

MODELADO DE LA CONTENCION PARA ANALISIS DE CONSECUENCIAS RADIOLOGICAS EN CASO DE L.O.C.A.

M.^a Luisa SANCHEZ-MAYORAL VALENS
y Diego MOLINA ORERO



María Luisa SANCHEZ-MAYORAL VALENS es Licenciada en Ciencias Físicas y diplomada en Ingeniería Nuclear. Ha colaborado con el Consejo de Seguridad Nuclear en el tema de Análisis de Consecuencias de Accidentes Nucleares. Actualmente desarrolla su labor en la empresa Unión Iberoamericana de Tecnología Eléctrica, S. A. (UITESA) trabajando en modelos de difusión y cálculo de dosis, en el Departamento de Análisis Radiológico y Ambiental. Es miembro de la S.N.E. desde 1981.



Diego MOLINA ORERO es licenciado en Ciencias Físicas (Universidad de Granada). Como miembro del Instituto Tecnológico de postgraduados colaboró en diversos proyectos de desarrollo de modelos para cálculo de dosis. Actualmente desarrolla su labor en el Departamento de Ingeniería y Análisis Nucleares de Hidroeléctrica Española, S. A. Es miembro de la S.N.E. desde 1981.

INTRODUCCION Y OBJETIVOS

El suceso iniciador de un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA) es la rotura en guillotina de una línea de recirculación, provocando así una rápida despresurización del reactor y el consiguiente escape de agua y vapor al pozo seco.

La presión en el pozo seco va aumentando hasta que se produce la apertura de la primera línea de venteos, momento en que buena parte de los gases no condensables pasan a la atmósfera de la contención, mientras el vapor se condensa en la piscina de supresión.

Esto ocurre aproximadamente un segundo después del inicio del accidente y puede suponerse, siguiendo una filosofía conservadora, que el reparto de productos de fisión escapados del núcleo se produce de forma instantánea y proporcional a los volúmenes que forman la contención primaria.

La base de diseño para el recinto de contención es conservar su integridad y experimentar tensiones normales después de la rotura de la mayor tubería del sistema primario dentro de la estructura acomodando al mismo tiempo los efectos dinámicos de dicha rotura y teniendo lugar en el mismo instante el sismo de parada segura. Por tanto, cualquier supuesto accidente de pérdida de refrigerante no implica la superación del límite de diseño del recinto de contención.

Establecidas las bases del accidente, deseamos analizar como puede modelarse la contención en el sentido de dividirla en compartimentos interrelacionados entre sí, que permitan flujos de volúmenes de aire de uno a otro, tal y como ocurre en la realidad, transportando productos de fisión que, siguiendo diferentes caminos, emergerán al exterior a tiempos distintos y contribuirán por tanto a las correspondientes dosis en mayor o menor cuantía.

El objetivo del presente trabajo es, por un lado, presentar un modelo adecuado para representar la contención en los términos arriba indicados, y por otro, analizar la contribución de cada uno de los parámetros que determinan las tasas de fugas por los distintos caminos de la contención.

MODELIZACION DE LA CONTENCION

PARAMETROS INICIALES

Término fuente

La emisión mínima de radiactividad debe ser equivalente al término fuente re-

comendado en las Regulatory Guides 1.3, 1.4 y 1.7 (1), (2) y (3), y por el Standard Review Plan 15.6.5 (4) con los tiempos de decaimiento apropiados basados en el diseño de la planta.

EN SISTEMAS QUE CONTIENEN LIQUIDOS

Se supone que el 100 % del inventario de gases nobles en el núcleo, el 50 % del inventario de halógenos y el 1 % de otros productos de fisión, se mezclarán en el refrigerante del reactor y con los sistemas de líquidos recirculados por la extracción del calor residual (RHR), la inyección del refrigerante a alta presión (HPCI) y la inyección del refrigerante a baja presión (LPCI) o el equivalente a estos sistemas.

EN SISTEMAS QUE CONTIENEN GASES

Se supone que el 100 % del inventario de gases nobles en el núcleo y el 25 % de la actividad de los halógenos en el núcleo pasará a la atmósfera de la contención. En las líneas de vapor conectadas al sistema primario, la concentración de radiactividad puede determinarse suponiendo que la actividad está contenida en el espacio de vapor en el sistema del refrigerante primario.

Dado que el trabajo que presentamos se centra en las dosis producidas por posibles fugas al exterior de la atmósfera de la contención, supondremos que de un núcleo en equilibrio funcionando al 105 % de potencia durante 1.000 días antes del accidente se libera el 100 % de los gases nobles y el 50 % del yodo en forma elemental (91 %), orgánico (4 %) y en partículas (5 %). Aún cuando en la norma reguladora 1.3 y 1.4 no está específicamente establecido, la liberación supuesta del 100 % de la actividad de los gases nobles del núcleo y el 50 % de la actividad del yodo, implica un daño del combustible que se aproxima a las condiciones de fusión del combustible.

A pesar de que este estado es incompatible con el funcionamiento del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo se supone que es aplicable para la evaluación de este accidente.

De esta liberación, el 100 % de gases nobles, y el 50 % del yodo liberado (25 % del inventario del núcleo), se transforman en actividad ambiental. El 50 % del yodo restante se elimina por deposición y condensación, por tanto no está disponible para la liberación al aire del entorno.

MODELADO DE LA CONTENCION

Un modelado correcto del edificio de contención subdividiéndolo en varios vo-

lúmenes de control entre los que existirán unas tasas de fugas en función del tiempo, a partir del inicio de un determinado tipo de accidente (LOCA, etc.) requiere un conocimiento amplio del diseño del edificio de contención y de la secuencia de sucesos físicos que ocurren durante el accidente. A continuación haremos una descripción somera de los módulos fundamentales que integran la contención de una central nuclear tipo BWR.

