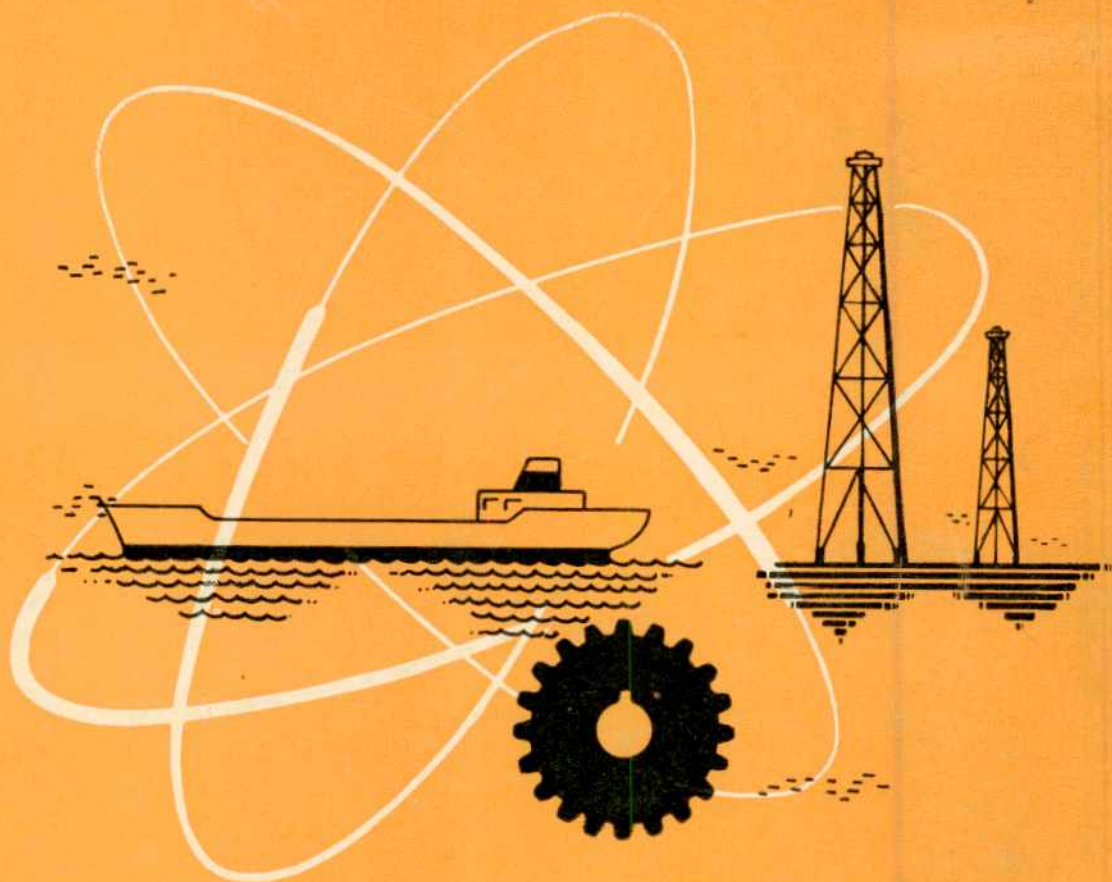




APLICACION DE RADIOISOTOPOS *en la industria del petróleo*

GREGORIO B. BARO — ANTONIO C. CASTAGNET — HECTOR R. GOMEZ

FE DE ERRATAS

<u>Pág</u>	<u>Párrafo</u>	<u>Dice</u>	<u>Debe decir</u>
1-7	4º	Instintivamente se <u>com</u> prende...	Intuitivamente se com- prende...
2-3	7º	...perfilajes gamma (n-n y n- γ)...	...perfilajes (n-n y n- γ)...
2-9	ec.(5.2)	q, caudal bombeado (m ³ /seg)	q, caudal promedio me- dido (m ³ /seg)
2-17	ec.(5.7)	$E=E_0 \left(\frac{d}{d+x} \right)^2 e^{-\mu x} \cdot B$	$E=E_0 \left(\frac{x}{d+x} \right)^2 e^{-\mu x} \cdot B$ E ₀ , exposición en aire a la distancia x. d, distancia detector- suelo.
2-18	1º	...sin conocer la efi- ciencia del detector.	...en función de la mí- nima radiación detectable.
2-28	1º	...entre $\pm \sigma$ de la ac- tividad promedio medi- da.	...entre $\pm \sigma$ de la activi- dad promedio medida, sien- do σ la desviación normal.
3-5	10º	...núclidos cortos.	...núclidos de corto perf- odo.

CONTENIDO

AUTORES

Sección 1

Antonio C. Castagnet

Capítulo 1.0	RADIOACTIVIDAD
1.1.0	Tipos de radiación
1.2.0	Energía de las radiaciones
1.3.0	Decaimiento de la actividad
Capítulo 2.0	INTERACCION DE LAS RADIACIONES CON LA MATERIA
Capítulo 3.0	RADIOISOTOPOS
3.1.0	Producción de radioisótopos
Capítulo 4.0	SEGURIDAD RADIOLOGICA
4.1.0	Peligro de las radiaciones
4.2.0	Normas de seguridad

Sección 2

Hector R. Gómez

Capítulo 5.0	TRAZADORES RADIOACTIVOS
5.1.0	Introducción
5.2.0	Prospección
5.3.0	Explotación
5.4.0	Destilería y procesos

Sección 3

Gregorio B. Baró

Capítulo 6.0	ANÁLISIS POR ACTIVACION EN LA INDUSTRIA DEL PETROLEO
6.1.0	Teoría
6.2.0	Ventajas y limitaciones del análisis por activación
6.3.0	Reacciones nucleares utilizadas
6.4.0	Fuentes de neutrones

Sección 4

Antonio C. Castagnet

Capítulo 7.0	EQUIPOS DE MEDICION Y CONTROL
7.1.0	Uso de radiación electromagnética
7.2.0	Uso de partículas cargadas
7.3.0	Uso de neutrones

Tablas e ilustraciones al final de cada capítulo

1.0 RADIOACTIVIDAD

Cualquier especie de átomo que exista durante un tiempo suficiente para su observación se denomina núclido.

Los núclidos se distinguen por su peso atómico, número atómico y estado de energía.

La radiactividad es la propiedad de ciertos núclidos (denominados radionúclidos) de emitir radiación por la transformación espontánea de sus núcleos y se caracteriza por:

- a) Tipo de radiación emitida
- b) Energía de la radiación
- c) Decaimiento de la radiactividad

1.1.0 TIPOS DE RADIACION

En aplicación industrial interesan solamente los siguientes tipos de radiación resultantes de los procesos de radiactividad:

- Partículas cargadas (α y β)
- Radiación electromagnética (rayos γ y X)
- Neutrones

La emisión de partículas cargadas va casi siempre acompañada de radiación electromagnética y el núclido resultante de este proceso es químicamente otro elemento distinto debido a que se ha modificado la carga eléctrica del núcleo.

En general los neutrones son emitidos inmediatamente después de la formación del núcleo inestable.

1.2.0 ENERGIA DE LAS RADIACIONES

Entre el núcleo inestable y los productos del decaimiento radiactivo hay una diferencia de masas, consideradas en reposo, equivalente a una determinada energía dada por la ecuación:

$$\Delta E = \Delta m \cdot c^2 \quad (1.1)$$

Esta energía es la que se transfiere a las radiaciones, en la forma

de energía cinética para las partículas y como cuantos de energía electromagnética para los fotones (rayos γ y rayos X).

La energía de las radiaciones se expresa generalmente en electrón voltios (eV) siendo un electrón voltio la energía cinética adquirida por un electrón que parte del reposo y se mueve en el vacío a través de una diferencia de potencial de un volt. En otras unidades:

$$1 \text{ eV} = 1,602 \times 10^{-12} \text{ ergios}$$

En la práctica se utilizan también los múltiplos Kilo electrón voltio:

$$1 \text{ keV} = 10^3 \text{ eV}$$

y Mega electrón voltio:

$$1 \text{ MeV} = 10^6 \text{ eV}$$

ya que la energía comúnmente asociada con las radiaciones nucleares varía dentro de esos órdenes de magnitud.

