

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº /	AÑO 1977

09.77.03

CNEA-NT 28/77

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
DEPENDIENTE DE LA PRESIDENCIA DE LA NACION
GERENCIA DE PROTECCION RADIOLOGICA Y SEGURIDAD

PRESENTADO EN:

IAEA-IWG/NPPCI Specialists' Meeting on
THE EFFECT OF REGULATORY REQUIREMENTS ON NUCLEAR
POWER PLANT CONTROL AND INSTRUMENTATION SYSTEMS
MADRID (España), 4-6 de Octubre de 1977

CRITERIOS DE OPTIMIZACION PARA LOS SISTEMAS DE INSTRUMENTACION
Y CONTROL DE CENTRALES NUCLEARES

Abel Julio GONZALEZ

BUENOS AIRES

1977

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
DEPENDIENTE DE LA PRESIDENCIA DE LA NACION
GERENCIA DE PROTECCION RADIOLOGICA Y SEGURIDAD

PRESENTADO EN:

IAEA-IWG/NPPCI Specialists' Meeting on
THE EFFECT OF REGULATORY REQUIREMENTS ON NUCLEAR
POWER PLANT CONTROL AND INSTRUMENTATION SYSTEMS
MADRID (España), 4-6 de Octubre de 1977

CRITERIOS DE OPTIMIZACION PARA LOS SISTEMAS DE INSTRUMENTACION
Y CONTROL DE CENTRALES NUCLEARES

Abel Julio GONZALEZ

BUENOS AIRES

1977

CRITERIOS DE OPTIMIZACION PARA LOS SISTEMAS DE INSTRUMENTACION Y CONTROL DE CENTRALES NUCLEARES

Abel Julio GONZALEZ

Comisión Nacional de Energía Atómica

Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad

Buenos Aires

Argentina

Abstract

OPTIMIZATION CRITERIA FOR CONTROL & INSTRUMENTATION SYSTEMS IN NUCLEAR POWER PLANTS.

The system of dose limitation recently recommended by the International Commission on Radiation Protection includes, as a base for deciding what is reasonably achievable in dose reduction, the optimization of radioprotection systems. This paper, after compiling relevant points in the new system, discusses the application of optimization to control and instrumentation of radioprotection systems in nuclear power plants. Furthermore, an extension of the optimization criterion to nuclear safety systems is also presented and its application to control & instrumentation is discussed; systems including majority logics are particularly scrutinized. Finally, eventual regulatory implications are described.

Resumen

CRITERIOS DE OPTIMIZACION PARA LOS SISTEMAS DE INSTRUMENTACION Y CONTROL DE CENTRALES NUCLEARES.

El sistema de limitación de dosis recientemente recomendadas por la International Commission on Radiation Protection incluye, como una base para decidir qué es razonablemente conseguible en reducción de dosis, la optimización de los sistemas de radioprotección. Este trabajo, luego de compilar los puntos relevantes del nuevo sistema, discute la aplicación de la optimización a la instrumentación y control relacionados a los sistemas de radioprotección en centrales nucleares. Más adelante, se presenta también una extensión del criterio de optimización a los sistemas de seguridad nuclear y se discute su aplicación a la instrumentación y control; los sistemas que incluyen lógicas mayoritarias son particularmente escudriñados. Finalmente, las eventuales implicancias regulatorias son descriptas.

INTRODUCCION

Las regulaciones adoptadas por las autoridades nacionales competentes en materia nuclear suelen basarse en criterios diferentes y presentar características especiales según el campo de aplicación. Por una parte, hay regulaciones relacionadas con la protección radiológica; v.g. con la prevención de efectos detrimentales no estocásticos en individuos expuestos a la radiación y la limitación, a niveles aceptables, de la probabilidad de ocurrencia de efectos estocásticos en esos individuos. Por otra parte, es usual emitir regulaciones relacionadas con lo que habitualmente se conoce como seguridad nuclear; v.g. los sistemas y procedimientos que intentan prevenir eventuales situaciones anormales en una instalación nuclear, y mitigar las consecuencias radiológicas derivadas de esas situaciones anormales si las mismas ocurrieran.

Las regulaciones sobre protección radiológica se han caracterizado por ser de amplio consenso internacional; prácticamente todas las autoridades nacionales han puesto en vigencia regulaciones que siguen las recomendaciones de la International Commission on Radiological Protection (ICRP), las que por otra parte han sido adoptadas por el Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA). Por el contrario, casi ninguna autoridad nacional ha seguido una filosofía común para regular los aspectos de seguridad nuclear; más aún, sólo recientemente, el IAEA ha comenzado a elaborar guías de seguridad (Safety Guides) como recomendaciones a los países miembros.

Sería un error considerar que las regulaciones de radioprotección sólo comprenden normas puramente "radiológicas" (p.ej.: límites de dosis, etc.). Esas regulaciones incluyen, explícita o implícitamente, aspectos tecnológicos tales como criterios de diseños para blindajes, sistemas de ventilación, monitoreo de los niveles de radiación y contaminación, etc. Estos criterios tecnológicos han tenido generalmente en cuenta las recomendaciones de la ICRP; en particular, los sistemas de instrumentación para el monitoreo se han diseñado siguiendo recomendaciones específicas al respecto.

Las nuevas recomendaciones de la ICRP (1), que ya están siendo implementadas por diversas autoridades nacionales, incluyen un nuevo requerimiento, cuyo objetivo es mantener las dosis de radiación "tan bajas como resulte razonablemente obtenible": la optimización de los sistemas de radioprotección. Este sofisticado criterio de limitación de dosis tendrá sin duda un efecto importante en los requerimientos regulatorios para los sistemas relacionados de instrumentación y control. Si el criterio de optimización recomendado por la ICRP se extendiera también a los sistemas de seguridad nuclear (p.ej.: a la instrumentación para el shut down), los efectos en los requerimientos regulatorios podrían ser aún más relevantes.

La primer parte de este trabajo recopila los puntos dominantes de las nuevas recomendaciones y describe los criterios de optimización de los sistemas de protección radiológica. Luego, se revisa la eventual implicancia del nuevo requerimiento a los sistemas instrumentales asociados a los de radioprotección. Finalmente, se presenta un criterio de extensión de la optimización a los sistemas instrumentales de seguridad nuclear con particular énfasis a la redundancia de los mismos.

LAS NUEVAS RECOMENDACIONES SOBRE PROTECCION RADIOLOGICA

La reciente aparición de las nuevas recomendaciones de la International Commission on Radiation Protection (ICRP) (1), han confirmado los principios a los que se debería ajustar un sistema de limitación de dosis para lograr los objetivos básicos de la protección radiológica. Esos principios, que ya habían sido de alguna manera introducidos en recomendaciones anteriores de la ICRP (3) (4), son los siguientes (5):

- (a) Ninguna práctica que involucre exposición a la radiación de individuos debe ser adoptada al menos que su introducción produzca un beneficio neto positivo. En otras palabras, la diferencia entre el beneficio bruto obtenido de la práctica y el costo total incurrido por la sociedad debido a la introducción de la práctica, debe ser positiva; en el costo total se deben incluir no sólo el costo básico de producción y el costo incurrido para lograr un nivel seleccionado de protección sino también el costo del detrimento involucrado en la operación o en la producción, uso y disposición del producto.
- (b) Toda exposición debida a una práctica justificable debe ser tan baja como sea razonable obtenible teniendo en cuenta factores sociales y económicos. Es decir que los sistemas de protección deben ser optimizados y que para ello se deberían balancear por una parte el incremento de beneficio obtenido por la reducción en la exposición que se lograría mejorando los sistemas y, por la otra, el incremento de costo involucrado en la mejora.
- (c) La dosis equivalente incurrida por individuos no debe exceder los límites recomendados para las circunstancias apropiadas por la ICRP.

Un principio adicional es que los desarrollos necesarios de prácticas presentes o futuras, que pueden dar lugar a dosis equivalentes a ser recibidas en el futuro, no deberían ser responsables de que resultara una exposición indebida de algún miembro del público (6).

El beneficio neto (B) es definido por la ICRP (7) como sigue:

$$B = V - (P+X+Y)$$

donde

- V = beneficio bruto
- P = costo de producción
- X = costo para obtener un nivel de protección dado
- Y = costo del detrimento involucrado en la operación o en la producción, uso y disposición del producto.

