



TE 21/88

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

GERENCIA DE TECNOLOGIA

EVALUACION DE LA SEGURIDAD DE COMPONENTES NUCLEARES

L. DARNOND, J. FRITZSCHE, M. SARRATE Y O. WORTMAN

Presentado a las V JORNADAS METALURGICAS de la S.A.M., setiembre 1972

BUENOS AIRES
1972

TE 21/88

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

GERENCIA DE TECNOLOGIA

EVALUACION DE LA SEGURIDAD DE COMPONENTES NUCLEARES

L. DARNOND, J. FRITZSCHE, M. SARRATE Y O. WORTMAN

Presentado a las V JORNADAS METALURGICAS de la S.A.M., setiembre 1972

BUENOS AIRES
1972

EVALUACION DE LA SEGURIDAD DE COMPONENTES NUCLEARES

L. Darnond, J. Fritzsche, M. Sarrate, O. Wortman

Comisión Nacional de Energía Atómica
Buenos Aires, Argentina

RESUMEN

Se analizan las distintas formas de evaluar la capacidad de un componente nuclear para resistir las condiciones de trabajo teniendo en cuenta el daño por radiación, el efecto de la fatiga de bajos ciclos y la seguridad contra rotura frágil.

Se realiza una estimación de seguridad contra rotura frágil para el recipiente de presión de la Central Nuclear Atucha (CNA) y se hace referencia al programa de inspección en servicio para el mismo recipiente.

INTRODUCCION

Durante la construcción de la Central Nuclear en Atucha (CNA) la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) participó en el seguimiento de la fabricación de ciertos componentes principales, recipiente de presión, generadores de vapor y presurizador.

Esta tarea permitió familiarizarse con las técnicas de fabricación de componentes para uso nuclear como así también de los aspectos de diseño, aplicación de códigos, tareas de inspección y criterios de seguridad aplicables a los mismos.

Confiabilidad de un componente.

Un componente nuclear debe ofrecer un máximo de confiabilidad. Es por ello que se controla estrechamente la calidad del material empleado y los procesos de fabricación y armado de las partes. Las normas de diseño y las especificaciones sobre los controles durante la fabricación están dados por códigos tales como el ASME sección III en EE.UU. o las especificaciones AD serie B en Alemania.

Los controles durante la operación se basan en sistemas de inspección durante el servicio que consiste, fundamentalmente, en la detección ultrasónica de defectos en soldaduras del recipiente (1). Asimismo se establece un programa de vigilancia del daño por

radiación que consiste en introducir probetas en zonas que sufren irradiación a fin de controlar las variaciones de las propiedades mecánicas del material del recipiente durante el servicio. Para la evaluación de la seguridad contra rotura rápida se utilizan criterios basados en la temperatura de transición y en la mecánica de fractura.

Criterio de temperatura de transición.

El enfoque de temperatura de transición se basa en el concepto de que, en un componente no ocurrirá rotura frágil si durante el servicio la temperatura del acero está por encima de una cierta temperatura de transición (NDT). Esta temperatura de transición del comportamiento frágil a dúctil se determina con el ensayo de peso de caída libre (DWT-NDT) o ensayo Pellini. El diagrama para el análisis de la fractura (FAD) de Pellini utiliza este criterio de temperatura de transición para correlacionar tamaño de defecto, tensiones nominales admisibles y temperaturas de trabajo (a partir de la temperatura NDT).

Basado en el diagrama de Pellini, Porse (2) elaboró el que lleva su nombre y que establece los límites operacionales de presión y de temperatura para un servicio seguro del componente (en especial durante los períodos de calentamiento y de enfriamiento). Este método impone restricciones a los niveles de presión cuando la temperatura es menor que la $NDT + 60^{\circ}F$, a las que Porse denomina Temperatura de Transición para Diseño (DTT). Por encima de DTT se aplican las restricciones de los respectivos códigos.

Criterio de mecánica de fractura

Mediante la mecánica de fractura se relaciona el estado de tensiones en la vecindad del extremo de una fisura con la tensión nominal aplicada sobre la estructura y el tamaño de defecto o fisura.

El parámetro intensidad de tensiones K representa el estado de tensiones en el extremo de la fisura. Por ejemplo, para el caso de una chapa plana de suficiente tamaño y espesor, conteniendo una fisura pasante, el parámetro K está dado por $K = \sigma \sqrt{\pi a}$.

