

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1974

06. H. 17

CNA/19

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
DEPENDIENTE DE LA PRESIDENCIA DE LA NACION

CENTRAL NUCLEAR EN ATUCHA

SISTEMAS DE MITIGACION DE ACCIDENTES

Ing. Elías Palacios

Buenos Aires-Argentina
- 1974 -

SISTEMAS DE MITIGACION DE ACCIDENTES

1 GENERALIDADES

Los productos de fisión que se generan en el núcleo, son normalmente retenidos en las vainas que conforman el elemento combustible, o mediante alguna otra barrera que impida su migración hacia el refrigerante.

Una secuencia de eventos que involucre fallas del circuito primario, permitirá que la energía almacenada en el refrigerante (se encuentra a una temperatura y presión muy superior a la exterior) sea liberada rápidamente descargándose al ambiente la actividad presente en el agua del primario.

La transferencia de cantidades importantes de productos de fisión al refrigerante se debe a fallas en las vainas de los elementos combustibles, como consecuencia de sobrecalentamientos producidos en una excursión de potencia o por falta de refrigerante.

En algunas circunstancias, el escape de cantidades importantes de productos de fisión puede estar retardado respecto de la liberación de la energía contenida en el primario, pudiendo en este caso separarse ambos problemas. Sin embargo, en algunos reactores es posible suponer la situación inversa. Una parte del núcleo se funde con la consecuente transferencia de productos de fisión al refrigerante y como resultado del contacto del material fundido con el circuito primario se produce una falla de éste. En estas condiciones el refrigerante liberado es altamente radioactivo y es necesario recurrir a una solución efectiva para su contención.

La cantidad de material radioactivo que podría liberarse en un accidente como el descrito anteriormente, puede ser de magnitud substancial, exponiendo al público a riesgos elevados. A tal efecto, se suele disponer en las instalaciones

nucleares de potencia, de un sistema de contención que permite confinar la mayor parte del material radioactivo proveniente del accidente, hasta tanto se puedan fijar los productos de fisión en forma permanente, o acondicionarlos para su eliminación de manera aceptable, o alternativamente, permitir su eliminación en una escala de tiempo más adecuada.

Algunas instalaciones poseen otros sistemas de mitigación de accidentes, como por ejemplo los mecanismos de supresión de presión los que suelen estar compuestos por un conjunto de rociadores que actúan cuando se liberan cantidades importantes de refrigerante. Este sistema produce una lluvia descendente que enfría la atmósfera del contenedor, condensando el vapor de agua, a la vez que actúa como lavador de gases barriendo la mayor parte del yodo y otros elementos radioactivos en suspensión.

2 CONSIDERACIONES DE DISEÑO

Dado que el agua del circuito primario tiene una presión de saturación muy superior a la que hay en el sistema de contención, si ocurre una rotura del circuito primario, se produce en la zona de descarga una vaporización instantánea del refrigerante.

Para diseñar el sistema de contención es necesario conocer entre otras cosas, el pico máximo de presión que se alcanza como consecuencia del accidente de diseño, la velocidad de descarga del refrigerante y la cantidad de calor transferida al sistema.

2.1. Estimación del pico máximo de presión

Por tratarse de un sistema estanco, la presión máxima puede estimarse suponiendo un escurrimiento adiabático instan-

táneo de la energía y el fluido contenido en el reactor.

Cuando se incluyen sistemas para mantener la presión del contenedor baja (rociadores) deberá considerarse la descarga del refrigerante en función del tiempo. No obstante, se podrá todavía suponer condiciones adiabáticas a menos que el tamaño de la rotura sea tan pequeño como para pensar que el escurrimiento se produce en un periodo muy largo.

La temperatura de la atmósfera del contenedor durante el transcurso de un accidente que libera agua a alta temperatura, se obtiene del balance de energía interna suponiendo equilibrio termodinámico entre el agua, el vapor y el aire.