El beneficio bruto derivado de una práctica de generación nucleoelectrónica es la integral del valor monetario esperado de la energía que se programa generar durante la vida útil de la instalación, más otros elementos de beneficio que pueden ser significativos en el cálculo; por ej., el valor de subproductos; ingreso de impuestos, salarios creados, incremento en la oportunidad de empleos, cambio incremental en el producto de la región donde se lleva a cabo la práctica con resultado de la compra local de bienes y servi-

cios, etc.

El costo de producción más el costo para obtener un dado nivel de protección es el costo total de la práctica. En el caso de la generación nucleoelectrónica es igual en principio a la inversión total en la instalación (gastos directos e indirectos de construcción, gastos adicionales debidos a las medidas de seguridad y protección del medio ambiente, imprevistos, e inflación e intereses durante la construcción) más el costo de los suministros y mano de obra necesarios para generar la energía. También podrían incluirse otros elementos que forman parte del costo mismo; algunos ejemplos son los siguientes: costo de personal altamente especializado, costo de investigación y desarrollo asociado a la producción energética, costos asociados al cierre definitivo de la instalación, costos relacionados con el almacenamiento seguro de los residuos radiactivos generados, costos derivados de eventuales restricciones al dominio, etc.

El costo del detrimento incurrido por la población es posiblemente el factor de la sumatoria más complejo para evaluar. La ICRP ha introducido (8) el concepto de "detrimento" (G) para identificar y, cuando sea posible, cuantificar, los efectos deletéreos debidos a la exposición de las radiaciones, y lo ha definido (9), cuando esos efectos son sobre la salud en un grupo de n personas, como n multiplicado por la sumatoria de todos los productos de la probabilidad π_i de sufrir un efecto i por la severidad del efecto expresado por un factor de peso g_i ; es decir:

$$G = n \sum_i \pi_i g_i$$

Por otra parte, aceptando que dentro del rango habitual de condiciones de exposición debidas a las centrales nucleares, hay una relación lineal (sin umbral) entre la dosis equivalente (H) incurrida, y la probabilidad de sufrir un efecto deletéreo (10), y que el factor de peso g_i es independiente de H (11) se deduce que el detrimento de la salud G es proporcional a la sumatoria de los productos de la dosis equivalente per caput, H_i , incurrida por el número de miembros, n_i , del subgrupo i de la población expuesta, por n_i . Por extensión, luego, el detrimento se hace proporcional a lo que la ICRP define (12) como la dosis equivalente colectiva (S_k) debida a la práctica, según la expresión $S_k = \int H \cdot n(H) dH$; donde: $n(H) dH$ es el número de individuos que reciben una dosis equivalente en el cuerpo entero o en algún órgano o tejido especificado, en el rango H a $H+dH$. En consecuencia, para valuar el costo del detrimento parece inevitable que se debe asignar un valor monetario a la unidad de dosis equivalente colectiva (Sievert.persona) (13).

Con el objeto de determinar si una reducción en la exposición debida a una práctica justificable es "razonablemente obtenible" la ICRP ha recomendado llevar a cabo un análisis diferencial costo-beneficio para optimizar la protección radiológica; v.g. sus sistemas: blindajes, ventilación, filtros, instrumentación de monitoreo, etc. En este análisis diferencial costo-beneficio, cuya intención es maximizar el beneficio neto, la variable independiente resulta ser la dosis colectiva equivalente debida a la práctica. Si se utiliza la misma ecuación que la que permite evaluar la justificabilidad, el beneficio neto óptimo se logra derivando la ecuación con respecto a la variable independiente. Es decir:

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

La ICRP ha estimado (14) que V y P pueden ser considerados constantes con respecto a la dosis equivalente colectiva para una dada práctica. En ese caso, resulta inmediato que la condición de optimización es cumplimentada para un valor S^* tal que el incremento en el costo de protección por unidad de dosis equivalente colectiva balancee la reducción de detrimento por unidad de dosis equivalente colectiva. Es decir:

$$\left(\frac{dX}{dS} \right)_{S^*} = - \left(\frac{dY}{dS} \right)_{S^*}$$

Luego, en términos convencionales, la condición óptima se alcanzaría cuando el costo involucrado en conseguir un elemento de reducción de la exposición es igual que el valor de la reducción resultante en el detrimento. Si los costos económicos y sociales completos están adecuadamente reflejados en los valores numéricos de las variables, el punto de optimización también da una definición de la famosa frase "tan bajo como sea razonablemente obtenible, teniendo en cuenta factores sociales y económicos". La figura 1 presenta gráficamente la recomendación de optimización.

APLICACION DE LAS NUEVAS RECOMENDACIONES A LA OPTIMIZACION DE LOS SISTEMAS INSTRUMENTALES DE RADIOPROTECCION

Como se ha visto, lograr dosis tan bajas como resulte razonablemente obtenible significa, concretamente, optimizar los sistemas de radioprotección. Es decir, todos aquellos sistemas que intentan atenuar la irradiación externa (p.ej. blindajes) y disminuir la contaminación interna (p.ej. sistemas de ventilación) del personal ocupacionalmente expuesto y minimizar las descargas de material radiactivo al ambiente (p.ej. sistemas de gestión de residuos radiactivos) con la consecuente disminución de las dosis en el público.

La mayoría de los sistemas de protección a optimizar tienen sistemas de instrumentación y control asociados; particularmente, sistemas de monitoreo de la radiación. Si bien, la mejora de estos sistemas no siempre implica una disminución de las dosis de radiación; en muchos casos puede verse que el proceso de optimización recomendado por la ICRP bien podría incluir conjuntos instrumentales. Algunos ejemplos parecen inmediatos: la mejora de los detectores de nivel de actividad y de los controles automáticos de los sistemas de gestión de residuos radiactivos gaseosos realimentados (conocidos como "sistemas de escape nulo"), puede reducir, para un mismo sistema de gestión, las dosis incurridas por el público. También en estos casos y, más aún, cuando se trata de sistemas de gestión "en serie" (con tanques de retención y decaimiento), la inclusión de un sistema instrumental micrometeorológico puede detectar las condiciones de dispersión más propicias para la eliminación, disminuyendo de esta manera la irradiación pública.

El método que las autoridades regulatorias competentes debieran utilizar para fiscalizar la optimización de la instrumentación no debiera luego diferir del usado para otros sistemas: El costo del sistema instrumental es

parte de lo que la ICRP denomina "costo para obtener un dado nivel de protección". Una mejora del sistema implicará seguramente un incremento diferencial de ese costo y, probablemente, una disminución diferencial de la dosis colectiva incurrida por la población. La relación entre ambos diferenciales deberá ser igual al costo unitario asignado a la dosis colectiva, de lo contrario el sistema no sería de diseño óptimo.

Sin embargo, se debe destacar que la variación en los costos de estos sistemas con la dosis equivalente colectiva no es en general una función continua, porque la tecnología dispone actualmente de sólo un número finito de soluciones posibles para limitar las descargas de efluentes. En consecuencia, parecería que habría que efectuar diferencias finitas de costos de sistemas y compararlo con el producto de la diferencia de dosis equivalente colectiva por el costo regulado para la unidad de dosis equivalente colectiva. Esta solución simplificada presenta una dificultad a resolver: Al pasar de un sistema de protección a otro, la variación de costo de protección y de situación radiológica entre sistemas podría ser de tal magnitud que la solución elegida resultara muy alejada de la óptima. Para resolver este problema, será necesario un gran esfuerzo por parte de proveedores y usuarios de la industria nucleoelectrónica que deberán mejorar y multiplicar la variedad de los sistemas disponibles para adaptarse a las recomendaciones de la ICRP. Las autoridades nacionales deberán guiar a la industria en esta nueva etapa para evitar esfuerzos innecesarios y es de esperar una activa participación de la OIEA con recomendaciones precisas para la compatibilización de distintos sistemas provenientes de proveedores de diversos orígenes.