1.3.0 DECAIMIENTO DE LA ACTIVIDAD

La actividad de una muestra de material radiactivo se define como el número de transformaciones nucleares que ocurren en esa muestra en la unidad de tiempo. En cada transformación o desintegración nuclear pueden emitirse uno o más tipos de radiación.

La unidad de actividad es el curie (c)

$$1 \text{ c} = 3,7 \times 10^{10} \frac{\text{desintegraciones}}{\text{seg}}$$

Se usan los submúltiplos milicurie (mc) y microcurie (μc)

$$1 \text{ mc} = 10^{-3} \text{ c}$$

$$1 \mu\text{c} = 10^{-6} \text{ c}$$

y los múltiplos Kilocurie (kc) y Megacurie (Mc)

$$1 \text{ kc} = 10^3 \text{ c}$$

$$1 \text{ Mc} = 10^6 \text{ c}$$

La actividad de una muestra dependerá tanto de la cantidad de núclidos susceptibles de transformarse espontáneamente, como de la probabilidad de que uno cualquiera de tales núclidos se transforme o decaiga en la unidad de tiempo.

Esta probabilidad se expresa mediante la constante de decaimiento o

Desintegración λ (seg^{-1}), que es un parámetro característico de cada radionúclido.

Refiriéndonos a una determinada especie de radionúclidos presentes en una muestra se puede calcular, en un instante dado, la cantidad de dichos núclidos que decaen en un intervalo de tiempo dt (seg)

$$dN = - N \lambda dt \quad N_0 \text{ de radionúclidos} \quad (1.2)$$

donde:

N , cantidad de radionúclidos de la misma especie, presentes al tiempo t ;

λ , constante de decaimiento (seg^{-1})

El signo menos en ec (1.2) indica que dN es un decremento de la variable N .

El número de radionúclidos todavía presentes al tiempo t se obtiene por integración de la (1.2).

$$N = N_0 e^{-\lambda t} \quad N_0 \text{ de radionúclidos} \quad (1.3)$$

donde:

e , base de los logaritmos naturales

N_0 , núclidos radiactivos al instante $t = 0$

La ecuación (1.3) expresa la disminución del número de núcleos inestables en función del tiempo. Paralelamente la actividad de la muestra decae en forma proporcional:

$$A = \lambda N = \lambda N_0 e^{-\lambda t} \quad \frac{\text{desintegraciones}}{\text{seg}} \quad (1.4)$$

De la ec (1.3) se puede calcular el tiempo en que el número de núclidos radiactivos originariamente presentes en la muestra se reduce a la mitad.

$$T = - \frac{\ln 0.5}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda} \quad (1.5)$$

Este tiempo T se conoce como período de semidesintegración, denominado también vida media, y es particular de cada radionúclido.

En la Fig. 1 se ilustran la forma que adopta la curva de decaimiento y el significado del período de semidesintegración.

Los períodos de semidesintegración de los radionúclidos conocidos varían desde fracciones de microsegundo a miles de millones de años.

Dentro de esta escala hay más de 200 radionúclidos con períodos de semidesintegración de uso práctico.

2.0 INTERACCIÓN DE LAS RADIACIONES CON LA MATERIA

Una vez que las radiaciones abandonan el núcleo inestable que las ha emitido, transportan y transfieren su energía a la materia circundante, por medio de los procesos de interacción. Como la materia está constituida por átomos y éstos por electrones y núcleo, las radiaciones en su pasaje a través de la materia pueden interaccionar con los electrones orbitales o con los núcleos de los átomos.

Si la radiación interacciona con los electrones orbitales, el átomo queda en estado de excitación o de ionización. En cambio, si la interacción es con el núcleo puede ocurrir una reacción nuclear.

En general, las radiaciones utilizadas en la aplicación industrial de los radioisótopos tienen baja energía y debido a ello la mayoría de las interacciones ocurre con los electrones orbitales. Los neutrones constituyen una excepción.

En cada interacción se produce una transferencia parcial y en ciertos casos total de la energía de la radiación al medio. Es justamente este efecto el que permite la detección de las radiaciones y el que da lugar a los riesgos biológicos de irradiación.

Por otra parte la radiación modificada a raíz del proceso de interacción o la que re-emite el medio como consecuencia de dicho proceso, puede brindar, una vez detectada y medida apropiadamente, información cualitativa y cuantitativa sobre parámetros físicos y/o químicos del material irradiado.

En los mecanismos y efectos de la interacción de la radiación con la materia se fundamentan toda la variedad de aplicaciones prácticas de los radioisótopos.

3.0 RADIOISÓTOPOS

Los isótopos de un elemento son núclidos que tienen el mismo número atómico Z pero diferente número de masa. Los isótopos pueden ser estables o radiactivos. En este último caso se denominan radioisótopos.

Los radioisótopos son en consecuencia radionúclidos caracterizados

por tener el mismo número atómico Z y por ende igual comportamiento químico, que los isótopos estables del mismo elemento.

Por tratarse de radionúclidos los radioisótopos tienden con el tiempo a transformarse espontáneamente en núclidos estables mediante los procesos de decaimiento radiactivo constituyendo de este modo fuentes temporarias de radiaciones, utilizables con fines prácticos.

3.1.0 PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

Los radioisótopos se obtienen ya sea por bombardeo de muestras o blancos de materiales adecuados con neutrones o partículas cargadas, o por procesamiento de sustancias radiactivas naturales y productos de fisión.

De los 170 radionúclidos de uso corriente en la actualidad, alrededor de 120 son producidos por irradiación con neutrones.

Los reactores nucleares son las fuentes más útiles de neutrones y de ellos deriva la mayor parte de la producción de radioisótopos.

Cuando los neutrones interaccionan con los núcleos de los átomos que forman el material del blanco, los núclidos radiactivos pueden ser producidos por diferentes procesos nucleares. La notación usada comúnmente para expresar las varias reacciones es de la forma

$$A (n, K) B \quad (3.6)$$

donde:

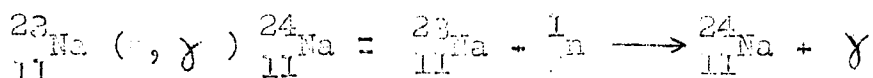
A, núclido inicial

n, neutrón capturado

K, fotón o partícula emitidos

B, núclido final

Por ejemplo una reacción donde se emite un rayo gamma sería:



(Los índices inferior y superior denotan el número atómico y el número de masa respectivamente)

En el tema "Análisis por Activación" se tratará en más detalle el mecanismo de las reacciones nucleares inducidas por neutrones. Cuando un material radiactivo va a ser utilizado simplemente como fuente de radia-

ciones es siempre posible irradiar en el reactor un blanco adecuado y usar el producto directamente o luego de haberlo sellado en una cápsula de protección.

En esta forma se presentan muchas de las fuentes radiactivas usadas en aplicaciones industriales. El diseño de las cápsulas depende del radioisótopo y de la finalidad de la fuente.

En otros casos los productos radiactivos obtenidos en el reactor requieren un procesamiento químico posterior para lograr el radioisótopo en la forma química requerida y en el máximo estado de pureza posible.

Consultando los catálogos de las diversas firmas proveedoras de radioelementos en el mercado internacional es casi siempre posible obtener en forma simple, inmediata y económica, un determinado material radiactivo en las condiciones óptimas para una aplicación específica.

En el apéndice del presente capítulo se reproducen a título de ejemplo, algunas páginas del catálogo 1967/1968 del "The Radiochemical Centre", Amersham, Inglaterra, las cuales contienen especificaciones técnicas y precios de fuentes radiactivas comunmente utilizadas en aplicación industrial.

4.0 SEGURIDAD RADIOLOGICA

4.1 PELIGRO DE LAS RADIACIONES

El peligro de las radiaciones deriva de que la energía absorbida por las células vivientes en los procesos de interacción con las radiaciones nucleares puede provocarles alteraciones en su estructura, las cuales, a su vez, son susceptibles de traducirse en una serie de efectos nocivos para el individuo en cuestión.

A cada interacción de un tipo de radiación con una determinada estructura biológica, se le puede asociar una probabilidad fija de que produzca un daño definido.