Descripción de la contención

Supondremos una contención del tipo especificado en la referencia (5), que consta esencialmente de las siguientes partes:

ANILLO DE BLINDAJE

Es un edificio cilíndrico de hormigón armado con cúpula toriesférica que envuelve totalmente a la contención primaria, manteniendo un hueco de aproximadamente 1,5 m. Su misión es actuar como barrera secundaria de los productos de fisión que puedan escapar durante un accidente base de diseño, a la vez que proteger a la contención primaria de condiciones atmosféricas adversas y misiles externos.

El anillo se mantiene normalmente a una presión relativa negativa respecto de la atmosférica. Bajo condiciones de accidente la ventilación de esta zona conduce los productos de fisión a una serie de filtros antes de ser evacuados a la atmósfera.

CONTENCION PRIMARIA

Es una barrera cilíndrica de acero con cúpula elipsoidal diseñada para reducir el escape de productos de fisión al anillo de blindaje y soportar los transitorios de presión y temperatura que pueden producirse a continuación de un accidente base de diseño.

POZO SECO

Es una zona cilíndrica constituida por una pared de hormigón armado con un acceso circular cubierto sobre la vasija del reactor para recarga y mantenimiento. Sus misiones son:

- Soportar la piscina de recarga.
- Contener el transitorio de presión que sigue a un LOCA, canalizando la mezcla de aire-vapor de la piscina de supresión.
- Actuar como blindaje, reduciendo la radiación, en la parte de la contención externa al pozo seco, a niveles que permitan el acceso normal del personal durante la operación del reactor.
- Proteger a la contención contra misiles.

En la parte inferior de la pared del pozo seco existen 3 filas de venteos repartidos circunferencialmente.

PISCINA DE SUPRESION

Es una piscina anular de agua sin aditivos situada entre el pozo seco y la pared

de la contención primaria que cubre hasta una altura superior a la del venteo situado más arriba.

Constituye un medio de condensación de vapor procedente del núcleo durante un LOCA y un sumidero de calor para los sistemas de refrigeración, tanto en condiciones de operación normal como de accidente.

PISCINA SUPERIOR

Es una piscina rectangular, soportada en acero y situada sobre el pozo seco. Se encuentra dividida en cinco áreas:

- Zona de almacenamiento de separadores de vapor.
- Cavidad del reactor.
- Zona de almacenamiento de secadores de vapor.
- Zona de almacenamiento temporal de elementos combustibles.
- Zona de transferencia de combustible.

Actúa como blindaje para la planta de operación durante el funcionamiento normal del reactor y puede suministrar agua a la piscina de supresión durante un LOCA.

SALAS DE EQUIPOS

Son salas soportadas por las paredes del pozo seco y de la piscina de recarga, separadas de la contención y blindadas con hormigón armado. En su interior alojan ciertos componentes del sistema de purificación del agua del reactor que deben protegerse contra radiaciones.

TUNEL DE VAPOR

Contiene las 4 líneas de vapor principal, 2 líneas de agua de alimentación y otras tuberías auxiliares, comunicando la zona del pozo seco con el edificio de turbinas vía al edificio auxiliar. El túnel de vapor tiene una estructura rectangular de hormigón armado soportada por el pozo seco.

Problema del Iodo

DISEÑO DEL SISTEMA DE ROCIADO DE LA CONTENCION (CSS)

El CSS es una parte del sistema de eliminación de calor residual (RHR), diseñado para constituir un modo de refrigeración de la contención primaria, a la vez que un mecanismo de eliminación de productos de fisión liberados durante un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA).

Consiste en dos tramos completamente redundantes e independientes diseñados de modo que un fallo único de cualquier componente activo no reduzca la disponibilidad del sistema.

El sistema de alimentación eléctrica consta de un generador Diesel de emergencia para cada tren, en el supuesto de que no exista suministro exterior.

La fuente de agua de alimentación del CSS es la piscina de supresión durante todas las fases de operación del sistema. Se trata, por tanto, de agua sin aditivos. Es-

te agua se bombea y se enfría mediante las bombas e intercambiadores de calor del RHR, inyectándose en la contención por cuatro líneas de rociado en dos lazos.

El CSS se activa automáticamente a los 10 minutos del inicio de un LOCA si la presión en la contención excede 8 psig, o en caso contrario, puede activarse de modo manual a los treinta minutos.

Al intentar modelizar la central debe tenerse en cuenta que existen diferencias para establecer los volúmenes correspondientes a las zonas directamente mojadas por el rociado y las que no lo están.

El 75,6% del volumen libre de la contención (excluyendo el pozo seco) se encuentra mojado por los rociadores.

EFECTO DEL ROCIADO SOBRE LOS ISOTOPOS DE IODO

En el análisis de la evolución de los productos de fisión escapados instantáneamente del núcleo a consecuencia de un accidente de pérdida de refrigerante, el sistema de rociado de la contención juega un destacado papel como mecanismo de eliminación de lodos en sus formas elemental y en partículas, mediante procesos de lavado y deposición.

Eliminación del Iodo elemental

La efectividad del sistema de rociado para capturar Iodo elemental depende de varios factores, tales como tamaño de las gotas, existencia de aditivos, temperatura, etc.

Análíticamente, el proceso de captura de lodos por parte de las gotas del rociado se trata como un proceso de eliminación de primer orden definido a través de una constante (λ_s) que actúa de forma similar a la constante de desintegración que se obtiene de la expresión:

$$\lambda_s = \frac{FHE}{V}$$

F = caudal del sistema de rociado

V = volumen libre contención

E = eficiencia de absorción

H = coeficiente de partición instantáneo.

En la referencia (6) se explica detalladamente el significado y la influencia de cada uno de los parámetros que intervienen en la expresión, por lo que remitimos al lector a la misma por considerar que su descripción excede los límites de este trabajo.