En las partes del reactor fuertemente confinadas se deberán examinar los picos locales de presión, causados por roturas específicas.

El análisis teórico para la estimación de la presión máxima han sido discutidos en la bibliografía (3) (4).

2.2. Velocidad de descarga del refrigerante

El refrigerante que tiene una presión de saturación muy superior a la presión del contenedor, escurrirá a través de una abertura transformándose en vapor. Este fenómeno dificulta la estimación de la velocidad de descarga debido a que el tipo de flujo depende del tamaño de la rotura y de la disposición del reactor, tanto como de la presión y temperatura del agua.

Para el diseño de la estructura de contención es necesario conocer la máxima velocidad de descarga, a los efectos de evaluar el crecimiento de la presión en zonas localizadas del edificio del reactor.

En la bibliografía se presenta la discusión de diversos trabajos teóricos y experimentales para calcular el flujo de descarga (4) (5).

2.3. Transferencia de calor

Luego de un accidente que libere cantidades importantes de refrigerante, la atmósfera del contenedor estará formada por vapor de agua, aire y agua condensada en el piso y sobre las paredes.

Para el diseño del sistema de contención es necesario determinar la transferencia de calor a través de una capa de vapor-aire, una película de agua condensada y la estructura soporte (3) (4).

3 ESCAPE DE MATERIAL RADIOACTIVO AL EXTERIOR

Las vainas de los elementos combustibles, la instalación del circuito primario y el sistema de contención, son las sucesivas barreras con las que cuenta una instalación nuclear para impedir la liberación de cantidades importantes de material radioactivo en caso de accidente (Figura 1).

3.1. Actividad del circuito primario

La actividad del circuito primario, luego de un accidente, disminuye por decaimiento radioactivo y por fugas de material hacia el contenedor. La variación de actividad en función del tiempo es :

$$\frac{dI}{dt} = -(\lambda + F) \cdot I$$

donde λ es la constante de desintegración y F la cuota de pérdida del circuito primario. Suponiendo $F = \text{Cte.}$

$$I = I_0 \cdot e^{-(\lambda + F)t} \quad (1)$$

3.2. Actividad del sistema de contención

La actividad presente en el contenedor depende de la cuota de pérdida del circuito primario, del decaimiento radioactivo y de la cuota de eliminación del contenedor hacia el exterior (N)

La variación de actividad en el contenedor es :

$$\frac{dC}{dt} = F.I - \lambda.C - N.C$$

y suponiendo que F y N son constantes durante el período involucrado;

$$\begin{aligned}\frac{dC}{dt} &= F.I_0 . e^{-(\lambda+F)t} - (\lambda+N).C \\ \frac{dC}{dt} + (\lambda+N)C &= F.I_0 . e^{-(\lambda+F)t}\end{aligned}$$

y multiplicando ambos términos por $e^{(\lambda+N)t}$, resulta :

$$\frac{d}{dt} [C . e^{(\lambda+N)t}] = F.I_0 . e^{(N-F)t} \quad (2)$$

Para el caso donde $N \neq F$,

$$C . e^{(\lambda+N)t} = \frac{F}{N-F} . I_0 . e^{(N-F)t} + K$$

En el tiempo $t=0$, $C=0$ $\therefore K = -\frac{F.I_0}{N-F}$ y reemplazando este valor en la anterior :

$$C . e^{(\lambda+N)t} = \frac{F}{N-F} . I_0 [e^{(N-F)t} - 1]$$

de donde

$$C = \frac{F}{N-F} \cdot I_0 \cdot [e^{-(\lambda+F)t} - e^{-(\lambda+N)t}] \quad (3)$$

Cuando $N=F$ la integral de la ecuación (2) tiende a :

$$C = F \cdot I_0 \cdot t \cdot e^{-(\lambda+F)t} \quad (4)$$

La actividad en el sistema de contención aumenta como consecuencia de la pérdida del material radioactivo del circuito primario, hasta que el decaimiento radioactivo comienza a predominar. Derivando la ecuación (3) e igualando a 0, se puede calcular el tiempo en que la actividad en el contenedor es máxima.

