

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

GERENCIA DE TECNOLOGIA

LA DETECCION Y LOCALIZACION DE ELEMENTOS DE COMBUSTIBLE
"FALLADOS" DENTRO DE UN REACTOR NUCLEAR

R.H. RODRIGUEZ PASQUES

BUENOS AIRES
1972

TE. 24/93

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

GERENCIA DE TECNOLOGIA

LA DETECCION Y LOCALIZACION DE ELEMENTOS DE COMBUSTIBLE
"FALLADOS" DENTRO DE UN REACTOR NUCLEAR

R. H. RODRIGUEZ PASQUES

BUENOS AIRES

1972

AGRADECIMIENTOS

El autor agradece las informaciones facilitadas por los profesionales de los Departamentos de Combustibles Nucleares y Reactores y de la Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad.

INDICE

CAPITULO PRIMERO: ESCAPE DE RADIOACTIVIDAD EN EL NUCLEO DE UN REACTOR

1.	Introducción	pág. 1
2.	Tipos de defectos en que se produce liberación de radionucleídos	1
3.	Radionucleídos liberados en el núcleo del reactor	4
4.	Influencia del tamaño de las perforaciones en vainas	8
5	Límites superiores para contaminación por productos de fisión	9

CAPITULO SEGUNDO: DETECCION Y LOCALIZACION DE ELEMENTOS FALLADOS

1.	Introducción	13
2.	El problema	13
3.	Sensibilidad. Eficiencia	14
4.	Sistemas monitores	25
5.	Selección de sistemas para detección y localización de fallas	34
6.	Nivel de actividad que obliga a detener el funcionamiento de un reactor	40

REFERENCIAS	42
-------------	----

APENDICES

A	45
B	46
C	47
D	48
E	49
F	50

EPIGRA FES	51
------------	----

CAPITULO PRIMERO - ESCAPE DE RADIOACTIVIDAD EN EL NUCLEO DE UN DETECTOR NUCLEAR

1. INTRODUCCION

Se presenta una recopilación ordenada de informaciones referentes al escape de radioactividad por deterioro de elementos de combustible en el interior de un reactor nuclear, particularmente enfriado por agua a presión.

La información procede principalmente de tres fuentes: el simposio de Viena sobre reactores de Potencia a Agua Pesada (1967), de un conjunto de informes ("reports") de la Atomic Energy of Canada Limited y del simposio de Praga sobre Comportamiento de Componentes de Reactores de Potencia (1970).

Durante la búsqueda bibliográfica se vieron trabajos de procedencia francesa, inglesa y norteamericana. El Laboratorio Nacional de Oak Ridge publica un informe bimensual llamado "Nuclear Safety " editado por el Centro de Información sobre Seguridad Nuclear, que funciona en el mismo. Mediante esa publicación, lo mismo que en el Nuclear Science Abstracts, es posible seguir la evolución del tema en la literatura técnica mundial.

Anticipando la recopilación y comentarios que siguen, se puede decir que:

- 1) Existen varias fuentes de contaminación radioactiva del refrigerante en el circuito primario de un reactor a presión.
- 2) Existen mecanismos particulares de escape de productos de fisión de elementos fallados.
- 3) La radioactividad liberada no obstaculiza la marcha del reactor.
- 4) No es frecuente que se tenga que "parar" un reactor por escape de productos de fisión o combustible en elementos combustibles "pinchados".

2. TIPOS DE DEFECTOS EN QUE SE PRODUCE LIBERACION DE RADIONUCLEIDOS

Varias son las causas que pueden crear discontinuidades en las vainas o placas de combustible en el núcleo de un reactor, y tener como consecuencia el escape de productos de fisión, de transuránicos y hasta de material fisionable. Las discontinuidades o aberturas consisten en orificios o rajaduras de variados tamaños que pueden producirse en el núcleo por defectos de construcción o, por causas ulteriores, de otros tipos. Un defecto de construcción puede estar localizado, por ejemplo, en la zona de la soldadura de los

tapones de las barras de combustible. A este respecto es oportuno citar a Mooradian (1): "...suponer que se puede fabricar combustible consistentemente perfecto es quizá ingenuo".

Un defecto de construcción, de orden químico, consiste en la presencia de humedad en el interior de una barra o placa. En una placa de aleación uranio-aluminio, esto puede causar hinchazón. Se supone que el agua es reducida por el uranio, con producción de hidrógeno: $2\text{H}_2\text{O} + \text{U} \rightarrow \text{UO}_2 + 2\text{H}_2$ (se acepta que intermediariamente se produce un hidruro de uranio). El lado opuesto a la hinchazón por presión del H_2 se recalienta, con posibilidad de fusión localizada y perforación (2). La humedad también causa el "sunburst": "El tipo de falla conocido como sunburst fue identificado por primera vez en Savannah River en ensayos sobre elementos de combustible de UO_2 compactado por vibración y pudo ser correlacionado con la presencia de humedad residual. Se llama "sunburst" (reventón de sol) porque un corte a través del defecto muestra agujas de hidruro distribuidas radialmente a partir de un centro donde se ha producido ataque localizado. Esto es característico del ataque de gas hidrógeno sobre aleaciones de circonio en este ámbito de temperaturas. Se cree que el hidrógeno proviene de la descomposición de hidrocarburo o vapor de agua por reacción con el circonio. Se necesitan sólo unos pocos miligramos de agua para que el efecto se produzca" (3).

Otras veces se forman ampollas sobre la superficie externa: "El exceso de hidrógeno disponible a partir de la humedad residual en las pastillas provoca la formación de ampollas locales de hidruro sobre la vaina". Estas ampollas pueden ser seguidas por perforación (4). La entrada de aire es también causa de fallas (5).

Los defectos por acción química del hidrógeno se conocen como defectos por hidruración.

Otras acciones químicas son externas (corrosión) y pueden ocurrir durante la permanencia del elemento combustible en el núcleo. Debido a la radiólisis del agua refrigerante, se producen condiciones oxidantes, que sumadas al flujo de neutrones rápidos, incrementan la intensidad de la corrosión de vainas de Circaloy-4, en comparación con la que sufren las mismas vainas sometidas sólo al agua en las mismas condiciones de presión y temperatura (6).

Hay defectos que pueden ocurrir durante el funcionamiento del reactor, por diversos agentes físicos, como presión gaseosa interna o desecamiento de la superficie exterior (dryout). El "dryout" o condición crítica se define como la ruptura de la película de agua sobre la superficie de un elemento de combustible caliente. Esta ruptura es acompañada por una disminución repentina del coeficiente local de transmisión de calor y, por lo tanto, por un aumento repentino de la temperatura de la vaina (7). En AECL-3068 se da un gráfico de resultados experimentales sobre tiempo probable para que se produzcan defectos, en función del pico de temperatura alcanzado (8).

Entre las fallas de origen interno se cuentan el arrugamiento de la vaina causada a veces por desigualdad en la dilatación térmica; da lugar a variación de espesor de la pared metálica y posible perforación.

Otra falla consiste en la fusión del combustible por efecto de la temperatura demasiado elevada. Se han encontrado evidencias de que el material fundido puede romper y atravesar el combustible sólido circundante e incidir sobre la pared interna de la vaina, que tendrá entonces que soportar un pulso térmico transitorio muy elevado. También existe algún ejemplo de eyección de un chorrito de material fundido a través de un defecto en la vaina (9).

Una vez que se ha producido una perforación en la vaina, el escape de radioactividad puede producirse de diversas maneras: efecto nuclear de retroceso, escape de gases, entrada de agua ("waterlogging"), eyección de material fundido.

El mecanismo de waterlogging es el más corriente. La entrada de agua sólo puede producirse cuando la potencia es disminuída o el reactor es parado. Esto se debe a que, en general, la presión interna en cada barra, aún a alta temperatura, es inferior a la alta presión exterior. Por lo tanto, cuando las condiciones de funcionamiento no varían, no se produce salida de radioactividad hacia el refrigerante. Se ha postulado que en una barra de combustible formada por un tubo de circaloy, conteniendo pastillas de UO_2 en ambiente de temperatura y presión elevadas, si hay un agujero muy pequeño ("pinchazo de alfiler") a través de la vaina, la barra contendrá vapor de agua e hidrógeno en la separación entre el combustible y la pared. Si el reactor es parado o si se reduce la potencia a un nivel bajo, el combustible se enfría rápidamente y se absorberá más agua a través del agujero. Cuando se vuelve a elevar la potencia aumenta nuevamente la temperatura y se producirá la expansión y expulsión de vapor hacia afuera, a través del defecto, arrastrando gases y productos de fisión volátiles, que pasan al fluido refrigerante. Esta expansión puede eventualmente hinchar y aún romper la vaina si: 1) el vapor no puede escapar con rapidez suficiente para aliviar la presión, 2) si el defecto se ha bloqueado con una pieza de UO_2 fracturado térmicamente, 3) si el agua ha penetrado a través de poros comunicantes en el óxido hacia el interior de éste y luego lo fractura violentamente al llegar a la ebullición súbita, y el agujero se tapa.

Puede ocurrir, y se ha comprobado repetidamente, que el defecto se bloquee y se destape varias veces durante la permanencia de la barra dentro del núcleo.

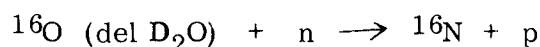
Por otra parte, la experiencia ha demostrado largamente que la salida de radioactividad no ocurre durante los períodos en que la potencia permanece estable. Lippsett y Palmer dicen: "Durante los períodos largos de operación constante a alta potencia, la intensidad de las pérdidas fue despreciable. . . Este comportamiento de la liberación de radionucleídos fue observado durante experimentos y en ocasión de varias fallas producidas naturalmente en elementos de combustible de UO_2 . Mientras que el comportamiento de la ruptura de vaina cada vez que el reactor se pone en marcha puede atribuirse a un mecanismo de waterlogging, no se ha expuesto todavía ninguna explicación satisfactoria para la liberación de radioactividad durante las detenciones del reactor (enfriamiento del combustible)" (10). Independientemente de su inconveniencia por el deterioro y la contaminación que produce, el "waterlogging" contribuye positivamente a la localización de los elementos combustibles defectuosos (ver capítulo II, págs. 24 y 25).

3. RADIONUCLEIDOS LIBERADOS EN EL NUCLEO DEL REACTOR

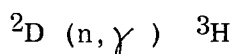
Los nucleídos radioactivos que se producen o liberan dentro de un reactor se localizan en:

- 1) fluido refrigerante
- 2) sólidos en suspensión en el refrigerante
- 3) gases de chimenea
- 4) superficies de la estructura

Algunos de estos radioisótopos se deben a activación neutrónica y otros escapan de los elementos de combustible. El ^{16}N , por ejemplo, es un producto de activación del agua pesada de refrigeración:



Otro producido similarmente es el tritio ^3H , a partir del deuterio del agua pesada D_2O :



Estos radionucleídos se hallan disueltos en el refrigerante, lo mismo que ^{24}Na , ^{41}Ar , ^{19}O y también ^{17}F y ^{18}F (11) (12).

En las partes metálicas del reactor se encuentran elementos químicos que por activación producen por ejemplo ^{51}Cr , ^{56}Mn , ^{60}Co , ^{64}Cu , ^{187}W y ^{124}Sb (11). Estos mismos elementos pueden ser atacados por la corrosión y dar óxidos e hidróxidos que se mantienen en suspensión en el agua ("crud") o se depositan sobre las superficies.

Los radionucleídos liberados del material fisionable pueden escapar a través de los defectos de las vainas, a que se hizo referencia en la sección 2, o bien ser el resultado de contaminación superficial preexistente sobre los elementos de combustible (13). Un mecanismo para esta contaminación es el "retroceso" de los fragmentos de fisión; también proviene del uranio impureza contenido en el circaloy y en otros materiales o aleaciones estructurales.

Se supone que una perforación de la vaina de la barra de combustible permite la salida de átomos de retroceso desprendidos del combustible (fragmentos de fisión y miembros de cadenas de productos de fisión, al emitir neutrones y fotones), que se incorporan a la corriente del refrigerante. Un radionucleído observable, derivado del uranio por captura neutrónica, es el ^{239}Np (período de semidesintegración = 2,35 días) (12).

Los productos de fisión que predominan en el material que escapa de un orificio muy pequeño en la vaina de circaloy de una barra de UO_2 combustible son los gases de fisión y los radioiodos: ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{90}Kr , ^{133}Xe , ^{138}Xe , ^{131}I , ^{133}I y ^{135}I . Los radioiodos

se escapan en menor proporción que los productos gaseosos. Entre los gases, son proporcionalmente más abundantes aquellos que cuentan radioiodos de períodos largos entre sus precursores. Algunos productos de fisión no volátiles han sido útiles para experimentación en loops, como el ^{99}Mo y el ^{132}Te (14).

Sobre los mecanismos de escape de productos de fisión ilustran los siguientes hechos, referidos en AECL-2786: "Grandes cantidades de ^{99}Mo y ^{132}Te escaparon del defecto en dos ocasiones: cuando el reactor fue parado y cuando el combustible fue sacado fuera del flujo neutrónico, estando el reactor en marcha". "Además pequeñas cantidades de ^{239}Np escaparon por el defecto y se depositaron, subsiguientemente, de la misma manera que los productos de fisión, en trampas de monel inonel y de acero inoxidable 302, contenidas en la cañería de acero inoxidable 304 del loop". "Durante el largo período de operación estable a alta potencia, las intensidades de escape fueron despreciables..." (13). La experiencia recogida en varios lugares prueba que si un elemento de combustible pinchado puede sobrevivir la puesta en marcha del reactor, puede ser operado durante largos períodos sin contaminar seriamente el refrigerante. Si la puesta en marcha se efectúa cautelosamente, hay buenas posibilidades de evitar paradas forzosas para sacar elementos deteriorados del núcleo (1).

En una investigación referida en (12), "se analizaron muestras de agua pesada para determinar la cantidad de productos de corrosión activados. Los isótopos identificados por estos análisis fueron principalmente ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{60}Co , ^{58}Co y ^{51}Cr . La actividad específica de los productos de corrosión fue estudiada por mediciones sobre un analizador a intercambio iónico. La actividad específica hallada fue de 3-4 $\mu\text{Ci}/\text{mg}$. El contenido de material suspendido (crud) era de 20-70 $\text{pp}10^9$. La actividad de tritio en el agua pesada es prácticamente proporcional a la potencia producida en el combustible del reactor (quemado...). Las desviaciones de linealidad se deben sólo a la parada del reactor durante la temporada de verano, en que la actividad de tritio decae alrededor del 2%". Un valor típico de actividad de tritio en reactor de potencia es, por ejemplo, 892 Ci/m^3 de refrigerante. En una investigación por Lipsett (15) según las condiciones del cuadro I adjunto se obtuvieron los resultados que se explican y se dan en el cuadro II.

El cuadro II "da la lista de las concentraciones de gases de fisión y radioiodos en átomos/ cm^3 (sic) de refrigerante, obtenidos de los espectros, junto a resultados independientes obtenidos por técnicas radioquímicas. La concordancia entre los resultados está dentro del error experimental para los espectros del refrigerante, excepto para ^{135}Xe . Para el espectro obtenido de los gases extraídos en circuito desgasificador, la concordancia también es buena, excepto a energías de rayos gamma superiores a 900 keV, como se indica en el cuadro mediante un asterisco. Los espectros de esas energías fueron tomados con una geometría de conteo completamente diferente".