Independientemente del valor de esa probabilidad, es evidente que la posibilidad de que ocurra el daño, aumenta con el número total de interacciones sufridos por el medio biológico durante el período considerado.

4.2 NORMAS DE SEGURIDAD

Como el número de interacciones está en relación directa con la energía total absorbida, es lógico establecer como norma de seguridad radiológica, un nivel máximo para la energía que las personas pueden recibir de las radiaciones nucleares a lo largo de toda su vida.

La energía absorbida por gramo de una sustancia expuesta a un campo de radiaciones se denomina dosis y se mide en rads, siendo:

$$1 \text{ rad} = 100 \frac{\text{erg}}{\text{g}} \quad (4.7)$$

En el caso del aire se mide la energía transferida por las radiaciones en ionizar un centímetro cúbico, y se la expresa en roentgens (r).

$$1 \text{ r} = 84 \frac{\text{erg}}{\text{g aire}} \quad (4.8)$$

Instintivamente se comprende que para una misma dosis en rads, la respuesta biológica dependerá del tipo de radiación de que se trate.

Como lo que realmente interesa es el efecto biológico producido por las radiaciones, la dosis en rad para un determinado tipo de radiación debe poder convertirse a otra unidad que exprese su efecto biológico equivalente. Esta unidad es el rem el cual representa el efecto biológico de 1 rad de rayos X.

Por lo tanto la dosis máxima admisible se mide en rem y está referida a los distintos órganos del cuerpo humano.

Las normas de seguridad tienden a controlar la exposición de las personas a las radiaciones, para que dicho límite no sea sobrepasado ya sea por:

a) exposición de una parte substancial del cuerpo a la radiación proveniente de una fuente externa; o por:

b) exposición de un órgano particular a la radiación de materiales radiactivos retenidos en el cuerpo por absorción, inhalación o ingestión.

En el caso a) la exposición se controla con los siguientes factores:

- Blindaje del material radiactivo
- Distancia de la fuente emisora
- Tiempo de exposición.

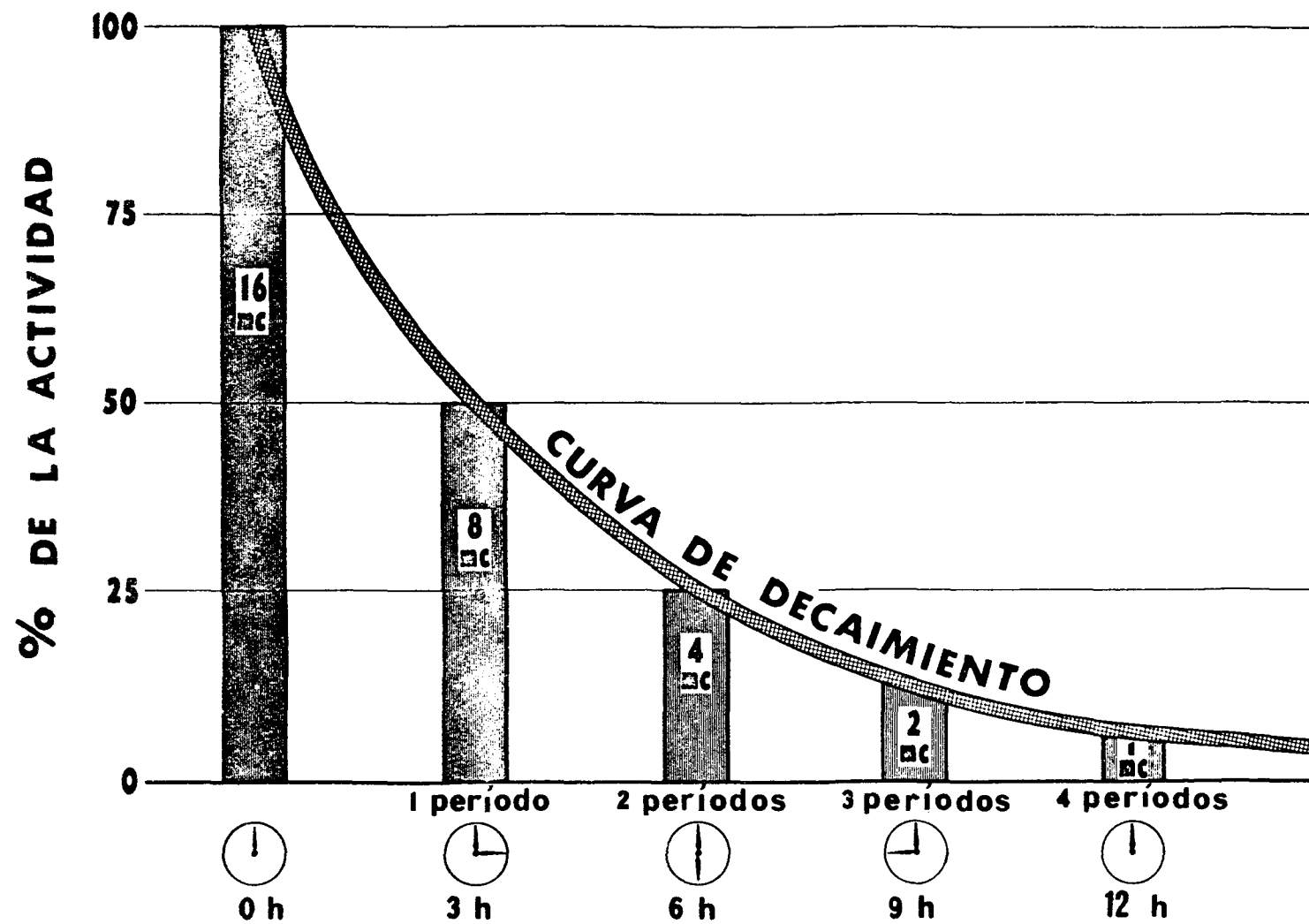
En el caso b) las normas consisten en mantener la concentración de ra dioisótopos en agua potable y aire, por debajo de límites especificados.

Si se cumplen las normas de seguridad los radioisótopos ofrecen mucho menor riesgo que otras sustancias comunmente usados en laboratorios y procesos industriales, como por ejemplo venenos químicos, líquidos corrosivos y explosivos.-

BIBLIOGRAFIA

- Ghelfi, R. A., Rizzo, M. F. B., Costa, J. J., "Glosario de Términos Nucleares", EUDEBA, Buenos Aires, Ediciones Previas/Física, (1967)
- OIEA, "Normas básicas de seguridad en materia de protección radiológica", Colección Seguridad Nº 9, Viena, (1966)
- "The Radiochemical Manual", The Radiochemical Centre, Amersham, England, Second Edition, (1966).-

Fig.1.1
DECAIMIENTO DE LA ACTIVIDAD



RADIATION SOURCES—INDUSTRIAL AND LABORATORY

BETA SOURCES

Radioisotope	Cerium-144	Promethium-147	Ruthenium-106	Strontium-90	Thallium-204
Half-life	285d	2.6y	1.0y	28y	3.76y
β-energy (max.) MeV	2.98 (from ¹⁴⁴ Pr)	0.23	3.6 (from ¹⁰⁶ Rh)	2.27 (from ⁹⁰ Y)	0.77
γ-energy MeV	0.03–2.18 (including ¹⁴⁴ Pr)	—	0.5–2.9 (from ¹⁰⁶ Rh)	—	—

Description

Metal sources—Strips or plates of silver with the radioisotope firmly bonded within the metal; these sources can be mounted in customers' holders, usually without additional charge.

SIC. 19 and 20 are suitable for gas chromatography detectors; they are protected against corrosion by a coating of gold.

Ceramic Sources—see page 135.