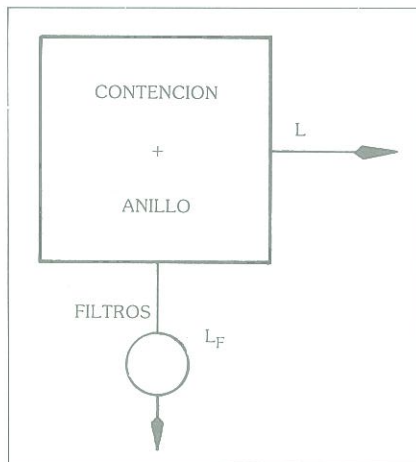
Las referencias (7), (8) y (9) detallan los procesos físicos que tienen lugar para producir la extracción del Iodo.

Hipótesis posibles sobre modelado en la contención: 1, 2 ó 5 volúmenes

En principio, debe tenderse a modelar la contención con el menor número posible de volúmenes de control (a fin de reducir tiempo de ordenador) pero, garantizando a la vez, una buena descripción de cada zona del recinto de contención.

La primera posibilidad que tenemos es modelar mediante un solo volumen, de

acuerdo con la Fig. I. Resulta obvio que la simplicidad de este modelo no puede darnos una buena descripción de la evolución de la actividad en el interior ni simular la acción del rociado, dado que sólo actúa sobre una fracción del volumen libre de contención. No obstante, en cálculos a efectos de licenciamiento sin rociado, es de esperar que las dosis obtenidas con este modelo no difieran notablemente de las obtenidas con modelos más sofisticados, siempre que se considere la misma fuente inicial y el mismo escape a la atmósfera.



F I Modelo de un volumen.

La siguiente posibilidad es un modelo de dos volúmenes Fig. II. El volumen 1 comprenderá la contención primaria y el volumen 2 el anillo de blindaje. Así se obtiene una simulación más realista de los mecanismos de retención de radiactividad, pero al igual que en el modelo anterior, el sistema de rociado no se puede considerar adecuadamente. Como se muestra en (10) los resultados obtenidos con este modelo, en lo que se refiere a dosis, son satisfactorios.

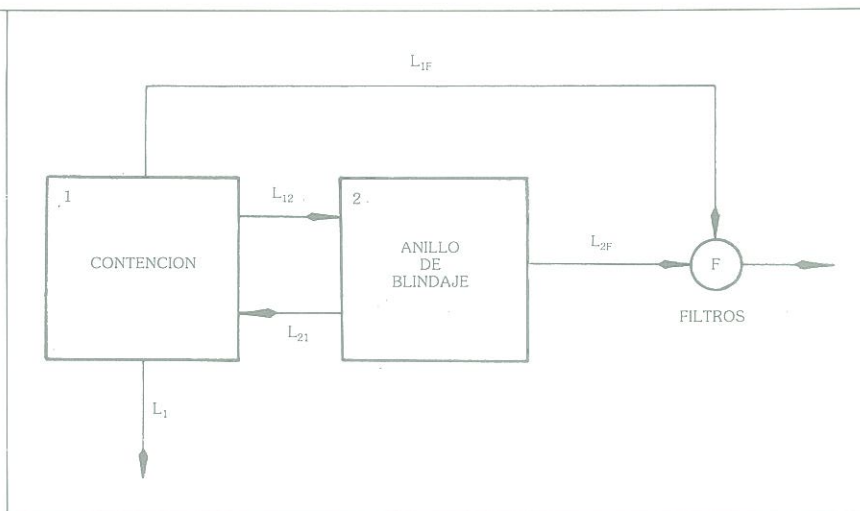
Sin embargo, el modelado correcto de un sistema de eliminación de actividad tan importante como el sistema de rociado de la contención exige acudir a una modelización en varios volúmenes; por ejemplo, 5, Fig. III.

El volumen 1 corresponde a la zona mojada por los rociadores y el 2 al pozo seco. El 3 a la zona no mojada pero bien comunicada con la 1; el 4 a la zona no mojada y mal comunicada con la 1 y el volumen 5 corresponde al anillo de blindaje.

ACTIVIDADES DEL PRIMER RECINTO DE CONTENCION

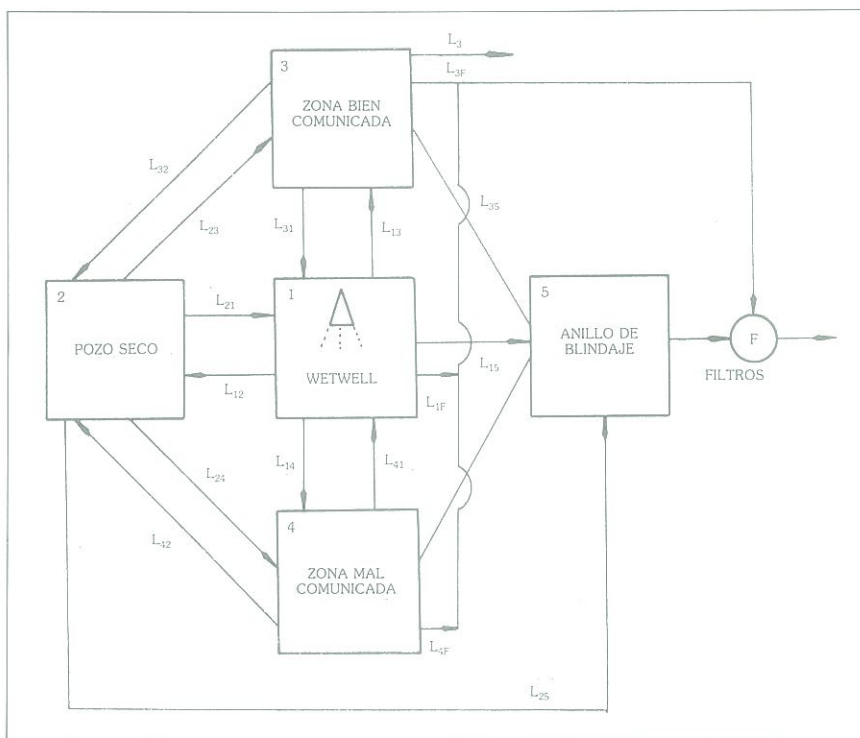
Tal y como se ha descrito, el lodo se eliminará rápidamente en las zonas de la contención que están directamente cubiertas por el sistema de rociado.

