correspondiente al incremento del valor de la consecuencia). Una línea cuya pendiente sea -1.5 por ejemplo, cumpliría con tal condición.

La elección de un valor para la pendiente de la línea límite y su localización en el diagrama frecuencia-consecuencia, es en gran medida arbitraria y puede responder en general a los requisitos impuestos por la autoridad regulatoria, a las preferencias del público o a ambas cosas.

3.2 Criterios canadienses

Desde los comienzos de las actividades nucleares en la década del cincuenta, los diseñadores canadienses manifestaron interés en los principios probabilísticos de seguridad de reactores. El accidente ocurrido en el reactor experimental NRX (Chalk River Nuclear Laboratory) en 1952, dejó una valiosa experiencia con relación a la falla simultánea de sistemas de proceso y sistemas de seguridad, que luego habría de reflejarse en los criterios de simple/doble falla.

El primer objetivo de seguridad para centrales nucleares (referencia 4) fue desarrollado en 1959 en base al criterio de que el riesgo de reactores nucleares debería ser cinco veces más bajo que el correspondiente a la generación de electricidad con carbón (a la sazón fuente competitiva de la nucleoelectricidad en Canadá). Partiendo de un valor de 0.2 muertes/año para instalaciones alejadas de los centros de población, se derivaron los siguientes objetivos de diseño:

- | | |
|---|--|
| | Frecuencia de fallas |
| - Pérdida de refrigerante | 1 en 50 años |
| - Pérdida del control del reactor | 1 en 16 años/1 en 160 años según severidad |
| - Disponibilidad del sistema de extinción del reactor | 1 en 500 demandas |

Dos años después, nuevos objetivos de diseño más exigentes que los anteriores fueron desarrollados sobre la base de 0.01 muertes/año. Se suponía por entonces que un accidente nuclear en una central remota no debía provocar más de 1.000 decesos (debido a efectos agudos de la radiación), por lo que la frecuencia anual de tales accidentes debía ser menor que 1 en 100.000 años. El accidente considerado implicaba la falla simultánea de un sistema de proceso tal como el sistema de control del reactor, de un sistema de seguridad tal como el sistema de extinción o el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y de la contención.

Estas ideas fueron aplicadas al diseño del primer reactor de potencia canadiense, el así llamado Nuclear Power Demonstration (NPD).

Entre 1967 y 1972 se desarrollaron los conceptos de seguridad con que fueron licenciados los reactores del tipo CANDU, y que fueron denominados Criterios de Simple/Doble Falta.

Se establecieron dos categorías de fallas: falla simple en una cualquiera de los sistemas de proceso y falla doble, consistente en esta última en una falla en una cualquiera de los sistemas de proceso e indisponibilidad simultánea de uno de los sistemas de seguridad (ya sea el sistema de extinción del reactor, el de refrigeración de emergencia del núcleo o el de contención).

Para cada categoría de falla se determinó su frecuencia anual máxima admisible y las consecuencias radiológicas máximas permitidas, las que se muestran en el siguiente cuadro:

	Máxima dosis permitida	
	Máxima frecuencia anual permitida	
	Individual (Sv)	Colectiva
Falla simple: 1 en 3 años	5×10^{-3} (cuero entero)	10^2 Sv.hombre
	3×10^{-2} (tiroidas)	10^2 Sv.tiroid.
Falla doble: 1 en 3000 a.	2.5×10^{-1} (cuero entero)	10^4 rem.hombre
	2.5 (tiroidas)	10^4 Sv.tiroid.

En los últimos años se han formulado en Canadá dos nuevas propuestas en materia de criterios probabilidadísticos de seguridad, ellas son:

- Propuesta del Interorganizational Working Group, organizado por la autoridad regulatoria canadiense, Atomic Energy Control Board (AECB), en 1977.

- Propuesta del Advisory Committee on Nuclear Safety (ACNS), grupo asesor del AECB, en 1983.

En el cuadro siguiente se muestran los límites de aceptación propuestos por el segundo grupo (ACNS - 4).

Categoría	Frecuencias de ocurrencia/año	Intervalos de dosis (Sv)
1	0,33	0 - 3x10 ⁻³
2	0,1	3x10 ⁻³ - 10 ⁻²
3	0,01	10 ⁻² - 3x10 ⁻²
4	0,001	3x10 ⁻² - 10 ⁻¹
5	0,0001	10 ⁻¹ - 3x10 ⁻¹
6	0,00001	3x10 ⁻¹ - 1

La idea subyacente en estos límites es que el riesgo radiológico al público debido a accidentes en instalaciones nucleares, debe ser del mismo orden que el impuesto por el fondo de radiación natural.

Las consecuencias radiológicas se refieren al miembro del público más expuesto, asumiéndose que si éste se encuentra adecuadamente protegido, las dosis en la población serían aceptables.

El valor de las frecuencias anuales de ocurrencia máximas permitidas en cada categoría debe ser resultado de la suma de las frecuencias anuales correspondientes a todas las secuencias accidentales identificadas que impliquen dosis contenidas en el intervalo de dosis de la categoría respectiva.

El riesgo total implícito en estos límites es algo inferior al correspondiente a los límites de dosis en operación normal (por riesgo total se entiende la suma

de los productos de la frecuencia de ocurrencia de cada categoría por la dosis correspondiente al centro de intervalo de dicho categoría).

Cabe mencionar sin embargo, que la propuesta del ACNS - 4 no ha sido aún aplicada al licenciamiento de ninguna planta nuclear.

3.3 Criterios de seguridad en el Reino Unido

El Nuclear Installations Inspectorate (NII) es el organismo que concede las licencias de operación de instalaciones nucleares y ejerce la función regulatoria en el Reino Unido.

Si bien la legislación de este país establece claramente que la entidad explotadora es responsable de la seguridad de las instalaciones, el NII es a su vez responsable de asegurar que éstas cumplen un aceptable estándar de seguridad; para ello, el NII utiliza un conjunto de principios de seguridad que deben verificar tanto el diseño como la operación de dichas instalaciones (referencia 5).

La base conceptual de dichos principios puede resumirse en dos aspectos esenciales:

a) En operación normal, se debe demostrar el cumplimiento de las recomendaciones del International Commission on Radiological Protection (ICRP), con relación a las exposiciones de personas en el sitio y de miembros del público en general.

b) Debe demostrarse que se toman todas las medidas prácticas tendientes a reducir la chance de accidentes y sus consecuencias, en caso que éstos ocurran.