$$-(\lambda+F) e^{-(\lambda+F)t} + (\lambda+N) e^{-(\lambda+N)t} = 0$$

$$(\lambda+F) = (\lambda+N) \cdot e^{-(N-F)t}$$

$$t_m = \frac{1}{(N-F)} \cdot \ln \frac{\lambda+N}{\lambda+F} \quad (5)$$

Procediendo análogamente con la ecuación (4), el tiempo en el cual la concentración es máxima para el caso en que $N=F$ es :

$$t_m = \frac{1}{\lambda+F} \quad (6)$$

3.3. Actividad liberada a través de los filtros

La actividad que se elimina a través de los filtros depende de la cantidad de material radioactivo presente en el contenedor, de la tasa de eliminación y de la penetración de los filtros (p).

Al cabo de un tiempo t posterior al accidente, la actividad liberada es :

$$X = \int_0^t p \cdot N \cdot C \cdot dt$$

para el caso en que $N \neq F$

$$\begin{aligned} X &= p \cdot N \int_0^t \frac{F}{N-F} \cdot I_0 \cdot [e^{-(\lambda+F)t} - e^{-(\lambda+N)t}] dt \\ &= \frac{p \cdot N \cdot F}{(N-F)} \cdot I_0 \left[-\frac{e^{-(\lambda+F)t}}{\lambda+F} + \frac{e^{-(\lambda+N)t}}{\lambda+N} \right]_0^t \\ &= \frac{p \cdot N \cdot F}{(N-F)} \cdot I_0 \left[\frac{1}{\lambda+F} (1 - e^{-(\lambda+F)t}) - \frac{1}{\lambda+N} (1 - e^{-(\lambda+N)t}) \right] \\ &= \frac{p \cdot N \cdot F}{(N-F)} \cdot I_0 \left[\frac{(N-F) - (\lambda+N) \cdot e^{-(\lambda+F)t} + (\lambda+F) \cdot e^{-(\lambda+N)t}}{(\lambda+F)(\lambda+N)} \right] \end{aligned}$$

Cuando $N=F$, resulta

$$X = p \cdot N \cdot \int_0^t F \cdot I_0 \cdot t \cdot e^{-(\lambda+F)t} dt$$

Integrando y operando

$$X = \frac{p \cdot N \cdot F}{(\lambda+F)^2} I_0 [1 - [(\lambda+F) \cdot t + 1] e^{-(\lambda+F)t}] \quad (8)$$

La actividad total eliminada a través de los filtros se obtiene integrando hasta $t=\infty$ las ecuaciones (7) y (8),

siendo en ambos casos :

$$\chi_{\infty} = \frac{p \cdot N \cdot F \cdot I_0}{(\lambda + F)(\lambda + N)} \quad (9)$$

En el caso en que no se utilice el sistema de ventilación, la actividad liberada surge de (8) haciendo N igual a la cuota de pérdida del contenedor y $p=1$.

4 DETERMINACION DE LA CUOTA DE PERDIDA DEL CONTENEDOR

4.1. Generalidades

Los ensayos de estanqueidad del sistema de contención, tienen por objeto determinar la cuota de pérdida de la instalación. Se define como cuota de pérdida a la fracción de la masa de gas contenida en el sistema que escapa por unidad de tiempo, cuando el recinto de contención se encuentra sometido a la presión de diseño. Esta prueba se realiza antes de instalar los instrumentos y equipos que puedan ser dañados por efectos de la presión.

Sin embargo, la cuota de pérdida de la instalación debe ser verificada periódicamente durante la vida útil de la central. Los ensayos de verificación se realizan generalmente a una presión de 0.5 Kg/cm^2 .