La actividad de la contención del pozo seco pasará al medio ambiente como resultado del escape de la contención y del sistema de control de fugas del vapor principal



F II Modelo de dos volúmenes.

F III Modelo en cinco volúmenes.



principal respectivamente (Líneas L3 y L4, Fig. IV).

La mayor parte del escape de la contención pasará al segundo recinto de contención y posteriormente al medio ambiente a través del sistema de reserva de tratamiento de desechos gaseosos (Línea L1, Fig. IV). Otra parte pasará a través del edificio de combustible, en el que no se considera retención, al sistema de reserva de tratamiento de desechos gaseosos.

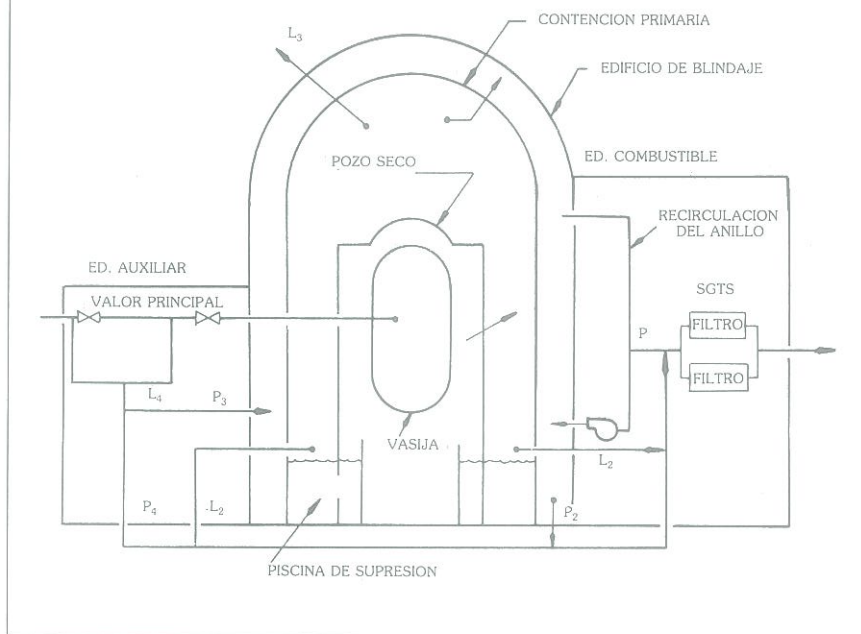
Por último, se considera que durante todo el accidente una parte pasa directamente al exterior (L3).

De la misma forma, parte del escape del sistema de control de fugas del vapor principal pasa al segundo recinto de contención y parte al sistema de tratamiento de desechos gaseosos, por lo que todo este escape es filtrado antes de pasar al exterior (L4).

El primer recinto de contención, se considera dividido en cuatro regiones, según las vías de escape y la eliminación de lodo por el sistema de rociado. El segundo recinto se considera como una quinta región. Las cinco regiones consideradas son:

1. Región directamente cubierta por el rociado con escape al segundo recinto y a las otras regiones del primer recinto.
2. Pozo seco sin rociado con escapes al segundo recinto a través del sistema de control de fugas de vapor principal y escape a las otras regiones del primer recinto.
3. Región sin rociado con escape directo al exterior, al segundo recinto y bien comunicada con la región de rociado.
4. Región sin rociado con escape al segundo recinto y mal comunicada con la región del rociado.

F IV



5. Segundo recinto de contención. Es el anillo de blindaje en el que se considera retención y buen mezclado y escape al exterior a través de filtros.

En las Figuras IV y V se encuentran todas las posibles vías de escape durante la duración del accidente.

MODELO PARA CALCULO DE DOSIS

CALCULOS DE DOSIS EN EL EXTERIOR

Una vez establecidos los caminos de fugas de la radiactividad que pueden esperarse en una Central Nuclear, supuesto el máximo accidente con pérdida de refrigerante, el cálculo de las dosis al exterior se ha realizado utilizando el código TACT III (11) de la NRC, comúnmente utilizado para predecir niveles de radiactividad y dosis como resultado de la liberación accidental de la misma desde el núcleo del reactor.

El programa TACT III simula el flujo de la radiactividad a través de varias regiones de la contención de un reactor, la extinción y su liberación al ambiente exterior

de la central. Este sistema dinámico se representa por un modelo de compartimentos con cinética de primer orden. Estos compartimentos se definen como nodos o volúmenes y son porciones de la contención establecidas por el usuario.

Los coeficientes de transferencia que determinan las tasas de intercambios de radiactividad entre volúmenes son calculadas por el usuario y son parámetros de entrada al código. El código permite modelos de contención en ocho volúmenes como máximo, más uno adicional: el exterior o ambiente. Por ello, la modelización en cinco volúmenes que presentamos como óptima es perfectamente adecuada para la utilización del TACT III.

El código TACT III calcula las dosis debidas a radiación liberada a través de los caminos especificados, que recibirían individuos hipotéticos en el radio de exclusión y en la zona de baja población y si se desea en la sala de control.

Sin embargo, el tratamiento que el código da al problema en sala de control es excesivamente conservador porque no considera ni siquiera la existencia de filtros en la misma. Por ello se ha elaborado un programa, específico para el cálculo de dosis en sala de control, estableciendo hipótesis conservadoras pero realistas.