EXTENSION DEL CRITERIO DE OPTIMIZACION A LOS SISTEMAS DE INSTRUMENTACION Y CONTROL PARA LA SEGURIDAD NUCLEAR

Introducción

La disciplina seguridad nuclear surgió debido principalmente al rápido crecimiento de la industria nucleoelectrónica. A pesar de tener un objetivo común con la protección radiológica, v.g. evitar los posibles efectos de-
trimentales en la población derivados de las prácticas nucleares, ambas disciplinas, (o mejor, sus especialistas) han permanecido distanciados una de otra; al menos en lo que hace a la filosofía básica utilizada. Mientras que la protección radiológica se ha desarrollado sobre sofisticados criterios básicamente probabilísticos, la seguridad nuclear pareciera basarse en las viejas convenciones de la seguridad convencional, principalmente determinísticas y empíricas. La instrumentación y control de seguridad en centrales nucleares no ha escapado a esta singularidad y los requerimientos regulatorios que se han efectuado en este campo no han seguido criterios sistemáticos de sólida base científica. De esta manera se han desarrollado e implementado para los sistemas de instrumentación y control para la seguridad nuclear criterios de segregación, pruebas, confiabilidad por seguridad y por disponibilidad, de alimentación eléctrica, diversificación de parámetros, de control de emergencias, etc., que no se ajustan a ningún patrón o filosofía preestablecida sino que parecieran responder a impulsos, no siempre racionales, de los cuerpos regulatorios.

Estas consideraciones no significan necesariamente que las centrales nucleares hayan sido construidas u operadas de manera insegura. Sin embargo, parecería que una filosofía coherente para valorar el nivel de seguri-

dad nuclear no ha sido desarrollada y que los criterios utilizados para proteger al público de la exposición a radiaciones debidas a la operación normal no han sido tenidos en cuenta para la seguridad contra accidentes.

Extensión de las recomendaciones de la ICRP a la seguridad nuclear en general.

El concepto de riesgo individual, es decir la probabilidad que un dado individuo incurra un efecto deletéreo como resultado de una dosis de radiación (15), es la idea que gobierna la filosofía de radioprotección recomendada por la ICRP. Sin embargo, además de los casos de irradiación certera, un caso ligeramente diferente de exposición a riesgo radiológico puede averse. Individuos, que debido a las condiciones prevalentes en su medio ambiente, podrían eventualmente resultar expuestos a radiación están también sometidos a riesgo. En otras palabras, a riesgo no sólo se someten los individuos que serán seguramente irradiados sino también los que podrían hipotéticamente resultar irradiados debido a algún evento al azar, como por ejemplo una situación anormal en una instalación nuclear. Por lo tanto, cuando se consideran situaciones anormales, un segundo orden de estocasticidad puede ser postulado; en este caso, la probabilidad de incurrir efectos deletéreos está dado por el producto entre la probabilidad de ocurrencia de la exposición y el riesgo de incurrir el efecto dada la exposición. La probabilidad de ocurrencia de la exposición depende de la confiabilidad de los sistemas de seguridad; es decir, es función de la confiabilidad individual de los componentes que forman el sistema y de su redundancia en el mismo.

Siguiendo esta línea de razonamiento, parecería factible que el procedimiento de optimización recomendado por la ICRP y de aplicación particular a los sistemas de protección radiológica fueran también aplicados a sistemas de seguridad que se disponen para enfrentar situaciones anormales. Esta extensión de las recomendaciones de la ICRP ha sido propuesta por el autor en otras oportunidades (16)(17)(18); esta parte del trabajo se limitará a extrapolar el criterio para el caso particular de los sistemas de instrumentación y control de seguridad nuclear.

Situaciones anormales en centrales nucleares.

Como se dijo, la seguridad nuclear estudia, entre otras cosas, los dispositivos y procedimientos en una central nuclear que intentan prevenir eventuales situaciones anormales y mitigar, si ellas ocurren, las consecuencias radiológicas derivadas. Un posible esquema del desarrollo de estas situaciones anormales es como sigue:

- . Un evento iniciante ocurre y produce una falla en un sistema operativo; es decir, en cualquiera de los sistemas que resultan absolutamente necesarios para operar la instalación.
- . Los sistemas de seguridad de la instalación, intentan evitar la propagación de la falla que ha surgido, parar la instalación y mantenerla en condición de detenido-seguro evitando la salida de material radiactivo al ambiente.
- . Si los sistemas de seguridad fallan en su intento, una barrera adi-

cional, los sistemas de mitigación tratan de aliviar las consecuencias radiológicas, generalmente mediante la contención temporal del material radiactivo.

- . A consecuencia de la situación anormal el público puede finalmente incurrir una dosis de radiación, exponiéndose, por lo tanto, a un riesgo. Las dosis de radiación dependen de la cantidad de radiactividad que escapa, y de condiciones del medio ambiente local.

Para determinar estos riesgos radiológicos de un segundo orden de estocasticidad se debe, en primer lugar, identificar los accidentes potenciales y cuantificar la probabilidad y magnitud de las consecuencias radiológicas derivadas. Se deberían luego combinar las consecuencias pesadas por sus respectivas probabilidades para obtener el riesgo total derivado de potenciales accidentes nucleares.

Un elemento principal en la caracterización de las consecuencias radiológicas de situaciones accidentales es la identificación de la secuencia de accidentes que puede potencialmente llevar a la situación accidental. Este estudio se suele realizar mediante un método lógico que identifica las diversas consecuencias posibles derivadas de un dado evento iniciante; a este método se lo conoce con el nombre de árbol de eventos. El evento iniciante puede ocurrir en cualquier sistema operativo, a partir de ese evento es posible desarrollar un árbol de eventos determinando los sistemas de seguridad que podrían afectar el curso subsecuente de eventos; en esos sistemas, p.ej. el sistema de parada, el de alimentación eléctrica de emergencia, el de refrigeración de emergencia, etc., existen diversos sistemas de instrumentación y control. Finalmente, los últimos tramos de la secuencia accidental del árbol de eventos están formados por los sistemas de mitigación; p.ej. el sistema de remoción de productos de fisión, el edificio de contención, etc. El árbol de eventos, entonces, define las fallas de ciertos sistemas cuyas probabilidades es necesario conocer para determinar el riesgo final incurrido por la población. Para caracterizar y evaluar esas probabilidades se emplea el método del árbol de fallas. Esta metodología emplea una lógica que es esencialmente la inversa de la usada en el árbol de eventos: dada una falla específica el método identifica las diversas combinaciones y secuencias de otras fallas que llevan a la dada falla. Los árboles de eventos y de fallas en centrales nucleares PWR y BWR han sido extensivamente estudiados en el estudio de seguridad de reactores preparado para la United States Nuclear Regulatory Commission (19). Las figuras 2 y 3 presentan ejemplos de un árbol de eventos y uno de fallas respectivamente. A pesar de que en ese estudio se han evaluado los riesgos accidentales en las plantas comerciales de potencia que operan en U.S.A., aún no existe una filosofía clara, precisa y, por sobre todas las cosas, internacionalmente aceptada sobre cómo determinar científicamente cuál es el mínimo equipamiento de sistemas de seguridad que permita considerar una instalación nuclear como segura. Más aún, no ha sido una práctica utilizada seguir incrementando los costos de seguridad hasta optimizar el sistema con el fin de disminuir los riesgos radiológicos derivados de eventuales situaciones anormales a niveles "tan bajos como resulte razonablemente obtenible". Sin embargo, como se ha visto previamente, así como se considera la exposición certera debida a la operación normal de las instalaciones de la industria nucleoelectrónica, también podrían ser tenidas adecuadamente en cuenta

las posibles exposiciones derivadas de hipotéticas situaciones anormales. Como se ha visto, estas situaciones pueden ocurrir, con una cierta probabilidad que - en general - es función directa de la inconfiabilidad de los sistemas de seguridad y, eventualmente, producir una exposición y el consecuente detrimento al público.

En estos casos accidentales, el "detrimento" quedaría entonces caracterizado por una doble estocasticidad y se lo podría definir como una "doble" esperanza matemática. En consecuencia, si π_i es la probabilidad de sufrir un efecto i como resultado de una dosis de radiación, g_i es un factor de peso que expresa la severidad del efecto i y, π_j es la probabilidad de ocurrencia de una dada dosis de radiación debida al hipotético accidente j , el detrimento "accidental" a la salud, G_a , en un grupo de n individuos quedaría definido como sigue:

$$G_a = \sum_j \pi_j \left| \sum_i \pi_i g_i \right|_j = \sum_j \pi_j G_j$$

el término entre barras es el detrimento definido por la ICRP y, en rangos de exposición para los cuales la hipótesis de linealidad es válida, resulta proporcional a la dosis equivalente colectiva S . En situaciones accidentales, sin embargo, la hipótesis de linealidad puede no ser válida desde que pueden preverse efectos detrimentales no estocásticos. En esos casos se debería asignar conservativamente el valor unitario al término entre barras. Por otra parte, la ICRP ha indicado (14) cautamente que algunos componentes del detrimento total, tales como las restricciones al acceso o al uso de determinadas áreas no estarán normalmente relacionadas con las dosis equivalentes colectivas y pueden, en algunos casos, ser influenciadas por la más alta dosis equivalente en el grupo expuesto. Para tener en cuenta las eventuales contribuciones no lineales y el detrimento extra sanitario, se propone introducir un factor correctivo (E), con lo que la esperanza de detrimento accidental total (Δ) resultaría ser:

$$\Delta = \sum_j \pi_j G_j E_j$$

Confiabilidad por seguridad y por disponibilidad. Las lógicas mayoritarias.