CUADRO I

(Cita bibliográfica 15, "Table II")

CONDICIONES DE LAS PRUEBAS SOBRE FALLAS EN EL SENO DE AGUA A PRESION

1. Detalles nominales relativos al E.C.

Longitud de la columna de pastillas de UO_2	12,1 cm
Diámetro de pastillas de UO_2	1,43 cm
Densidad del UO_2	10,5 g/cm ³
Espesor de la vaina de aleación de circonio	0,39 mm
Diámetro del agujero de la falla	0,33 mm

2. Condiciones de operación del E.C.

Potencia lineal	45 W/cm
Potencia producida	7,15 kW
Máximo flujo superficial de calor	214 W/cm ²
Coefficiente de transmisión de calor	3,08 W/cm ² .°C

3. Condiciones de operación del circuito (loop)

Flujo de agua	6,05 kg/seg
Temperatura de entrada del refrigerante	245°C
Presión del refrigerante	98,4 kg/cm ²
Flujo de purificación por intercambio iónico (f=0,15%)	9,4 g/seg
Flujo de desgasado (f=0,06%)	7,6 g/seg

GUADRO II

(Cita bibliográfica 15, "Table III")

Isótopo	Energía keV	Abundancia de emisión gamma	AGUA			GAS		
			Átomos/g (radloq ²)	Átomos/g	n	Átomos/l	Ats./g agua	n
^{85m} Kr	150	0,81	2,5x10 ⁹	2,1x10 ⁹	1,41	9,5x10 ¹¹ (f) 5,0x10 ¹¹	3,7x10 ⁹	3
	305	0,19		1,9x10 ⁹	1,12		2,0x10 ⁹	1,3
⁸⁷ Kr	403	0,87	3,9x10 ⁸	3,5x10 ⁸	1,26	7,6x10 ¹⁰ 8,4x10 ¹⁰ 2,6x10 ¹⁰	3,3x10 ⁸	1,9
	850	0,13		6,3x10 ⁸ (a)			3,7x10 ⁸	1,12
	2570	0,22		2,9x10 ⁸	1,14		1,0x10 ⁹ (*)	1,8
⁸⁸ Kr	191	0,35	2,4x10 ⁹	1,8x10 ⁹	1,46	4,4x10 ¹¹ 1,9x10 ¹¹ 1,7x10 ¹¹ 6,8x10 ¹¹	2,0x10 ⁹	2,1
	1550	0,14		6x10 ⁹ (b)			8,5x10 ⁹ (*)	
	2190	0,18		1,9x10 ⁹	1,15		7,3x10 ⁹ (*)	1,22
	2400	0,35		1,4x10 ⁹	1,45		3,0x10 ⁹ (*)	2,9
⁸⁸ Rb	908	0,145		4,2x10 ⁹ (c)		7,6x10 ¹¹ 6,8x10 ¹¹	3,3x10 ⁹ (*)	1,2
	1850	0,23		1,2x10 ⁹	1,13		3,0x10 ⁹ (*)	1,15
^{135m} Xe	530	1,00		2,0x10 ⁸ (d)		1,15x10 ¹⁰	4,9x10 ⁷	1,5
¹³⁵ Xe	247	0,97	1,6x10 ⁹	7,8x10 ⁹	2,1	3,0x10 ¹² 3,0x10 ¹²	1,08x10 ¹⁰	3,1
	605	0,03		8,2x10 ⁹	1,04		1,33x10 ¹⁰	1,08
¹³⁸ Cs	467	0,23	~2x10 ⁸			3,8x10 ¹⁰ 5,3x10 ¹⁰	1,65x10 ⁸	1,3
	1430	0,73		2,2x10 ⁸	1,15		2,3x10 ⁸ (*)	1,2
¹³¹ I	365	0,81	3,7x10 ¹⁰	4,4x10 ¹⁰	1,25			
¹³² I	530	0,19		8,0x10 ⁹ (e)				
	624	0,05		1,5x10 ⁹	1,04			
	667	0,99		1,4x10 ⁹	1,77			
	773	0,82		1,4x10 ⁹	1,56			
	960	0,19		1,6x10 ⁹	1,16			
¹³³ I	530	0,91	7,6x10 ⁹	10,8x10 ⁹	corregido por ^{135m} Xe y ¹³² I			

- (a) Incluye contribución de ¹³⁴I y ⁸⁸Kr.
- (b) Incluye contribución de vida corta.
- (c) Período: aproximadamente 7 horas
- (d) Incluye contribución de ¹³²I y ¹³³I.
- (e) Incluye contribución de ^{135m}Xe y ¹³³I.
- (f) Incluye componente de vida larga.

n = relación de cuentas entre pico y fondo

En un reactor con refrigerante orgánico se obtiene muy baja contaminación (16): "Una de las características salientes del WR-1 es la notable ausencia de contaminación radioactiva en el circuito primario. Esto, por supuesto, se debe primariamente a que la actividad de ^{16}N es muy baja, debido al nivel bajo de contenido de agua en el refrigerante orgánico. Además debido al control químico sobre el refrigerante para evitar deterioro de calidad y mantener la compatibilidad con el circonio, se produce una muy escasa transferencia material de productos de corrosión en el circuito primario, de acero pobre en carbono. En el recinto en que se hallan los intercambiadores primarios de calor y las bombas, el nivel ambiente de radiación es rutinariamente 1 a 2 mr/h, con el reactor a plena potencia".

Finalmente, hay que referirse al fondo o "background" que las contaminaciones consideradas producen sobre instrumentos detectores. En el trabajo AECL-2786 se analiza la información obtenida mediante diversos experimentos y se hace una estimación del fondo debido a productos de corrosión en uno de los reactores de Pickering (Canadá). Se espera que los valores sean muy bajos, teniendo en cuenta que ellos consideran una relación señal/fondo $\leq 0,25$ como apropiada para identificar visualmente un pico en un espectro de rayos gamma. Se espera que el background correspondiente a la energía de 140 KeV de ^{99}Mo sea de 50% de la altura del pico, y similarmente para el rayo de 230 KeV de ^{132}Te ("FWHM" = 3,5 KeV).

4. INFLUENCIA DEL TAMAÑO DE LAS PERFORACIONES EN VAINAS

Leyendo la literatura pertinente, se observa que hay coincidencia en expresar que los agujeros pequeños, tipo pinchazo de alfiler, de diámetro no mayor que 0,3 mm, no representan un obstáculo en la operación de un reactor de potencia. Aunque permiten el escape de radioactividad al refrigerante, éste se produce solo al variar la potencia del reactor, según los mecanismos tratados en "2" y "3"; además es frecuente que durante la marcha del reactor estos orificios se ocluyan, por lo menos temporalmente, con lo cual el escape se detiene.

Con respecto a la variabilidad del diámetro de los agujeros, deja de haber coincidencia general. En algunos casos de experimentación en loops o de observación del comportamiento en reactor, se ha comprobado el mantenimiento invariable del diámetro (17), pero en otras ocasiones se ha observado tendencia de los agujeros a aumentar de tamaño (18).

Con respecto al escape de radionucleidos, no se hacen distinciones relativas a la forma de los defectos. Parece ser que para tamaños comprendidos entre 0,4 mm y algunos milímetros el comportamiento es más bien independiente de la forma de la abertura (19)(20).

En cambio se han observado regularidades en la relación entre el número de fallas y la presión gaseosa en barras de combustible. Para elementos de combustible del reactor de Gentilly, Canadá: "La deformación de vaina generada por la expansión volumétrica del

UO₂ y la presión de los gases de fisión liberados, debe estar limitada a un nivel razonable. Menos de 0,8% de deformación uniforme es considerado nivel razonable, por las siguientes razones:

- a) esta deformación reduce el área de flujo en menos de 4%, lo cual limita el aumento Δp a un nivel aceptable.
- b) sobre una base estadística, el número de fallas de combustibles en pruebas de irradiación comienza a aumentar por arriba del 1,0%.
- c) la adhesión o "pegado" (stickage) de haces de combustible en un canal se vuelve posible para deformaciones comprendidas entre 1,5 y 2,0% (21).

Se considera virtualmente imposible hacer predicciones teóricas acerca de qué tamaño de agujeros harán posible el pasaje de UO₂ directamente al refrigerante (19).

A medida que se libera uranio directamente al refrigerante, se hace progresivamente más difícil localizar qué canales contienen elementos fallados. Lo prudente es detectar, localizar y sacar el combustible dañado tempranamente y prevenir o disminuir así el escape de uranio (18).

Con respecto a los defectos y perforaciones de elementos combustibles, vale la pena transcribir la siguiente definición, enunciada por E. P. Horton, de Canadá: "Podemos definir como fracaso de combustible (fuel failure) un problema causado por el combustible y que requiere parar la planta nuclear, afectando así los factores de disponibilidad y de capacidad. Las penetraciones de vaina mencionadas en el artículo no provocaron interrupción ni inconvenientes de operación y, por lo tanto, no fueron consideradas fracasos" (22).

5. LIMITES SUPERIORES PARA CONTAMINACION POR PRODUCTOS DE FISION

Es difícil hallar en la literatura datos sobre cuáles son los límites tolerables de contaminación por productos de fisión.

Esto se debe probablemente a que la liberación de radioactividad en el refrigerante no afecta a la marcha del reactor en sí, y por lo tanto, el descubrimiento de fallas no obliga imperativamente a parar un reactor. Sin embargo, la contaminación es altamente indeseable porque ella no queda confinada al núcleo del reactor, sino que afecta a cañerías, bombas lejanas e intercambiadores, tornándolos peligrosos para el personal y haciendo necesario realizar fastidiosos y prolongados trabajos de descontaminación cada vez que hay que hacer servicio o reparaciones de las partes afectadas.

Los productos de fisión gaseosos tienen como destino decaer en tanques intermedios de retención y ser eliminados por chimenea, una vez que su actividad haya disminuido

lo suficiente. Según el Ing. Huber (23) en Obrigheim se admiten 70.000 curies/año en gases de chimenea.

Con respecto a los límites superiores admisibles de radioactividad en refrigerante o en gases de chimenea, debidos a escapes por defectos en elementos de combustible, existe un estudio sistemático de los riesgos y confiabilidad de un reactor de potencia a agua pesada, en relación con esa y otras causas, presentado por Cave y Williams al Simposio de Viena de 1967 sobre este tipo de centrales nucleares (24).

Leyendo este trabajo se puede comprobar que frente a otros riesgos inherentes al funcionamiento de la central, el nivel de radioactividad en refrigerante o en chimenea es de importancia secundaria.

El informe considera sucesivamente las causas posibles, directas e indirectas, de liberación de productos de fisión en una central nuclear, con el objeto de evaluar la probabilidad sumada de daño a la población circundante, o bien de perjuicio económico que las mismas pueden producir. Por perjuicio económico se entiende la pérdida financiera debida a paradas forzosas de la central.

El método de evaluación aplicado consiste en establecer la probabilidad de producción de cada tipo de escape de productos de fisión (de los cuales se elige al ^{131}I como "representante") y luego se examina la confiabilidad de los sistemas de protección contra esos mismos escapes, en base a conocimiento obtenido por incidentes reales, experimentación o estimaciones "educadas". En las palabras de los autores: "El método de análisis APC se basa en el hecho de que en cualquier reactor de potencia, los escapes grandes de productos de fisión no son completamente inconcebibles. El método incluye la consideración de los límites superiores de actividad, en particular de ^{131}I , que podrían producirse como resultado de una variedad de fallas individuales y estableciendo la relación entre estos escapes y las probabilidades aceptables, resulta posible definir las confiabilidades requeridas para varias partes de los sistemas de reactores y componentes. Estas pueden ser convenientemente consideradas bajo los siguientes encabezamientos:

- 1) Componentes estructurales y para retención de presión.
- 2) Sistemas refrigerantes primario y secundario.
-
-

Es necesario sumar los riesgos emergentes de las fallas individuales primarias que podrían ocurrir durante la vida del reactor. La experiencia práctica con este método de análisis ha mostrado que si la probabilidad atribuida a cualquier falla individual primaria es tomada como $1/10$ de la probabilidad total aceptable para el escape respectivo de ^{131}I , entonces, cuando se efectúa la suma, la probabilidad total aceptable no es excedida.

Para los accidentes menores, pero más probables, se considera más apropiado usar un criterio económico que puede ser relacionado con la pérdida financiera debida a la parada forzosa de la planta.

Es posible construir una "curva de objetivo" (target line), basada en la seguridad pública delineada y en fundamentos económicos. La curva de probabilidad resultante para escapes se da en la figura 1.

Escape originado en el combustible (...)

Usando datos derivados de los resultados de experimentos realizados por UKAEA en Windscale, el escape de iodo soluble como consecuencia de rotura del envase (vaina) de combustible no excedería de $1/10$ de la fracción de xenón liberado del combustible dentro del envase, durante operación normal. Para formas no solubles de iodo, la cifra correspondiente es $1/100$ del xenón liberado. La fracción estimada de xenón escapado del combustible pero retenido dentro del envase durante operación normal, es alrededor de 0,02.

En caso de que tanto el envase como el combustible se fundieran, otras evidencias de Windscale y de otras partes sugieren que hasta el 50% del ^{131}I en el combustible podría escapar. Se considera que un 10% de lo escapado estaría en forma no soluble.

Esto implica que la cantidad de iodo (y de otros productos de fisión) que puede escapar depende del inventario del mismo en el combustible en el momento del accidente, es decir del quemado relativo alcanzado.

Por otra parte, para ver si la cantidad liberada es peligrosa, hay que considerar cuánto se libera al exterior, y esto está fijado por el factor de decontaminación propio de la planta.

"Se considera que un F.D. (factor de decontaminación) de 10^2 puede obtenerse fácilmente para todas las formas de ^{131}I usando un sistema de purificación por pasada única a través del mismo, y que un F.D. de 10^3 puede lograrse con sistema a recirculación. Esta previsión se basa en resultados obtenidos por experimentos continuados y ensayos en planta, a plena escala, realizados en Windscale. Así, en el sistema de ciclo indirecto (PWR), cuanto las contenciones primaria y secundaria están intactas, y los sistemas auxiliares son efectivos, el F.D. global que puede alcanzarse es del orden de 10^6 . Similarmente, para el otro sistema considerado (BWR) se puede obtener un F.D. de aproximadamente 10^5 , si se cumplen bien las condiciones de diseño".

Dado que la liberación de productos de fisión por fallas en elementos de combustibles es un accidente menor y dado que los factores de decontaminación son tan altos, estos accidentes caen en el grupo en que la actividad liberada es baja, y que por lo tanto inciden financieramente, y no sanitariamente, en la explotación de la central.

Para juzgar las probabilidades de fallas de todo tipo los autores dan varias tablas. Limitándose a la tabla II, se ve que la probabilidad de fallas en los "tubos de presión" del núcleo, en 30 años de vida del reactor es de 10^{-3} (1 en 1000) y, por lo tanto, aceptable desde el punto de vista de la Fig. 1 (probabilidad aceptable o "target line probability" para eventos que causan escapes de baja intensidad = 3×10^{-3} ó 3 por 1000). Hay que notar que la falla en tubo de presión es más seria que el simple escape por orificios:

"Como consecuencia de la falla de un tubo de presión individual, las barras de combustible en ese tubo casi ciertamente sufrirían daño mecánico, resultante del vacío. Es improbable que el escape de ^{131}I de un canal individual exceda, sólo por falla del envase, del 0,2% de la cantidad total presente (el "inventario") en el canal. Sin embargo, el daño podría causar también que el enfriamiento de emergencia en el canal deteriorado fuera inefectivo. La propagación del daño a otros tubos de presión es posible, pero se la considera improbable, ya que el daño a estos tubos podría ocurrir sólo por proyectiles o por impacto".