CALCULOS DE DOSIS EN SALA DE CONTROL

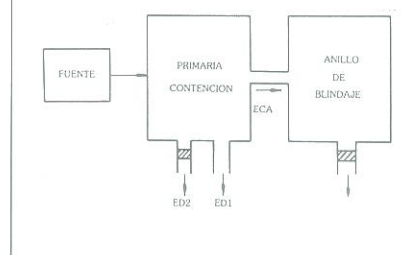
Para la modelización de los mecanismos de dosis en sala de control se ha elaborado un programa utilizando como base general un modelo de fuentes y sumideros, dotándole de la flexibilidad necesaria para que en su manejo puedan introducirse datos de entrada que provengan de otros códigos similares.

Dicho programa ha sido diseñado para analizar cuatro accidentes base de diseño, LOCA, SLBA, FUHA y CRDA. Como resultado se obtienen las actividades en los recintos considerados y las dosis a cuerpo entero, a la piel y al tiroides en la sala de control. Estas dosis pueden obtenerse con los modelos de General Electric (G.E.) o de la Nuclear Regulatory Commission (NRC).

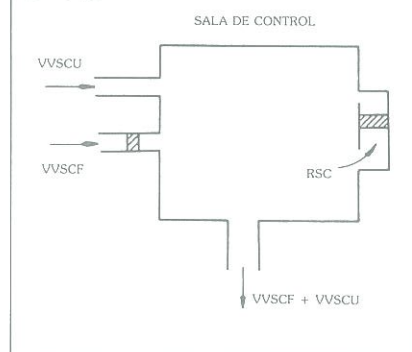
Fundamentos teóricos

El programa contiene los modelos de cálculo de fuente, transporte a través de la planta y escape a la atmósfera (Fig. VI), especificados en la Ref. (6).

F VI



F VII

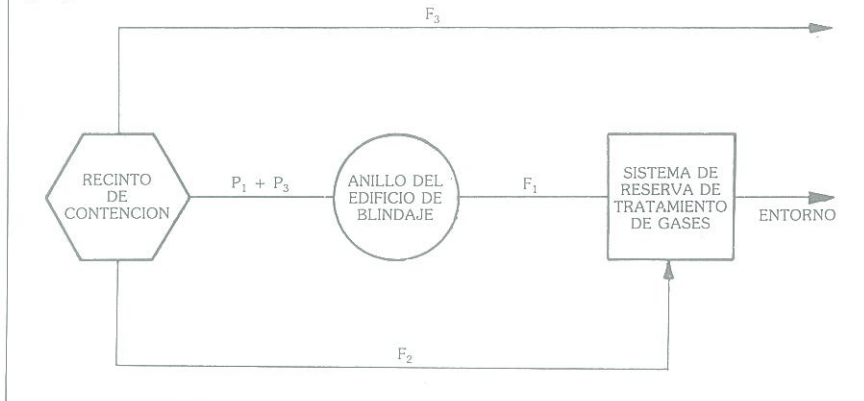


El modelo de sala de control considera una entrada de aire a través de filtros, otra sin filtrar, recirculación y escape, de acuerdo con la Fig. VII. Todas ellas son función del tiempo y pueden variar de un intervalo a otro.

La ecuación diferencial que rige la evolución de la actividad en sala de control es:

$$\frac{dN_3(t)}{dt} = -(\lambda_i + \frac{VVSCF + VVSCU + RSC \cdot RSCF}{VOLV}) N_3(t) + (VVSCF(1 - RFSC) + VVSCU)(X/Q) \text{ y } (t) \quad (1)$$

F V



donde $y(t) = N_1(t) \cdot (ED1 + ED2 (1 - RF) + N_2(t) \cdot EAA (1 - RF)$

$N_3(t)$ = Actividad en la sala de control (Ci)

λ_i = Constante de desintegración (sg^{-1})

VVSCF = Ventilación de la sala de control con filtro ($m^3/seg.$)

VVSCU = Ventilación de la sala de control sin filtro ($m^3/seg.$)

RSC = Recirculación en la sala de control ($m^3/seg.$)

RSCF = Rendimiento del filtro de recirculación

VOLV: Volumen de la sala de control (m^3)

RFSC = Rendimiento del filtro de entrada

(X/Q) = Factor de dilución atmosférica ($seg./m^3$)

$N_1(t)$ = Actividad en el recinto de contención (Ci)

$N_2(t)$ = Actividad en el anillo de blindaje (Ci)

ED1 = Escape directo sin filtros (sg^{-1})

ED2 = Escape directo con filtros (sg^{-1})

EAA = Escape del anillo a la atmósfera (sg^{-1})

RF = Rendimiento del filtro del SGTS

En determinados casos puede utilizarse la aproximación de considerar $y(t) = Q(t)/t$, siendo $Q(t)$ la actividad liberada del ambiente (Ci). Esta aproximación es necesaria en los casos de análisis de SLBA, FUHA y CRDA y cuando $Q(t)$ sea un dato conocido que queremos suministrar al Código como dato de entrada.

La solución de la ecuación (1) nos proporciona la actividad en la sala de control para cada intervalo. Si escribimos simplificadaamente:

$$\frac{dN_3(t)}{dt} = (\lambda_s + L_c) N_3(t) + S_i$$

La actividad integrada en la sala de control será simplemente:

$$A_3(t) = \int_0^t N_3(t') dt'$$

Evaluación de dosis

Se evalúan tres tipos de dosis mediante los modelos descritos en (6). Las dosis son:

- Dosis gamma al cuerpo entero.
- Dosis beta a la piel.
- Dosis de inhalación al tiroides.

y los modelos son el de General Electric y el de NRC.