Los cuerpos regulatorios exigen a las centrales nucleares elevados niveles de confiabilidad por seguridad. Por otra parte, elementales razones de economicidad hacen necesario disponer de elevados valores de confiabilidad por disponibilidad, es decir una elevada inmunidad a los disturbios, en los sistemas de seguridad. Los sistemas agrupados en configuraciones paralelas incrementan el nivel de confiabilidad por seguridad pero en general también aumentan la posibilidad que un información espúrea determine el mal funcionamiento del sistema disminuyendo su confiabilidad por disponibilidad. Debido a ello cuando se requieren sistemas con niveles elevados no sólo de confiabilidad por seguridad sino también por disponibilidad se suelen utilizar sistemas de lógica mayoritaria que permiten asegurar que ambos niveles sean adecuados. Estas lógicas son de uso corriente en los sistemas de instrumentación y control.

Uno de los sistemas de lógica mayoritaria más común es el conocido como "lógica de m por n ", cuyo árbol de fallas se presenta en la figura 4. Este tipo de sistema funciona adecuadamente cuando responden correctamente m elementos cualesquiera del total n de que dispone el sistema. Designando

con λ_p a la tasa de fallas por seguridad de cada componente individual del sistema y λ_q a la tasa de fallas por disponibilidad (falla por seguridad significa que el elemento no actúa cuando su acción es requerida; falla por disponibilidad significa que el elemento actúa cuando su acción no es requerida), la probabilidad de falla por seguridad (p) y por disponibilidad (q) de cada elemento del sistema será (20):

$$p = 1 - e^{-\int_{T_1}^{T_2} \lambda_p dt} ;$$

$$q = 1 - e^{-\int_{T_1}^{T_2} \lambda_q dT}$$

donde $T_2 - T_1$ es el intervalo entre pruebas

Si $\lambda \cdot (T_2 - T_1)$ es suficientemente pequeño y λ permanece constante en el intervalo $T_2 - T_1$, puede escribirse con suficiente aproximación que:

$$p \approx \lambda_p (T_2 - T_1) \quad q \approx \lambda_q (T_2 - T_1)$$

En esas condiciones, la probabilidad de falla por seguridad (P) y por disponibilidad (Q) de un sistema de lógica mayoritaria de $m \times n$ puede calcularse haciendo uso de la teoría combinatoria, resultando ser:

$$P = 1 - \sum_{i=0}^{i=n-m} \binom{n}{i} p^i (1-p)^{n-i}$$

$$Q = \sum_{i=m}^{i=n} \binom{n}{i} q^i (1-q)^{n-i}$$

Habitualmente p y q tienen valores muy pequeños y n suele ser no muy grande. En esos casos pueden desprejarse los términos de orden superior en el desarrollo de las ecuaciones anteriores obteniéndose en consecuencia:

$$P \approx \frac{n!}{(n-m+1)! (m-1)!} p^{n-m+1}$$

$$Q \approx \frac{n!}{m! (n-m)!} q^m$$

Con estas aproximaciones pueden calcularse los valores de las probabilidades de falla por seguridad y por disponibilidad para algunos sistemas con lógicas de n por m .

Los valores calculados se presentan en las Tablas I y II.

TABLA I

PROBABILIDAD DE FALLA POR SEGURIDAD DE UN SISTEMA DE LOGICA MAYORITARIA DE n POR m .

$n \backslash m$	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	p									
2	p^2	$2p$								
3	p^3	$3p^2$	$3p$							
4	p^4	$4p^3$	$6p^2$	$4p$						
5	p^5	$5p^4$	$10p^3$	$10p^2$	$5p$					
6	p^6	$6p^5$	$15p^4$	$20p^3$	$15p^2$	$6p$				
7	p^7	$7p^6$	$21p^5$	$35p^4$	$35p^3$	$21p^2$	$7p$			
8	p^8	$8p^7$	$28p^6$	$56p^5$	$70p^4$	$56p^3$	$28p^2$	$8p$		
9	p^9	$9p^8$	$36p^7$	$84p^6$	$126p^5$	$126p^4$	$84p^3$	$36p^2$	$9p$	
10	p^{10}	$10p^9$	$45p^8$	$120p^7$	$210p^6$	$252p^5$	$210p^4$	$120p^3$	$45p^2$	$10p$

TABLA II

PROBABILIDAD DE FALLA POR DISPONIBILIDAD DE UN SISTEMA DE LOGICA MAYORITARIA DE n POR m .

$n \backslash m$	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	q									
2	$2q$	q^2								
3	$3q$	$3q^2$	q^3							
4	$4q$	$6q^2$	$4q^3$	q^4						
5	$5q$	$10q^2$	$10q^3$	$5q^4$	q^5					
6	$6q$	$15q^2$	$20q^3$	$15q^4$	$6q^5$	q^6				
7	$7q$	$21q^2$	$35q^3$	$35q^4$	$21q^5$	$7q^6$	q^7			
8	$8q$	$28q^2$	$56q^3$	$70q^4$	$56q^5$	$28q^6$	$8q^7$	q^8		
9	$9q$	$36q^2$	$84q^3$	$126q^4$	$126q^5$	$84q^6$	$36q^7$	$9q^8$	q^9	
10	$10q$	$45q^2$	$120q^3$	$210q^4$	$252q^5$	$210q^6$	$120q^7$	$45q^8$	$10q^9$	q^{10}

De las ecuaciones precedentes y de las Tablas I y II puede deducirse que los sistemas lógicos de 2×3 ; 3×5 ; 4×7 ; ...; $\mu \times (2\mu - 1)$ tienen una probabilidad de falla por seguridad igual a la probabilidad de falla por disponibilidad, cuando p y q son iguales. Este criterio de diseño es el que se ha empleado hasta el presente para el diseño de las lógicas de los sistemas de seguridad de muchas instalaciones y en particular en las nucleares. Se debe destacar que si bien muchas instalaciones disponen de sistemas de $\mu \times 2\mu$, particularmente de 2×4 , el extra componente sólo tiene por objeto que el sistema permanezca con lógica de $\mu \times (2\mu - 1)$ durante el mantenimiento.

Sin embargo, el criterio de utilizar lógicas de $\mu \times (2\mu - 1)$ en los sistemas de seguridad no parece tener una sustanciada base científica debido a que presupone que las probabilidades individuales p y q son del mismo orden de magnitud (lo que no siempre es así) y, por otra parte, que el objetivo del diseño debiera ser que la confiabilidad por seguridad y disponibilidad fueran iguales (lo que no siempre es justificable). Este tipo de sistemas, no obstante, se ha popularizado mucho y a veces resulta ser una práctica onerosa y posiblemente difícil el uso de otros sistemas lógicos.

Extensión del criterio de optimización a los sistemas de seguridad con lógica mayoritaria.

La eventual aplicación del criterio de optimización discutido anteriormente a los sistemas de lógica mayoritaria presentaría diversas complicaciones que suelen no surgir en los análisis diferenciales costo-beneficio empleados para optimizar los sistemas de radioprotección. La principal es que un nuevo elemento de costo de producción aparece involucrado: la esperanza matemática de pérdida de disponibilidad, la cual está relacionada con la confiabilidad de estos sistemas de seguridad. Se intentará en esta parte enfocar este problema y presentar los posibles cursos de acción para resolverlo.