"Suponiendo que la eficiencia térmica es de alrededor de 30% el "inventario" total de ^{131}I en el núcleo de un reactor de 250 MW(e) es de aproximadamente 3×10^7 curies, y el contenido total de ^{131}I en un canal promedio es de aproximadamente 10^5 Ci.

En la sección previa (*) se discutieron los factores que afectan a los escapes desde el combustible. Aplicándolos al contenido de ^{131}I de un canal individual se puede ver que a consecuencia de un deterioro del envase (vaina), el escape de ^{131}I soluble será de 5×10^4 Ci, y el escape de ^{131}I no soluble será de 5×10^3 Ci. Debe añadirse algo por efectos adicionales debidos a otros yodos radioactivos, de vida corta. Esto puede hacerse aumentando la pérdida estimada de ^{131}I en un factor de alrededor de 1,6".

Las consideraciones de Cave y Williams se aplican a límites máximos posibles y se estima en tablas la probabilidad de aparición de los distintos incidentes. La probabilidad de pérdida por orificios en vainas, específicamente, no está incluida. Sin embargo, se desprende del texto que la importancia de este tipo de incidente es más bien económica que sanitaria. Con respecto a esta particularidad es sumamente interesante el dato de Siebker (25), referente a once reactores europeos enfriados a agua: "La detención de un reactor a agua, por causa de elementos defectuosos, no es conocida. Esto no significa, sin embargo, la ausencia de defectos. Los reactores a agua hirviente, en que la utilización del combustible es más elevada que en los reactores primitivos, sufren numerosas roturas de vainas tolerables durante períodos largos pero, sin embargo, fastidiosas, sobre todo por el esfuerzo considerable necesario para identificarlas, inspeccionarlas y manipularlas. Parece que la mayor parte de los defectos se debería a control insuficiente de la calidad de fabricación; otras causas son el frotamiento por cuerpos extraños en el agua (trozos de alambre de acero, etc.) y los efectos secundarios".

(*) del artículo de Cave y Williams

CAPITULO SEGUNDO - DETECCION Y LOCALIZACION DE ELEMENTOS FALLADOS

1. INTRODUCCION

Esta parte consiste principalmente en una recopilación ordenada y comentada de información relativa al problema general de detectar tempranamente la presencia de defectos en las vainas de elementos de combustible nuclear. Se describen los distintos métodos en uso y los criterios utilizados para seleccionar el "monitor," o sistema detector-localizador, más adecuado para un reactor particular. Se describen también diversas técnicas empleadas para aumentar temporalmente la sensibilidad del sistema monitor, como por ejemplo el "power cycling", el "flux tilting", etc.

Se incluyen en el informe secciones originales del autor en que se analiza el problema en relación con el reactor de Atucha (secciones 3.5, 3.6, 5.4 y Apéndices).

La información contenida en el informe se ha obtenido en general, por vía bibliográfica y, en partes, procede de otras fuentes públicas y privadas.

2. EL PROBLEMA

En la primera parte de este informe se discutió la formación de defectos en las vainas de elementos de combustible (E.C.) y su consecuencia: la liberación de productos de fisión (P.F.) y, eventualmente, de otros radionucleidos en el seno del fluido refrigerante del circuito primario de un reactor nuclear.

Una vez iniciados, esos defectos son nocivos por tres razones principales:

- I. El incremento que causan en la radioactividad del refrigerante. Los P.F. liberados en el seno de éste deben ser eliminados por sistemas purificadores especiales, puesto que el aumento de radiación emitida representa un riesgo para la salud del personal:
 - a) en el caso de pérdidas de refrigerante, que pueden ser importantes.
 - b) al contaminar equipo permanente, que requiere atención de mantenimiento (por ejemplo, bombas impulsoras).
 - c) al aumentar el nivel de radiación en sistemas de cañerías por encima del margen de protección provisto por el blindaje existente (26).
- II. Un defecto (agujero, "pinchadura", área expuesta) puede ser el comienzo de, o conducir a, la rotura general del E.C. afectado, la cual va acompañada por la liberación de cantidades relativamente grandes de

uranio y P. F. El uranio que se deposite o se aloje en lugares permanentes de la estructura del reactor continuará liberando P. F. al ser irradiado con neutrones, lo cual torna difícil la detección ulterior de fallas en vainas. La rotura de un E.C. podría causar la destrucción progresiva de elementos vecinos y posiblemente dañar partes de la estructura fija del reactor (26)

- III. La falla puede causar una deformación importante del elemento, que haga difícil extraerlo del núcleo (27).

Por lo tanto existe el mayor interés en detectar las fallas tempranamente e, incluso, localizar los E.C. con defectos para vigilarlos y, eventualmente, retirarlos del reactor a fin de prevenir males mayores.

Cuando se ha acumulado experiencia sobre el comportamiento de determinados elementos en un reactor particular, puede ser posible justificar la operación del reactor sin usar ningún "sistema complicado" para detectar fallas en vainas. Si se incluye alguna forma de purificación de refrigerante; la operación con elementos defectuosos puede aceptarse "hasta cierto punto", si además se complementa con la descarga completa de todos los E.C. en algún momento adecuado. Si no hay experiencia previa acumulada se impone agregar a un reactor un sistema capaz de: 1) detectar cualquier aumento anormal de la concentración de P. F. en el refrigerante primario, y 2) revelar la ubicación de la fuente de ese aumento. De esta manera se conseguirá retirar del núcleo los E.C. fallados y el perjuicio económico por "parada" del reactor debida a esta causa será mínimo.

3. SENSIBILIDAD. EFICIENCIA

3.1 Generalidades

Se trata de dilucidar cuáles son los diferentes parámetros cuya variación determina la sensibilidad de los métodos para detección y localización de fallas. La mayoría de los sistemas monitores se basa en medir la concentración de radioactividad de P. F. en el refrigerante del circuito primario.

El límite inferior para detección positiva ("nivel de detección" de radioactividad en una muestra cualquiera depende, entre otros factores, de la magnitud y de las variaciones de la actividad "de fondo" B ("background"). Es proporcional, en efecto, a la desviación standard, s , de dicho fondo. En base a consideraciones puramente estadísticas se ha calculado ese límite para varias definiciones del nivel de detección (28). La definición adecuada, a priori, para un método particular de detección es el "límite de detección", cuyo valor es

$$L_D = 3,29 \text{ s} \quad (\text{ec.1})$$

Es sabido, por otra parte, que $s = \sqrt{B}$, por las propiedades de la distribución estadística de Poisson, propia de las desintegraciones radioactivas.

Como ya se dijo en la primera parte, en el refrigerante existe ordinariamente una variedad de nucleídos radioactivos disueltos y suspendidos, que constituyen el fondo o "background" contra el cual deben realizarse las mediciones de interés. Entre esos nucleídos se encuentran siempre P.F., aunque no exista ninguna vaina "pinchada". Se atribuye el origen de esa actividad de P.F. a pequeñas cantidades de contaminación con uranio sobre las superficies internas en el núcleo del reactor, particularmente sobre las vainas de E.C. El nivel de actividad "normal" de P.F. está determinado, por lo tanto, por la limpieza en las técnicas de fabricación de E.C.

Una forma de disminuir la importancia del fondo sobre las mediciones de radioactividad consiste en usar un método de conteo específico para los radionucleídos de interés en nuestro caso para P.F. Si bien éstos forman un grupo en razón de su origen, no poseen propiedades nucleares que los distingan como grupo y que permitan contar o medir la actividad del conjunto. Como en el reactor los P.F. no se producen desvinculadamente unos de otros, sino que todos ellos se forman "juntos" en proporciones definidas, es posible conocer la presencia de los P.F. detectando sólo uno de ellos, en condiciones específicas. Para eso se puede detectar, por ejemplo un rayo gamma de energía definida emitido por un P.F. particularmente favorable (un "indicador"), y medir su intensidad, o bien reconocer y medir neutrones "retardados", que son emitidos por unos muy pocos P.F. Los procedimientos aplicados se detallan más adelante (págs. 26-32).

Si con el propósito de localizar fallas se mantiene una exploración periódica de la concentración de un P.F. indicador "j", en el flujo de refrigerante en cada canal del núcleo del reactor, se observa que el escape de P.F. por una rotura de vaina produce un aumento de concentración de j no sólo con respecto al fondo, sino también en comparación con la concentración en el refrigerante que circula por los canales "sanos" cuyos E.C. no presentan defectos. Por este motivo es útil deducir expresiones para las relaciones entre las diversas concentraciones de P.F. en función de sus vidas medias, con las cuales sea posible determinar cuáles son los P.F. más convenientes para ser aprovechados como indicadores. En lo que sigue se deducen tales relaciones para un reactor del tipo de Atucha. Se sigue para ello el procedimiento aplicado por Flemons (29) (30) en el caso de los reactores canadienses CANDU. En éstos el flujo del refrigerante recorre la mitad de los canales en un sentido y la otra mitad en el sentido opuesto; en Atucha, en cambio, el recorrido es en un solo sentido: de abajo para arriba (Fig. 2).

3.2 "Background"

Llamando B' a la concentración del P.F. indicador j a la entrada, y B a la concentración a la salida de los canales del núcleo (Fig. 2), F al flujo total de refrigerante, f al flujo en cada canal, F_i al flujo desviado por el circuito purificador, y N a la concentración de j agregada por efecto de la contaminación superficial con uranio en cada canal, se

cumple que

$$B = B' + N \quad (\text{ec. 2})$$

Una vez alcanzadas las concentraciones de equilibrio, la cantidad de átomos de j que se incorporan es igual a la cantidad de átomos de j que "desaparecen" del circuito; otro tanto ocurre con las concentraciones (átomos de j /gramo de refrigerante). El aumento en cada período de circulación del fluido por los canales es N . La disminución se produce por tres causas:

- 1) por retención de átomos de j en el circuito purificador, de flujo F_i , donde la purificación se produce con eficiencia " p ". Una concentración cualquiera c al llegar a ese circuito corresponde en la unidad de tiempo al pasaje de $F \cdot c$ átomos que se subdividen entre los que entran al circuito: $F_i c$, y los que siguen de largo: $(F - F_i)c$. Dentro del circuito son retenidos $p F_i c$ átomos, y pasan de largo $(1 - p) F_i c$. Por consiguiente:

$$F \cdot c = (F - F_i)c + p F_i c + (1 - p) F_i c, \quad \text{o bien}$$

$$c = \frac{F - F_i}{F} c + p \frac{F_i}{F} c + \frac{1 - p}{F} \cdot \frac{F_i}{F} c \quad (\text{ec. 3})$$

La disminución es, pues, $p (F_i / F) c$; la concentración disminuida por efecto de la purificación es:

$$c - p \frac{F_i}{F} c = c \left(1 - p \frac{F_i}{F} \right) \quad (\text{ec. 4})$$

El factor de disminución de concentración de j por purificación es, entonces

$$h \equiv 1 - p \frac{F_i}{F} \quad (\text{ec. 5})$$

- 2) por desintegración radioactiva, que depende del tiempo transcurrido, de manera que una concentración c disminuye a $c \cdot e^{-\lambda t}$, siendo t el tiempo considerado. El factor de disminución es $e^{-\lambda t}$. (e = base de logaritmos naturales; λ = constante de desintegración radioactiva de j).
- 3) por dilución, como en el caso en que átomos de j formados en un canal se distribuyen por mezcla en todo el refrigerante. El factor de dilución es f / F .

Considerando siempre la presencia de j que contribuye a la actividad de fondo, en el reactor se producen los siguientes cambios.

a) Disminución de la concentración B' en un período de circulación T :

$$B' = B'_{he} e^{-\lambda T}$$

b) La disminución de la concentración de j incorporada en los canales del núcleo es

$$N = N_{he} e^{-\lambda T}$$

c) Disminución total, en un período de recirculación: igual a la suma de las disminuciones a) y b), y eso es igual al aumento N :

$$N = B' - B'_{he} e^{-\lambda T} + N - N_{he} e^{-\lambda T}$$

Teniendo en cuenta la ec. 2 se deduce

$$B' = B_{he} e^{-\lambda T}, \quad y$$

$$B = \frac{N}{1 - e^{-\lambda T}} \quad (\text{ec. 6})$$

Por otra parte, la concentración de j generada por la contaminación en los canales, N , es función de

- q = masa de uranio contaminante en un canal (gramos)
- φ = flujo local medio de neutrones térmicos ($\text{cm}^{-2} \text{ seg}^{-1}$)
- k = intensidad de producción de j por unidad de tiempo y de flujo neutrónico por gramo de uranio ($\text{cm}^2 \text{ seg} \cdot \text{g}^{-1} \text{ seg}^{-1}$)
- f = flujo de refrigerante por un canal (g seg^{-1})

La relación es:

$$N = \frac{q k \varphi}{2 f}; \quad (\text{átomos de } j/\text{gramo de refrig.}) \quad (\text{ec. 7})$$

El divisor 2 toma en cuenta que sólo la mitad del ángulo sólido total es libre para el escape de los átomos generados por la fisión. En resumen, de las ec. 6 y 7 se obtiene:

$$B = \frac{q k \varphi}{2 f} \frac{1}{1 - e^{-\lambda T}}; \quad (\text{átomos/g}) \quad (\text{ec. 8})$$

3.3 Concentración de j liberado a través de un defecto

Según hipótesis de Booth (31)(32), un P.F. gaseoso o volátil escapa del combustible de UO_2 por un proceso de difusión que comprende tres etapas.

- 1) difusión a través de la matriz de UO_2 hacia los poros
- 2) difusión por los poros en la masa de UO_2 sinterizado hacia el volumen libre entre el UO_2 y la vaina metálica
- 3) difusión a través de ese volumen libre hacia el agujero (defecto) en la vaina, por donde se produce el escape hacia el refrigerante.

La duración de 2) y 3) es despreciable en comparación con la lenta difusión 1), de modo que ésta es la que determina la velocidad de escape global, que se expresa mediante el producto del "coeficiente de escape", μ (seg^{-1}), y el número de átomos de j presentes, a saturación, en los M gramos de combustible en la barra defectuosa. Como este número de átomos es igual a $Mk\varphi/\lambda$, la velocidad de escape " r " resulta

$$r = \mu \frac{M k \varphi}{\lambda} ; (\text{átomos/seg}) \quad (\text{ec.9})$$

k combina el valor de diversas constantes, tales como la sección eficaz de fisión, rendimiento de fisión, peso atómico del ^{235}U , enriquecimiento en ^{235}U .

R. F. S. Robertson (33) ha calculado

$$r = M k \varphi \frac{3 \sqrt{D'}}{\sqrt{\lambda}} \quad (\text{ec.10})$$

en que D' es el llamado "coeficiente compuesto de difusión", definido por Booth.

De (9) y (10) se deduce que

$$\frac{\mu}{\sqrt{\lambda}} = 3 \sqrt{D'} \equiv \nu \quad (\text{ec.11})$$

D' , y por lo tanto ν , depende de la temperatura y de la densidad del UO_2 sinterizado. Si estos parámetros se mantienen constantes, ν debe resultar una constante característica para cada producto de fisión, lo cual se cumple aproximadamente (30). El valor es llamado, en esas condiciones, "constante de liberación" de un producto de fisión.