Los métodos de prueba más difundidos son :

- a) Método de presión absoluta.
- b) Método por comparación.

4.2. Método de presión absoluta

La cuota de pérdida L definida como la fracción de la

masa de gas que escapa por unidad de tiempo t , es :

$$L = \frac{dM}{dt} \cdot \frac{1}{M} \quad (11)$$

Según la ecuación de estado de los gases, $M=P.V/R.T.$, donde P es la presión absoluta del gas, V el volúmen neto del recipiente, R la constante termodinámica del gas y T la temperatura absoluta.

Reemplazando el valor de M en (11) e integrando, resulta :

$$L = \ln \left(\frac{P_2 \cdot V_2}{P_1 \cdot V_1} \cdot \frac{R_1 \cdot T_1}{R_2 \cdot T_2} \right) \frac{1}{t_2 - t_1} \quad (12)$$

Desarrollando la (12) en serie de potencia y despreciando los términos de orden superior, es :

$$L = \left(\frac{P_2 \cdot V_2 \cdot R_1 \cdot T_1}{P_1 \cdot V_1 \cdot R_2 \cdot T_2} - 1 \right) \frac{1}{t_2 - t_1} \quad (13)$$

Esta fórmula solo es válida cuando L y P varían linealmente, lo que es aproximadamente cierto para intervalos de tiempo no muy largos y cuotas de pérdida pequeñas.

4.3. Método por comparación

Este método consiste en medir la presión diferencial entre el sistema de contención y un tramo de tubería de características conocidas, ubicado en el interior.

$$L - \mathcal{E} = \frac{dM}{dt} \cdot \frac{1}{M} - \frac{dm}{dt} \cdot \frac{1}{m} \quad (14)$$

donde m es la masa del gas que se encuentra en el interior del tubo de comparación y ζ su cuota de pérdida.

Integrando la (14) y operando, se obtiene :

$$L = \left[\frac{\Delta P_2}{P_1 - \Delta P_1 + \Delta \pi} + \frac{V_1 \cdot P_2 (T_2 - \Delta T_2)}{V_2 \cdot P_1 (T_1 - \Delta T_1)} \right] \left(1 - \frac{\Delta P_1}{P_1} \right) \frac{V_2 \cdot R_1 \cdot T_1}{V_1 \cdot R_2 \cdot T_2} \cdot \frac{1}{(t_2 - t_1)} \cdot \zeta \quad (15)$$

donde ΔP = presión diferencial entre el tubo de comparación y el interior del sistema de contención.

$\Delta \pi$ = variación de presión en el tubo de comparación.

v = volumen del tubo de comparación.

ρ = constante termodinámica del gas del interior del tubo.

ΔT = diferencia de temperatura entre el tubo y el sistema de contención.

4.4. Medición de los parámetros

4.4.1. Tiempo.

Durante el ensayo se efectúan mediciones de todos los parámetros de las ecuaciones (13) y (15) en intervalos de tiempo no mayores de una hora, siendo la duración total de la prueba de 24 hs como mínimo.

4.4.2. Presión.

Presiones absolutas de hasta 1.5 Kg/cm² pueden medirse en forma directa con un barómetro de precisión. El error relativo de estos aparatos es de $\pm 2.5 \cdot 10^{-4}$.

Las presiones diferenciales se determinan con micro-manómetros, con un error relativo de $\pm 10^{-5}$.

4.4.3. Temperatura.

La temperatura media del gas del interior del sistema, puede medirse con termorresistencias o alambres de níquel. Con estos sensores se puede alcanzar un error relativo $\pm 2 \cdot 10^{-4}$.

Además del error casual en la medición de la temperatura, se deben considerar los errores sistemáticos provenientes de la evaluación de la distribución de la temperatura en el interior de la instalación.