De acuerdo a lo visto, en los casos accidentales, la esperanza del detrimento sanitario quedaría caracterizada por la expresión

$$G_a = \sum_j \pi_j G_j$$

La probabilidad π_j de que ocurra la situación accidental j es consecuencia de la ocurrencia simultánea de una serie de eventos v (falla en algún sistema operativo, en algún sistema de seguridad, en alguno de mitigación) correspondientes a una secuencia accidental del correspondiente árbol de eventos. Suponiendo a estos sucesos mutuamente exclusivos, resultará en general (ver figura 2)

$$\pi_j = \prod_v \rho_v \quad \text{donde: } \rho_v \text{ es la probabilidad de falla de un sistema de la secuencia accidental } j$$

Sólo algunas de las secuencias accidentales (o ramas) del árbol de eventos generado incluirán a la lógica mayoritaria cuya probabilidad de falla es, como se ha visto, $P(n,m)$. Para estas ramas j' se cumplirá que

$$\pi_{j'} = P(n,m) \cdot \prod_{v'} \rho_{v'}$$

donde v' indica todos los tramos de las ramas j' que incluyen a la lógica mayoritaria excluidos los de la misma lógica.

Sólo estos elementos $\pi_{j'}$ serán considerados en la optimización dado que la contribución al detrimento de los otros es constante e independiente de

P. luego

$$Ga(P) = \sum_j' |P(n,m) \Pi_{j'}' \rho_{j'}'| \quad j' G_{j'}$$

Y la esperanza de costo social sanitario resultará

$$T = VMR Ga(P)$$

donde VMR = valor asignado al hombre.rem (ó Sievert.persona)

pero $P(n,m)$ tendrá el mismo valor para cualquier j' , luego

$$T = VMR.P(n,m) \sum_j' |\Pi_{j'}' \rho_{j'}'| \quad j' G_{j'}$$

Sin embargo, la esperanza de costo social deberá necesariamente incluir también a otros costos derivados de la situación accidental y no sólo los sanitarios. Esta esperanza de costo social total (Y) puede considerarse como la extensión del concepto al que hace referencia la ICRP en sus recomendaciones. Si se denomina ζ a un factor que tiene en cuenta a los costos no sanitarios derivados de la situación accidental y κ al producto $VMR\zeta \sum_j' |\Pi_{j'}' \rho_{j'}'| \quad j' G_{j'}$

Puede escribirse que:

$$Y = \kappa P(n,m)$$

Por otra parte, de la esperanza del "costo para obtener un dado nivel de seguridad" debido a la inclusión de un sistema de seguridad por lógica mayoritaria en la instalación tendrá dos componentes principales: el costo esperado por pérdida de disponibilidad debido a la introducción de la lógica, y el costo de la lógica propiamente dicha. Los otros costos involucrados se han estimado despreciables.

La esperanza matemática del costo por pérdida de disponibilidad será proporcional a la inconfiabilidad por disponibilidad $Q(n,m)$ y al costo involucrado en la parada no deseada de la instalación, C_D , que incluye la pérdida por falta de generación de energía nucleoelectrónica. El costo del sistema será proporcional al número de unidades, n , y al costo por unidad, C_n ; luego, la expresión de la esperanza del costo para obtener un dado nivel de seguridad (X) será:

$$X = Q(n,m).C_D + n C_n$$

Las variables comunes de X e Y con respecto a las cuales se debería optimizar son n y m . En esas condiciones, el sistema podría considerarse de configuración óptima cuando n y m tomen los valores n^* y m^* que satisfagan las siguientes ecuaciones:

$$\left| \frac{\delta Y}{\delta n} \right|_{n^*} = - \left| \frac{\delta X}{\delta n} \right|_{n^*}$$

$$\left| \frac{\delta Y}{\delta m} \right|_{m^*} = - \left| \frac{\delta X}{\delta m} \right|_{m^*}$$

donde δ significa un incremento finito y parcial.

Con estas consideraciones resulta (ver Anexo 1)

$$C_n = - \kappa P \ln p$$

$$C_D Q \ln q = + \kappa P \ln p$$

Resolviendo, se obtiene:

$$C_D Q \ln q - C_n = 2\kappa P \ln p$$

que resulta ser la condición general de optimización para un sistema de lógica mayoritaria.

Si la probabilidad individual de falla por seguridad de cada componente fuera del mismo orden de magnitud que su probabilidad de falla por disponibilidad, la condición general de optimización quedaría reducida a

$$C_D Q - \frac{C_n}{\ln p (\delta q)} = 2\kappa P$$

En los casos comunes en que la probabilidad de falla individual es muy pequeña

$$C_D Q = 2\kappa P$$

De donde resultaría como condición general que los sistemas de lógica mayoritaria de $\mu \times (2\mu - 1)$; i.e., $P=Q$, cuyos componentes tienen probabilidades individuales de falla, p y q , iguales y despreciables, sólo son optimizados cuando la esperanza matemática del costo de disponibilidad (i.e., el costo derivado de una acción indebida de un sistema de seguridad) es el doble de la esperanza matemática del costo social involucrado en una eventual falla del sistema de seguridad.

Eventuales implicancias regulatorias de la extensión propuesta.

Es posible predecir que, en algún momento, las autoridades regulatorias tendrán que emitir regulaciones, o simplemente guías, que incluyan algún procedimiento sustanciado para indicar cuándo los sistemas de seguridad nuclear de una central de potencia son suficientes. Es probable que en ese procedimiento se utilicen elementos de juicio similares a los que llevaron a la ICRP a recomendar el criterio de optimización de los sistemas de radioprotección. Si ese fuera el caso, los sistemas de instrumentación y control de seguridad en instalaciones nucleares, que en su mayoría se agrupan en lógicas mayoritarias, debieran ser optimizados siguiendo un procedimiento similar al descripto anteriormente.

El procedimiento de optimización llevará entonces a determinar las probabilidades P y Q conocidos los costos C_D , C_n y κ . Conocidos los valores de P y Q y, por supuesto de p y q , resultará inmediata la determinación de la combinación (m,n) óptima de la lógica mayoritaria. Las regulaciones deberán entonces no sólo fijar el procedimiento que los solicitantes de licencias deberían seguir para demostrar a las autoridades que sus sistemas de seguridad han sido optimizados, sino también indicar el mecanismo para evaluar los costos, como variables del sistema.

El costo por disponibilidad C_D depende fundamentalmente del tiempo de parada del reactor. Ese tiempo puede ser muy corto en las centrales con reactores de uranio enriquecido. En las de uranio natural, por otra parte,

la economía neutrónica resulta crítica y el crecimiento de xenón suele extender el tiempo de parada no deseada a períodos de cuarenta horas y más. Por ejemplo, para una instalación como la Central Nuclear Atucha (345 MW(e)-PHWR) de Argentina una parada espúrea puede significar una pérdida del orden de U\$S 200,000.00 en energía no generada; en la central tipo CANDU que la Comisión Nacional de Energía Atómica Argentina está construyendo en Embalse (Córdoba, Argentina), la pérdida sería el doble de la cifra para Atucha.

Se estima que el costo de los elementos de las lógicas mayoritarias instrumentales, C_N , no pesará significativamente en las decisiones prácticamente en ningún caso. En efecto, los costos unitarios de los canales de instrumentación son menores en, al menos, un orden de magnitud de los costos restantes.

La magnitud κ representa el valor asignado al detrimento total producido por cualquier situación accidental. Tiene como se ha visto, dos componentes: el primero corresponde a la avaluación del detrimento sanitario; el restante, a todo otro tipo de detrimento derivado del accidente. El detrimento sanitario es proporcional, asumiendo la hipótesis de linealidad, a la esperanza de dosis equivalente colectiva y su valor resultará de multiplicar esa esperanza por el valor asignado a la unidad Sievert.persona.

Recientemente, el Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) (21) ha estimado, a partir de la evaluación del informe WASH 1400, que el valor de la esperanza matemática de dosis equivalente colectiva debida a situaciones accidentales en plantas nucleares de potencia es de alrededor de 0.0004 Sievert.persona/MW(e).año. Si los parámetros y la metodología empleada en el WASH 1400 fuera aplicable por ejemplo, a la Central Nuclear en Atucha, la evaluación de la fracción sanitaria de κ podría hacerse sobre la base de aquella cifra despreciando la contribución de P. En esas condiciones, la esperanza matemática de dosis colectiva comprometida debida a esa central sería de alrededor de 0.14 Sievert.persona/año. La autoridad regulatoria argentina ha venido utilizando un valor de alrededor de 20,000 U\$S/Sievert.persona en sus evaluaciones radiosanitarias (22), de donde resultaría que la frecuencia de κ para la Central Nuclear en Atucha podría estar, tomando sólo en cuenta el detrimento sanitario, en el orden de 3,000 U\$S/año. Esto implicaría un valor de κ de alrededor de 10^5 U\$S.