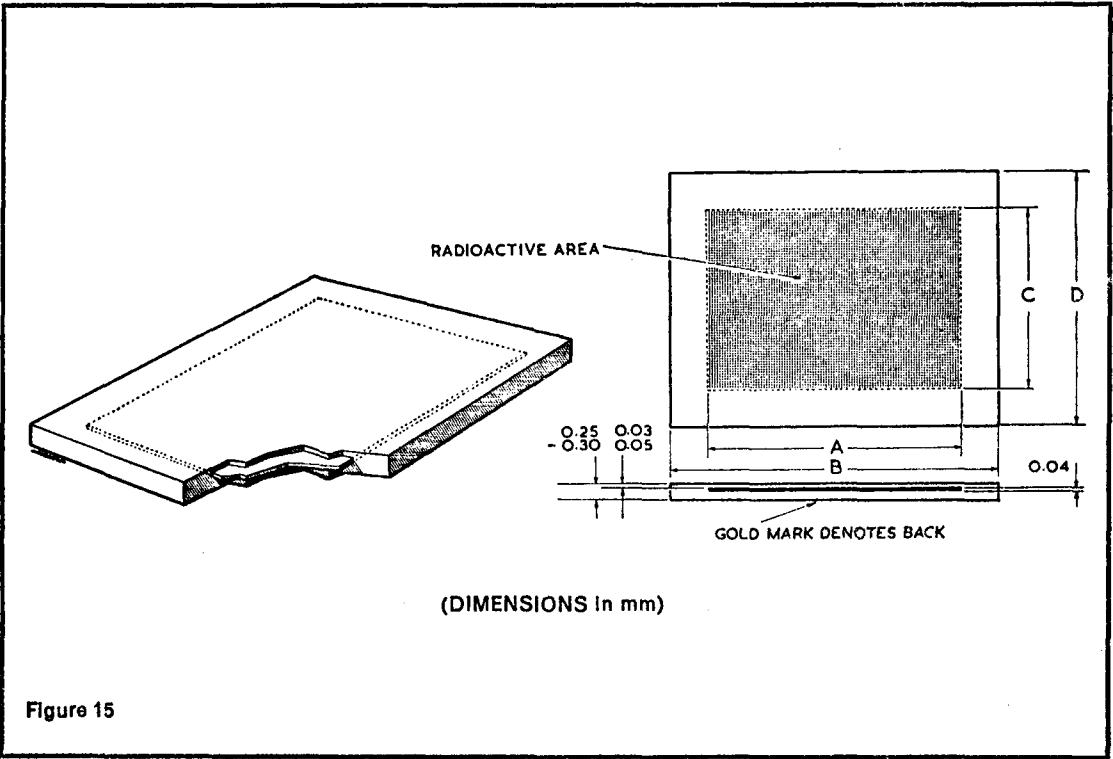
Testing—see page 126 for descriptions.

Wipe test (procedure C).

Immersion test (procedure F).

The beta-emission is compared with that from a standard source of known activity.

A test report is issued.



RADIATION SOURCES—INDUSTRIAL AND LABORATORY

BETA SOURCES — METAL (See fig.15)

Code	Radioisotope	Content mc	Dimensions				Price £
			Active dimensions		Overall dimensions		
			Length A mm	Width C mm	Length B mm	Width D mm	
CHC. 1	Cerium-144	10	50	3	90	20	13
2	"	20	100	3	140	20	17
3	"	10	50	12.5	90	25	13
4	"	20	100	12.5	140	25	17
PHC.14	Promethium-147	10	100	12.5	140	25	13
15	"	20	200	12.5	240	25	17
RKC. 1	Ruthenium-106	10	50	3	90	20	50
2	"	20	100	3	140	20	90
3	"	10	50	12.5	90	25	50
4	"	20	100	12.5	140	25	90
SIC. 18	Strontium-90	2	10	8	14	12	20
17	"	5	10	8	14	12	22
2	"	5	50	3	90	20	11
1	"	5	175	3	215	20	13
6	"	5	50	12.5	90	25	11
3	"	10	100	3	140	20	13
20	"	10	27	5	31.4	12	18
12	"	10	25	12.5	65	25	13
9	"	10	50	12.5	90	25	13
7	"	10	100	12.5	140	25	13
16	"	15	10	8	14	12	23
5	"	15	50	3	75	20	23
4	"	20	114	3	128	20	19
15	"	20	10	8	14	12	24
13	"	20	50	12.5	90	25	17
10	"	20	100	12.5	140	25	17
8	"	20	200	12.5	240	25	19
19	"	20	40	20	50	25	22
14	"	40	100	12.5	140	25	29
11	"	40	200	12.5	240	25	29
30	"	500	20	10	50	40	70
31	"	1000	30	10	60	40	100
32*	"	2000	45	10	65	30	140
33*	"	4000	80	10	100	30	180
TEC. 1	Thallium-204	1.5	30	10	50	20	8
			Diameter		Diameter		
2	"	2	30	—	40	—	8
3	"	5	30	—	40	—	10
			Length		Length		
4	"	5	170	17	200	30	10
5	"	10	170	17	200	30	13
6	"	15	170	17	200	30	16
7	"	10	250	17	300	30	14
8	"	20	250	17	300	30	20
9	"	30	250	17	300	30	27

* Other strengths or dimensions can be arranged, maximum concentration 1.0 curie/cm² active area.

Metal sources or assemblies of sources with activities down to 0.01 µc or above 10 curies can be made to order.

Ceramic beta sources—see page 135.

Beta reference sources—see page 185.

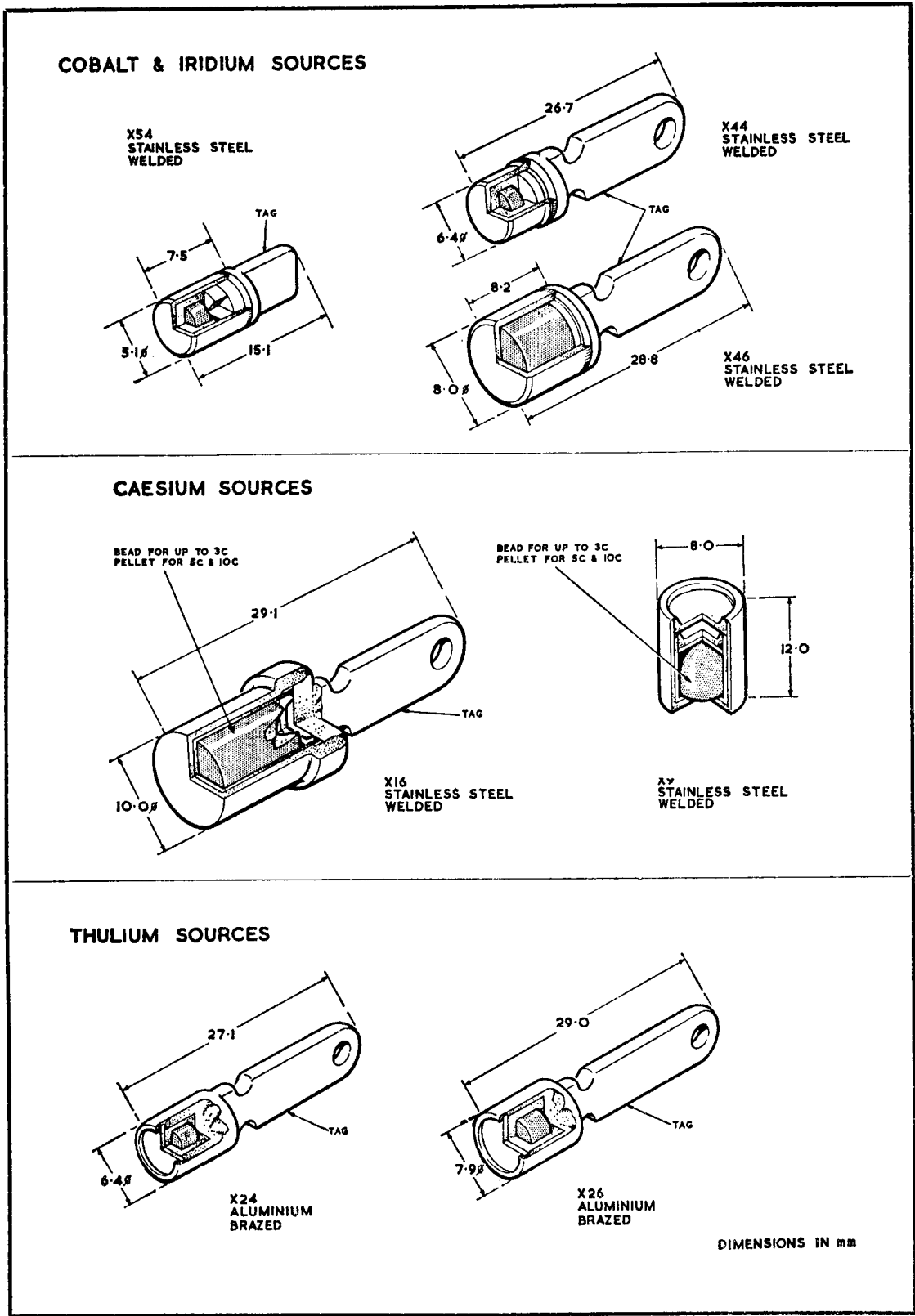


Figure 33

RADIATION SOURCES—INDUSTRIAL AND LABORATORY

GAMMA RADIOGRAPHY SOURCES (continued)

For descriptions and methods of testing, see page 151.