Para evaluar la dosis al tiroides se calcula inicialmente la actividad en este órgano mediante la ecuación:

$$\frac{dT(t)}{dt} = -\lambda_{ei} T(t) + \frac{BROP \cdot FIAT \cdot OCCUP}{V} N_3(t) \quad (2)$$

donde:

$T(t)$ = Actividad en el tiroides (Ci)

λ_{ei} = Constante de desintegración efectiva (sg^{-1})

BROP = Velocidad de respiración del operador (m^3/sg)

FIAT = Fracción de lodo inhalado que alcanza el tiroides

OCCUP = Factor de ocupación

V = Volumen de la sala de control (m^3)

$N_3(t)$ = Actividad en la sala de control (Ci).

La solución de la ecuación (2) da el valor de la dosis al tiroides, que viene dada por dos términos: el primero considera la dosis debida a la residencia del operador en la sala y el segundo tiene en cuenta la dosis a 70 años debida a la actividad que había en el tiroides al desocupar la sala. El factor de ocupación de sala de control se ha tomado según la referencia (12), pero lo hemos introducido afectando a la actividad y no a la dosis.

Basándonos en las referencias (13) y (14) e introduciendo una interpretación correcta de las ecuaciones de dosis que aparecen en la referencia (15) puede determinarse una formulación general para el cálculo de las dosis a tiroides.

Las dosis gamma y beta se evalúan de la siguiente forma:

$$D^\gamma = \sum_j OCCUP \sum_i A_{ij} DCF_i^\gamma / V$$

$$D^\beta = \sum_j OCCUP \sum_i A_{ij} DCF_i^\beta / V$$

A_{ij} = Actividad integrada en la sala de control para el isótopo i en el intervalo j (Ci·seg)

DCF_i^γ = Factor de conversión de dosis gamma (Rem/seg)/(Ci/ m^3)

DCF_i^β = Factor de conversión de dosis beta (Rem/seg)/(Ci/ m^3)

D^γ = Dosis gamma (rem)

D^β = Dosis beta (rem)

Los factores de conversión de dosis gamma tiene en cuenta el tamaño finito de la sala de control. Se considera a ésta como una semiesfera con el operador situado en el centro. El radio de la semiesfera (R_h) viene dado por:

$$R_h = \left(\frac{VOLG}{2/3\pi} \right)^{1/3}$$

donde VOLG es el volumen de la sala de control ocupado por el personal de operación.

Para los factores de conversión de dosis beta se han empleado los de la Ref. (15), que están basados en el método de nube infinita, dado que el rango de las partículas beta es menor que las dimensiones de la sala de control.

ANALISIS DE SENSIBILIDAD DE LOS PARAMETROS QUE DETERMINAN LAS TASAS DE FUGAS POR LOS DISTINTOS CAMINOS DE LA CONTENCION

FUGAS DEL RECINTO DE CONTENCION

Las consecuencias radiológicas del accidente base de diseño provienen de la liberación de radiactividad al exterior, supuesta una determinada tasa de fugas (LA) medida a la presión de pico después del accidente.

Esta tasa de fugas total se produce como consecuencia de:

- Fugas por la línea de igualación de presión hasta su aislamiento.
- Fugas de diseño de contención.
- Fugas de salvaguardias tecnológicas exteriores a la contención que operan en la fase de recirculación del LOCA.

La tasa de fugas base de diseño de la contención primaria y sus penetraciones (excluyendo las fugas del MSVI al anillo de blindaje) es lo que llamaremos L_a y viene dado en % por día de volumen de contención y pozo seco, durante el transcurso del accidente.

De esta fuga (ver Fig. IV), una cierta parte (L_1) llega al anillo de blindaje donde se mezcla y recircula mediante el sistema de recirculación antes de ser extraída a través del sistema de reserva de tratamiento de gases.

Otro tanto por ciento de la fuga total (L_2) llega al resto de los edificios que son «contención secundaria» (Edificio Auxiliar y de Combustible), siendo procesada esta fuga por el sistema de reserva de tratamiento de gases, aunque no se supone mezcla ni recirculación.

Por último, el resto de la fuga total (L_3) deriva de la contención secundaria llegando directamente al entorno (Fugas por «Bypass»).

Las fugas que pasan por el sistema de reserva de tratamiento de gases lo hacen a través de filtros a los que se supondrá un 99% de eficacia de filtración.

Transcurrido un cierto tiempo (t_1) después del accidente comenzarán a fugar las válvulas MSIV al anillo con un cierto valor de caudal, lo que constituirá la fuga L_4 .

Las fugas L_1 y L_4 no salen directamente por el SGTS, sino que se dividen en dos caminos: uno de recirculación al anillo y otro de salida a través del SGTS.

DOSIS LIMITATIVA

Realizando un estudio detallado del problema, puede observarse que todas las fugas procedentes del anillo de blindaje y del edificio auxiliar y de combustible son tratadas por el SGTS antes de proceder a su evacuación al exterior, por lo que su contribución a la dosis total tiene lugar largo tiempo después de ocurrido el accidente, siendo además fácilmente controlable.

Por otra parte, en el SGTS se encuentran los filtros de eliminación del lodo en

sus diferentes formas con los que sólo se emitirán al exterior los elementos que contribuirán a proporcionar dosis a cuerpo entero.

Por ello, el factor limitativo primordial será la dosis establecida a tiroides en las dos primeras horas del accidente para la zona de exclusión y para la zona de baja población. La mayor contribución a esta dosis la proporcionará la «Fuga por Bypass», es decir, la que escapa directamente de la contención, sin ningún tratamiento previo, durante todo el accidente.

Por otra parte, debe tenerse en cuenta que se tarda un cierto tiempo (t_2), en conseguir presión negativa en los edificios auxiliar y de combustible y en ese intervalo las fugas por ese camino (L2) pasan directamente al exterior sin tratamiento previo, contribuyendo en una cierta proporción, no muy grande a la dosis limitativa.