En resumen, si en una central PHWR con recipiente de presión como la Central Nuclear en Atucha se utilizara un criterio de optimización para las lógicas mayoritarias de la instrumentación y control de los sistemas de seguridad, se encontrará que el sistema es óptimo cuando las probabilidades de falla por seguridad y por disponibilidad son iguales (considerando iguales entre sí y pequeñas a las probabilidades de falla individuales). El mínimo sistema que cumple esta condición es la lógica de 2×3 , que es la utilizada en la Central Nuclear en Atucha; de donde se podrá deducir que para este tipo de Centrales no harán falta modificaciones regulatorias importantes para extender el criterio de optimización.

Sin embargo, en las centrales a uranio enriquecido, la situación podrá ser diametralmente diferente. El costo de una parada espúrea en esas centrales es en órdenes de magnitud inferior que en una PHWR, desde que el reactor podría ser rearrancado casi de inmediato. En consecuencia, haciendo el mismo razonamiento que antes, podría esperarse que la probabilidad de falla por seguridad de las lógicas mayoritarias debiera ser órdenes de magnitud superior a la probabilidad de falla por disponibilidad. Esto implicaría que en esas centrales debieran emplearse lógicas mayoritarias de $m \times n$ con $m \ll n$. Teniendo en cuenta que ésta no es una práctica habitual, podría deducirse de lo ex-

puesto que la extensión del criterio de optimización a los sistemas de seguridad de las centrales a uranio enriquecido implicará un sustancial cambio regulatorio para los sistemas de instrumentación y control.

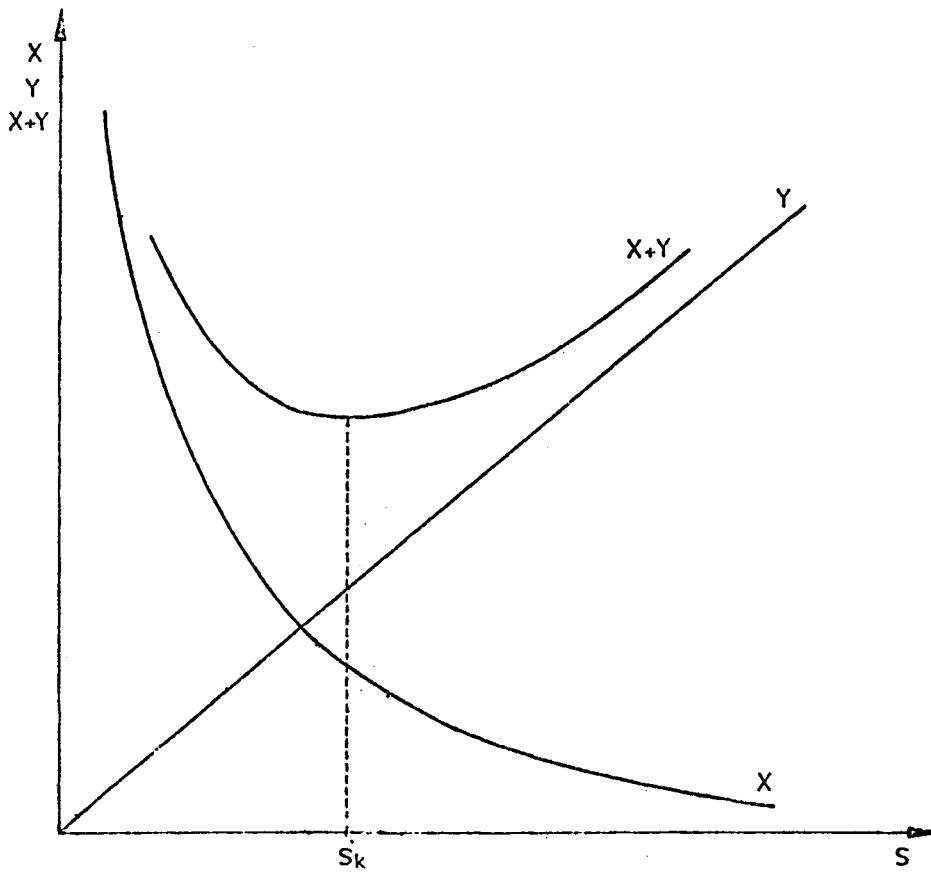
CONCLUSIONES

La aparición de las nuevas recomendaciones de la International Commission on Radiation Protection producirá, previsiblemente, modificaciones en las regulaciones vigentes. En particular, el empleo del criterio de optimización, como base para decidir que es razonablemente obtenible en reducción de dosis, introducirá cambios en los criterios y regulaciones que se aplican a la instrumentación y control de los sistemas tecnológicos de protección radiológica. Estos cambios, sin embargo, no diferirán significativamente de los que será necesario introducir para optimizar los sistemas de radioprotección en general.

La aplicación del criterio de optimización se podría además llegar a extender a los sistemas de seguridad nuclear con el objeto de mantener el riesgo total a niveles tan bajos como sea razonablemente conseguible. En ese caso, se debería optimizar la redundancia de los sistemas empleados y la confiabilidad individual de los componentes. Para esta singular aplicación de la optimización, un nuevo elemento de juicio deberá ser tenido en cuenta: la esperanza matemática del costo debido a la hipotética pérdida por disponibilidad. En este caso, se puede demostrar que la instrumentación y control con lógicas mayoritarias que se suele usar en los sistemas de seguridad es óptima cuando la probabilidad de falla del sistema por seguridad es a la por disponibilidad como el costo de una parada espúrea es al doble de la esperanza matemática del costo social por accidentes eventuales (si las respectivas probabilidades individuales son iguales y pequeñas).

La aplicación de esta conclusión a una central nuclear PHWR con recipiente de presión de 340 MW(e) (la Central Nuclear en Atucha), parecería indicar que las lógicas de 2 por 3 utilizadas en la misma resultan casualmente optimizadas. Parece inferirse, sin embargo, que en las centrales a uranio enriquecido, en las que el costo por disponibilidad es menor, las lógicas mayoritarias deberían tener probabilidades de falla por seguridad sustancialmente menores que por disponibilidad, lo que implicaría que debieran usar sistemas de mxn con $m < n$.