Por lo tanto, para un producto j determinado:

$$r = M k \varphi \frac{\nu}{\sqrt{\lambda}} ; (\text{átomos/seg}) \quad (\text{ec.12})$$

Considerando que estos átomos escapados por el defecto son arrastrados por el flujo f de refrigerante en el canal, podemos expresar la concentración " A ", de j (liberado a través del defecto) en el refrigerante a la salida del canal, como

$$A = r/f, \quad \text{o sea}$$

$$A = \frac{M k \varphi}{f} \frac{\nu}{\sqrt{\lambda}} ; (\text{áts./g}) \quad (\text{ec.13})$$

Antes se vió la expresión 8, para B, la concentración de j de fondo, en condiciones de equilibrio.

Se define una "función de escape" "m", del producto de fisión j, como el cociente

$$m = A/B \quad (\text{ec.14})$$

$$\text{o sea} \quad m = \frac{2 M}{q} \frac{\nu}{\sqrt{\lambda}} (1 - \text{he}^{-\lambda T}) \quad (\text{ec.15})$$

Haciendo uso de m puede calcularse la concentración de j en el canal fallado, como sigue:

Cuando no hay ningún defecto de vaina, la concentración de j acusada por un detector es constante, B, y es debida a la contaminación de las superficies con uranio.

Supongamos ahora que en un instante determinado $t = 0$ se crea un defecto en la vaina de una barra de combustible, y que por el mismo se produce liberación de j :

a $t = 0$, concentración de j a la salida del canal: $c_0 = B + A$

Al término del primer período de circulación del refrigerante:

$$t = T; \quad c_1 = B + \frac{f}{F} A \text{he}^{-\lambda T} + A$$

el segundo término representa la fracción de A que queda después del tiempo T; el tercer término, el nuevo aumento de concentración de j por escape, en el canal.

Al término del segundo período:

$$t = 2 T; \quad c_2 = B + \frac{f}{F} A (\text{he}^{-\lambda T})^2 + \frac{f}{F} A (\text{he}^{-\lambda T}) + A$$

Al término del tercer período ($t = 3 T$):

$$c_3 = B + \frac{f}{F} A (\text{he}^{-\lambda T})^3 + \frac{f}{F} A (\text{he}^{-\lambda T})^2 + \frac{f}{F} A (\text{he}^{-\lambda T}) + A$$

etcétera.

Al término de n períodos ($t = nT$)

$$c_n = B + \frac{f}{F} A (he^{-\lambda T})^n + \frac{f}{F} A (he^{-\lambda T})^{n-1} + \dots$$

$$\dots + \frac{f}{F} A (he^{-\lambda T})^2 + \frac{f}{F} A (he^{-\lambda T}) + A$$

O sea, en general, haciendo $he^{-\lambda T} = a$, la concentración de j a la salida del canal que aloja al combustible dañado es

$$C = B + A + \frac{f}{F} A (a^n + a^{n-1} + \dots + a^2 + a)$$

pero $A = B m$ (ec.14)

y además, para $n = \infty$ (condición de equilibrio):

$$a + a^2 + a^3 + \dots + a^n = \frac{a}{1 - a}$$

De donde

$$C = B (1 + m + \frac{f}{F} m \frac{a}{1 - a}); \left(\frac{\text{ats. } j}{g \text{ refriger.}} \right) \quad (\text{ec.16})$$

En forma similar se deduce, para la concentración de j en los canales "sanos", cuando existe escape en un canal con un E.C. fallado:

$$C = B (1 + \frac{f}{F} m \frac{a}{1 - a}); \left(\frac{\text{ats. } j}{g \text{ refriger.}} \right) \quad (\text{ec.17})$$

3.4 Relación de señal a fondo

Para que el sistema sea capaz de detectar la existencia de fallas en vainas, es necesario que la presencia de P. F. liberados en el refrigerante sea observable con nitidez, es decir, que la relación entre intensidad de la radioactividad medida en ese caso (la "señal") y el fondo o background "normal" sea lo más elevada posible. Esa relación puede calcularse a partir de las ecuaciones 16 y 17; ese cálculo es de interés para estudiar cómo varía la relación en función del período de semidesintegración τ del producto de fisión j . En la sección 3.6 y Apéndices se detalla el cálculo para el reactor de Atucha.

3.5 Relación de discriminación

Para localizar en qué canal se ha producido una falla es necesario poder distinguir claramente el aumento de actividad de j en el refrigerante que sale del mismo, en comparación con la actividad de j en el refrigerante que sale de canales sanos. El cociente entre ambos valores de la radioactividad de j es la relación de discriminación, R .

En condiciones de equilibrio:

$$R = \frac{C}{C'} = \frac{1 + m + \frac{f}{F} m \frac{a}{1-a}}{1 + \frac{f}{F} m \frac{a}{1-a}} \quad (\text{ec. 18})$$

La localización será tanto más eficiente cuanto más elevado sea R . En la sección que sigue y Apéndices se detalla el cálculo de R para el reactor de Atucha.

3.6 Aplicación a la Central Nuclear Atucha

3.6.1 Relación de "señal" a fondo

Cálculo de C/B y C'/B para los valores de los parámetros correspondientes al reactor de Atucha, que se dan en el Cuadro III (34).

CUADRO III

M	=	masa de uranio en una barra de combustible = 4250 g	
q	=	10^{-3} g de U (supuesto, según ref. 6)	
ν	=	10^{-5} a 10^{-6} (supuesto, según ref. 6)	
$p \approx$		1 (supuesto, según ref. 6)	
F	=	$5,55 \times 10^6$ g/seg.	$\frac{F_i}{F} = 8,2 \times 10^{-4}$
F_i	=	$4,45 \times 10^3$ g/seg.	$\frac{f}{F} = 4,0 \times 10^{-3}$
f	=	$2,2 \times 10^4$ g/seg.	
T	=	11 seg.	

Los valores de λ , a y m dependen del período de semidesintegración, τ , del producto de fisión j .

Las relaciones entre las concentraciones de j en el refrigerante a la salida de un canal "fallado" y a la salida de un canal normal, y el fondo son, respectivamente:

$$C/B = 1 + m + \frac{f}{F} m \frac{a}{l - a}, \text{ en el equilibrio, y}$$

$$C'/B = 1 + \frac{f}{F} m \frac{a}{l - a}$$

Hay que hacer notar que las actividades C y C' incluyen también la actividad de fondo (ver deducción de ecuaciones 16 y 17). Por ello se prefiere escribir "señal"/fondo, con comillas.

Los valores obtenidos para diferentes τ se dan en el cuadro IV. Ver también Apéndices.

CUADRO IV

τ	C/B	C'/B
10 seg	87,55	1,40
10^2	40,51	2,87
10^3	20,90	7,34
10^4	29,12	21,16
10^5	63,81	49,61
10^6	201,94	160,60

Con los datos del Cuadro IV se ha construido el gráfico de la Fig. 3. Las dos curvas representan la variación de las relaciones de equilibrio "señal"/fondo en función del τ del producto de fisión indicador, para un canal con elemento de combustible fallado y para un canal sano, respectivamente. La zona rayada corresponde aproximadamente a la región de los P. F. de períodos muy breves, que normalmente no son detectados, aunque haya E.C. fallados, si la potencia del reactor permanece estable. Esta situación cambia cuando se varía la potencia del reactor (ver 3.7.2).

Las curvas muestran que, para concentraciones de equilibrio, cuando de un

elemento defectuoso se liberan P.F. la relación "señal"/fondo en el refrigerante que sale del canal que aloja al elemento dañado, o de un canal cualquiera con E.C. sano, depende del τ del P.F. considerado.

En el efluente de canales sanos (la gran mayoría), los P.F. de cortos períodos casi no contribuyen a la radioactividad medida, pero la contribución aumenta cuando se van considerando períodos más largos.

En el efluente de un canal con combustible defectuoso la contribución de los P.F. de vida muy corta es teóricamente importante (pero cae en gran parte en la zona rayada), y la contribución por P.F. de períodos largos difiere poco de la observada en el caso de los canales sanos. Hacia el período 10^3 segundos (17 minutos) se presenta un mínimo.

El conjunto de estos datos demuestra que, para detectar las fallas con buena sensibilidad, conviene medir actividad de P.F. de vida larga.

3.6.2 Relación de discriminación

Esta es la relación R de actividad medida de un P.F. j en el efluente de un canal "con fallas" respecto de la actividad del mismo j en el efluente de un canal "sano". Para localizar un escape a través de una falla de vaina, es necesario poder notar claramente un aumento de actividad en el canal "defectuoso", es decir, es necesario que R , para ese canal, sea elevado. En condiciones de equilibrio, vale para R la ecuación 18, o bien, a partir de las relaciones "señal"/fondo:

$$R = \frac{C/B}{C'/B}$$

Esta relación puede graficarse en función de τ , con los datos calculados según la ecuación anterior, y los datos del Cuadro IV. Ver Cuadro V y Fig. 4. La curva de la Fig. 4, muestra que, si bien los nucleídos de períodos cortos dan las mejores relaciones de discriminación, estos valores caen dentro de la zona rayada, de períodos no detectables durante régimen de potencia estable. Por lo tanto, la gama de radionucleídos útiles en toda condición se reduce a la de períodos medios.

CUADRO V

τ	R
10 seg	62,54
10^2	14,11
10^3	2,85
10^4	1,38
10^5	1,28
10^6	1,26

El valor R depende también del grado de descontaminación h . Para las condiciones de purificación asumidas en el Cuadro III para el reactor de Atucha, los P.F. útiles como indicadores deberían poseer períodos comprendidos entre aproximadamente 6 minutos ($R = 5$) y 10 minutos ($R = 3,7$), es decir, están determinados dentro de un margen bastante estrecho. La ubicación precisa de ese margen depende, por supuesto, de la exactitud de los valores asignados a los parámetros. El autor no cuenta, por el momento, con valores más seguros que los que se dan en el Cuadro III.

3.7 Métodos para aumentar la sensibilidad

3.7.1 Los cálculos de la relación "señal"/fondo y discriminación, demuestran que, teóricamente, la sensibilidad para detectar y localizar fallas es más alta para productos de fisión de vida muy corta (ver sección 3.6). En la práctica, existen factores que impiden detectar P.F. muy "cortos". Concretamente pueden citarse dos: uno de carácter extrínseco, que es la demora propia de la técnica de detección y otro intrínseco al fenómeno de escape por falla, que consiste en la lentitud de difusión a través de la matriz de UO_2 , la cual hace que los productos de vida muy breve no alcancen a escapar porque se desintegran antes de completar su difusión al exterior.

3.7.2 "Power cycling"

Esta limitación puede ser en parte superada mediante el artificio del "power cycling", ciclado de potencia, en que durante una breve fracción de hora se disminuye la potencia del reactor y luego se la levanta nuevamente al nivel inicial. Debido al enfriamiento que sufre el combustible por la disminución de potencia se produce el efecto de

"waterlogging" o entrada de agua por las pinchaduras de las vainas, como se describe en la primera parte, sección 2. Subsiguientemente este efecto da lugar a una expulsión forzada transitoria de P. F., que permite detectar nucleídeos de vida muy corta que no se observan a régimen de potencia constante.

Este artificio es particularmente útil para detectar la emisión de neutrones retardados, de precursores ^{137}I y ^{87}Br , con períodos de 22 y 56 segundos, respectivamente.

3.7.3 "Flux Tilting"

Otra técnica para aumentar la sensibilidad de detección es el "flux tilting", en que cada una de las barras de control, por turno, es retirada un tanto, mientras que se introducen más las restantes, de manera de aumentar localmente el flujo de neutrones sin variar la potencia total. El aumento local da lugar a aceleración del quemado y al aumento de potencia del grupo de elementos combustibles próximos, forzando el escape de P. F. por cualquier falla presente en los mismos.

3.7.4 Trampas

Los P. F. que escapan preferentemente por las fallas son los gaseosos (Xe, Kr) y los volátiles (I, Br). Se comprueba además el escape de otros en menor grado, muy particularmente ^{132}Te y ^{99}Mo ; estos dos radionucleídeos, de períodos 78 h y 68 h, respectivamente, poseen la propiedad de depositarse espontáneamente sobre superficies de acero inoxidable y, mejor aún, de "monel". Esto se aprovecha incluyendo en el trayecto del refrigerante una "trampa" (lámina arrollada, con gran superficie mojada, interpuesta en la corriente, donde el telurio y el molibdeno se concentran, y su señal aumenta mucho respecto del fondo. La detección de ^{132}Te y ^{99}Mo se realiza aprovechando sus rayos gamma característicos.

Otra técnica de trampas, parecida, se describe en la sección "Monitor de yodo", página 27 de este informe.

3.7.5 Otros

Otros sistemas consisten, por ejemplo: en forzar la eficiencia de la retención de nucleídeos del fondo por resinas de intercambio; en la separación de gases radioactivos (ver "Monitor PFG, página 26), etc.

4. SISTEMAS MONITORES

Un sistema monitor comprende: un detector asociado a veces a una estructura o modificación particular en el circuito primario, más el sistema electrónico asociado al detector. Un monitor sirve para detectar o localizar, o ambas cosas a la vez.

4.1 Monitores de presión

Muchas veces las fallas de los E.C. son precedidas o acompañadas por ampollas, abultamientos o deformaciones que obstaculizan la circulación del refrigerante y producen una diferencia de presión entre la entrada y la salida del canal de refrigeración.

Mediante derivaciones desde cada canal se pueden medir estas caídas de presión, e incluso, gracias a la conexión de interruptores "Mercoïd" puede hacerse sonar una alarma y encender una luz en un panel que indique qué canal sufre la variación responsable.

La limitación de este método, obviamente, es el hecho de que no todas las fallas de vainas van acompañadas por abultamientos o deformaciones (35).

4.2 Detector de Cherenkov

La radiación de Cherenkov emitida por un E.C. es proporcional a la energía de las partículas beta emitidas. Los P.F. de vida corta que pueden escapar por un defecto de vaina emiten partículas beta de muy elevada energía, lo cual da lugar a un aumento de radiación de Cherenkov en cualquier punto donde se localice una pérdida de P.F. a través de una abertura.

Si en el seno del refrigerante se instala un tubo fotomultiplicador, éste acusará la radiación de Cherenkov produciendo pulsos proporcionales a su intensidad y por lo tanto a la energía de las partículas beta emitidas. Se comprende así que mediante un discriminador se puede acusar solamente la respuesta indirectamente debida a los P.F. de vida corta que escapan por la falla (36).

Este método tiene limitaciones en el caso del refrigerante a alta presión, pues no existen aún fotomultiplicadores capaces de resistir altas presiones, sin que haya que recurrir a artificios que atenúan el flujo luminoso indebidamente.

4.3 Monitor de productos de fisión gaseosos (P F G)

Los P.F.G. (varios isótopos de criptón y de xenón) que difunden desde un defecto de vaina son llevados por el refrigerante a un separador, donde una corriente gaseosa en contracorriente extrae y se lleva los P.F.G. (normalmente con 80% de eficiencia) a un precipitador electrostático, donde los iones de rubidio y de cesio producidos por la desintegración de criptón y xenón son colectados por un electrodo movable.

Después de un tiempo de recolección conveniente, el electrodo es trasladado (o se mueve por sí mismo: caso de alambre o cinta que pasa de un carrete a otro) delante de un detector de centelleo que registra la emisión de radiaciones beta; el registro obtenido es proporcional a la concentración de P.F. en el refrigerante.

Cuando funciona en forma discontinua, la desventaja de este método reside en el "tiempo muerto" insumido por el movimiento del electrodo, durante el cual la precipitación electrostática no se produce y por lo tanto queda sin ser medida; esto es particularmente serio en el caso de excursiones rápidas de potencia ("transiente") que pueden provocar liberaciones de P.F. que escapen a la detección. El tiempo muerto oscila entre, por ejemplo, 2 segundos (aparato inglés de Plessey Co.) y 60 segundos en algunos casos.