Types of sources

Radioisotope	Code	Active dimensions mm	Capsule type	Maximum equivalent activity	Price
Cobalt-60	CKC.11	1 × 1	X.44	900mc	} £50 + £23.0 per c
	CKC.22	2 × 2	X.44	3c	
	CKC.33	3 × 3	X.46	10c	
	CKC.44	4 × 4	X.46	25c	
Caesium-137	CDC.161	dia. 6	X.16	1c	£75
	CDC.91	dia. 6	X. 9	1c	£75
	CDC.162	dia. 6	X.16	2c	£90
	CDC.92	dia. 6	X. 9	2c	£90
	CDC.163	dia. 6	X.16	3c	£100
	CDC.93	dia. 6	X. 9	3c	£100
	CDC.164	6 × 6	X.16	5c	£115
	CDC.94	6 × 6	X. 9	5c	£115
	CDC.165	6 × 6	X.16	10c	£145
	CDC.95	6 × 6	X. 9	10c	£145
Iridium-192	ICC.05	0.5 × 0.5	X.44	1c	} £37 + £2 per c
	ICC.05S	0.5 × 0.5	X.54	1c	
	ICC.11	1 × 1	X.44	7c	
	ICC.11S	1 × 1	X.54	7c	
	ICC.13	1.3 × 1.3	X.44	12c	
	ICC.13S	1.3 × 1.3	X.54	12c	
	ICC.22	2 × 2	X.44	25c	
	ICC.22S	2 × 2	X.54	25c	
	ICC.44	4 × 4	X.44	100c	
	ICC.44S	4 × 4	X.54	100c	
Thulium-170	TTC.22	2 × 2	X.24	10c*	£30 + £6 per c*
	TTC.33	3 × 3	X.26	20c*	£30 + £3 per c*

* See reference to calibration of thulium-170 sources under 'Testing', page 151.

Notes

- 1. Caesium-137 sources are available from stock at the activities listed; for other sizes and strengths see page 147.
- 2. Discounts will be quoted for sources supplied in quantity, including contract orders for delivery over an agreed period.
- 3. Quotations will be given for sources in capsules to the customer's own design.

Containers

Storage and exposure containers for radiography sources are not supplied by the Centre; details of suppliers will be given on request.

Sources will be loaded into customers own containers or equipment, usually without charge, or despatched in the Centre's returnable transport containers.

Handling Calculator, see page 210.

5.0 TRAZADORES RADIACTIVOS

5.1.0 INTRODUCTION

El notable incremento apreciado en el uso de trazadores radiactivos (particularmente en los últimos años) se debe a la posibilidad que ofrecen los radioisótopos de resolver eficaz y racionalmente múltiples problemas industriales y geofísicos.

Es así como los trazadores radiactivos han reemplazado o mejorado a las técnicas convencionales al superar las limitaciones de las mismas, abriendo además nuevos campos en la investigación y control de procesos. (1) (2).

El análisis global de una experiencia con trazadores radiactivos nos permite apreciar que las etapas que la conforman no difieren de las usuales con trazadores o técnicas convencionales.

- Primera etapa: marcación del producto, compuesto o elemento a seguir y controlar. En ella es preciso, generalmente, lograr identificación física, química y cinética entre el trazador y el medio en estudio.
- Segunda etapa: inyección del trazador radiactivo o producto marcado. La misma puede ser continua o instantánea.
- Tercera etapa: medición y control (continuo o por muestreo) en la fase final y/o intermedias del proceso en estudio.

Las ventajas de los trazadores radiactivos en las etapas numeradas son las siguientes:

- La variedad y disponibilidad de radioisótopos permite superar la mayoría de los problemas derivados de la fidelidad necesaria en toda marcación. Los reactores nucleares destinados a producir radioisótopos (R.A.1 y R.A.2 en la Argentina) han contribuido a aumentar el número y la actividad específica de los núclidos disponibles, disminuyendo también sus costos.
- La detección y medición de los radioisótopos se realiza sin contacto, en forma continua y con alta sensibilidad. No se alteran,

en consecuencia, ni el proceso ni la composición de sus fases.

Este capítulo es un resumen de algunas de las aplicaciones más conocidas de los trazadores radiactivos y otras técnicas nucleares en la prospección, producción, transporte y elaboración de petróleo y de derivados.

En algunas de las aplicaciones aquí descritas hemos confrontado, al menos someramente, las técnicas convencionales con las nucleares para acentuar la necesidad de evaluar las ventajas y limitaciones de las mismas antes de optar por algunas de ellas.

5.2.0 PROSPECCION

5.2.1 Perfilaje de pozos

La naturaleza, textura y composición de los estratos permeables o impermeables atravesados por los pozos puede ser conocida midiendo la radioactividad gamma natural de dichos estratos. Este método (en ciertos terrenos) es más sensible que el de prospección eléctrica.

Bajas actividades indican la presencia de carbonos, dolomitas (CO_2), MgCa , gres y areniscas; medianas actividades pueden ser originadas por granitos, cenizas volcánicas, esquistos y muy altas actividades denotan altas leyes de uranio y potasio (3). Las arcillas y lutitas contienen, generalmente, altas concentraciones de uranio y potasio siendo, por esta razón, perfectamente detectables con el perfilaje gamma natural.

Es bien sabido que los perfilajes eléctricos o sónicos sólo pueden efectuarse en perforaciones no entubadas. El perfilaje gamma natural puede ser ejecutado en perforaciones entubadas o sin entubar.

Sintetizando lo expuesto es conveniente recordar que el perfilaje gamma natural es de gran utilidad para:

- Definición y correlación de estratos
- Determinación de superficies de contacto o interfases
- Localización de formaciones lutíticas o arcillosas con alta resolución.

En los trabajos de prospección se emplean sondas con detectores tipo G.M. de alta sensibilidad o bien cristales de centelleo asociados a fotomultiplicadores. Estos últimos permiten discriminar energías lográndose así una información más precisa sobre los elementos naturales presentes en los estratos.

La prospección eléctrica y la gamma natural no son excluyentes; complementando ambas se logra una información más amplia.

En la prospección de petróleo adquieren relevante papel los equipos nucleares, provistos de fuentes de neutrones para determinar el contenido de Hidrógeno proveniente del agua o el petróleo (sin discriminación) o bien analizar por activación neutronica los distintos componentes del sub-suelo.

Análisis de algunos perfilajes:

En la Fig. 5.2 se puede apreciar buena definición y correlación para el método eléctrico (potencial espontáneo) y gamma natural en una litología tipo arena-arcilla (4).

En la Fig. 5.3 se aprecia la perfecta armonía que existe entre el perfilaje gamma natural con pozo entubado y sin entubar (4)

El perfilaje gamma natural ha sido también confrontado con el perfilaje neutrónico en la Fig. 5.4. El resultado también es, en este caso, satisfactorio para ambos perfilajes. (3)

La Fig. 5.5 permite observar que en esa litología no se identifica aceptablemente la interfase agua-petróleo (o petróleo-gas) mediante el uso del perfilaje gamma natural. La combinación de dos perfilajes gamma ($n-n$ y $n-\gamma$) identifica, en cambio, esas interfases. (5)

5.2.2 Determinaciones de permeabilidad y porosidad.

Existe una relación empírica entre la permeabilidad y la porosidad de los estratos. Esta relación tiene un intervalo de validez limitado de acuerdo al tipo de formaciones geológicas.

El gradiente de resistividad (o su inversa, conductividad) de las formaciones puede ser relacionado con la permeabilidad de los es-

tratos en ciertos casos (3).