ANALISIS DIFERENCIAL COSTO-BENEFICIO



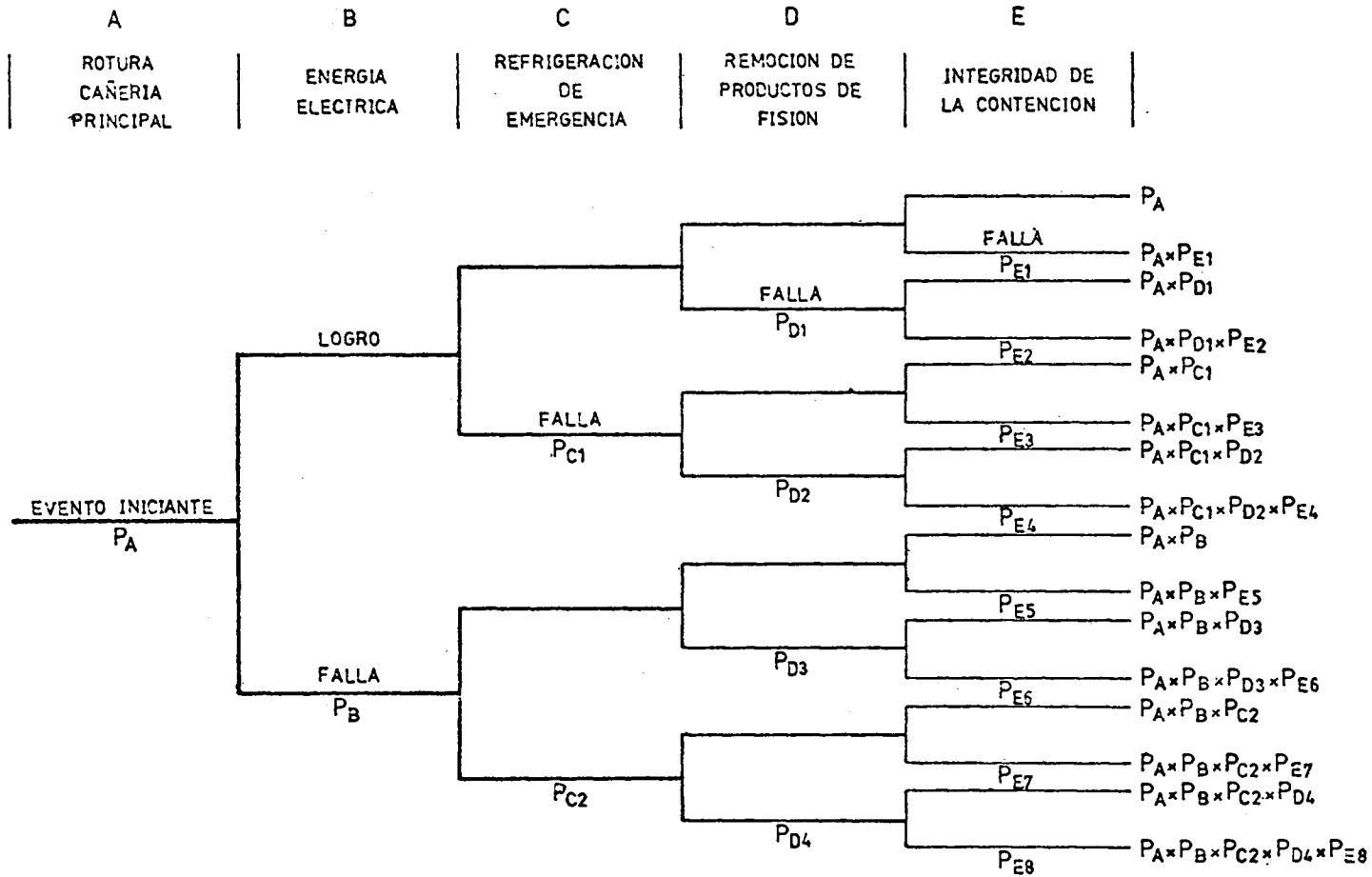
X: COSTO PARA OBTENER UN DADO NIVEL DE RADIOPROTECCION

Y: VALOR MONETARIO DEL DETRIMENTO SANITARIO

S: DOSIS EQUIVALENTE COLECTIVA

FIGURA 1

ARBOL DE EVENTOS PARA UN ACCIDENTE MAYOR DE PERDIDA DE REFRIGERANTE



NOTA: DEBIDO A QUE LA PROBABILIDAD DE FALLA (P) ES GENERALMENTE MENOR QUE 0.1, LA PROBABILIDAD DE LOGRAR UN SUCESO (1-P) ES SIEMPRE CERCANA A 1. LUEGO, LA PROBABILIDAD ASOCIADA CON LA RAMA SUPERIOR (LOGRO) DEL ARBOL DE EVENTOS SE ASUME IGUAL A 1.