Otro tipo de detector de PFG se diferencia del anterior en que actúa continuamente, sobre rayos gamma seleccionados por el analizador de pulsos. Este monitor emplea un electrodo colector de alambre móvil y puede detectar, por ejemplo, una actividad de vida relativamente larga, como el criptón-88, de 2,8 horas. Mediante elección apropiada de la corriente gaseosa y la velocidad del alambre el rayo gamma de 1,83 MeV del ^{88}Rb , hijo del Kr, puede ser detectado con alta selectividad; esta situación ventajosa puede ser mejorada mucho más empleando un detector semiconductor para rayos gamma de Ge (Li), cuyo poder de resolución es muy elevado. Con todo, el método no se presta para localizar una falla, porque el costo de instalar un separador de gas para cada uno de los canales refrigerantes (253 en el caso de Atucha), es demasiado alto. Se podría sustituir por un sistema de exploración sucesiva ("scanning") de todos los canales, pero un sistema de scanning de PFG sería demasiado lento y particularmente sería inútil para identificar de inmediato a un elemento que fallara catastróficamente (37).

4.4 "Monitor de iodo"

La gran mayoría de los radionucleidos disueltos en el refrigerante están en forma catiónica y muy pocos en forma aniónica, a saber: ^{132}Te , ^{99}Mo , ^{99}Tc , ^{51}Cr (producto de activación) y varios isótopos de iodo (^{131}I , ^{133}I , ^{134}I y ^{135}I). Otras formas disueltas no catiónicas son los radioisótopos de los gases nobles Kr y Xe. Los cationes, por otra parte, suelen dar hidróxidos coloidales que se conglomeran o suelen adsorberse sobre otros hidróxidos. Esto hace posible retener la gran mayoría de los radionucleidos por filtración (para separar aquéllos que estén adsorbidos sobre partículas sólidas o coloidales) y por pasaje a través de resina de intercambio para cationes. Los radionucleidos que pasan de largo son, pues, los aniones y los gases nobles, ya mencionados (38).

La separación descrita tiene, en primer lugar, la ventaja de reducir considerablemente la radioactividad de fondo. En segundo lugar, quedan en el agua pocas interferencias que molesten a la medición específica de algún iodo u otro de los radionucleidos remanentes. Finalmente, puede aumentarse considerablemente la sensibilidad reteniendo los aniones en una trampa constituida por resina de intercambio para aniones. Un monitor que combina una trampa de esta clase con un detector de rayos gamma selectivo para los rayos emitidos por radioiodos, es llamado "detector de iodo".

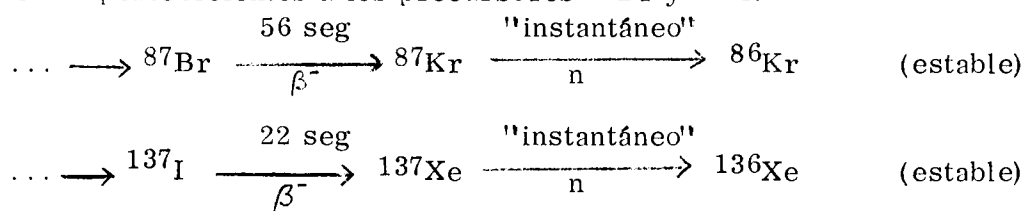
En el reactor CVTR, por ejemplo (39), la línea detectora consiste en un filtro para eliminar sólidos, una columna de intercambio iónico para retener cationes, y una columna de resina aniónica para retener iodo y los otros aniones. El detector de rayos

gamma, con el cual se mide la radiación procedente de la columna aniónica, comprende un cristal de centelleo y un fotomultiplicador, y va conectado a un analizador de pulsos. Este monitor funciona continuamente, en el circuito de purificación. En caso de alarma en esta vía, entra a funcionar el sistema de scanning del sistema de canales a alta presión dispuesto como sigue: las muestras de refrigerante de los canales se toman mediante venturis instalados a la salida de los mismos. La sucesión es gobernada por válvulas a solenoide accionadas por un "timer" cíclico. El flujo de muestreo se hace pasar por una línea detectora similar a la descrita más arriba, pero que carece de columna aniónica, de manera que no se adsorba en ella actividad procedente de un canal que pueda interferir con la detección de actividad procedente de otro. Por otra parte, esto reduce la sensibilidad, en comparación con la línea provista de columna aniónica, en un factor cien.

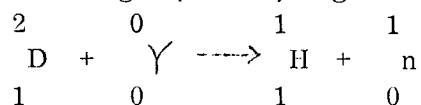
Para el reactor CVTR se ha calculado que en presencia de otros tres tubos fallados, la razón "señal"/fondo para poder localizar una falla es igual a 1,05. Esto corresponde a la señal más baja que resulta práctico detectar.

4.5 Monitor de neutrones retardados

La emisión de neutrones es un tipo muy poco frecuente de desintegración nuclear. Algunos pocos P.F. se desintegran de este modo, y esto puede aprovecharse para identificar su presencia en el refrigerante; los neutrones emitidos son llamados "retardados", por ser subsiguientes a la fisión; han sido separados en seis grupos, cuyos períodos de decaimiento varían entre 0,25 y 56 segundos; los dos períodos más largos han sido identificados como pertenecientes a los precursores ^{87}Br y ^{137}I .



Resulta claro que el tiempo de tránsito de la corriente de refrigerante entre el elemento fallado y el detector de neutrones no puede ser muy largo, para que los precursores no decaigan totalmente en el camino; por otro lado, si ese tránsito es demasiado rápido se corre el riesgo de detectar excesivamente otros neutrones emitidos con períodos muy breves, que no son debidos a P.F.: por ejemplo los del emisor espontáneo de neutrones ^{17}N (período 4,1 seg.), o los fotoneutrones producidos por rayos gamma muy energéticos sobre el deuterio del agua pesada, según la siguiente reacción nuclear endoérgica:



El período aparente de los fotoneutrones refleja el período del emisor de los rayos gamma energéticos, por ejemplo 7,5 seg. del ^{16}N . En general, el tiempo de tránsito elegido es del orden de 60-120 segundos.

En un sistema para detección de neutrones retardados, la muestra de refrigerante circula por un caño rodeado por un tanque cilíndrico concéntrico (por ej.: 40-45 cm de diámetro y 60-65 cm de largo). Este tanque está lleno de agua que actúa como moderador para los neutrones rápidos que provienen del volumen activo de 300 ml de efluente en la cañería (Fig. 5). Algunos de los neutrones termalizados pasan a través de los contadores "de boro" montados al costado del caño central, y son detectados.

Los detectores de F_3B son mantenidos debajo de su temperatura límite de funcionamiento (alrededor de $38^{\circ}C$) provocando en el tanque un flujo de agua fría. La eficiencia de detección es en general baja (menor que 0,5%), pero la experiencia ha demostrado que el método es muy sensible a la liberación de P. F., y útil para la localización de fallas importantes, en que se necesita una respuesta en el menor tiempo posible.

Por otra parte, aplicado a la localización de fallas, el sistema es caro; tiene una red de cañerías derivadas de poco diámetro, susceptible de sufrir pérdidas de D_2O difíciles de localizar y, finalmente, se requiere "power cycling" para alcanzar máxima sensibilidad (debido a que los precursores de neutrones retardados tienen períodos muy cortos, ver 3.7.1 y 3.7.2, pág. 24).

4.6 Monitores de rayos gamma

Se usan diversos tipos. Los detectores que permiten el análisis espectrométrico de la radiación gamma (4.6.3, 4.6.4) pueden aplicarse favorablemente a la localización de los elementos fallados; para poder localizar, en efecto, debe seleccionarse un P. F. que tenga baja "fracción de supervivencia" $he^{-\lambda T} = a$ (ver 3.3), elevada "fracción de escape" (40), y un rayo gamma apropiado; las condiciones de medición (reproducibles para canal del reactor) deben ser establecidas de modo que proporcionen una relación pico: fondo adecuado, para lo cual se necesitan buena resolución y fondo de baja intensidad.

4.6.1 Contador Geiger-Müller (G.M.)

Ciertos tipos de contadores G-M presentan sensibilidad aceptable para rayos gamma. Un "tubo" Geiger es ubicado, por ejemplo, alojado dentro de un castillete de plomo, con la ventana adosada a una espira de cañería por donde circula el refrigerante. Se prefiere que el tubo tenga extinción a halógeno, para mayor duración. Los pulsos de salida son conducidos a un integrador conectado con un registrador de 0-1 mA.

En un determinado caso (35) el nivel normal de actividad, con el reactor operando a 40 MW, era de alrededor de 50 cuentas por minuto (cpm); por lo común la máxima amplitud del registro se hacía corresponder a 500 cpm, diez veces mayor que el fondo normal.

Como los pulsos producidos por un contador GM no son proporcionales a la energía de la radiación incidente, este tipo de detector no permite ninguna clase de

selección ni especificidad; sólo se mide actividad bruta, sin distinguir entre P. F. ni productos de activación de diversas clases. Con todo, es muy sencillo y económico.

4.6.2 Cámara de ionización

Se transcribe una descripción dada en (35), página 3: "Un detector gamma designado F-1-L-29 ha sido montado un poco corriente arriba del monitor de neutrones retardados, sobre la cañería de efluentes. Esta instalación monitorea consiste en tres cámaras de ionización (tipo TPA) amarradas con cintas alrededor de la cañería de 20 pulgadas. La corriente de ionización producida por la actividad gamma en el refrigerante es conducida a tres amplificadores de corriente continua. Uno sólo de éstos, a su vez, está conectado al registro en la sala de control. Las salidas de los tres detectores, sin embargo, están conectadas en coincidencia de "2 sobre 3" a un circuito que detiene automáticamente el reactor cuando se producen registros a plena escala en dos cualquiera de las tres cámaras de ionización.

El monitor F-1-L-29 opera normalmente a un nivel de actividad de 25-40 mR/h, a potencia plena de 40 MW, y el registro máximo corresponde a 125 mR/h.

Los P. F. liberados durante una falla de vaina se depositan a veces sobre las paredes de la cañería. Como algunos de ellos son emisores gamma de vida larga, la señal del monitor gamma, por lo general, disminuye mucho más lentamente, después de cada elevación, que la señal producida por el monitor de "neutrones retardados".

El inconveniente descrito en el último párrafo es también debido a que tampoco en este caso hay especificidad para nucleídos determinados.

4.6.3 Detector de centelleo

Se usa mucho el detector a cristal de ioduro de sodio impurificado con talio, instalado como en el caso del detector GM descrito en 4.6.1 ó en combinación con trampas metálicas en la cañería (ver 3.7.4), o resinas de intercambio aniónicas (ver 4.4). Un detector de centelleo funciona en combinación con un fotomultiplicador, y los pulsos de salida son proporcionales a las energías gamma disipadas dentro del cristal. Estos pulsos son amplificados y llevados a un analizador mono o multicanal, (ver Fig. 6).

Debido a la proporcionalidad mencionada, un detector de centelleo permite medir selectivamente radiación gamma de energía determinada y, por lo tanto, vigilar la actividad debida a algún P. F. específico. Una forma de selección más sencilla consiste en establecer discriminación contra todos los rayos de energía menor que 0,9 MeV, lo cual excluye a muchos radionucleídos carentes de interés.

4.6.4 Detector semiconductor

La introducción de los detectores de germanio-litio es comparativamente nueva;

aunque su sensibilidad es inferior a la del NaI (Tl), poseen un poder de resolución mucho más elevado, por lo cual ofrecen en mayor grado las ventajas de especificidad del caso anterior; ésto puede permitir trabajar más cómodamente respecto del fondo y sus diversas interferencias.

El aprovechamiento racional del elevado poder resolutivo del detector de Ge (Li) requiere el empleo combinado de un analizador multicanal. Como en el caso anterior, un detector de Ge (Li) suele ser usado sobre una sección de cañería conteniendo una trampa, por ejemplo, de metal monel para ^{132}Te y ^{99}Mo (41).

4.7 "Dry Sipping" (succión en seco)

Este método se practica sobre elementos de combustible sacados fuera del núcleo del reactor y, por lo tanto, no constituye un método para detección temprana de fallas. Consiste en colocar el E.C. que se somete a prueba dentro de un recipiente sin fondo colocado bajo el agua en la pileta del reactor o bien en la pileta de depósito de elementos usados, cerrando por encima con una tapa y forzando aire dentro del recipiente para obligar al agua contenida en el mismo a descender hasta un nivel por debajo de la boquilla del E.C. Después de 10-15 minutos se readmite el agua en el recipiente. Durante el intervalo, el aumento en la temperatura del E.C. no refrigerado, debido a su radioactividad, produce la liberación de gases por los defectos de las vainas y el análisis del aire expulsado del recipiente mostrará su presencia (detector de centelleo).

Esta técnica ha dado resultados consistentes; además se ha demostrado que el riesgo de recalentamiento excesivo por accidente en estas operaciones no es mayor que lo tolerable (42).

4.8 "Wet Sipping" (succión "húmeda")

Tampoco es un método de detección temprana. Consiste en encerrar el E.C. rodeado de agua en un recipiente hermético, bajo el agua, en la pileta del reactor o de depósito. Al cabo de un tiempo se saca una muestra del agua encerrada con el E.C. y se analiza para determinar si contiene ^{131}I y ^{133}I . En caso positivo se deduce la presencia de un defecto en las vainas del E.C.

Esta técnica ha sido muy usada, pero da a menudo resultados erráticos, especialmente cuando los defectos de vainas son muy pequeños (42).

4.9 Otros sistemas

Las descripciones anteriores corresponden a los sistemas monitores más aplicados, pero no agotan la lista de sistemas propuestos o ensayados. En el Laboratorio Nacional de Argonne se ha estudiado, por ejemplo, variar la composición isotópica de la atmósfera de helio en que se cierran las barras de cada elemento de combustible, de manera que un simple análisis isotópico, por espectrometría de masa, del helio liberado a través de un defecto de vaina puede indicar inmediatamente cuál es el elemento involucrado (43).

Otro sistema registra el aumento de temperatura en el canal que aloja al E.C. fallado, etc. (44).

4.10 Sumario y cuadro

En resumen, los sistemas monitores de P.F. deben cumplir con una u otra de las siguientes funciones:

- a) detección de actividad de P.F. en el refrigerante, indicando la existencia de una o más vainas falladas.
- b) localización de la fuente de P.F. , por detección del aumento de concentración de P.F. , en el refrigerante de los canales, individualmente.

En el Cuadro VI se señalan con equis las funciones que puede llenar cada tipo de monitor considerado.

CUADRO VI

Sistema monitor	Detección	Localización
De presión		x
De Cherenkov		x
De P. F. G.	x	(f)
De "iodo"	x	x
De neutrones retardados	x (a)	x (b)
De { a cámara de ionización	x	
De { a detector Geiger-Müller	x	
radia- ción { a detector centelleador gamma de NaI (Tl)	x (c)	x (d)
{ a detector semi- conductor de Ge (Li)	x (c)	x (d)
Dry sipping		x (e)
Wet sipping		x (e)
De composición isotópica (ver 4.9)		x

- (a) en caso de fallas importantes
- (b) requiere "power cycling"
- (c) sobre efluente global
- (d) sobre efluentes de los canales, individualmente
- (e) tardíos
- (f) puede usarse con este fin, pero resulta muy caro

5. SELECCION DE SISTEMAS PARA DETECCION Y LOCALIZACION DE FALLAS

5.1 Generalidades

La selección de un sistema para detectar y localizar E.C. "pinchados" está determinada, en gran medida, por los reglamentos locales de sanidad radiológica. El tipo elegido, en cada caso, debe satisfacer un conjunto de requisitos interrelacionados, inseparables de los que rigen para el sistema global del reactor y debe ser considerado tomando en cuenta la economía de la construcción y de operación de toda la planta nuclear (45).