Dado que es imposible planear la ubicación de los sensores en base a mediciones de temperatura hechas de antemano (teniendo en cuenta todas las variaciones climatológicas posibles durante el ensayo), se está sujeto a la experiencia personal en la evaluación de los campos de temperatura dentro del recinto, y el error sistemático puede llegar a $\pm 0.5^{\circ}\text{C}$. Aumentando el número de sensores y ubicándolos en relación al volumen incidente sobre cada uno de ellos, se puede acotar este error en $\pm 0.1^{\circ}\text{C}$.

La temperatura media del gas es :

$$\bar{T} = \frac{\sum_{i=1}^n V_i \cdot T_i}{V}$$

donde T_i es la temperatura del volumen de gas V_i que incide sobre el sensor i , V el volumen total del gas y n el número de sensores.

4.4.4. Humedad

La humedad del aire se obtiene indirectamente midiendo el punto de rocío o la humedad relativa y la temperatura de bulbo seco correspondiente.

El punto de rocío se mide con un higrómetro de condensación y la humedad relativa con un psicrómetro. El error puede acortarse en $\pm 3 \cdot 10^{-4}$.

4.5. Error en la determinación de la cuota de pérdida.

Los errores casuales de los instrumentos y sensores son determinados mediante calibración. Solo el error sistemático mencionado en 4.4.3. y la imposibilidad de medir la humedad en el tubo de comparación, hace necesario la estimación de estos valores.

El error de medición de la cuota de pérdida, según la ley de propagación de errores es (6) :

Para el método absoluto

$$e_L = \pm \frac{1}{t_2 - t_1} \sqrt{2 \left(\frac{e_P}{P} \right)^2 + 2 \left(\frac{e_T}{T} \right)^2 + 2 \left(\frac{e_R}{R} \right)^2 + \left(\frac{\delta T}{T} \right)^2}$$

Para el método por comparación

$$e_L = \pm \frac{1}{t_2 - t_1} \sqrt{2 \left(\frac{e_{\Delta P}}{P} \right)^2 + 2 \left(\frac{e_T}{T} \right)^2 + 4 \left(\frac{e_R}{R} \right)^2 + \left(\frac{\delta T}{T} \right)^2}$$

El término $\frac{\delta T}{T}$ reproduce el error del valor medio de la temperatura. En el método por comparación, se afecta al término $\left(\frac{e_R}{R} \right)^2$ de un factor 4 debido a la imposibilidad de medir la humedad.

En la figura 2 se representa el error en la determinación de la cuota de pérdida en función de la duración del ensayo.

BIBLIOGRAFIA

- (1) EDWARDS A.R. "The estimation of pressure and temperature rise in a containment due to a release of primary fluid from a water moderated reactor" - Nuclear Safety, Vol. 4 1962.
- (2) O'NEIL R. and EDWARDS A.R. "A review of containment schemes for water reactors" Siting of reactors and Nuclear Research Centres (Symposium) AIEA, 1963.
- (3) EDWARDS A.R. "Water reactor containment" Safety and Reliability Directorate, Risley.
- (4) Proceedings of the crest specialist meeting on emergency core cooling for light water reactors-Technische Universität München. Vol. 1 and 2, 1972.
- (5) MOODY F.J. "Maximum two-phase vessel blowdown from pipes" Journal of heat transfer-ASME, 1966
- (6) WALKER R. "Leckratenbestimmung bei Dichtheitsuntersuchungen an Reaktor - Sicherheitshüllen Sonderdruck Nr 2248-ATOM und Strom, 1969.