La condición de rotura en presencia de un defecto es que el estado de tensiones en el extremo de la fisura alcance un valor crítico K_{IC} . La condición para la fractura es

$$K_{IC} = \sigma^* \sqrt{\pi a} \quad \text{ó} \quad K_{IC} = \sigma \sqrt{\pi a^*}$$

σ^* es la tensión nominal de rotura cuando se toma a fijo o a^* tamaño crítico de fisura cuando se toma σ como invariante. K_{IC} , tenacidad de la fractura, es una propiedad del material y representa la resistencia a la rotura en presencia de una fisura. El ensayo para determinar K_{IC} ha sido recientemente incluido como método standard ASTM E-399-72.

Crecimiento de fisura

Para determinar la vida útil del componente es necesario agregar un estudio del crecimiento de la fisura bajo cargas cíclicas. La propagación de una fisura por fatiga está dada por la expresión de Paris $da/dN = C_o \Delta K^n$, siendo da/dN el cambio en longitud de fisura por ciclo, ΔK el rango de intensidad de tensiones aplicada durante el ciclo. C_o , n , constantes dependientes del material (n adopta valores entre 2 y 4).

Los aceros usados en recipientes de presión presentan sensibilidad a la fragilización por irradiación. Esto se manifiesta por un incremento gradual en la temperatura de transición frágil-dúctil del acero. De este modo la NDT normalmente a -12°C podrá elevarse hasta 75°C y 150°C para irradiaciones equivalentes a 10^{19} nvt para reactores convencionales.

Recipiente de presión para la CNA - Seguridad a la rotura frágil.

Para el cálculo mediante la mecánica de fractura es necesario conocer la tenacidad a la fractura K_{IC} , la tensión de fluencia y las constantes C_o , n de crecimiento por fatiga.

El material es un acero 22 Ni Mo Cr 37 (similar al ASTM A 508 cl 2) con tensión de fluencia $\sigma_{YS} = 40 \text{ kg/mm}^2$ (57 ksi) y de rotura $\sigma_R = 60 \text{ kg/mm}^2$ (85 ksi).

La temperatura de transición de ductilidad nula es $NDT = 0^\circ\text{C}$ (32°F). La temperatura de diseño es de 330°C (900°F).

Los valores de K_{IC} en función de la temperatura para estado no irradiado o irradiado se indican en la Fig. 1 (3) (4). En base a ella se estiman para el cálculo los siguientes valores de K_{IC} .

en estado no irradiado: a $40^\circ\text{C} = 420 \text{ kg/mm}^{3/2}$ ($120 \text{ ksi} \sqrt{\text{in}}$)

a $300^\circ\text{C} = 630 \text{ kg/mm}^{3/2}$ ($180 \text{ ksi} \sqrt{\text{in}}$)

en estado irradiado: a $300^\circ\text{C} = 520 \text{ kg/mm}^{3/2}$ ($147 \text{ ksi} \sqrt{\text{in}}$)

Cálculo del defecto crítico para el caso de la prueba de presión.

Supongamos un defecto embebido de longitud $2c$ y profundidad $2a$ orientado axialmente. El ensayo de presión se realiza a 43°C (110°F) ($\text{NDT} + 33^{\circ}\text{C} + 10^{\circ}\text{C}$) a 175 atm. Se tienen tensiones de membrana $\sigma = 22 \text{ kg/mm}^2$ (sobre la zona del cinturón de irradiación, de espesor 220 mm); a 43°C es $K_{IC} = 420 \text{ kg/mm}^{3/2}$. Para ubicarse en el caso más desfavorable supongamos una tensión de membrana

$\sigma = \sigma_{YS} = 40 \text{ kg/mm}^2$. Estos valores de tensión tienden a invalidar los cálculos de mecánica de fractura (aplicables en el rango elástico). Usando la corrección por plasticidad elaborada por G.T. Hahn y colaboradores (5).

$$K_{IC} = \sigma \sqrt{\pi a \psi}$$

$$\psi = \left(\frac{\pi \sigma}{2 \bar{\sigma}} \right)^{-2} \ln \left[\sec \frac{\pi \sigma}{2 \bar{\sigma}} \right]^2$$

$$\bar{\sigma} = 1,04 \sigma_{YS} + 7 \text{ kg/mm}^2$$

σ = tensión nominal

$2a$ profundidad de fisura

ψ corrección por plasticidad

σ_{YS} tensión de fluencia estática

$\bar{\sigma}$ tensión de fluencia

para $\sigma = \sigma_{YS}$, $\frac{\sigma}{\bar{\sigma}} = 40/49 = 0,815$, $\psi = 1,5$
el tamaño crítico resulta $a_{cr} = (1/1,5\pi) \cdot (420/40)^2 = 21 \text{ mm}$.
Profundidad crítica de defecto $2a = 42 \text{ mm}$.