5.2 Criterios de diseño

Cada tipo de reactor tiene características propias que influyen sobre el diseño del sistema monitor, después de haberse elegido los P.F. apropiados, según sección 3. El diseño final puede ser juzgado sólo en mérito a su capacidad de construcción y de operación. Para comparar los sistemas monitores seleccionados o propuestos para diferentes tipos de reactores es conveniente tomar en cuenta los siguientes factores:

5.2.1 **Requerimiento de seguridad.** ¿Cuáles son las condiciones de liberación de P.F. permitidas por las autoridades en relación con el público y el personal de operación, y cómo han influido esas condiciones en el diseño?

5.2.2 **Comportamiento del combustible.** ¿Qué P.F. se liberan por la falla y con qué intensidad? ¿Cómo han influido en el diseño la intensidad de escape, la propagación de la ruptura de vaina y sus posibles consecuencias?

5.2.3 **Procesos de purificación.** ¿Qué eficiencia tienen los procesos de remoción de P.F. que operan en el sistema primario de refrigeración? Por ejemplo: ¿es el período de recirculación suficientemente largo como para permitir una disminución importante por desintegración radiactiva, etc.? ¿Cómo afectan estos procesos a las concentraciones de P.F. en general y cuáles P.F. resultan útiles para localizar fallas?

5.2.4 **Técnicas de inspección.** ¿Qué procedimiento ha sido adoptado para inspeccionar condiciones locales, por ejemplo flujos de muestreo continuo, flujos intermitentes o exploratorios, colección de P.F. en "trampas", etc.?

5.2.5 **Reducción del background.** ¿Son importantes, por ejemplo, el decaimiento radioactivo de la radiación de fondo y la separación de P.F. particulares por precipitación electrostática, y por qué?

5.2.6 **Aumentos transitorios de sensibilidad.** ¿Son necesarias, o deseables, técnicas tales como "flux tilting" y ciclado de potencia?

5.2.7 **Técnica de conteo.** ¿Qué radiación particular, por ejemplo beta, gamma o

neutrones retardados, se usa para medición, y qué técnica se usa? ¿Cuáles son las razones para esas elecciones? ¿Qué nivel de instrucción se demanda de los operadores?

5.2.8 Experiencia de operación. ¿Se justifican los costos de instalación y de operación en mérito a los beneficios para el funcionamiento del reactor?

5.3 Aplicación al tipo de reactor de agua pesada PHWR

La aplicación de los criterios precedentes se efectúa en el mismo orden de enunciación:

5.3.1 Las autoridades sanitarias establecen límites para las concentraciones de P. F. en el refrigerante y sobre la liberación permitida por chimenea. Estos límites son más altos que lo que se ha observado en la práctica cada vez que un reactor de este tipo ha sido operado con E.C. fallados. No se han producido riesgos para personal de plantas nucleares por aparición de zonas radioactivas causadas por escape de P. F. en E.C. fallados. Durante condiciones normales, las zonas radioactivas principales se deben a la presencia en el sistema de productos de corrosión activados.

5.3.2 El combustible de UO_2 envainado en circaloy ha demostrado ser estable. En este tipo de combustible las roturas no son frecuentes y comúnmente son causadas por mal funcionamiento de la máquina de recambio, más bien que por defectos del material de vainas. No se ha observado deterioro ulterior, o desprendimiento de material particulado. En casos de defectos verdaderamente grandes se ha observado alguna disolución de UO_2 en el refrigerante, lo cual produce ligeros aumentos de la contaminación; tales aumentos no dan lugar a problemas de operación, pero disminuyen la sensibilidad, tanto del sistema de detección como de localización. En el tipo de reactor a presión esa pérdida de sensibilidad puede recuperarse por modificación de la técnica.

A potencia estable se escapan predominantemente gases radioactivos de vidas relativamente largas, y radioiodos. Cuando se calienta el combustible se produce también escape de gases de vida corta, y de precursores de neutrones retardados. En ciertas circunstancias se ha observado escape de ^{99}Mo y de ^{133}Te .

5.3.3 Como procesos de remoción, actúan el intercambio iónico, la desintegración radioactiva, el desgasado y la adsorción sobre superficies. La intensidad de estos procesos tiene importancia en la selección del método para localizar las fallas.

5.3.4 La detección tiene que ser realizada en forma continua, pero gracias a la naturaleza estable del combustible, la localización puede ser continua o discontinua.

5.3.5 La radioactividad de fondo se debe a contaminación superficial con uranio, a productos de corrosión y a activación de contaminantes en el refrigerante. En este tipo de reactores el ^{17}F contribuye notablemente al "background". La selección de la técnica de medición influye sobre las acciones para reducir el fondo y, a su vez, depende de

las mismas.

5.3.6 El "flux tilting" no se considera aplicable en este tipo de reactores. El ciclado de potencia puede ser aplicado para mejorar la sensibilidad de ciertos sistemas monitores.

5.3.7 La detección y localización de fallas deben ser realizadas preferiblemente por medición de radiación beta o gamma, directamente sobre la corriente de agua refrigerante, o sobre las corrientes de gases procedentes de los desgasadores ("scrubbers") o condensadores. Los P. F. de períodos largos son más apropiados para indicar la presencia de fallas en el combustible, los de períodos cortos son más útiles para la localización de las mismas. En reactores del tipo Douglas Point se prefiere localizar mediante la medición de neutrones retardados (en combinación con ciclado de potencia).

5.3.8 La experiencia recogida en la operación de reactores demuestra que es necesario minimizar la pérdida de agua pesada y por este motivo la parte del sistema detector por donde circula refrigerante debe hacerse lo más simple posible. La pérdida de tritio entra también en consideración. En estos reactores, las pérdidas de combustible debidas a problemas del material no han tenido ninguna importancia, y el comportamiento con vainas falladas ha sido bueno.

5.3.9 Se prevé que para el tipo actual de combustible se producirá una simplificación en los métodos de detección en futuros diseños de reactores. En ellos no se instalarán, probablemente, sistemas de localización complicados. La localización de los E. C. fallados se hará probablemente aprovechando la instalación de las máquinas de recambio de E. C., durante la operación. Otro posible método para localizar fallas consiste en la exploración sucesiva de trampas para P. F. en la tubería de salida de los canales.

5.4 Aplicación a la Central Nuclear Atucha

A continuación se aplican los criterios y datos precedentes al reactor de Atucha. Se sigue el mismo orden.

5.4.1 Los límites de radioactividad aceptables en gases eliminados por chimenea han sido fijados por la Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad de la C. N. E. A., en base a un estudio climatológico realizado en la zona de emplazamiento del reactor.

Se eligieron dos situaciones meteorológicas representativas, basadas en la clasificación de categorías de condiciones atmosféricas de Pasquill. La primera corresponde a la categoría "C" o de atmósfera ligeramente inestable, y la segunda a la categoría "F" o de atmósfera moderadamente estable. Esta elección sobrevalora el riesgo, ya que la velocidad promedio de viento habitualmente observada en Atucha es unas cinco veces mayor que la considerada (1 m/seg), y la frecuencia de calmas en el lugar es relativamente baja.

El nucleído crítico para la evaluación es el yodo-131 y el grupo humano en riesgo es el de los niños en su segundo semestre de vida.

De esta manera los límites operativos para descarga de efluentes gaseosos de baja actividad adoptados por la C.N.E.A. resultan ser

Condición meteorológica	I-131 (mCi/h)
Condición "C"	0,11
Condición "F"	0,23

En iguales condiciones, las descargas de tritio podrían ser aproximadamente 10^5 veces mayor que las de radioyodo, pues la importancia radiosanitaria del tritio es mucho menor.

En el Informe de Seguridad y en la documentación entregada por Siemens a TÜV(*) se prevé una descarga por chimenea, en operación normal, según los siguientes valores en mCi/h:

Tritio	710
Ar-41	21,7
I-131	0,0026
Xe-133	140
Kr-85	<u>40</u>

Total aproximado 836 mCi/h

Se ve que la actividad total eliminada normal será de 7300 Ci/año. Estos valores corresponden a gases procedentes del refrigerante más gases del sistema de ventilación.

La concentración de radioactividad en el agua refrigerante no está limitada a priori. A título de información orientadora se dan los valores de concentraciones de varios nucleídos (productos de fisión y otros) encontrados en el refrigerante del reactor alemán MZFR, un PHWR similar en concepto al de Atucha.

(PF) ^{133}Xe : 10^{-2}	$\mu\text{Ci/ml}$	^{51}Cr : $0,9 \times 10^{-2}$	$\mu\text{Ci/ml}$
(PF) ^{85}Kr : $3,4 \times 10^{-3}$	"	^{18}F : 4×10^{-2}	"
(PF) ^{135}Xe : $0,5 \times 10^{-2}$	"	^{59}Fe : $3,2 \times 10^{-3}$	"
(PF) ^{88}Kr : 10^{-2}	"	^{60}Co : $0,6 \times 10^{-3}$	"

(*) Technischer Überwachungsverein. Alemania Federal.

(PF) ^{131}I :	$0,7 \times 10^{-3}$	$\mu\text{Ci/ml}$	^{54}Mn :	$1,8 \times 10^{-3}$	$\mu\text{Ci/ml}$
(PF) ^{133}I :	$0,5 \times 10^{-2}$	"	^{56}Mn :	$8,5 \times 10^{-2}$	"
(PF) ^{135}I :	10^{-2}	"			
(PF) ^{132}I :	$0,4 \times 10^{-2}$	"			

5.4.2 El combustible del reactor de Atucha, UO_2 envainado en circaloy es estable, poco susceptible de roturas. Se espera que la máquina de recambio estará suficientemente bien diseñada, fabricada y ajustada para que no pueda dañar los elementos combustibles durante el uso.

En caso de que algún escape limitado de productos de fisión origine un aumento de la actividad de fondo y baje excesivamente la sensibilidad de detección, será posible ensayar los siguientes artificios para aumentarla transitoriamente:

- 1) ciclado de potencia
- 2) aumento de la retención en resinas

Se prevé que, de acuerdo con lo dicho en 5.3.2 escaparán preferentemente los siguientes P.F. de vidas comparativamente largas:

^{131}I	período 8,0 días
^{133}I	período 21 horas
^{135}I	período 6,7 horas
^{133}Xe	período 5,4 días
^{135}Xe	período 9,2 horas

Cuando la liberación sea forzada por el ciclado, se podrán observar los siguientes productos de vida corta, generalmente asociados con emisión de neutrones retardados: ^{87}Br , ^{88}Br , ^{137}I , ^{89}Kr , ^{90}Kr , ^{137}Xe , ^{138}Xe y ^{139}Xe . Los períodos respectivos van de 24 segundos a 17 minutos.

5.4.3 En el Cuadro III, pág. 21 se dan los valores de los flujos de refrigeración y del circuito de purificación por intercambio iónico.

La intensidad de la desintegración radioactiva está determinada por la duración del período de recirculación, 11 segundos, y por el período de semidesintegración del radionucleído considerado. En la sección 3.6 se estudian estos factores en detalle, y se obtienen las conclusiones correspondientes; en síntesis éstas indican que si no se usa ciclado de potencia, la detección deberá realizarse sobre un nucleído de período largo y la localización sobre uno de período mediano. El ciclado permitiría localizar mediante

P.F. de vida corta, o que emitan neutrones retardados.

5.4.4 La detección deberá ser continua, sobre la corriente del refrigerante, o sobre los gases extraídos en el sistema desgasificador.

La localización puede ser continua o discontinua. La primera requeriría un detector o juego de detectores para cada canal, es decir un mínimo de 253 detectores, con sus instrumentos electrónicos subsidiarios, lo cual es evidentemente excesivo. Cabe la posibilidad de mezclar los efluentes correspondientes a pares de canales, con lo cual se reduce la rapidez de identificación precisa del canal que aloja el combustible fallado, pero se simplifica mucho la instalación. También puede recurrirse a un método de detección no "radioactivo", como los mencionados en 4.9.

La detección discontinua puede consistir en la exploración sucesiva de radioactividad en los efluentes de cada canal, o pares de canales, muy preferiblemente con detectores que permitan selección espectrométrica, como los de NaI(Tl) o de Ge (Li). De este tipo es la variante I propuesta para la CNA: un sistema de 127 cañerías que conducen los efluentes de los 253 canales, tomados de a pares; estos flujos pasan sucesivamente por una "válvula de muchas vías" y su actividad es registrada por un único detector de Ge (Li) asociado a un espectrómetro multicanal.

La otra variante (II) propuesta para Atucha exploraría el agua de refrigeración que enfría a cada E.C. cuando está alojado en la máquina de recambio, también mediante un cristal de germanio y un espectrómetro multicanal; como se ve, es también un sistema discontinuo.

5.4.5 La espectrometría de rayos gamma permite ignorar muchos radionucleidos que, de otro modo, interferirían con la medición del P.F. indicador, pero siempre hay rayos de energía degradada y bremsstrahlung que contribuirían a aumentar el fondo. Un nucleido abundante en el refrigerante, que no emite rayos gamma pero sí partículas beta muy energéticas, que originan bremsstrahlung, es el ^{17}N , cuyo período es de 4,2 segundos; por ello conviene que el detector esté suficientemente alejado de los canales del reactor de manera que la mayor parte de ese nucleido decaiga en el camino; una demora de 30 segundos entre el núcleo del reactor y el detector permite el decaimiento del 99% del ^{17}N original.

Una posibilidad extra de acción para reducir la intensidad del fondo es la de interponer resinas catiónicas en el curso del refrigerante medido (ver 4.4). Por otro lado, las resinas se gastan, deben regenerarse, se alteran por la radiación, etc.

5.4.6 El ciclado de potencia podría aplicarse en la CNA para forzar el escape de P.F. indicadores (por efecto de "waterlogging"), especialmente cuando son de período corto, o emisores de neutrones retardados. Como se vió en 3.6.2, esto aumenta la sensibilidad de detección.

5.4.7 La medición de rayos beta no permitiría aprovechar las ventajas de la espectrometría (especificidad, reducción del fondo); la medición de neutrones retardados necesita del ciclado de potencia. Por lo tanto, la medición de rayos gamma es la más conveniente para operar en condiciones de régimen.

Un método de análisis isotópico (ver 4.9) requeriría la instalación en línea de un espectrómetro de masa.

5.4.8 La necesidad de minimizar las pérdidas de agua pesada y de tritio hace pensar que un sistema complejo de cañerías de poco diámetro y válvula de muchas vías puede causar problemas, y desde este punto de vista la simplificación del ensayo individual de cada E.C. durante su permanencia en la máquina de recambio parece más recomendable; para esto puede medirse la actividad del agua de enfriamiento en la máquina, o tal vez aplicarse una técnica basada en los principios del "dry" y/o "wet sipping" (ver 4.7, 4.8).

La idea de localizar mediante exploración sucesiva de trampas en las tuberías de salidas de los canales no parece práctica si para ello se requiere que haya un detector por trampa, es decir, 253 detectores (más electrónica auxiliar), o 127 si los efluentes se reúnen de a dos.