Los principios de seguridad de NII se fundamentan en la experiencia acumulada por este organismo en el ti-

cenciamiento de las centrales nucleares del Reino Unido. Estos principios se dividen en tres categorías, siendo: la primera de carácter general, la segunda relacionada con las consecuencias radiológicas resultantes de la operación de centrales nucleares en condiciones normales y accidentales, y la tercera concerniente a los sistemas de ingeniería de cuya implementación depende el cumplimiento de los principios de seguridad.

El cuadro siguiente muestra los niveles establecidos de frecuencias anuales de ocurrencia y de dosis asociadas para condiciones accidentales.

Frecuencia anual	Dosis máxima permitida para cualquier miembro del público (Sv)
Mayor que 3×10^{-2}	1/30 del límite de dosis equivalente para miembros del público (1.7×10^{-1} mSv)
3×10^{-2} a 3×10^{-4}	Hasta el límite de dosis equivalente para miembros del público (5 mSv)
Menor que 3×10^{-4}	Hasta el nivel de referencia de emergencia (Emergency Reference level - ERL - 10^{-1} Sv),
Tan baja como sea practicable	Exposiciones mayores que el ERL.

EKL: nivel de dosis para el cual deben ponerse en práctica contramedidas tendientes a reducir dicha dosis en miembros del público.

El NII señala la importancia que tiene para su análisis de secuencias de fallas, el concepto de "barreras para el control de la liberación de productos de fisión al medio ambiente". Estas barreras no se refieren a los dispositivos que confinan los productos de fisión tales como la vaina de elementos combustibles o el circuito primario, sino a conjuntos de sistemas de ingeniería que impiden la liberación de radiactividad para una dada secuencia de fallas, o reducen esta liberación a niveles aceptables. Por ejemplo, una barrera efectiva contra un accidente con pérdida de refrigerante del tipo denominado LOCA medio en un reactor PWR, incluye: la extinción del reactor, el aislamiento de la contención, el enfriamiento de la atmósfera de la contención, rociado de seguridad, la alimentación auxiliar a los generadores de vapor, el alivio a la atmósfera de vapor vivo, la inyección de seguridad y la remoción del calor residual de núcleo por recirculación.

Una barrera eficaz debe tener, según el NII, una probabilidad de falla del orden de 10^{-4} /demanda. Cualquier secuencia que implique dosis mayores que la correspondiente al ERL debe tener una frecuencia anual de ocurrencia de 10^{-7} o menor.

Resumiendo, los criterios de seguridad del NII en caso de accidentes se inspiran en el principio de que el riesgo debe ser "tan bajo como sea razonablemente loggable" (criterio ALARA).

3.4 - Criterios de aceptación de riesgo basados en Funciones de Distribución Complementaria Acumulada

Los criterios de aceptación de riesgo representados por Funciones de Distribución Complementaria Acumulada (Complementary Cumulative Distribution Function -CCDF) no han sido adoptados por ningún país. Sólo se han formulado hasta el momento algunas propuestas y no existe por lo tanto experiencia en el uso de los mismos.

Estos criterios, según algunos de sus autores (referencia 6), permiten expresar adecuadamente el riesgo total impuesto por sistemas tecnológicos, las tasas con que se reduce la probabilidad de ocurrencia de accidentes a medida que se incrementa la magnitud de sus consecuencias y el riesgo impuesto por accidentes de alta frecuencia y bajas consecuencias.

Seguramente se hace una breve introducción de la base probabilística en que se fundan estos criterios.

El conjunto de posibles accidentes en una instalación nuclear, $A_1, A_2, A_3, \dots, A_n$ puede dar lugar a un conjunto de consecuencias radiológicas $C_1, C_2, C_3, \dots, C_n$, siendo sus probabilidades asociadas respectivamente $P_1, P_2, P_3, \dots, P_n$. Por otra parte A_1 representa el suceso "ningún accidente en la instalación en un año" siendo su consecuencia $C_1 = 0$ y su probabilidad asociada P_1 .

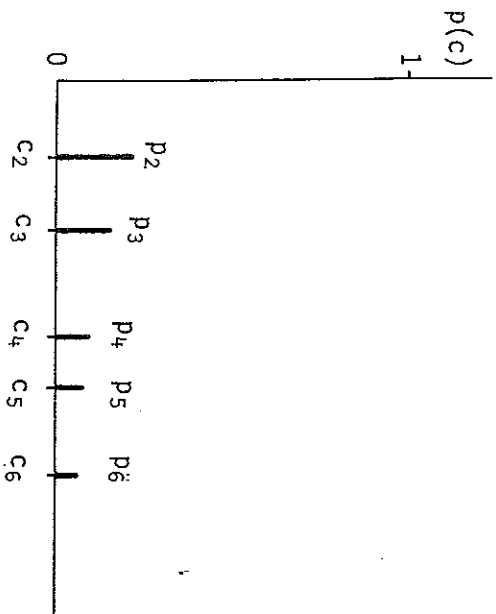


Figura 3a. Función de Distribución de Probabilidad

Naturalmente debe verificarse que:

$$\sum_{i=1}^n P_i = 1$$

La secuencia de valores P_1, P_2, \dots, P_n se denomina Función de Distribución de Probabilidad de la consecuencia y puede ser representada mediante un gráfico de barras (figura 3a).

La Función de Distribución de Probabilidad Acumulada se define como:

$$F(c) = \text{Prob. (consecuencias menores o iguales que } c) = \sum_{c_i \leq c} P_i$$

Su representación gráfica es una función tipo escalera (figura 3b).