Según lo expuesto resulta que el conjunto de «Fugas por Bypass» y en cierta medida las fugas de los edificios auxiliar y de combustible, es decir, la relación (L2 + L3) son los principales contribuyentes a la dosis limitativa.

HIPOTESIS SOBRE POSIBLES TASAS DE FUGAS

De acuerdo con el objetivo inicial propuesto se pretende determinar las consecuencias radiológicas de un accidente LOCA bajo hipótesis diferentes para la tasa de fugas, supuesto que se ha modelizado la contención en cinco volúmenes, tal y como ha sido descrito y que los caminos de fuga establecidos son los estipulados más arriba.

Se trabajó inicialmente sobre un caso que llamaremos (BASE), cuya característica principal es que todas las hipótesis utilizadas son conservadoras, basadas en estudios referenciados por Centrales Nucleares en funcionamiento (5).

Junto a este caso y a modo de comparación, se presenta un conjunto de hipótesis que resultan más de acuerdo con la realidad, en las que distintos valores de La, permiten, con una distribución factible de los caminos de fugas, cumplir con las dosis establecidas en el 10CFR100 (16), con el margen que usualmente se toma para los casos de licenciamiento.

En la Tabla I se presenta el conjunto de casos indicados y sus correspondientes valores.

ANÁLISIS PREVIO

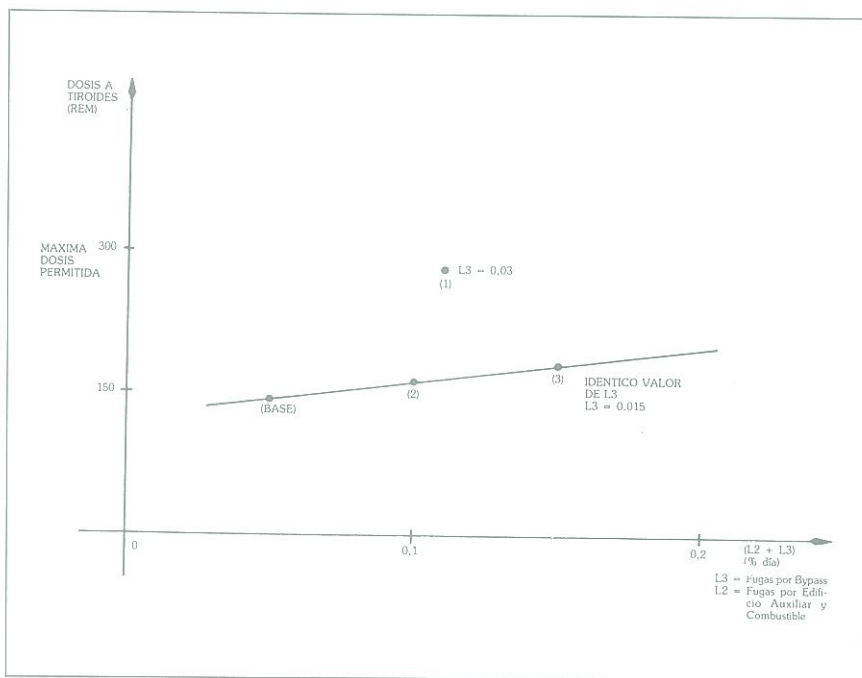
Los casos (BASE), (1), (2) y (3) presentan las condiciones extremas entre todos los casos presentados, en base a su definición para la dosis limitativa, ya que proporcionan valores característicos del conjunto (L2 + L3).

La Fig. VIII presenta la relación entre las fugas y las dosis a tiroides en la zona de exclusión dos horas después del accidente.

Los casos (BASE), (2) y (3) presentan prácticamente la misma tasa de Fugas por Bypass (L3) y los aumentos en el nivel de dosis son únicamente debidos a pequeños incrementos en la tasa de fugas en el

T I (HIPOTESIS)

Caso	La (% día)	Fugas por Bypass (% día)	Fugas por anillo de blindaje (% día)	Fugas por edificio auxiliar y de combustible (% día)
Base	0,5	3	89	8
1	1	3	89	8
2	1	1,5	90	8,5
3	1,5	1	90	9
4	1	1	90	8
5	1	0,5	90	9,5
6	1,5	0,75	90	9,25
7	2	0,75	90	9,25



F VIII Relación, fugas-dosis a tiroides en la zona de exclusión dos horas después del accidente.

edificio auxiliar y de combustible (L2) en los primeros instantes (t_2) después del accidente.

Puede observarse, sin embargo, que el caso (1) que representa un valor en la tasa de Fugas por Bypass (L3) doble que el resto de los casos, incrementa el valor de la dosis en un factor «dos» aproximadamente.

El factor limitativo en la dosis recibida a tiroides será, pues, la tasa de Fugas por Bypass como cabía esperar del propio mecanismo físico de las fugas.

RESULTADOS

Delimitado el rango de la tasa de fugas que proporciona valores adecuados respecto a la dosis limitativa se realizó el estudio de las dosis calculadas para tiroides y cuerpo entero en la zona de exclusión, zona de baja población y sala de control en cada uno de los casos de la Tabla I.

La Tabla II presenta los valores de dosis obtenidos para los casos de interés, dos horas después del accidente.

La Tabla III presenta los valores de dosis obtenidos para los casos de interés, 30 días después del accidente.

Los casos (4) y (5) no han sido representados dado que las características de

L2 y L3 para los mismos no aportaban nada nuevo al estudio, ya que producen dosis del mismo orden que el caso (BASE), el (2) y el (3).