6. NIVEL DE ACTIVIDAD QUE OBLIGA A DETENER EL FUNCIONAMIENTO DE UN REACTOR

Como ya se señaló en el primer capítulo, sección 5, raramente se encuentran en la literatura referencias o datos que permitan aclarar cuál es el límite de tolerancia establecido para concentración de radioactividad en el refrigerante debida al escape de P.F. por defectos de vainas en los E.C. En esa misma sección se dan extractos del estudio probabilístico de accidentes, por Cave y Williams, en que el límite aceptable no se da directamente sino que es un ítem más, y muy dependiente de otros parámetros, dentro del conjunto de riesgos inherentes a la operación de la planta nuclear.

Existe un trabajo canadiense por Allison y Crocker (46) en el cual se ven mejor los aspectos prácticos del problema. En él se describe la sintomatología de un accidente de este tipo en un "loop" y la decisión de parar la marcha del reactor por esa causa.

El objetivo del experimento era: a) estudiar el escape de P.F. por un defecto intencional, hacia el refrigerante; b) determinar si el combustible podía soportar la irradiación en condiciones de falla; c) relacionar el comportamiento con los datos del examen post-irradiación.

Durante el transcurso de la irradiación (16 días) reinaron las peores condiciones posibles para la supervivencia del elemento fallado, debido al gran número de paradas y

puestas en marcha del reactor que tuvieron lugar.

Una vez que se concluyó la instalación de la barra defectuosa en el loop, el reactor fue puesto en marcha un 13 de diciembre y el ensayo prosiguió satisfactoriamente hasta el 29 de diciembre. Hasta la tarde del 29 de diciembre los registros gráficos automáticos de los monitores aparecían normales y no indicaban agrandamiento del defecto, ni la aparición de un defecto adicional.

Al "detener" el reactor, a las 16.24, los registros de los monitores de rayos gamma y "de iodo" se elevaron y, también en menor grado, el de neutrones retardados. A las 16.42 el reactor entró a funcionar nuevamente y a las 16.52, cuando la potencia había alcanzado sólo 5 MW, tuvo que ser detenido por causa del aumento de radioactividad. El detector de neutrones, en efecto, registró entonces un máximo de 6×10^5 cuentas por minuto (cpm); el contador de iodo alcanzó 10^6 cpm y luego dejó de funcionar por exceder la capacidad del equipo electrónico; el registro del detector gamma salió fuera de escala (más de 25000 cpm). En funcionamiento constante y normal, los valores respectivos hubieran sido, aproximadamente, 12000, 400000 y 1000 cpm.

Setenta y ocho minutos después de detener la marcha del reactor se obtuvo una muestra de agua refrigerante del loop: la exposición registrada por un instrumento en contacto con el matraz de 50 ml era de aproximadamente 40 roentgens por hora. Debido a esta elevada radioactividad en el refrigerante y al elevado nivel de radiación en las cañerías del loop (10 R/h en el recinto que alojaba el cabezal superior) se decidió dar el experimento por terminado.

La decisión de detener el aumento de P. F. en el refrigerante, como puede verse, dependió fundamentalmente de la elevación de la intensidad de radiación hasta un nivel incompatible con la seguridad de los operadores.

REFERENCIAS

1. MOORADIAN, A. J. y otros. Nucleonics, 18, No.1, pág.85 (1960)
2. MOORADIAN, A. J. y otros. Idem, pág. 81.
3. PAGE, R. D. Trabajo SM-99/48, pág. 771, "Heavy-Water Power Reactors",
anales del simposio de Viena de 1967, OIEA, Viena, 1968.
4. PAGE, R. D. y LANE, A. D. AECL-3068, pág. 5 (1968).
5. GEAP - 5626.
6. Ref.4, p. 10.
7. Ref.4, p. 6.
8. Ref.4, figura 11.
9. NOTLEY, M. J. F. y LANE, A. D. Trabajo SM-99/35, pág.786, Anales del simpo-
sio de Viena de 1967, OIEA, Viena, 1968.
10. LIPSETT, J. J. y PALMER, J. F. AECL-2786, pág. 3.
11. Ref. 10, p. 9.
12. ERICSSON, E. y HASLING, W. Trabajo SM-99/42, pág. 76, Anales del simposio
de Viena de 1967, OIEA, Viena, 1968.
13. LIPSETT, J. J. AECL-2360, pág. 4.
14. LIPSETT, J. J. y PALMER, J. F. AECL-2786 (1967).
15. Ref. 13, p. 13 y siguientes.
16. MOORADIAN, A. J. y otros. Trabajo SM-99/33, pág. 393, Anales del simposio
de Viena de 1967, OIEA, Viena, 1968.
17. HORTON, E. P. Trabajo SM-99/27, pág. 61, Anales del simposio de Viena de
1967, OIEA, Viena, 1968.
18. Ref. 13, p. 3.

19. Actas de reunión del 18 de setiembre de 1970, en Erlangen, entre representantes de Siemens, de KWU y de la CNEA sobre equipo de detección de elementos fallados para reactor de Atucha.
20. Ref. 4, pp. 15 y 16.
21. Ref. 4, p. 7.
22. Ref. 17, p.64.
23. HUBER, Ing. Horacio. Comunicación privada.
24. CAVE, L. y WILLIAMS, T.F. Trabajo SM-99/19, pág. 831-863, Anales del simposio de Viena de 1967, OIEA, Viena, 1968.
25. SIEBKER, M.H. Trabajo SM-127/19, pág. 544, Anales del simposio sobre "Performance of Nuclear Power Reactor Components", en Praga, noviembre de 1969, OIEA, Viena, 1970.
26. TUNNICLIFFE, P.R. AECL-860 (1956, 1959).
27. TUNNICLIFFE, P.R. y WHITTIER, A.C. AECL-839 (1953, 1959).
28. CURRIE, L.A. Anal.Chem., 40, 586 (1968).
29. FLEMONS, R.S. AECL No. CGE-4 (1957).
30. PALMER, J.F. NEI-160 (Chalk River, documento interno).
31. BOOTH, A.H. AECL-496 (1957).
32. BOOTH, A.H. DCI-27 (1957).
33. ROBERTSON, R.F.S. ANL-6022 (1960).
34. Datos suministrados por el Departamento Reactores de la Comisión Nacional de Energía Atómica (Argentina), 1971.
35. PALMER, J.F. y BARSS, W.M. CRR-749 (1958).
36. RIPPON, S.E. Nuclear Instr. & Meth. 21, 185 (1963).
37. LAPSLEY, A.C. Nucleonics, 19, No.5, 74 (1961).
38. HEATH, R.L. IDO-16213 (1956).

39. BABB, H.T. y EASTMAN, R. Nucleonics, mayo 1963, p. 74.
40. LIPSETT, J.J. Nuclear Electronics, p. 308, OIEA, Viena, 1966.
41. LIPSETT, J.J. y PALMER, J.F. AECL-2786 (1967).
42. BLAKELY, J.P. Nuclear Safety, 7, No. 4, 511 (verano de 1966).
43. Argonne National Laboratory, ANL-7225 (1967).
44. PALMER, J.F. Nucleonics, 22, No. 6, p. 39 (1964).
45. "Detection and Location of Failed Fuel Elements", Report of a Panel, Viena, 13-17 de noviembre de 1967, OIEA, Viena, 1968.
46. ALLISON, G.M. y CROCKER, I.H. AECL-1339 (1961).

APENDICE A

$$e^{-\lambda T} = e^{-\frac{0,693}{\tau} T}$$

Del cálculo se obtiene

τ	$e^{-\lambda T}$
1 seg	0,000489
10 seg	0,4666
10^2 seg	0,9270
10^3 seg	0,9924
10^4 seg	0,99924
10^5 seg	0,999924
10^6 seg	0,9999924

APENDICE B

$$h = 1 - p \frac{Fi}{F} = 1 - 1 \frac{4,45 \times 10^3}{5,55 \times 10^6} = 1 - 0,8018 \times 10^{-3}$$

$$= 1 - 0,0008018 = 0,9991982 \cong 0,9992$$

APENDICE C

$$m = \frac{2 M}{q} \frac{\nu}{\sqrt{\lambda}} (1 - a), \text{ siendo } a = h e^{-\lambda T}$$

$$\lambda = 0,693/\tau$$

$$m = \frac{2 M \nu}{q} (1,201 \sqrt{\tau}) (1 - a) =$$

$$= \frac{2,402 \times 4250 \text{ g} \times 5 \times 10^{-6}}{10^{-3} \text{ g}} (1 - a) \sqrt{\tau} =$$

$$= 51,04 (1 - a) \sqrt{\tau} .$$

Calculando para cada τ se obtiene

τ	a	1 - a	$\sqrt{\tau}$	m
10 seg	0,466266	0,53377	3,16228	86,15
10^2 seg	0,92626	0,07374	10	37,64
10^3 seg	0,99160	0,00840	31,6228	13,56
10^4 seg	0,99844	0,00156	100	7,962
10^5 seg	0,99912	0,00088	316,228	14,203
10^6 seg	0,99919	0,00081	1000	41,34

APENDICE D

$$(1 + x)^{-1} = 1 - x + x^2 - x^3 + \dots \quad \text{para } n = \infty$$

$$(1 - x)^{-1} = 1 + x + x^2 + x^3 + \dots = \frac{1}{1 - x}$$

$$\frac{1}{1 - x} - 1 = x + x^2 + x^3 + \dots$$

$$\frac{x}{1 - x} = x + x^2 + x^3 + \dots$$

$$\therefore a + a^2 + a^3 + \dots + a^n = \frac{a}{1 - a}$$

cuando $n = \infty$

$$a = he^{-\lambda T} = he^{-\frac{0,693}{\tau} T}$$

Calculando para distintos τ :

τ	$e^{-\lambda T}$	$he^{-\lambda T=a}$	$1 - a$	$a/1 - a$
10 seg	0,4666	0,466266	0,53377	0,8733
10^2 seg	0,9270	0,92626	0,07374	12,56
10^3 seg	0,9924	0,99160	0,00840	118,05
10^4 seg	0,99924	0,99844	0,00156	640,03
10^5 seg	0,999924	0,99912	0,00088	1135,36
10^6 seg	0,9999924	0,99919	0,00081	1233,57

APENDICE E

$$\frac{C}{B} = 1 + m + \frac{f}{F} m \frac{a}{1 - a} \quad (\text{ec. 16})$$

$$\frac{f}{F} = \frac{2,2 \times 10^4 \text{ g'/seg}}{5,55 \times 10^6 \text{ g'/seg}} = 0,003964$$

$$\frac{C}{B} = 1 + m + 0,003964 m \frac{a}{1 - a}$$

Calculando para cada τ

τ	m	$\frac{f}{F} m$	$\frac{a}{1 - a}$	$\frac{f}{F} m \frac{a}{1 - a}$	C/B
10 seg	86,15	0,341	0,8735	0,298	87,55
10^2 seg	37,64	0,149	12,56	1,871	40,51
10^3 seg	13,56	0,0537	118,05	6,339	20,90
10^4 seg	7,962	0,0315	640,03	20,16	29,12
10^5 seg	14,20	0,0562	1135,36	63,81	79,01
10^6 seg	41,34	0,1637	1233,57	201,94	244,28

APENDICE F

τ	m	C/B	C'/B
10 seg	86,15	87,55	1,40
10^2 seg	37,64	40,51	2,87
10^3 seg	13,56	20,90	7,34
10^4 seg	7,962	29,12	21,16
10^5 seg	14,20	63,81	49,61
10^6 seg	41,34	201,94	160,60

EPIGRAFES

Fig. 1 Reactor de Atucha. Esquema del circuito primario de refrigeración.

Fig. 5 Monitor de neutrones retardados.

1: detectores de neutrones, de trifluoruro de boro.

2: entrada para agua de refrigeración.

3: salida para agua de refrigeración.

Fig. 6 Monitor de rayos gamma a detector de centelleo de NaI (Tl); modelo comercial.