DESAROLLO DE UN ARBOL DE FALLAS PARCIAL

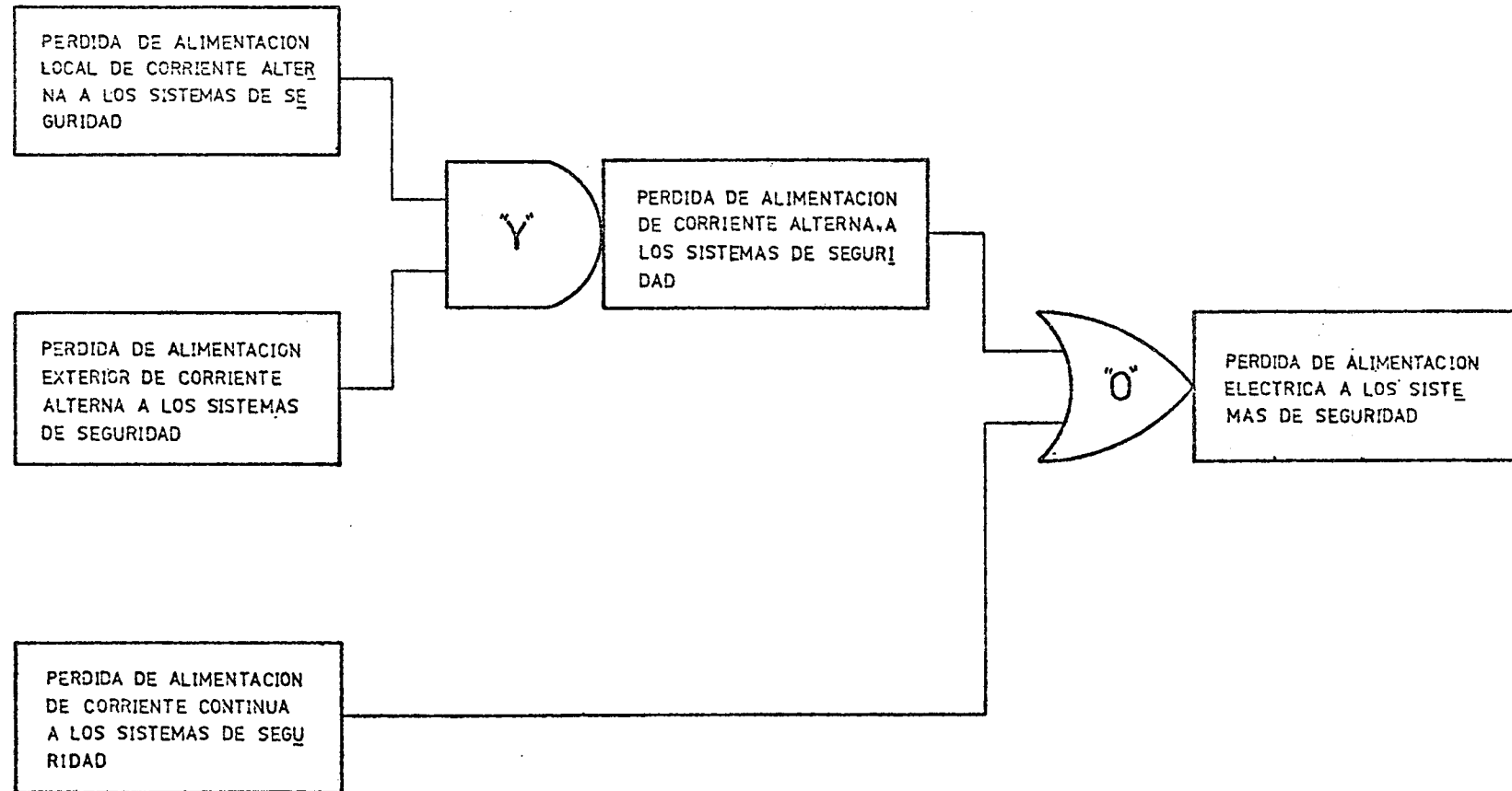


FIGURA 3

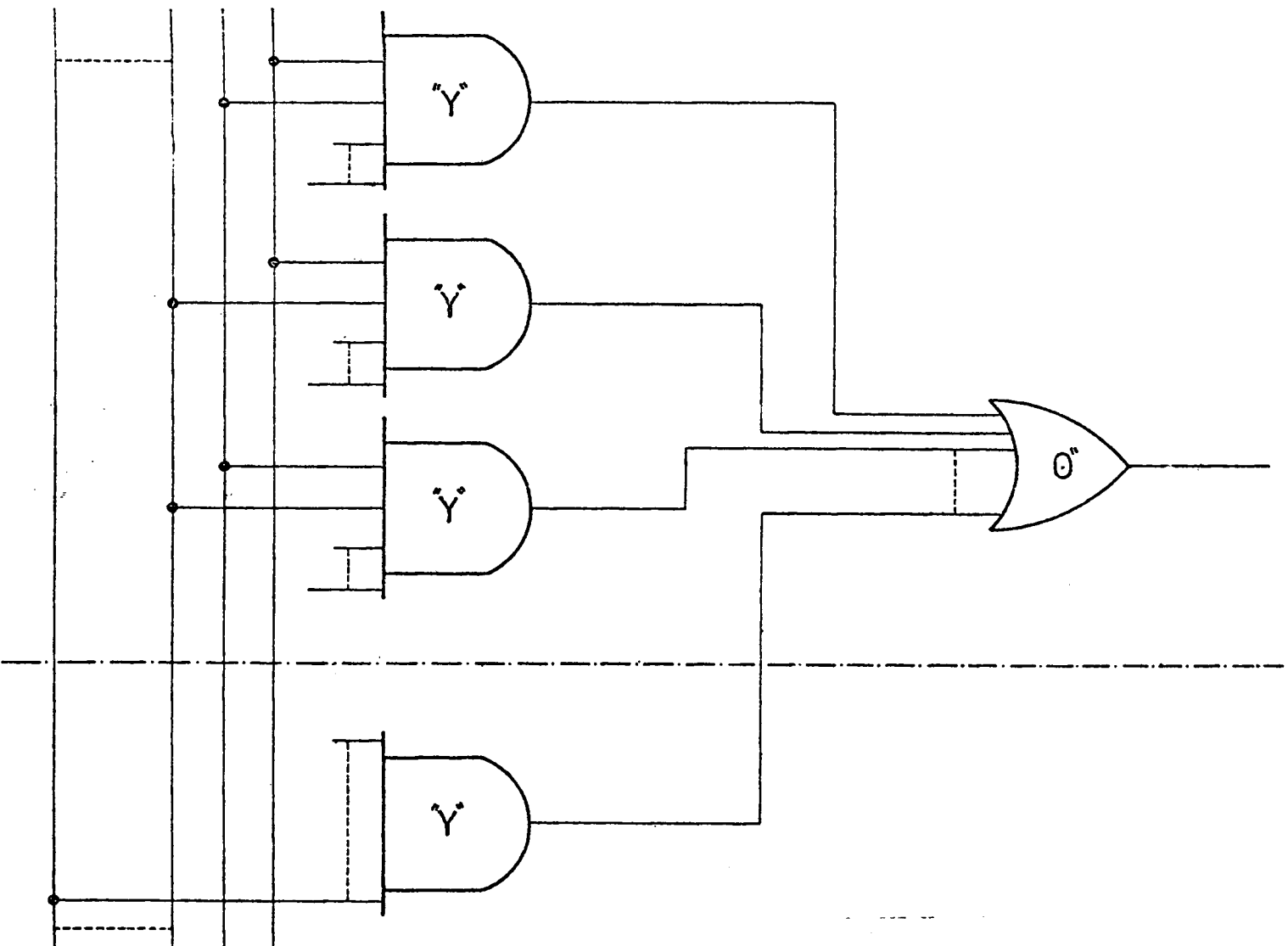


FIGURA 4.

APENDICE I

Si n es un número entero mayor que cero

$$n! = \Gamma(n+1)$$

Por otra parte

$$\frac{d\Gamma(n)}{d(n)} = \Gamma(n) \cdot \psi(n)$$

donde:

$$\psi(n) = -\gamma - \frac{1}{n} + \sum_{k=1}^{\infty} \left| \frac{1}{k} - \frac{1}{k+n} \right|$$

Para n entero y mayor a 2

$$\psi(n) \cong -\gamma + \sum_{k=1}^{n-1} \frac{1}{k}$$

Si n no es muy grande, puede escribirse con bastante aproximación que

$$\frac{d\Gamma(n)}{d(n)} \cong \Gamma(n)$$

Luego, por extrapolación se podría escribir, sin rigurosidad matemática, la siguiente igualdad:

$$\frac{\delta n!}{\delta n} \cong n! \quad (\text{ver el significado de } \delta \text{ en el texto})$$

En consecuencia,

$$\frac{\delta P}{\delta n} = \frac{1}{(m-1)!} \left| \frac{n! p^{n-m+1}}{(n-m+1)!} + \frac{n! p^{n-m+1} \cdot -(n-m+1)!}{(n-m+1)!^2} + \frac{n! p^{n-m+1} \cdot \ln p}{(n-m+1)!} \right|$$

$$\therefore \frac{\delta P}{\delta n} = \frac{n! p^{n-m+1}}{(n-m+1)! (m-1)!} \cdot \ln p = P \cdot \ln(p)$$

$$\frac{\delta P}{\delta m} = n! \left| \frac{(n-m+1)! p^{n-m+1}}{(n-m+1)!^2 (m-1)!} + \frac{-(m-1)! p^{n-m+1}}{(m-m+1)! (m-1)!^2} + \frac{p^{n-m+1} \cdot \ln(p)}{(m-m+1)! (m-1)!} \right|$$

$$\therefore \frac{\delta P}{\delta m} = \frac{n! p^{n-m+1}}{(n-m+1)! (m-1)!} \ln(p) = -P \ln(p)$$

$$\frac{\delta Q}{\delta n} = \underbrace{\frac{q^m}{m!} \left| \frac{n!}{(n-m)!} + \frac{n! - (n-m)!}{(m-m)!^2} \right|}_0$$

$$\therefore \frac{\delta Q}{\delta n} = 0$$

(De la Tabla II puede deducirse que para q chicos la expresión encontrada es cierta con una buena aproximación)

$$\frac{\delta Q}{\delta m} = n! \left[\frac{m! q^m}{m!^2 (n-m)!} + \frac{(n-m)! q^m}{(n-m)!^2 m!} + \frac{q^m}{m! (n-m)!} \ln q \right]$$

$$\therefore \frac{\delta Q}{\delta m} = \frac{n! q^m}{m! (n-m)!} \ln q = Q \ln q$$

REFERENCIAS

- (1) ICRP, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 26, Pergamon Press, London (1977).
- (2) Ref. (1); párrafo 9.
- (3) ICRP, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 9, Pergamon Press, London (1965).
- (4) ICRP, Implications of Commission Recommendations that doses be kept as low as readily achievable, ICRP Publication 22, Pergamon Press, London (1973).
- (5) Ref. (1); párrafo 12
- (6) Ref. (1); párrafo 13
- (7) Ref. (1); párrafo 73
- (8) Ref. (1); párrafo 15
- (9) Ref. (1); párrafo 16
- (10) Ref. (1); párrafos 27-30
- (11) Ref. (1); párrafo 24
- (12) Ref. (1); párrafo 23
- (13) Ref. (1); párrafo 75
- (14) Ref. (1); párrafo 74
- (15) Ref. (4); Appendix II
- (16) González, A.J. "Un criterio para la evaluación de la seguridad nuclear" IAEA - SM - 188/52 (1974).
- (17) González, A.J. "Radiation Protection and Nuclear Safety; an approach to a common philosophy" (en publicación).
- (18) González, A.J. "Justificabilidad de la industria nucleoelectrónica teniendo en cuenta las repercusiones ambientales derivadas, y la consecuente optimización de los sistemas de protección y seguridad" - IAEA Seminar on the Application of Environmental Impact Analysis to the Nuclear Power Industry, Buenos Aires, Argentina, (1977).
- (19) United States Nuclear Regulatory Commission; "Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants"; WASH-1400 (NUREG 75/014), (1975).
- (20) González, A.J. "Conceptos básicos para la evaluación de la confiabilidad de sistemas"; Central Nuclear en Atucha, CNA 18/78; Lima (Buenos Aires), Argentina, (1974).
- (21) United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiations; Report to the General Assembly, Annex D; Appendix A, (1977) (en publicación).
- (22) Migliori de Beninson, A, Comité técnico sobre la "Metodología para la evaluación de descargas y eliminaciones de residuos radiactivos, no radiactivos y térmicos, sobre bases regionales y globales", Cadarache, Francia (1976).

CRITERIOS DE OPTIMIZACION PARA LOS SISTEMAS DE
INSTRUMENTACION Y CONTROL DE CENTRALES NUCLEARES

FE DE ERRATAS

Página 9, línea 12: donde dice η , debería decir η

Página 9, línea 29: donde dice $\Delta = \sum_j \pi_j G_j$, debería decir $\Delta = \sum_j \pi_j G_j E_j$

Página 11, Tabla I; Donde dice x , debería decir m

Página 12, líneas 6 y 11: donde dice protección, debería decir seguridad

Página 12, línea 37: luego de general, debería leerse (ver figura 2)

Página 12, línea 45: donde dice excluída, debería decir excluídos

Página 13, línea 12: ~~entre a y los~~, debería leerse un factor que tiene en cuenta

Página 13, líneas 16 y 27: donde dice costo de producción, debería decir costo para obtener un dado nivel de seguridad

Página 13, línea 22: donde dice El costo, debería decir La esperanza matemática del costo

Página 13: en las dos últimas fórmulas, después del signo = debería leerse un signo -

Página 15: entre las líneas 26 y 27 debería leerse lo siguiente: "evaluación de la fracción sanitaria de κ podría hacerse sobre la base de aquella cifra despreciando la contribución de P. En esas condiciones, la"