La sensibilidad del método de inspección (US y rX) aseguró la detección de defectos del orden de los 2 mm. de profundidad, de modo que se excluye la posibilidad de rotura frágil durante la prueba de presión.

Crecimiento de defectos

Para distintas solicitaciones se calculará el crecimiento de defectos por fatiga sobre la zona del cinturón de irradiación. El tamaño inicial supuesto de fisura resulta de la sensibilidad del método de ensayo no destructivo empleado (1% del espesor de pared). Por lo tanto, la profundidad de fisura supuesta es $a_i = 0,01 \times 220 = 2,2 \text{ mm}$; aplicando un coeficiente de seguridad 5, $a_i = 10 \text{ mm}$.

$$da/dN = C_o (\Delta K)^n \quad \Delta K \approx \Delta \sigma \sqrt{\pi a_i}$$

$C_o = 1,26 \times 10^{-6}$, $n = 2,75$ (6) para da/dN en mm/ciclo y

$$\Delta K \text{ en kg/mm}^{3/2}.$$

Caso	kg/mm ²	Nº ciclos	a mm
arranque y parada	17	500	1×10^{-1}
corte brusco de bombas primarias	7.6	80	2×10^{-3}
pruebas de presión	22	20	6×10^{-3}

Para otros casos el ΔK está por debajo del umbral de crecimiento estimado. Se aprecia que el crecimiento total no es significativo.

Diagrama de fractura frágil

En la Fig. 2 se ofrece el diagrama de Porse para el estado inicial e irradiado. Asimismo se indican las curvas correspondientes a la relación tamaño de fisura-tensión-temperatura obtenidas a partir de las expresiones de Irwin (7) y de Allav Smith (8).

Como cálculo conservativo se consideró K_{IC} para estado irradiado.

Inspección en servicio

Conocidas las relaciones entre tamaño de defecto y tensiones actuantes ofrecidas por la mecánica de fractura se hace necesario contar con un programa de inspección en servicio a fin de asegurar la operación continua del reactor bajo las normas de seguridad requeridas.

El recipiente de presión de Atucha está provisto de un sistema de inspección en servicio para el control de soldaduras por técnicas de ultrasonido construido por S/R I de acuerdo a requerimientos de CNEA.

En la Fig. 3 se indican las soldaduras a ser inspeccionadas:

- toda la soldadura circunferencial entre cuerpo cilíndrico y brida
- todas las soldaduras longitudinales del cuerpo cilíndrico
- toda la soldadura circunferencial que une los segmentos que forman el cuerpo cilíndrico como así también la que corresponde a la parte hemisférica
- toda la soldadura de toberas usadas para el moderador y el refrigerante
- todas las uniones soldadas de toberas con tuberías
- los tornillos de sujeción de la tapa

El equipo consiste en tres sistemas separados (para el recipiente, toberas y tornillos) basados en la técnica pulso-eco.

El barrido de las áreas del cuerpo cilíndrico se logra por un movimiento vertical del módulo sobre un riel combinado con un movimiento de rotación de toda la estructura del equipo.

Para la inspección de las toberas el módulo se desliza sobre un riel anular montado sobre la tobera. La inspección de los tornillos se efectúa por un orificio central introduciendo un transductor autocentrante. CNEA diseñó un sistema para adquisición de datos destinado a registrar toda la inspección y procesarla luego por computación (Fig. 4).

Dos equipos de US reciben la señal de los transductores del módulo de inspección. Uno de los equipos recibe la señal del transductor pulso-eco de 45 ó 60°. El otro equipo recibe señales del transductor normal a 90° y también el eco de la señal emitida por el transductor de 45 o 60° Fig. 5.

Los datos (en forma analógica) seleccionados por compuertas más la información recibida de los indicadores de posición XY sobre el panel de control, se registra en cinta magnética mediante un grabador FM con múltiples canales para registro simultáneo. Esta grabación puede ser procesada luego por computación.

También se obtiene registro oscilográfico. Finalmente el sistema incluye una grabación en video del panel de control y de las pantallas del US.