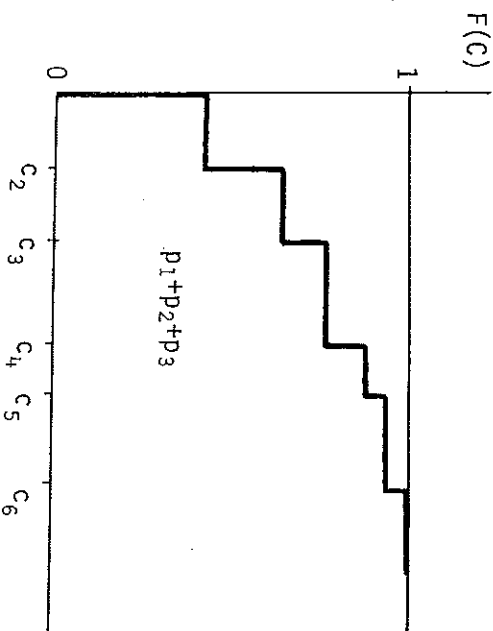


Figura 3b - Función de Distribución de Probabilidad acumulada

Por último, la función de Distribución de Probabilidad Complementaria Acumulada se define como:

$$\bar{F}(c) = \text{Prob.}(\text{consecuencias que excedan } c) = 1 - F(c)$$

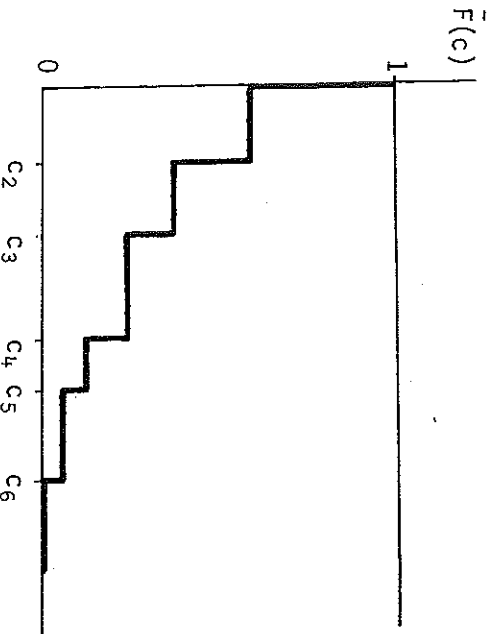


Figura 3c. Función de Distribución de Probabilidad Complementaria Acumulada

Su representación gráfica es, siempre en el caso discreto, también una función tipo escalera (figura 3c).

El riesgo asociado al accidente A_i se define en este modelo como:

$$R_i = P_i \times C_i$$

es decir, el producto de la probabilidad por el valor de la consecuencia.

El denominado riesgo total se define como:

$$R = \sum_{i=1}^n P_i \times C_i$$

La extrapolación al caso continuo, es decir aquél en el que las consecuencias pueden tomar todos los valores posibles entre cero e infinito, es directo. El riesgo total se define en este caso de la siguiente manera:

$$R = \int_0^{\infty} c \cdot f(c) \, dc$$

donde $f(c)$ es la Función Densidad de Probabilidad de la consecuencia.

La representación gráfica de la Función de Distribución de Probabilidad Complementaria Acumulada en el caso continuo se muestra en la figura 3d, siendo:

$$F(c) = \int_0^c f(c) \, dc$$

y:

$$\bar{F}(c) = 1 - F(c)$$

Cualquier criterio de limitación de riesgo que se establezca en base a los conceptos aquí expuestos, debe tomar en cuenta los siguientes aspectos:

- 1) el riesgo total impuesto por el sistema.
- 2) accidentes o categorías de accidentes que impliquen altos riesgos relativos.
- 3) la tasa con que decrece la probabilidad de ocurrencia de accidentes a medida que se incrementa la magnitud de sus consecuencias.
- 4) accidentes de alta frecuencia y bajas consecuencias.

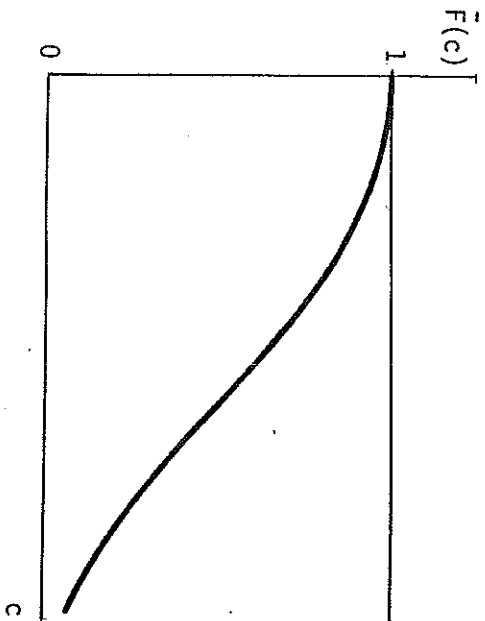


Figura 3d - Función de Distribución de Probabilidad Complementaria Acumulada - Caso continuo

Se ha demostrado (referencia 6) que la elección de $f(c) = Kc^{-\infty}$ (K y ∞ constantes a determinar) como Función de Densidad de Probabilidad de la consecuencia c y de un conjunto de condiciones que se detallan en el párrafo siguiente, permite satisfacer aceptablemente los aspectos mencionados en (1), (2), (3) y (4). Las condiciones que es necesario establecer son, a saber:

- a) Debe fijarse $\infty > 2$ (garantiza el aspecto mencionado en 3).
- b) El límite anual de riesgo en el rango $C < C_0$ de bajas consecuencias, no debe exceder a un valor R_1 .
- c) Se debe fijar el "riesgo total" del sistema en un valor $R_2 > R_1$.

Estas condiciones, expresadas analíticamente, implican:

$$f(c) = \begin{cases} K_1 & \text{si } 0 < c < C_0 \\ K_2 c^{-\infty} & \text{si } c > C_0 \end{cases}$$

$$\int_0^{\infty} f(c) dc = 1$$

$$\int_0^{C_0} c \cdot f(c) dc < R_1$$

$$\int_0^{\infty} c \cdot f(c) dc < R_2$$

A su vez, estas relaciones permiten determinar los valores de las constantes K_1 , K_2 y ∞ , con lo que se tiene finalmente determinada la función $f(c)$ en todo el dominio de c .

Como ejemplo de aplicación de este modelo se presenta a continuación el criterio de limitación de riesgo propuesto por un grupo de trabajo de la República Federal de Alemania (referencia 7).

Este criterio considera en principio la limitación de riesgos debidos a efectos estocásticos de la radiación. Por consiguiente se introduce el concepto de "dosis efectiva de efectos tardíos" (effective late effect dose), con el propósito de considerar solamente la probabilidad de incidencia en el individuo expuesto, de efectos de la radiación a largo plazo.

La "dosis efectiva de efectos tardíos" es función de la dosis equivalente efectiva comprometida D, por lo tanto las consecuencias son expresadas en términos de dicha dosis D.