El perfilaje neutrónico permite definir la porosidad en relación con el contenido de agua o hidrocarburos (sin discriminación) que llenan los espacios libres y poros intercomunicados de las formaciones geológicas. La señal o información recibida incluye además, sin discriminar, el agua de constitución de los elementos presentes (abundante sobre todo en las arcillas y las lutitas).

He aquí planteada, al menos someramente, la complejidad del problema y la necesidad de acudir a dos o más técnicas para lograr una información confiable.

Por estas razones las investigaciones de porosidad y permeabilidad se suelen complementar inyectando agua marcada con un emisor gamma o beta en el pozo. Después de un exhaustivo lavado los estratos más porosos quedan contaminados y pueden ser así localizados y definidos respecto a los menos porosos. En estas operaciones se suele emplear carbón activo saturado de radón, vidrio en polvo con ^{46}Sc o perlas plásticas marcadas con distintos emisores gamma (^{131}I , ^{24}Na , etc.)

Con el fin de resaltar la necesidad de realizar en ciertas circunstancias experiencias simultáneas con distintas técnicas, acorde con las limitaciones propias de las mismas o las características particulares de los estratos atravesados, se exponen en la Fig. 5.6 una serie de perfilajes realizados empleando los métodos mencionados.

5.2.8 "Punzonamiento" de camisas y cemento.

Un método muy difundido para perforar o "punzar" la camisa y el cemento de los pozos es el uso de cañones o explosivos colocados en niveles preestablecidos en correspondencia con los horizontes o estratos a explotar, de acuerdo a los estudios previos del sub-suelo. El número de balas por unidad de longitud es proporcional a los caudales previstos en los distintos estratos. Marcando estas balas con emisores gamma de período de semidesintegración compatible con las necesidades, se logra localizar con precisión los niveles de punzado

y verificar el resultado de estas operaciones.

El registro gráfico de la Fig. 5.9 indica la posición exacta de las perforaciones triples logradas marcando las balas con ^{192}Ir . (6)

En el sur de EEUU existen pozos con entubaciones múltiples. En ellos es preciso punzar camisas y cemento evitando perforar o destruir las cañerías adyacentes pues cada tubería realiza extracciones de distintos niveles u horizontes de producción. En estos casos las ristras o conjunto de balas son orientadas mediante el uso de detectores colimados colocados en el cañón. Las fuentes descienden independientemente por las tuberías adyacentes y son colocados al mismo nivel que el cañón. Las balas se disparan luego en la dirección opuesta a la máxima o máximas señales.

5.2.4 Control del cementado

Después de haber cementado en torno y por debajo de las entubaciones es preciso controlar el nivel superior a que ha llegado el cemento y además conocer aproximadamente la distribución de masas de cemento en torno a la cañería. En este control compiten y en algunas ocasiones se complementan dos técnicas: control de cementación con radioisótopos y control de cementación con perfilaje térmico.

La técnica con radioisótopos consiste en incorporar al cemento pequeñas cantidades de minerales de uranio o minerales ricos en potasio (carnotita). Un simple detector gamma, operado desde la superficie permite conocer durante el fraguado o después del mismo la distribución aproximada del cemento en torno a la tubería y su nivel superior. Otros radioisótopos de periodo corto pueden competir con los ya mencionados (^{24}Na , ^{131}I , etc.)

El perfilaje por temperatura aprovecha el calor desarrollado durante el fraguado para localizar el nivel superior del cementado y la distribución aproximada del mismo a distintos niveles. Esta técnica sólo es aplicable durante el fraguado (10 horas después de la cementación con cementos comunes). El método radiactivo no tiene esta limitación.

ción y permite obtener una mejor información ya que, si se elige un trazador de energía adecuada, es posible definir mejor los espesores de cemento que rodean las cañerías. Generalmente se obtiene con ellos mayor sensibilidad y resolución. Sin embargo tienen el inconveniente de las contaminaciones residuales que podrían perjudicar otras mediciones posteriores.

En la Fig. 5.8 se representan dos registros gráficos que permiten apreciar la mayor resolución y sensibilidad del método radiactivo. Ambos perfilajes pertenecen al mismo pozo (7)

El perfilaje ultrasónico permite verificar la adherencia cemento-entubación. Otras técnicas patentadas y empleadas con exclusividad por compañías dedicadas a la prospección de los recursos petrolíferos dan información sobre la impermeabilización lograda entre el cemento y los estratos.

5.3.0 EXPLORACION

5.3.1 Producción y recuperación secundaria

Las posibilidades de aplicar las técnicas nucleares en esta etapa de la explotación de recursos petrolíferos son amplias y diversos los trabajos que realizan ya en nuestro país y a nivel comercial, las empresas contratistas de servicios.

5.3.1.1 Control de los procesos de acidificación. Con el fin de aumentar la permeabilidad de los estratos que contienen petróleo se inyectan soluciones ácidas.

Marcando con un trazador radiactivo el ácido es posible reconocer el nivel o interfase a que se realiza el ataque. Las Figs. 5.1 y 5.10 contribuyen a aclarar la técnica. (7) (8)

La solución ácida, marcada generalmente con ^{131}I , se inyecta a presión por la cañería central y el petróleo se bombea por el espacio anular de ambas cañerías.

Manteniendo una relación de presiones de bombeo adecuada se puede hacer desplazar la interfase hasta el estrato que se busca atacar. Un detector tipo G.M. colocado en el lugar mencionado indica la llegada del ácido marcado, en ese instante se incrementa la relación de presiones para atacar el estrato con máxima eficiencia y en toda su extensión.

5.3.1.2 Control de los procesos de inundación. En algunas áreas productoras de petróleo y/o gas se realizan inyecciones de fluidos en gran escala (agua o gases) con el fin de mantener una presión artificial y contribuir así a obtener en los pozos en explotación niveles rentables de extracción.

La aplicación de este procedimiento de recuperación secundaria por inyección de fluido suele derivar en importantes beneficios que se traducen en incrementos de hasta un trescientos por ciento de la producción de los pozos reactivados.

La inyección de agua o gases se realiza a partir de pozos denominados de "inundación" o "testigos". Dos posibles distribuciones de pozos de inundación respecto a los pozos de producción están indicadas en la Fig. 5.11

Para marcar el agua se emplea generalmente ^{131}I . Los gases tales como el metano, etano y propano pueden ser marcados con ^3H o ^{85}Kr .

La finalidad de la operación de inundación es, como ya se adelantó, aumentar la presión para desplazar los frentes de petróleo hacia los pozos de producción. La marcación de estos fluidos tiene por objeto:

- Determinar el instante de llegada del fluido marcado al pozo de producción.
- Determinar posibles fallas o canalizaciones preferenciales (fracturas geológicas, zonas de alta permeabilidad).
- Determinar el tiempo de tránsito entre los pozos de inundación y producción.

5.3.1.3 Inyección y medición del trazador radiactivo. En caso de poder mezclar adecuadamente el trazador radiactivo con grandes masas de agua o gases, el trazador se inyecta en forma continua. En la práctica, sin embargo, se realizan inyecciones de trazador periódicas. (dos o más por día). (9) (10)

En experiencias realizadas en modelos reducidos, respetando las reglas de similitud, se ha demostrado que la respuesta o actividad detectada es aproximadamente igual si la inyección es continua o bien si se realizan dos o tres inyecciones diarias, debido a la gran dispersión longitudinal del trazador cuando la distancia entre pozos es considerable (dos a diez kilómetros).

La actividad a inyectar se puede calcular a partir de la fórmula:

$$A = A_0 f_1 f_2 f_3 \quad . \quad . \quad . \quad A_0 = \frac{A}{f_1 f_2 f_3} \quad (5.1)$$

A, actividad específica detectada

A₀, actividad específica del gas o líquido marcado

f₁, coeficiente de dilución cinemática

f₂, coeficiente que tiene en cuenta el periodo de desintegración

f₃, coeficiente de repartición en los distintos estratos.

La actividad específica detectada debe estar por encima del umbral de detección correspondiente al instrumental de medición empleado, y por debajo de los niveles máximos admisibles reglamentados en nuestro país por las Normas de Seguridad Radiológica y Nuclear. (11)

5.3.1.4 Localización de fracturas geológicas o estratos de alta permeabilidad. El control del proceso de inundación con trazadores radiactivos se realiza siguiendo distintas técnicas, quedando estas condicionadas por la naturaleza del problema o particularidades geológicas de los estratos.