REFERENCIAS

- (1) J. BAEZ. In service inspection system for the Atucha P.V. reactor panel on NDT of reactor core components and pressure vessels. Viena, Nov. 1971.
- (2) L. PORSE. J. Bas. Eng. Trans. ASME 1964, p. 743.
- (3) E.T. Wessel, T.R. MAGER. Fracture mechanics Technology applied to thick walled nuclear P.V. Conferencia "Practical applications of fracture mechanics to P.V. technology", Londres, mayo 1971.
- (4) Siemens, comunicación privada.
- (5) G.T. HAHN, M. SARRATE, A.R. ROSENFELD. Criteria for crack extension in cylindrical Pressure Vessels. International Fracture Mechanics, vol. 5, N°3, sept. 1969, p. 187-210.

- (6) D.F. MOWBRAY, W.R. ANDREWS. Fatigue crack growth studies of low alloys steels. Trans. AIME Journal Basic Eng., nov. 1968.
- (7) C.F. TIFFANY, J.N. MASTERS. Applied fracture mechanics. ASTM STP 381.
- (8) F.W. SMITH, M.J. ALAVI. Stress intensity factors for a part circular surface flaw. First International Conference on Pressure Vessel Technology, Delft, sept. 1969.

FIGURAS

- 1. Tenacidad a la fractura vs temperatura para estado irradiado y no irradiado.
- 2. Diagrama de fractura en base a Porse y mecánica de fractura.
- 3. Soldaduras a ser inspeccionadas por el equipo de inspección en servicio.
- 4. Adquisición de datos.
- 5. Inspección con 3 transductores.