El dominio de la variable consecuencia se divide en tres intervalos (figura 4):

$$0 \leftarrow D < D_0 = 0,3 \text{ mSv}$$

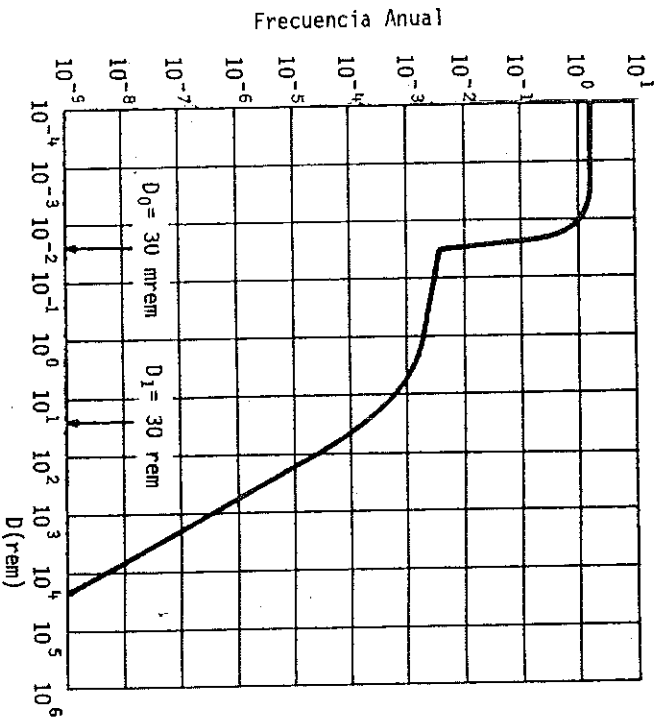


Figura 4 - Frecuencia anual complementaria Acumulada

Este intervalo incluye exposiciones debidas a la operación normal de la instalación y eventos anormales cuyas consecuencias no exceden los límites de dosis establecidos para dicha operación normal.

$$D_0 \leftarrow D < D_1 = 0,3 \text{ Sv}$$

Este intervalo incluye exposiciones que exceden el valor $D_0 = 0,3 \text{ mSv}$ (límite de dosis establecido para la operación normal) pero inferiores a niveles para los cuales no puede asegurarse la ocurrencia de efectos estocásticos de la radiación en las personas eventualmente expuestas.

$$D \gg D_1 = 0,3 \text{ Sv}$$

El primer intervalo contribuye con un 50 % al riesgo total, mientras que el segundo y el tercer intervalo contribuyen, cada uno, con un 25% a dicho riesgo total.

Los valores de riesgo en la región de bajas consecuencias y de riesgo total se fijan en:

$$0 \sim 0,3 \text{ mSv} \quad R_1 = 0,3 \text{ mSv/año}$$

$$\gg 0,3 \text{ mSv} \quad R_2 = 0,3 \text{ mSv/año}$$

Es decir, el riesgo total debido a accidentes es del mismo orden que el correspondiente a la operación normal.

Por otra parte, los valores de exponente correspondientes a cada intervalo de dosis, son los siguientes:

$$0,3 \text{ mSv} \leftarrow D < 0,3 \text{ Sv} \quad \alpha \approx 0,9$$

$$0,3 \text{ Sv} \leftarrow D \quad \alpha \approx 3,1$$

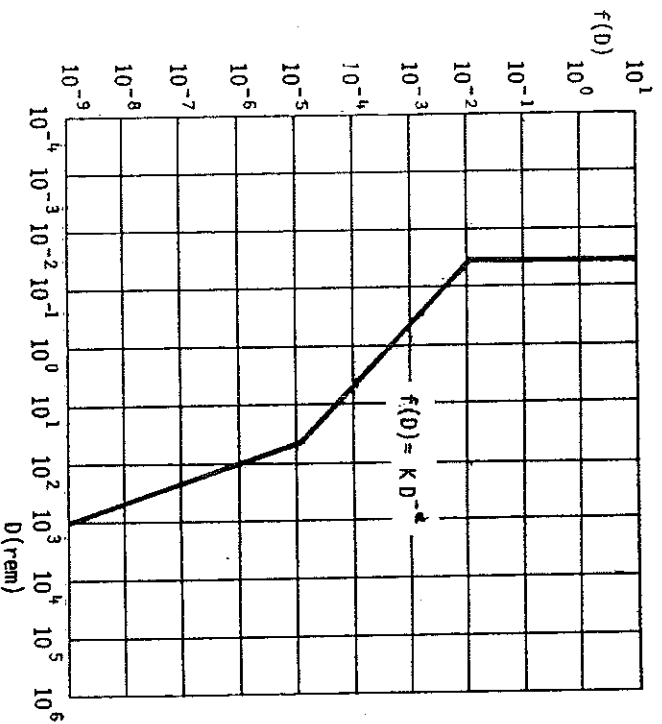


Figura 5 - Función Densidad $f(D)$ - Frecuencia por año y por rem

En la figura 5 se representa la función $f(D)$ (frecuencia por año y por Sv en función de la dosis equivalente efectiva comprendida D), mientras que en la figura 4 se muestra la curva de Frecuencia Anual Complementaria Acumulada. Los valores de las ordenadas de esta última curva resultan de integrar la función representada en la figura 5; por ejemplo, el valor de la ordenada correspondiente al punto $D_0 = 0,3 \text{ mSv}$ es aproximadamente $3,4 \times 10^{-3}$ /año, valor que resulta de integrar la curva representada en la figura 5 entre los límites de integración $D_0 = 0,3 \text{ mSv}$ y $D_1 \approx 16 \text{ Sv}$.

El límite establecido para el riesgo total por el criterio representado en la figura 4 debe interpretarse en la siguiente forma: la frecuencia de ocurrencia de todo accidente que implique en un miembro del público una dosis efectiva comprometida igual o mayor a, por ejemplo, 1 Sv no debe exceder 10^{-5} /año.

Se reitera que este criterio es aplicable solamente a consecuencias radiológicas debidas a efectos estocásticos de la radiación.

4. Criterio de Seguridad Argentino

4.1. Introducción

Como parte del proceso de licenciamiento de instalaciones nucleares en la Argentina, la Autoridad Licencianta ha adoptado un criterio probabilístico de seguridad, cuyo objetivo es limitar el riesgo individual asociado a situaciones accidentales que puedan darse en relación con las instalaciones, a valores del mismo orden de magnitud que el riesgo individual asociado a las situaciones que normalmente acontecen en tales instalaciones.