Veamos un problema tipo: Se desea inyectar agua a presión en el pozo de inundación de la Fig. 5.1 y lograr que el frente de agua avance por los estratos I, II y III simultáneamente. Sin embargo se sos-

pecha que el agua, debido a alguna fractura geológica o bien zona de alta permeabilidad escapa sin atacar los tres estratos.

Para verificar este ataque y solucionar el problema, en caso de encontrar la fractura, se introduce en la perforación una sonda provista de dos detectores tipo G.M. y un inyector de trazador radiactivo colocado en la parte superior. Figs. 5.12 y 5.13.

Se procede a bombear agua y a distintos niveles se inyecta trazador radiactivo en la perforación. La inyección se realiza enviando desde la superficie una señal eléctrica. Esta señal acciona un electroimán que libera la válvula del inyector y deja salir rápidamente un volumen fijo de trazador. Estos inyectores están diseñados para ejecutar más de 10 experiencias sucesivas sin necesidad de recarga o extracción de la sonda.

En la Fig. 5.14 se representan las curvas o registros obtenidos a distintos niveles del pozo. Estos registros están copiados de los originales correspondientes a una experiencia realizada por una empresa Argentina concesionaria de servicios vinculados a la prospección y recuperación secundaria de petróleo.

La primera medición nos permite calcular el caudal que pasa frente a los detectores cuando no existen pérdidas laterales, es decir, cuando el caudal que pasa por el inyector es igual al caudal que pasa por el primero y segundo detector. Fig. 5.14, primera medición.

En la segunda medición se advierte que la separación entre picos es mayor que en el caso anterior. Luego existe una pérdida lateral. Estamos frente a una fractura geológica u horizonte de alta permeabilidad.

El caudal q que pasa frente a los detectores es igual a:

$$q = \frac{\Delta e}{\Delta t} \quad \text{s} \quad (\text{m}^3/\text{seg}) \quad (5.2)$$

q , caudal bombeado (m^3/seg)

Δe , separación entre detectores: 2,50 m en este caso

Δt , tiempo transcurrido entre el pasaje del trazador frente al primero

y segundo detector (seg)

s, seccion de la cañeria: $0,03 \text{ m}^2$ en este caso

Primera medición (Fig. 5.14) niveles: 1222,5 m/1227 m.

$$q_1 = \frac{\Delta e_1}{\Delta t_1} \quad s = \frac{2,5 \text{ m}}{14 \text{ seg}} \cdot 0,03 \text{ m}^2 = 0,0053 \text{ m}^3/\text{seg}$$

Segunda medición (Fig. 5.14) niveles: 1238 m/1240,5 m

$$q_2 = \frac{\Delta e_2}{\Delta t_2} \quad s = \frac{2,5 \text{ m}}{18 \text{ seg}} \cdot 0,03 \text{ m}^2 = 0,0041 \text{ m}^3/\text{seg}$$

El caudal perdido entre los niveles 1238 m/1240,5 m (2ª medición) será:

$$\frac{q_1}{q_2} = \frac{100\%}{x} = \frac{18 \text{ (seg)}}{14 \text{ (seg)}} \quad \cdot \quad = \quad = 100 \cdot \frac{14}{18} = 77\%$$

$$q_{\text{perdido}} = 100\% - 77\% = 23\%$$

En la tercera medición se puede comprobar que no pasa actividad frente al detector N° 2 (inferior). Podemos suponer entonces que el 77% restante del agua inyectado se pierde entre los niveles 1240,5 m/1248 m. Con otras mediciones se puede circunscribir mejor la zona de fractura.

Conviene notar que, como referencia, es conveniente tomar el baricentro de la curva respuesta del detector para definir el instante de paso del nucleído frente al detector (el baricentro corresponde al momento que ha pasado el 50% del líquido marcado). La velocidad media del fluido es practicamente igual a la velocidad del baricentro

$$\bar{v}_{\text{media}} = \bar{v}(\text{baricentro})$$

5.4.0 DESTILERIA Y PROCESOS

Mencionaremos aquí algunas de las principales aplicaciones de los trazadores radiactivos en destilerías. No tendremos en cuenta aquellas aplicaciones comunes a otras industrias o disciplinas (corrosión, medición de caudales, etc.) que solo esporádicamente son de utilidad en destilerías de petróleo.

5.4.1 Circulación de catalizadores

En las instalaciones de craqueo térmico la velocidad del catalizador está íntimamente vinculada al poder regenerativo del mismo y al rendimiento del proceso.

Para medir la velocidad se suele incorporar ^{95}Zr a unas pocas perlas de catalizador. El paso del ^{95}Zr es registrado colocando dos detectores, convenientemente separados, en un conducto de la instalación Fig. 5.15. La velocidad o caudal se mide por el método denominado de la "distancia entre picos".

La actividad de cada una de las perlas marcadas es inferior al mCi.

5.4.2 Identificación de hidrocarburos

En las etapas de transporte, elaboración y comercialización es preciso marcar algunos hidrocarburos para la ulterior identificación de los mismos con miras a reconocer el origen o comportamiento de ellos frente a otros de distinta procedencia o características físico-químicas.

Los trazadores radiactivos, a pesar de ser fácilmente detectables y medibles con alta sensibilidad han tenido escaso éxito en esta aplicación por razones de seguridad radiológica o bien por problemas de contaminación residual, manipulación o costos.

Los trazadores activables, exentos de estas limitaciones, tienen, en cambio, mayores posibilidades en este campo.

La técnica consiste en incorporar al lubricante o combustible un

elemento de alta sección eficaz frente a los neutrones térmicos o rápidos. El hidrocarburo es reconocido luego por el método de Análisis por Activación neutrónica. Con esta técnica es posible medir concentraciones inferiores a la parte por millón, en ciertos casos.

Entre los trazadores no-activos seleccionados hasta el presente para identificar aceites lubricantes (12) cabe mencionar al Dy, Hf e In.

En la Fig. 5.16 se expone el espectro gamma obtenido midiendo la actividad de un aceite sin marcar y un aceite marcado con Dy. Ambas muestras fueron irradiadas en un reactor nuclear con un flujo térmico de 10^{12} n/cm² seg.

Según expresan los autores de este trabajo los resultados obtenidos son:

- Costo de marcación: 0,2 a 0,5 Francos Franceses/Tonelada
- Concentración necesaria: 0,1 a 1 ppm.

5.4.3 Tiempo de permanencia real

5.4.3.1 Algunas consideraciones breves. El tiempo de permanencia real de uno o más compuestos (sólidos, líquidos o gaseosos) en reactores, mezcladores, columnas de destilación, etc. es un índice de eficiencia del proceso y calidad del producto elaborado.

En los procesos continuos el tiempo de permanencia nominal se calcula en base a la relación:

$$t_n = \frac{V}{q} \quad (\text{min}) \quad (5.3)$$

t_n , tiempo de permanencia nominal (min)

V , volumen efectivo del recipiente, reactor, etc. (m³)

q , caudal o gasto que circula (m³/min)

Este tiempo de permanencia nominal condensa una información global que puede diferir de la real. Es preciso tener en cuenta que todas las partículas no permanecen o "residen" el mismo tiempo. Una fracción sale del sistema antes de haber completado la reacción o intercambio

buscado. Otras interaccionan o cumplen el proceso por exceso.

Es luego importante conocer el tiempo de permanencia real de las distintas fracciones del total del producto procesado y calcular además el tiempo de permanencia promedio en las condiciones reales de operación.

5.4.3.2 Selección del trazador radiactivo. En la tabla III se mencionan las principales características de los radioisótopos más empleados para marcar productos orgánicos (18)

Las características físico-químicas del producto a marcar y la cinética del proceso son factores decisivos en la selección del radioisótopo y su forma química. Es aconsejable realizar pruebas de fijación antes de decidir u optar por un determinado nucleido. Las pruebas de fijación deben, por su parte, reproducir el proceso o bien contemplar aquellos parámetros críticos que podrían alterar al trazador o los vínculos del mismo con el "soporte" o "base".