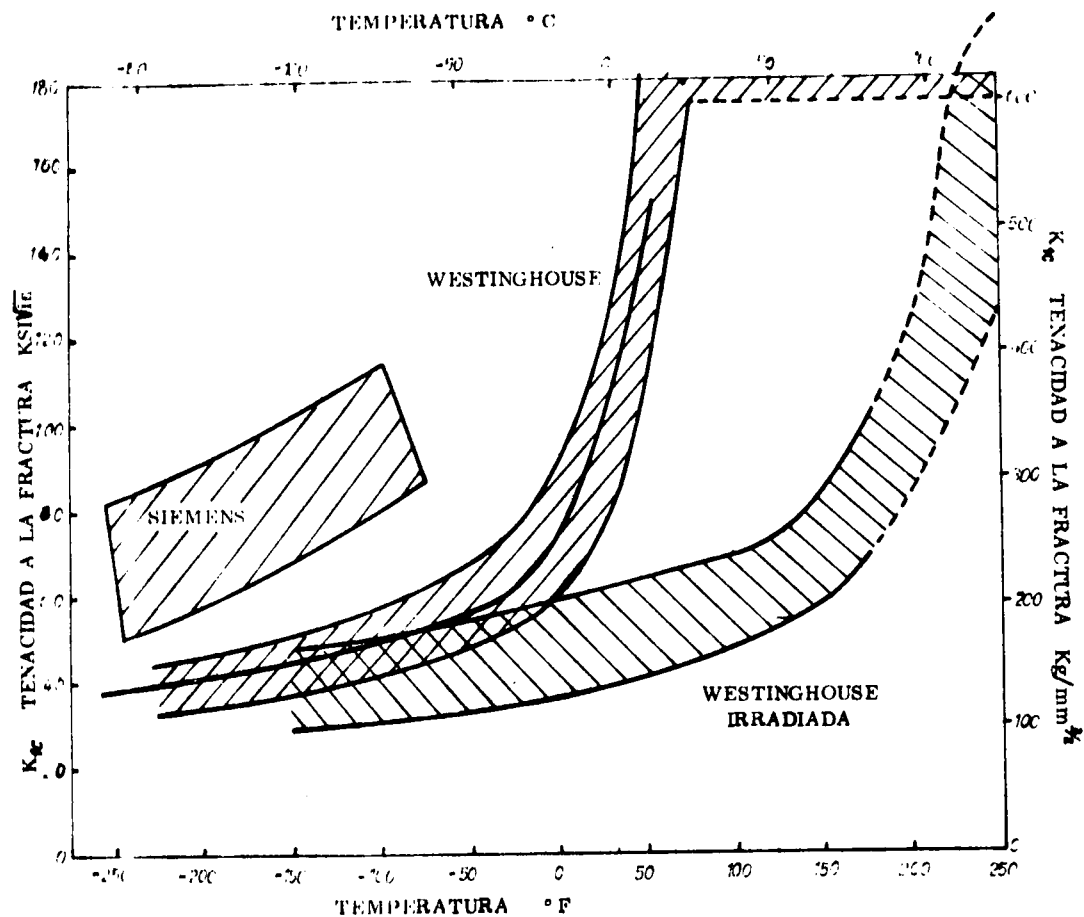


FIG 1