El criterio se basa en la concepción probabilística del riesgo radiológico y emplea la filosofía subyacente del sistema de limitación de dosis usado con fines de protección radiológica, recomendado por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP). El criterio está contenido detalladamente en las normas 3.1.3. y 4.1.3 del Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares (CALIN). La norma CALIN 3.1.3 es de aplicación a centrales nucleares, mientras que la 4.1.3 es de aplicación a otras instalaciones (por ejemplo reactores de investigación).

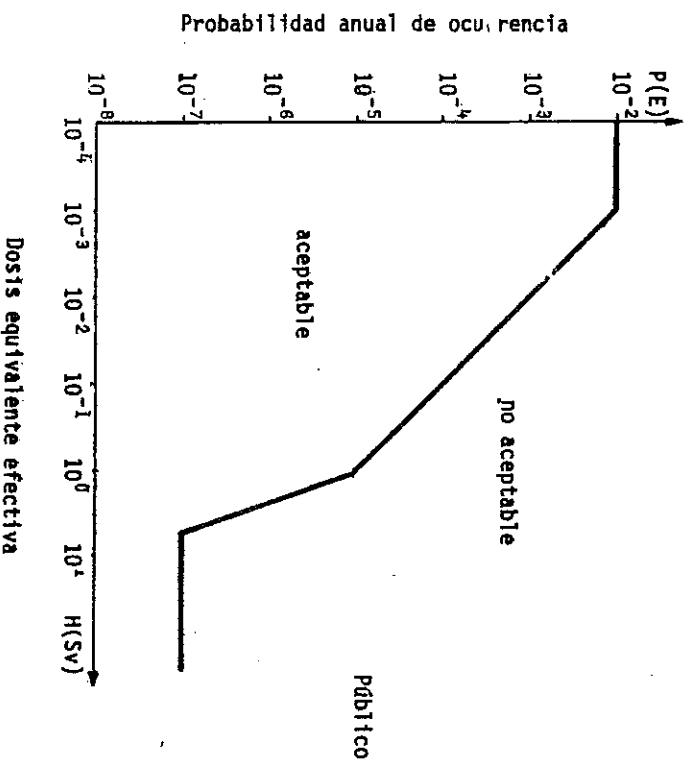
4.2 Síntesis conceptual de las normas CALIN 3.1.3 y 4.1.3

En la norma 3.1.3 se expresa que deberán tomarse todas las medidas que sean razonables para evitar accidentes potenciales, minimizando los riesgos radiológicos asociados. Se deberán identificar todas las secuencias accidentales potenciales que, de ocurrir, expondrían a miembros del público a radiaciones ionizantes y, posteriormente, se deberán calcular las probabilidades anuales de ocurrencia de tales secuencias y sus consecuencias radiológicas en el grupo crítico vinculado a la instalación. La identificación de las secuencias accidentales y el cálculo de las probabilidades anuales de ocurrencia se efectúan aplicando las técnicas del árbol de eventos y del árbol de fallas, lo que incluye la utilización de métodos adecuados para la determinación exhaustiva de los eventos iniciantes de la instalación bajo estudio y el cálculo de sus respectivas probabilidades de ocurrencia.

El conjunto de secuencias accidentales hallado, puede eventualmente dividirse en diversos subconjuntos de secuencias accidentales y cada subconjunto puede a su vez estar representado por la secuencia componente del mismo de peor consecuencia radiológica relativa, tomándose como probabilidad anual de ocurrencia a la probabilidad de la unión de todas las secuencias componentes del subconjunto (que resulta en muchos casos aproximadamente igual a la suma de las probabilidades de las secuencias componentes del subconjunto). Los datos para calcular las probabilidades de las secuencias accidentales (tasas de falla, tiempos de operación, etc.) que se refirieran tanto a sistemas tecnológicos como a acciones humanas, deberán obtenerse experimentalmente cuando sea posible o, en su defecto, validarse o justificarse con fundamento.

Las consecuencias radiológicas se expresan mediante las dosis equivalentes efectivas (en adelante muchas

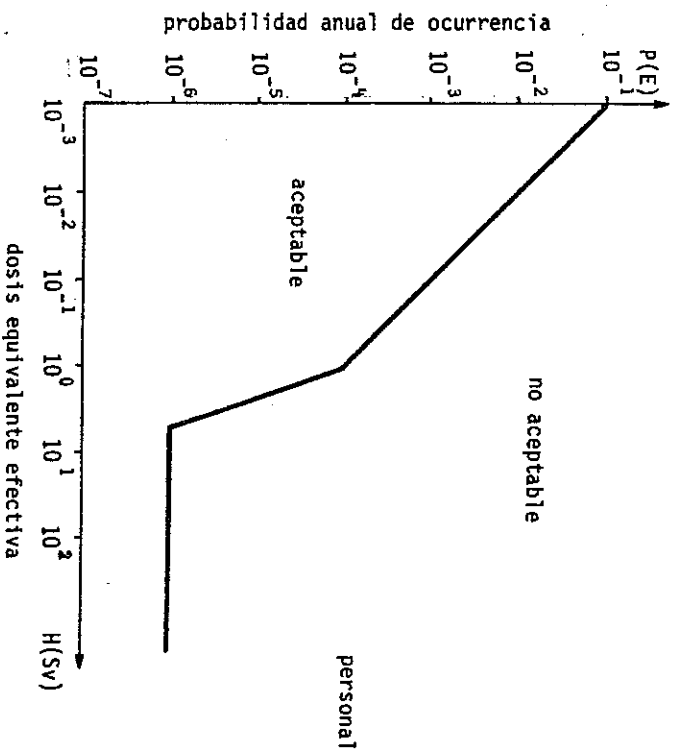
veces mencionadas simplemente como "dosis") en el grupo crítico, resultantes de la liberación de radionucleidos. Tales dosis deberán calcularse mediante métodos aceptados, teniendo en cuenta las condiciones meteorológicas dispersivas y sus probabilidades de ocurrencia, y no teniendo en cuenta la eventual aplicación de contramedidas. Finalmente, ninguna secuencia de fallas debe tener una probabilidad anual de ocurrencia que graficada en función de la dosis equivalente efectiva calculada como se explicó, resulte en un punto ubicado en la zona "no aceptable" de la "curva criterio" siguiente:



En la norma 4.1.3 también se expresa que deberán tomarse todas las medidas que sean razonables para evitar accidentes potenciales, minimizando los riesgos radiológicos asociados, tanto para el público como para el personal de la instalación. Asimismo se deben identificar todas las secuencias accidentales potenciales que, de ocurrir, expondrían a miembros del público o del personal a exposiciones no planificadas, empleándose las técnicas del árbol de eventos y del árbol de fallas para la identificación de tales secuencias y para el cálculo de las respectivas probabilidades anuales de ocurrencia. El eventual agrupamiento de secuencias accidentales, así como el tratamiento de los datos requeridos en los cálculos de las probabilidades, son similares al caso de la norma 3.1.3.