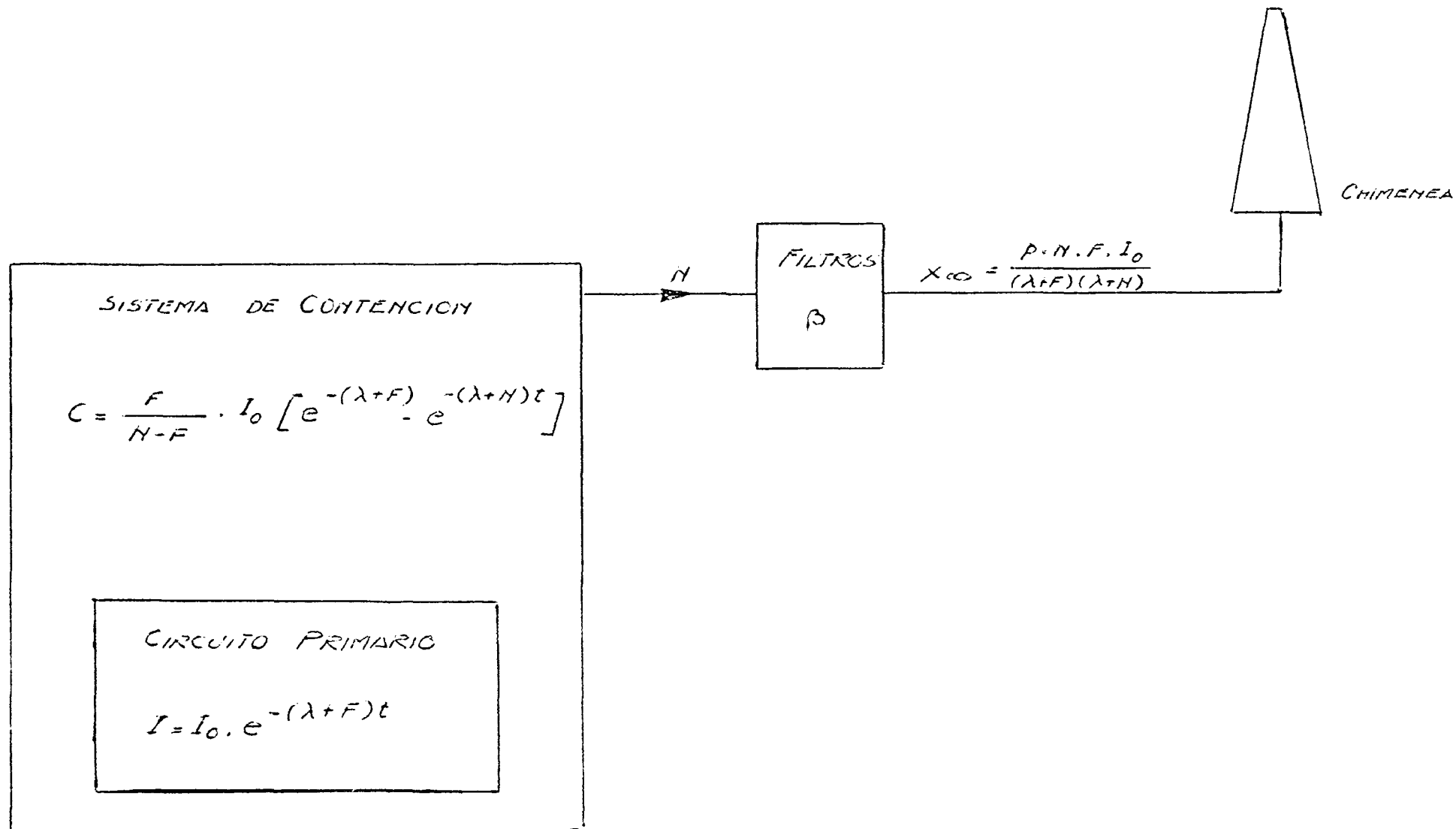
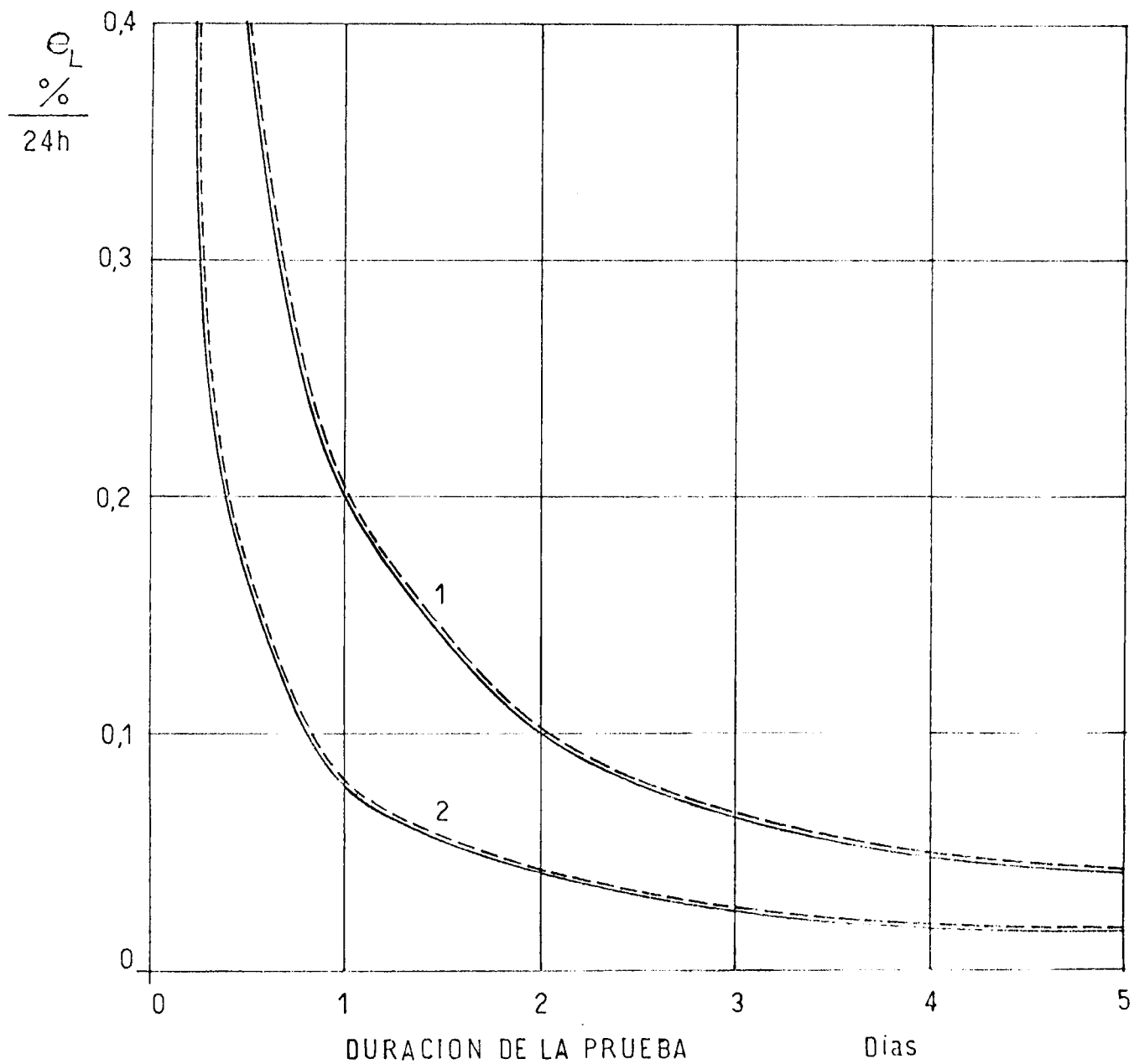


Figura 1.- ESCAPE DE MATERIAL RADIATIVO AL EXTERIOR.

ERROR EN LA DETERMINACION DE LA CUOTA DE PERDIDA

Figura 2



—— METODO ABSOLUTO

---- METODO POR COMPARACION

1. SIN CONSIDERAR LA VARIACION DE VOLUMEN

2. CONSIDERANDO LA VARIACION DE VOLUMEN