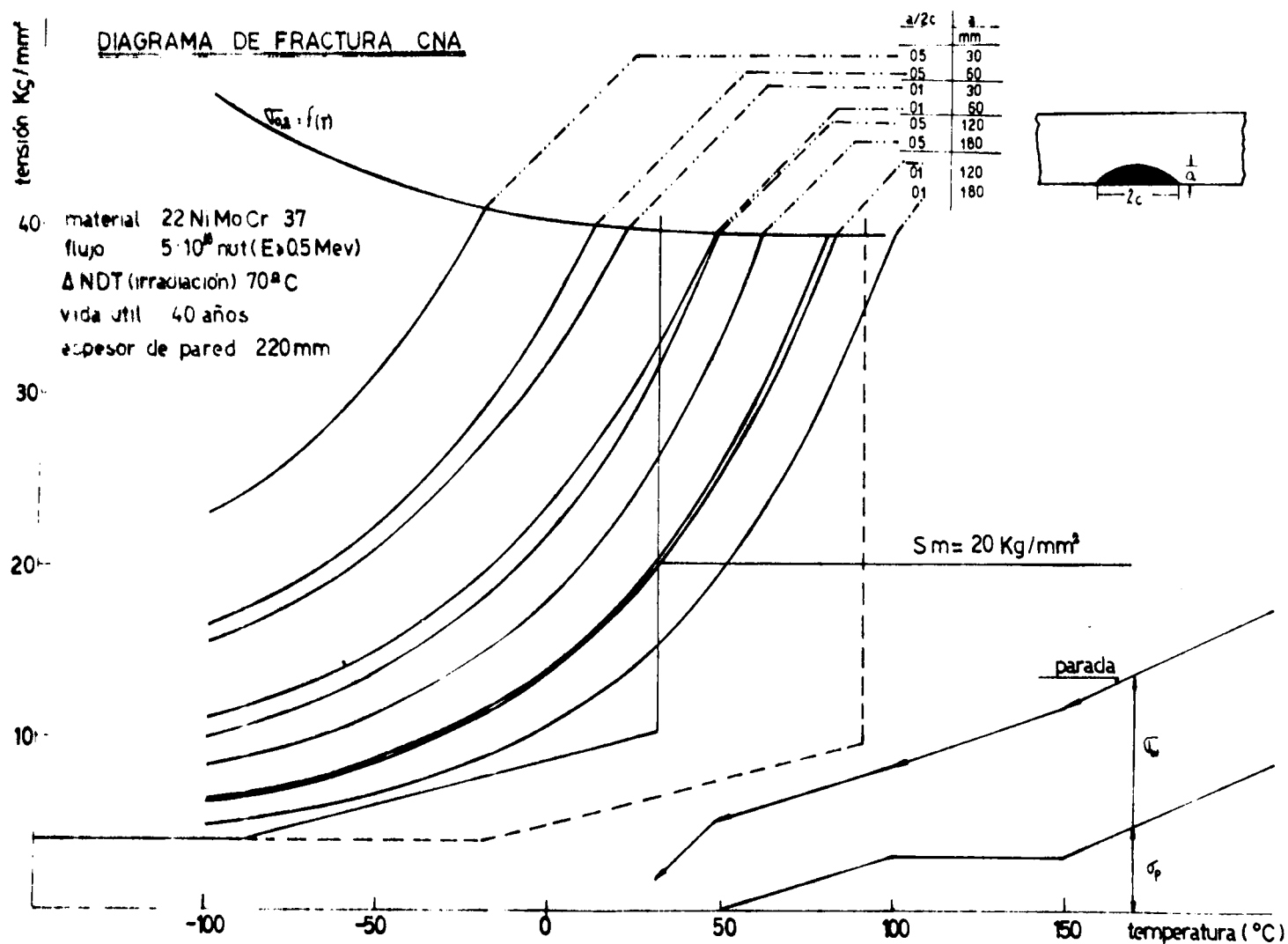
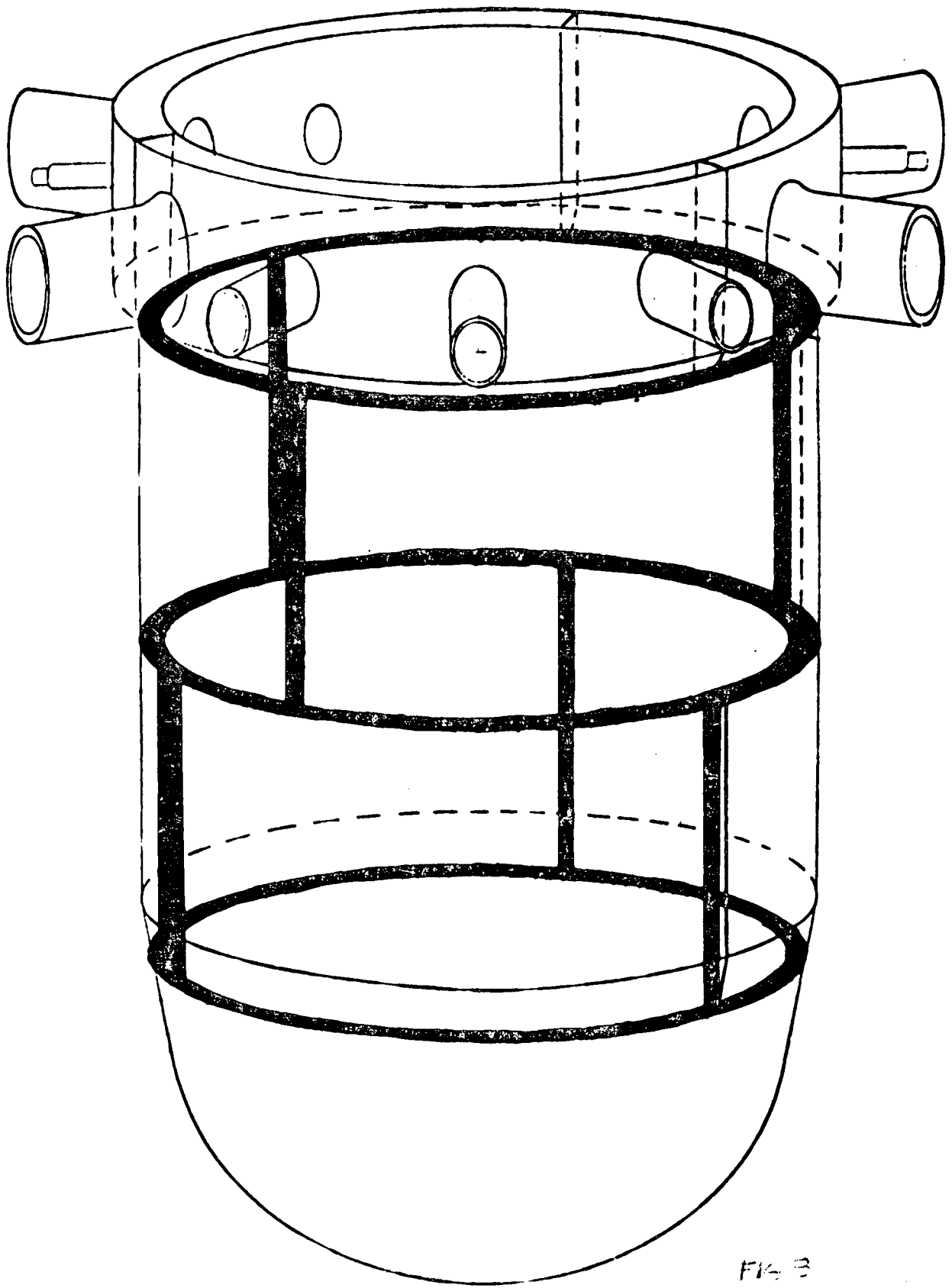