En cuanto a las consecuencias radiológicas de potenciales accidentes también hay que distinguir entre público y personal de la instalación. Para el público el tratamiento es similar al caso de la norma 3.1.3 mientras que para el personal, la norma 4.1.3 dice que será considerado accidente ocupacional, todo evento no deseado a raíz del cual el personal incurra en una dosis superior a los 10⁻³ Sv. Dice también que para aquellas secuencias accidentales que, de ocurrir, provoquen una exposición del personal a la radiación, deberán calcularse, mediante métodos aceptados, las dosis equivalentes efectivas del grupo más expuesto.

Finalmente, la norma 4.1.3 utiliza para el público una "curva criterio" igual a la de la norma 3.1.3, imponiendo a los puntos representativos de los accidentes potenciales las mismas condiciones que figuran en esta última norma. Para el personal de la instalación, en cambio, la norma 4.1.3 dice que ninguna secuencia accidental debe tener una probabilidad anual de ocurrencia que, graficada en función de la dosis equivalente efectiva, resulte en un punto ubicado en la zona "no aceptable" de la "curva criterio" siguiente:



4.3 Etapas básicas para aplicar el criterio

De lo expuesto hasta aquí, puede verse que para establecer si una instalación nuclear cumple o no el criterio de seguridad argentino, y por lo tanto ser aceptada desde el punto de vista de la seguridad nuclear, deben efectuarse las siguientes etapas básicas:

- Identificación de los eventos iniciantes de accidentes en la instalación
- Desarrollo cualitativo de los árboles de eventos

- correspondientes
- Cuantificación de los árboles de eventos (usando árboles de fallas)
- Cálculo de las consecuencias radiológicas en el grupo crítico
- Cumplimiento del criterio de aceptación (curvas criterio)

Estas etapas pueden llevarse a cabo utilizando una moderna metodología para el estudio de la seguridad de sistemas tecnológicos complejos, que se denomina Análisis Probabilístico de Seguridad, conocida también como Análisis Probabilístico de Riesgos o Evaluación Probabilística de Seguridad.

4.4. Descripción de las Curvas Criterio

Las dos curvas criterio presentadas, se aplican una a la evaluación de los accidentes que involucran al público y la otra a los que involucran al personal de la instalación nuclear. En ambas curvas se utiliza el concepto de riesgo individual y se imponen sendos límites a los valores de tales riesgos.

Para comprender el concepto de riesgo individual, téngase presente que el sistema formado por una instalación nuclear y un conjunto de personas asociado (público o personal), puede concebirse como un ámbito en el cual pueden ocurrir sucesos aleatorios de carácter radiológico, en el transcurso del tiempo.

En la instalación nuclear existen diversas fuentes radiactivas (núcleo del reactor, depósito de elementos combustibles, irradiados, etc.) que normalmente están controladas, pero que pueden dañarse accidentalmente, ocasionando eventuales exposiciones aleatorias a miembros del conjunto de personas asociado con la instalación. Si una persona se expone a la radiación, los efectos biológicos dañinos subsecuentes, ocurren en ella con una dada probabilidad.

Teniendo en cuenta estos fenómenos, se define el riesgo individual como la probabilidad que en un dado período, un individuo se exponga a la radiación y sufra un severo efecto dañino en su salud. Llamando E al suceso "exposición" y F al suceso "severo efecto dañino en su salud", el riesgo individual R asociado a un accidente radiológico potencial es por definición:

$$R = P(EnF)$$

de esta definición y teniendo en cuenta que

$$P(EnF) = P(E) \cdot P(F/E)$$

resulta

$$R = P(E) \cdot P(F/E)$$

siendo

P(E): la probabilidad que el individuo se exponga, incurriendo en una dosis H.

P(F/E): la probabilidad que el individuo sufra un severo efecto dañino en su salud, después de haberse expuesto y por ende incurrido en una dosis H.

La probabilidad P(E) depende de diversos factores, como por ejemplo las características tecnológicas de la instalación, la distribución de las personas dentro y fuera de la misma, o las condiciones ambientales que puedan existir en el lugar donde está emplazada tal instalación.

La probabilidad P(F/E) en cambio, es función de la dosis H incurrida por el individuo expuesto, siendo P(F/E) proporcional a H con una pendiente $\alpha \approx 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ en el dominio de dosis de hasta 1 Sv aproximadamente.

madamente (dominio en el que sólo ocurren efectos estocásticos) y aumentando luego $P(F/E)$ muy rápidamente para dosis mayores que 1 Sv, según una relación sigmoidea (debido a los efectos no estocásticos) alcanzando valores cercanos a la unidad para dosis del orden de los 6 Sv o mayores; en suma

$$P(F/E) = f(H)$$

Resulta entonces que el riesgo individual puede expresarse como sigue:

$$R = P(E) \cdot f(H)$$

En una instalación nuclear, en general pueden ocurrir k secuencias accidentales, cada una de las cuales tiene asociado un riesgo individual R_i ; el riesgo individual total R_T asociado a las k secuencias accidentales puede calcularse con la siguiente relación aproximada:

$$R_T \approx \sum_k R_i$$

resultando entonces

$$R_T \approx \sum_k P(E_i) \cdot f(H_i)$$

De acuerdo a lo expresado oportunamente, el criterio de seguridad argentino limita el riesgo individual asociado a accidentes potenciales, al mismo orden de magnitud que el riesgo individual asociado a situaciones normales, empleando la filosofía subyacente del sistema de limitación de dosis recomendado por la ICRP. Si guiendó las recomendaciones de este sistema y teniendo en cuenta además las limitaciones del análisis probabilístico de riesgos, la autoridad argentina ha limitado el riesgo individual anual en el grupo crítico del pú-

blico, al valor $R_T = 10^{-6}$ y en el grupo crítico del personal, al valor $R_T = 10^{-5}$ (el grupo crítico de un conjunto de personas asociado a una instalación nuclear, es un subconjunto de este conjunto, homogéneo en cuanto a los parámetros que influyen en las dosis recibidas y representativo de los individuos más expuestos en el caso que ocurra un accidente en la instalación). También la autoridad argentina estima que en general con $k < 10$ secuencias accidentales, se contemplan todos los accidentes potenciales significativos de una instalación nuclear (si fuese necesario tomar $k \approx 10$, el criterio igualmente lo admite, pero se requeriría hacer operaciones complementarias sobre las curvas).