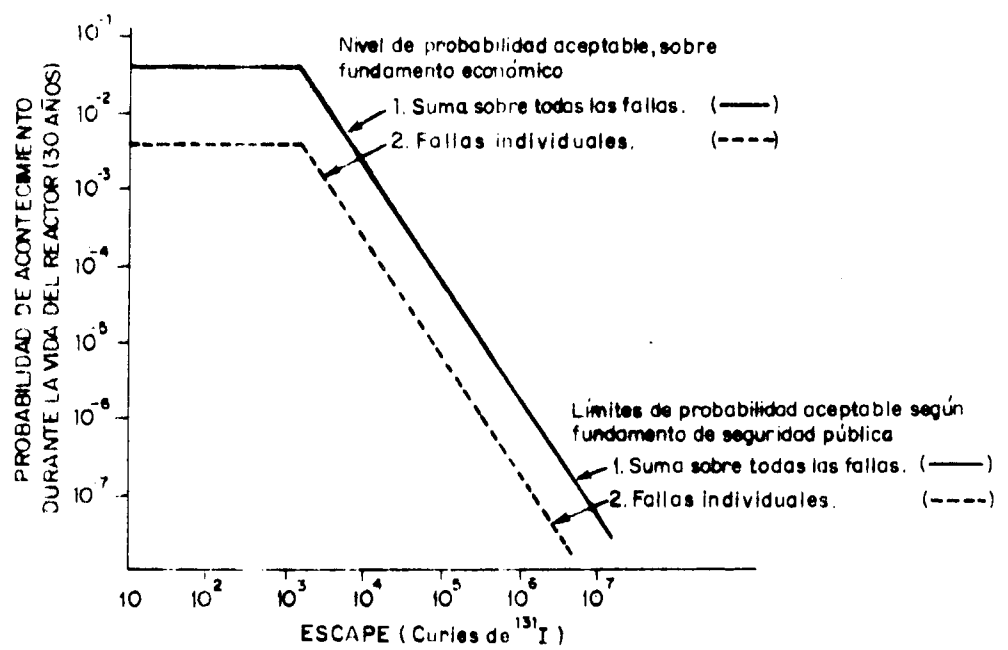


Fig. 1

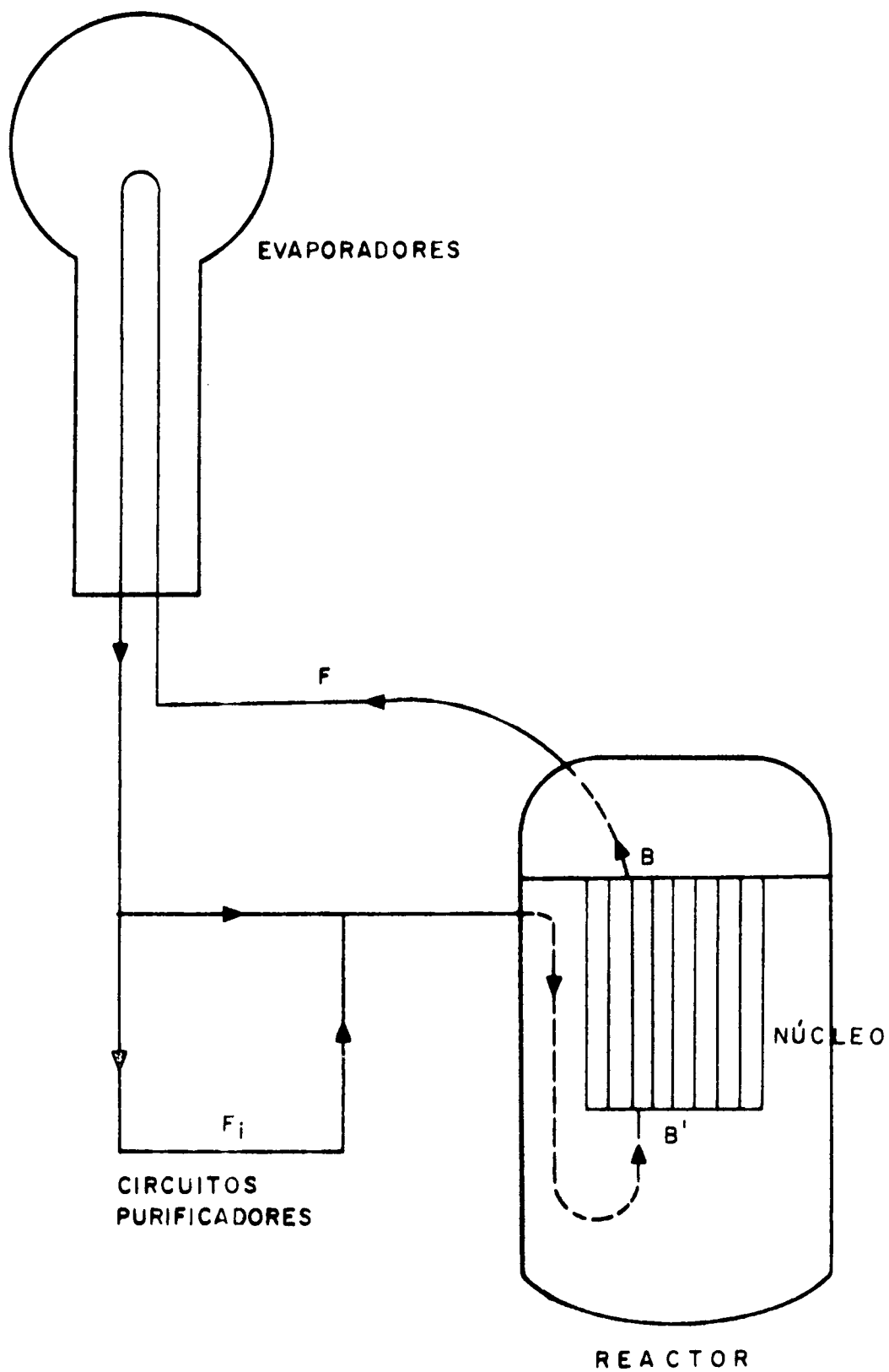


Fig. 2

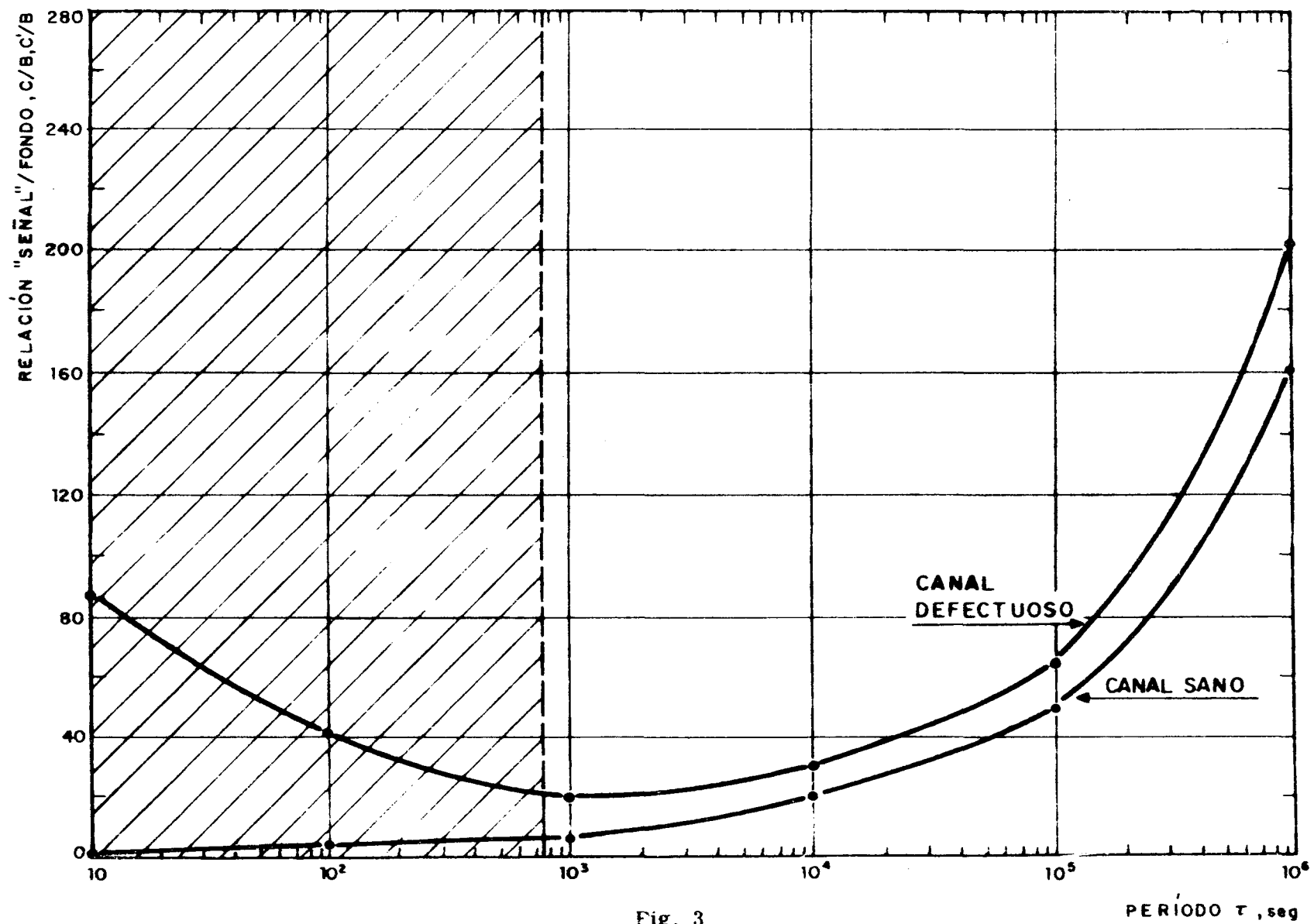


Fig. 3

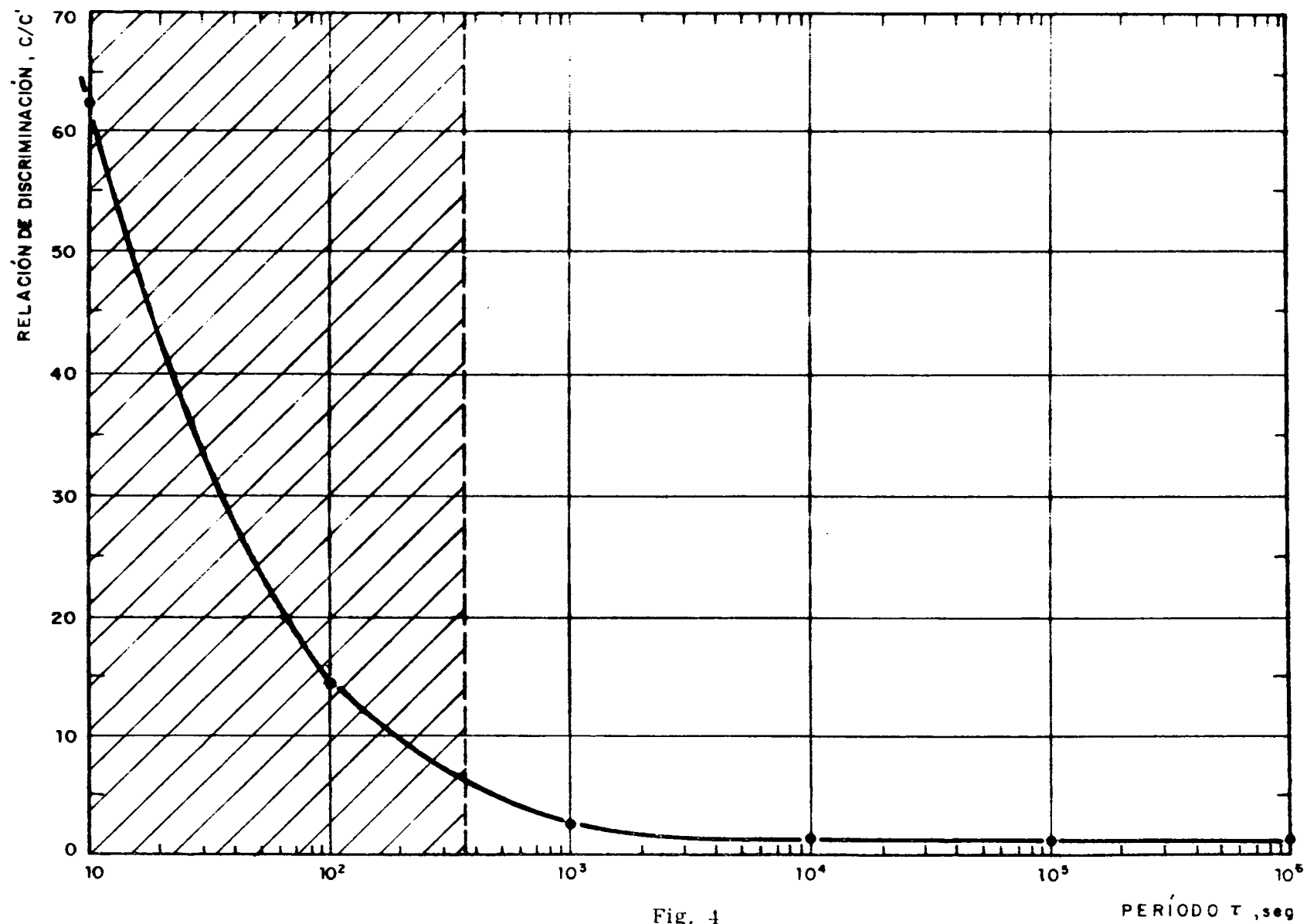


Fig. 4

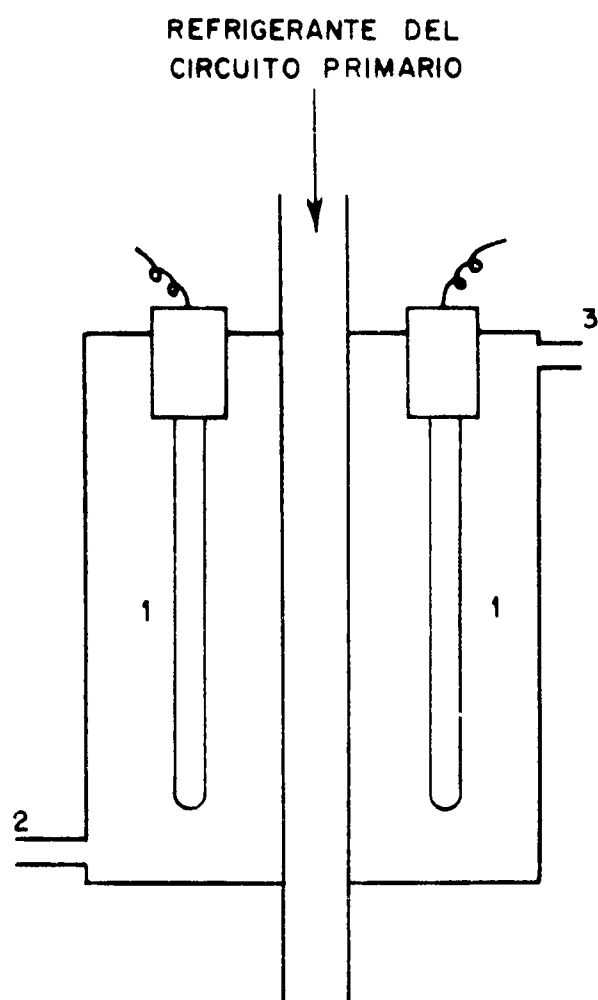


Fig. 5

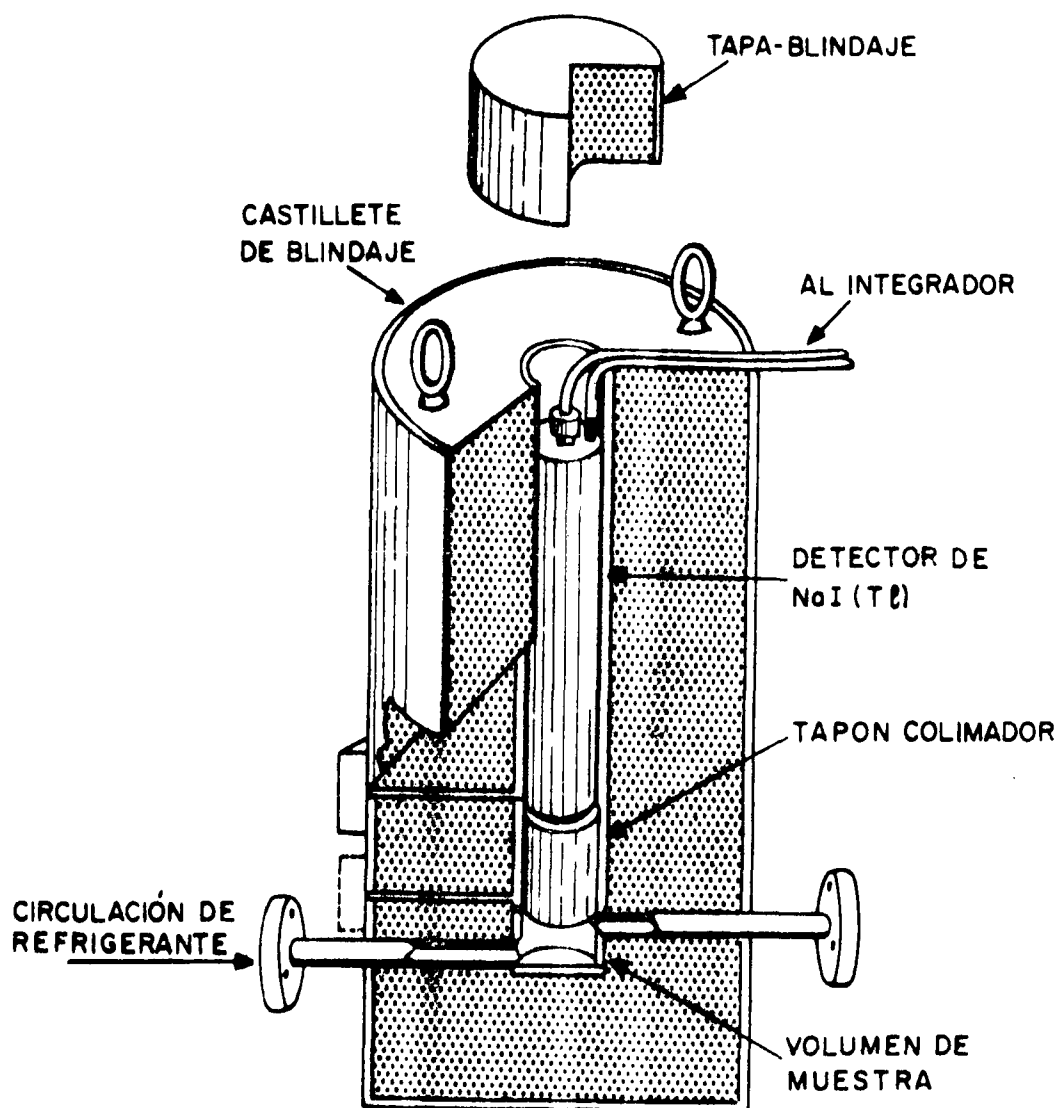


Fig. 6