CONCLUSIONES

Del trabajo realizado pueden extraerse las siguientes conclusiones:

- La modelización de una Central Nuclear en 5 nodos o volúmenes es óptima para el caso en que se quiera tener en consideración el efecto del sistema de rociado de la contención para eliminar el lodo, lo cual aportará un análisis más realista del problema.
- El código TACT III de la NRC proporciona dosis en la sala de control excesivamente altas debido a que modeliza la misma de manera muy sencilla y no considera ni siquiera la existencia de filtros.
- Debe considerarse como dosis limitativa al exterior la dosis relativa a tiroides dos horas después del accidente en la zona de exclusión.
- Las fugas por el Edificio Auxiliar y de Combustible contribuirán a la dosis limitativa al exterior aproximadamente entre un 5 y un 8%.

T II

DOSIS DOS HORAS DESPUES DEL ACCIDENTE (REM)

CASO (NOMBRE)	Base	1	2	3	6	7	DOSIS MAXIMA PERMITIDA
FUGAS LA (% DIA)	0,5	1	1	1,5	1,5	2	
CARACTERISTICAS							
BYPASS (% DIA)	3	3	1,5	1	0,75	0,75	
ANILLO (% DIA)	89	89	90	90	90	90	
EDIFICIOS (% DIA)	8	8	8,5	9	9,25	9,25	
DOSIS A TIROIDES							
RADIO EXCLUSION	139,6	278,0	157,9	178,7	147,2	197	300
ZONA BAJA POBLACION	37,4	74,6	42,4	47,9	39,51	52,88	
SALA DE CONTROL	6,2E-01	1,24	7,06E-01	8,01E-01	6,65E-01	8,91E-01	
DOSIS CUERPO ENTERO							
RADIO EXCLUSION	4,2	8,5	7,8	11,8	11,53	15,79	25
ZONA BAJA POBLACION	1,13	2,28	2,11	3,17	3,09	4,24	
SALA DE CONTROL	4,0E-02	8,08E-02	7,75E-02	1,17E-01	1,16E-01	1,58E-01	
DOSIS β A PIEL							
SALA DE CONTROL	3,56E-01	7,18E-01	6,88E-01	1,044	1,030	1,406	

T III

DOSIS TREINTA DIAS DESPUES DEL ACCIDENTE (REM)

CASO (NOMBRE)	Base	1	2	3	6	7	DOSIS MAXIMA PERMITIDA
FUGAS LA (% DIA)	0,5	1	1	1,5	1,5	2	
CARACTERISTICAS							
BYPASS (% DIA)	3	3	1,5	1	0,75	0,75	
ANILLO (% DIA)	89	89	90	90	90	90	
EDIFICIOS (% DIA)	8	8	8,5	9	9,25	9,25	
DOSIS A TIROIDES							
RADIO EXCLUSION	171,5	337,8	198,2	229,5	190,3	253,4	300
ZONA BAJA POBLACION	64,9	122,7	76,3	89,1	75,02	98,87	30
SALA DE CONTROL	5,73	10,37	6,88	8,15	6,99	9,14	
DOSIS CUERPO ENTERO							
RADIO EXCLUSION	7,19	13,27	13,32	20,16	19,47	26,19	25
ZONA BAJA POBLACION	3,39	5,21	6,17	9,19	8,95	11,84	5
SALA DE CONTROL	1,46	1,67	2,61	3,81	3,76	4,88	
DOSIS β A PIEL							
SALA DE CONTROL	15,11	16,57	26,92	39,05	38,67	50,11	75

- Las fugas por derivación (Bypass) contribuirán a la dosis limitativa al exterior aproximadamente entre un 85 y un 90%.
- Por otra parte, respecto a la Sala de Control, se considerará como dosis limitativa la dosis a cuerpo entero, transcurridos treinta días después del accidente, ya que la existencia de filtros evita en ella el problema del Iodo a corto plazo.
- Ninguno de los casos propuestos supera los límites establecidos como dosis máxima permitida y producen dosis menores que las limitativas con un amplio margen de seguridad, desde el punto de vista radiológico, aunque las hipótesis de partida son totalmente conservadoras.

REFERENCIAS

- Regulatory Guide 1.3. «Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Boiling Water Reactors», junio 1974.
- Regulatory Guide 1.4. «Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Pressurized Water Reactors», junio 1974.
- Regulatory Guide 1.7. «Control of Combustible Gas Concentrations in Containment Following a Loss of Coolant Accident», Rev. 2, nov. 1978.
- Standard Review Plan, Sección 15.6.5.
- General Electric, «BWR/6. General Descripción of a Boiling Water Reactor», septiembre 1980.
- ITP, Instituto Tecnológico para Postgraduados, «Cálculo de Dosis por Escapes Radiológicos en Condiciones de Accidentes de Centrales Nucleares», enero 1983.
- Postma, Ritzman et al., «Models for Predicting the Removal of Airborne Contaminants by Reactor Containment Sprays», BNWL-B-417, Battelle Pacific Northwest Laboratories, Richland, WA (1975).
- Gunji Nishio et al., «Containment Spray Model for Predicting Radiocodine Removal in Light Water Reactor», Nuclear Technology, vol. 54, julio 1981.
- Hilliard, R. K., et al., «Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment», Nuclear Technology, vol. 10, 1971.
- R. Quintana et al., «Análisis Comparativo de la Influencia de los Sprays y de Modelación de la Contención sobre las Dosis Resultantes en Condiciones de Accidente en Centrales Nucleares de Agua Ligera», VIII Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, septiembre 1982.
- TACT III, A Guide for the TACT III Computer Code, NUREG/CR 3.287 ORNL/TM-8.763.
- Weis and Nguyen, Control Room Personnel Accident Exposure Evaluation CRDOS Program», NEDO-23.909, enero 1979.
- Apéndice 15 A del Informe de Seguridad GESSAR-2.
- Apéndice Q15.37 del Informe de Seguridad GESSAR-2.
- D. H. Slade, Editor, «Meteorology and Atomic Energy», TID-24.190, 1968.
- USNRC 10 CFR 100, «Reactor Site Criteria», diciembre 1962.