Considerando entonces $k=10$ y $R_T = 10^{-6}$ ó $R_T = 10^{-5}$ para público y personal respectivamente, y dado que

$$R_T = \sum_k R_i$$

La contribución R_i de cada accidente potencial al riesgo total R_T , debe ser $R_i = 10^{-7}$ por año para el caso del público y $R_i = 10^{-6}$ año para el caso del personal para no exceder los límites previos de $R_T = 10^{-6}$ y $R_T = 10^{-5}$ respectivamente (con estos valores de los R_i , si $k \ll 10$ la situación es más conservativa, en favor de la seguridad que con $k = 10$).

Retomando la expresión genérica del riesgo

$$R = P(E) \cdot f(H)$$

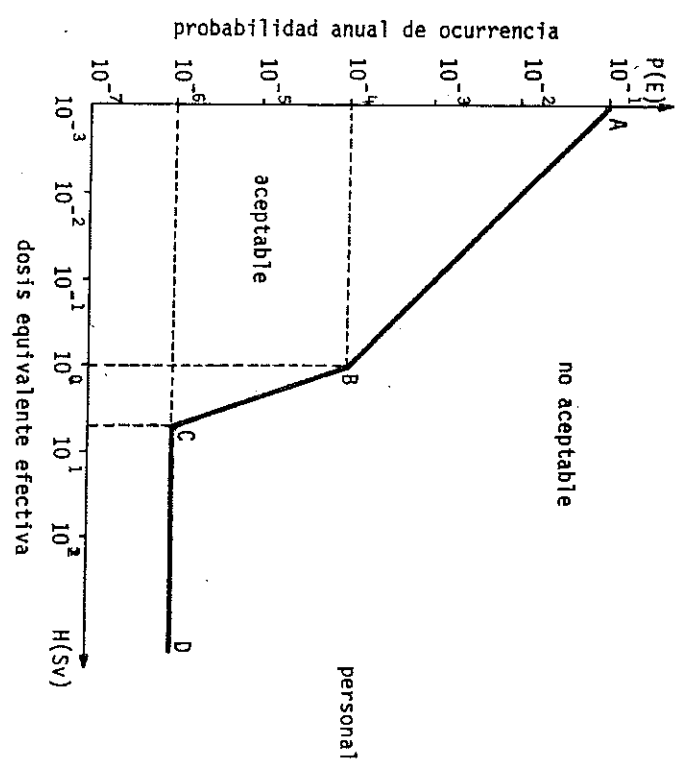
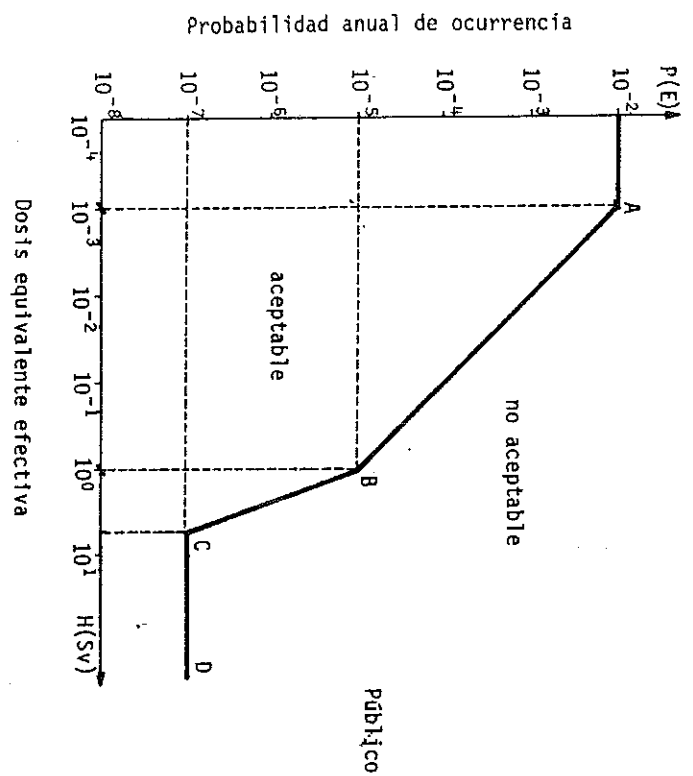
puede verse que considerando a $P(E)$ y H como variables y a R como una constante, se tiene la función

$$P(E) = \frac{R}{f(H)}$$

adoptando para el público $R = 10^{-7}$ por año y para el personal $R = 10^{-6}$ por año, resultan

$$P(E) = \frac{10^{-7}}{f(H)} \quad \text{y} \quad P(E) = \frac{10^{-6}}{f(H)}$$

Graficando estas funciones en sendos planos "probabilidad-consecuencia" (log-log) se tienen las curvas criterio para el público y personal, respectivamente.



Ambas curvas son relaciones entre la probabilidad anual de ocurrencia de la exposición accidental potencial y la correspondiente dosis equivalente efectiva para el individuo más expuesto (grupo crítico); esta dosis se denomina usualmente "consecuencia radiológica del accidente."

x
En ambas curvas criterio, los tramos A B corresponden al dominio de dosis en el cual $f(H)$ es sigmoidea, lo que en rigor implicaría que los tramos B C también fueren sigmoideos. Sin embargo, la autoridad argentina por simplicidad decidió aproximar los tramos B C por sendas rectas trazadas en el plano $\log\text{-}\log$ tal como se indica. Finalmente los tramos C D corresponden al dominio de dosis en el cual $f(H) \approx 1$.