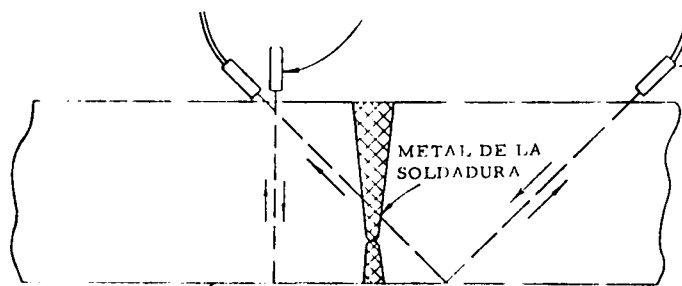
FIG 2



TRANSDUCTOR NO. 2
(EMISOR-RECEPTOR)

TRANSDUCTOR NO. 3
(PULSO-ECO)

TRANSDUCTOR NO. 1
(PULSO-ECO)



SUPERFICIE DEL RECIPIENTE

ADQUISICION DE DATOS

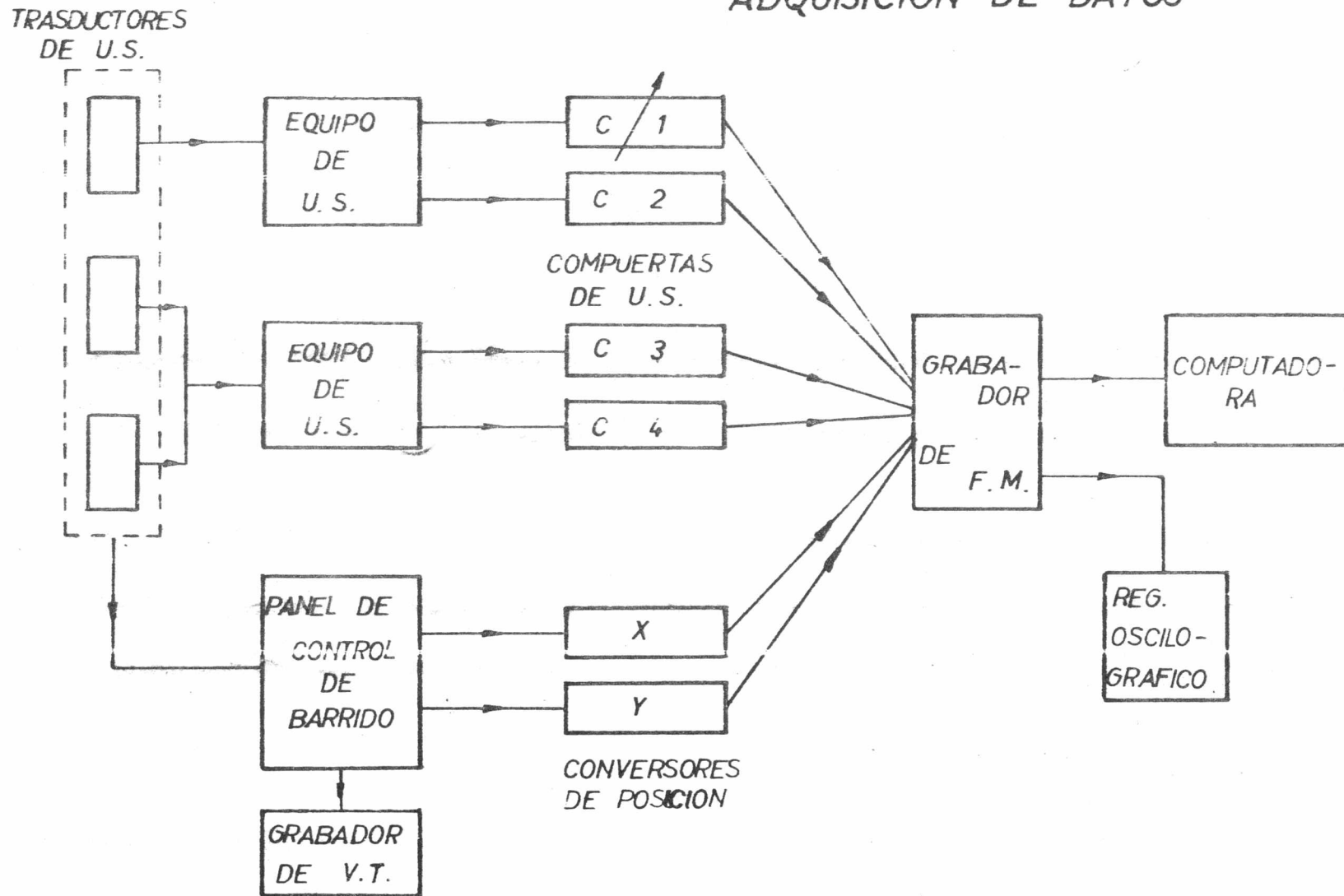


FIG 4