La curva criterio para el público está truncada en $P(E) = 10^{-2}$ porque la autoridad argentina no acepta accidentes (o incidentes) con probabilidades elevadas independientemente de las dosis involucradas. En la curva criterio para el personal, el dominio de dosis considerado comienza en 10^{-3} Sv en razón de la definición adoptada para accidentes ocupacionales (ver norma 4.1.3).

Por lo visto hasta aquí, surge claramente que las curvas criterio pueden considerarse curvas "isorriesgo" ya que todos los puntos de los tramos A B C D tienen niveles de riesgo constantes. (10^{-7} para el público y 10^{-6} para el personal). En el caso del público, el tramo truncado horizontal superior no es isorriesgo; pero sus puntos tienen asociados riesgos menores que 10^{-7} , por lo que la situación es conservativa en favor de la seguridad.

Las curvas criterio limitan, en sus respectivos planos "probabilidad-consecuencia", dos regiones identificadas como "aceptable" y "no aceptable". Todos los puntos de las regiones "aceptable" tienen niveles de riesgo menores que los correspondientes límites, mientras que los puntos de las regiones "no aceptable" tienen niveles de riesgo mayores.

Los accidentes potenciales de una instalación nuclear están representados por puntos A_i cuyas coordenadas son $P(E_i)$ y H_i es decir las probabilidades de ocu-

rruencia de las exposiciones y las consecuencias radiológicas correspondientes. Se tendrá entonces una "constelación" de puntos A_i para el público y otra "constelación" de puntos para el personal.

Si la instalación es una central nuclear, se aplica la norma CALIN 3.1.3 y por ende sólo se usa la curva criterio para el público. En este caso la central es aceptada desde el punto de vista de la seguridad nuclear, sólo si todos los puntos A_i al ser graficados en la curva criterio, se encuentran dentro de la zona "aceptable", puesto que de esta manera el riesgo total R_i 10^{-6} por año. Si uno o más puntos A_i caen en la región "no aceptable" la central es rechazada a pesar que no necesariamente se supera el límite $R_T = 10^{-6}$.

Por ejemplo si se tuviesen sólo tres accidentes A_i con $R_1 = 10^{-8}$, $R_2 = 10^{-7}$ y $R_3 = 6 \times 10^{-7}$ resultaría $R_1 + R_2 + R_3 = 10^{-8} + 10^{-7} + 6 \times 10^{-7} < 10^{-6}$ y, sin embargo, como A_3 cae en la zona no aceptable, la instalación se rechaza.

Si la instalación fuese por ejemplo un reactor de investigación se aplica la norma CALIN 4.1.3 y por ende se usan las curvas criterio para el público y el personal. Aquí nuevamente la instalación es aceptada desde el punto de vista de la seguridad nuclear sólo si todos los puntos A_i de las constelaciones del público y del personal caen en las respectivas regiones "aceptable". Basta que uno o más puntos en cualquier curva o en ambas caigan en las regiones "no aceptable" para que la instalación sea rechazada. Las razones son análogas a las del caso anterior, donde ahora los límites de riesgo son $R_T = 10^{-6}$ y $R_T = 10^{-5}$, respectivamente.

* * *

REFERENCIAS

- 1 - Reactor Safety Study. An Assessment of Accident in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. WASH - 1400 (NUREG - 75/014) - Main Report. USNRC - October 1975.
- 2 - German Risk Study - main Report. A Study of the Risk Due to Accidents in Nuclear Power Plants. EPRI NP - 1804 - SR Special Report - April 1981.
- 3 - Nuclear Reactor Safety. Edited by F.R. Farmer. United Kingdom Atomic Energy Authority. Academic Press, Inc. N. York 1977. Capítulo 4 - (49 - 72).
- 4 - Probabilistic Safety Assessment Goals in Canada by V.G. Snell. Paper presented to the IAEA Technical Committee Meeting on Prospects for the Development of Probabilistic Safety criteria -Vienna- January 27-31 1986.
- 5 - Safety Goals for Nuclear Power Plants: The Position in the United Kingdom by R.D. Anthony. NUREG/CP -0027 - Vol. I.
- 6 - Limit lines for Risk by D.C. Cox and P. Baybutt. Nuclear Technology - Vol. 57 - June 1982 (320 -330).
- 7 - Concept to Support the Safety Evaluation of Nuclear Power Plants with Probabilistic Methods by P.A. Gottschalk, K. Bracht, J. Ehrhardt 1), J. Fidorra, H. Friedrichs, D. Gründler, E. Hofer, A. Jahns, H.J. Kaestle, B. Krzykacz, H. Liemersdorf, H.G. Paretzke 2), E. Schrödl, U. Zöllner.
 - 1) Nuclear Research Center Karlsruhe
 - 2) Radiation and Environmental Research Comp., Neuhreberg.
 (Unofficial translation of German Report GRS - A -991 - November 1984).
- 8 - Beninson, D.J. and Lindell, B., "Critical view on the application of some methods for evaluating accident probabilities and consequences", in Proceedings of the Conference on Current Nuclear Power Plant Safety Issues, IAEA-CN-39/4, Stockholm, 1980.
- 9- González, A.J., "The regulatory use of probabilistic safety analysis in Argentina", Proceedings of the International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Chicago, USA, 1982.
- 10- Beninson, D.J., "Criterios de radioprotección en el caso de eventos disruptivos probabilísticos", REPO-17 CNEA NT49/85, Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires, Argentina, 1985.
- 11- Comisión Nacional de Energía Atómica, Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares, "Criterios radiológicos relativos a accidentes", CNEA, Normas CALIN 3.1.3 y 4.1.3, Buenos Aires, Argentina, 1979, 1985.

* * * * *

ISSN 0327 - 0009

Nº 14 - NOVIEMBRE - 1988

BIBLIOTECA

**GCIA. PROTECCION
RADIOLOGICA Y SEGURIDAD**

Pág.

Editorial 3

Evolución actual de la
protección radiológica
D. Beninson 6

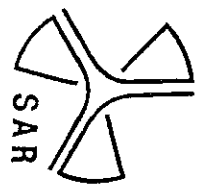
Criterios probabilísticos
de seguridad nuclear
E.R. Felizia; C.E. Chiossi 21

Un panorama de la generación
nucleoeléctrica en el mundo
M.D. Rudelli 70

La S.A.R. informa 94

BOLETIN

BUENOS AIRES - ARGENTINA



SOCIEDAD ARGENTINA DE RADIOPROTECCION
Miembro de la International Radiation Protection Association