Un buen trazador radiactivo debe cumplir los siguientes requisitos:

- Fidelidad: Debe seguir, durante el proceso al producto marcado sin desprenderse o ser adsorbido por las paredes del recipiente u otros elementos presentes en el sistema.
- Concentración: Inferior a los niveles máximos permisibles. Superior o igual a las mínimas concentraciones detectables o medibles en las condiciones reales de trabajo.
- Período de semidesintegración: Compatible con la duración de la experiencia. Lo más corto posible para evitar interferencias entre dos experiencias sucesivas o contaminaciones residuales.

5.4.3.3 Determinación del tiempo de permanencia real. Para conocer la respuesta del sistema en estudio (función de transferencia) ante un estímulo exterior (inyección del trazador) se adiciona en la entrada del sistema, reactor o mezclador una pequeña cantidad de producto marcado cuyo comportamiento se desea conocer. La inyección debe ser

"instantánea" y "puntual". En la salida se coloca un detector.

La actividad medida (A_t) en la salida será siempre proporcional a la concentración de trazador presente en el lugar de medición (C_t)

$$A_t = k C_t \quad (5.4)$$

k , constante de proporcionalidad que depende de la geometría, eficiencia de medición, etc.

Esta actividad, medida en la salida y relacionada con el tiempo $\left[A = f(t) \right]$ es lo que aquí denominamos función de transferencia.

La función de transferencia nos permite calcular el tiempo de permanencia promedio (real) y la distribución de tiempos de permanencia de los distintos porcentajes de material procesado respecto del total. Se denomina tiempo de permanencia promedio T_p a la relación:

$$T_p = \frac{k \cdot \int_0^\infty (A(t) \cdot t \cdot e^{-0.7t/T_{1/2}}) dt}{k \cdot \int_0^\infty A(t) \cdot e^{-0.7t/T_{1/2}} dt} \quad (\text{min}) \quad (5.5)$$

$A(t)$, actividad medida en la salida (c/min)

$T_{1/2}$, período de semidesintegración del núclido empleado (min)

t , tiempo transcurrido a partir de la inyección de trazador (min)

k , constante de proporcionalidad.

En la Fig. 5.17 está sintetizada la resolución gráfica de la expresión anterior. La curva a) corresponde al registro gráfico obtenido midiendo la actividad en la salida del reactor, columna de destilación, etc. La curva b) es similar a la anterior pero corregida por decaimiento: $\left[A_t e^{-0.7t/T_{1/2}} \right]$. Por último, en c) han sido multiplicadas las ordenadas $\left[A(t) e^{-0.7t/T_{1/2}} \right]$ por los respectivos tiempos (t)

El tiempo de permanencia promedio queda luego expresado por la relación de áreas encerradas por las curvas b) y c).

$$T_p = \frac{\text{Area B}}{\text{Area A}} \quad (5.6)$$

Integrando la función de transferencia se puede obtener también la distribución de tiempos de permanencia de las distintas fracciones de material procesado. Fig. 5.18

La curva anterior es un índice de calidad, de real valia, ya que permite conocer cuales son las fracciones de material "sub-expuesto" aceptable y sobre-expuesto.

5.4.4 Separación de componentes de una mezcla

Sin mencionar la instancia o etapa de aplicación en destilerías mencionaremos, solamente, las amplias posibilidades que tienen los radioisótopos en el control de operaciones unitarias de separación de componentes de una mezcla. Fig. 5.19

5.5.0 TRANSFERENTE

En este apartado trataremos interfases, localización de obstrucciones y localización de pérdidas o filtraciones.

5.5.1 Localización y limitación de interfases

En poliductos de uso intensivo es común bombear diferentes productos, uno detrás del otro. Cuando estos hidrocarburos llegan a destilería o depósitos de almacenaje es necesario separarlos y en algunos casos, derivar la interfase a depósitos que contienen hidrocarburos de segunda categoría o decantadores.

En estas operaciones surge un compromiso técnico-económico que exige un exhaustivo conocimiento de las interfases con distintos productos, presiones de bombeo y distancia al origen.

Conviene recordar que el movimiento turbulento asegura cortas interfases (Fig. 5.20) mientras que en el movimiento laminar se produce una gran difusión longitudinal.

Marcando el frente de una de las fases o la cola de la otra con un trazador radiactivo es posible conocer: (10) (13)

- Instante del arribo de la interfase

- Límites de la interfase en función de presiones de bombeo, productos y distancia al origen.
- Concentraciones relativas.

Como trazador se suelen emplear el ^{140}Ba y el ^{124}Sb en forma de alcoholifenato de bario y trifenil-antimonio respectivamente.

Con el fin de evitar las contaminaciones residuales en los poliductos algunos investigadores promueven el uso de trazadores inactivos. La técnica en este caso, consiste en marcar el fluido con un isótopo de alta sección eficaz frente a los neutrones (cadmio o boro). En el lugar de control de interfases o recepción de hidrocarburos se coloca una fuente de neutrones (polonio-berilio o americio-berilio) adosada a la calenería; en oposición a la misma se colocan dos detectores; Uno de radiación gamma (cristal de I^{131}Na) y otro de neutrones (tubo de BF_3). Este instrumental, conjuntamente con asociado a los detectores permite controlar en forma continua, las interfases marcadas.

Cuando el cadmio llega frente a los detectores la radiación gamma aumenta y los neutrones termalizados que arriban al respectivo detector disminuyen. Las Figs. 5.21 y 5.22 ilustran respecto a este proceso. La figura mencionada en última instancia representa a las actividades medidas debidas a los neutrones y la radiación gamma frente a diversas concentraciones de cadmio ($\text{SO}_4 \text{ Cd}$)

Para marcar interfases de hidrocarburos los autores de este trabajo, recomiendan emplear el Cd. como naftenato (15)

El uso de calibradores nucleares gamma que controlan la densidad de los hidrocarburos al llegar a las válvulas derivadoras sustituye con múltiples ventajas a estas técnicas pues además de ser muy sensibles dan un control continuo y sin contacto, evitándose la marcación.

5.5.2 Localización de obstrucciones

En la habilitación y mantenimiento de poliductos, gasoductos y redes importantes de distribución de fluidos es necesario pasar por su interior rascadores o "scrapers" para limpiar y evacuar las obstruc

ciones de las mismas.

Con el fin de localizar estos rascadores cuando quedan atascados se colocan, adosados a los mismos, fuentes radiactivas selladas, emisoras gamma de alta energia.

Para operar rápida y comodamente estas fuentes es conveniente construir un mecanismo automático que la deje al descubierto cuando el rascador es colocado en el interior de la cañería y quede convenientemente blindada en el exterior para ejecutar el montaje y desmontaje sin riesgos, conviene aquí recordar que los rascadores son impulsados por la presión del agua y esta presión puede ser aprovechada para accionar el mecanismo ya mencionado.

Los núclidos más empleados son el ^{60}Co y el ^{226}Ra

Para calcular la actividad necesaria se utiliza la conocida expresión:

$$E = E_0 \left(\frac{d}{d + x} \right)^2 e^{-\mu x} \cdot B \quad (5.7)$$

E, exposición

x, espesor o tapada sobre cañería

μ , coef. de absorción

B, factor de multiplicación empleado cuando $\mu x \geq 1$

Se emplean detectores portátiles con cristales de INa (TI)

La actividad o exposición medida por el detector debe superar, en la zona crítica, por lo menos cinco veces a la actividad debida al fondo natural para evitar dudas por posibles variaciones del fondo natural. (Por ejemplo: los "adoquines" de la ciudad de Buenos Aires incrementan considerablemente el fondo natural cuando es acercado a ellos un detector).

De las curvas de la Fig. 5.23 se puede extraer el factor de reducción F con y sin interposición de blindaje para calcular la actividad de ^{60}Co , ^{191}Ir y ^{137}Cs necesaria para detectar y localizar rascadores. Estas curvas han sido calculadas para hormigón y tierra de dos densi-

dades (o compactaciones) extremas.

Con estas curvas es posible calcular la actividad necesaria sin conocer la eficiencia del detector.

5.5.3 Localización de pérdidas, filtraciones e interconexiones

Las técnicas nucleares han resuelto ya, en nuestro país, numerosos problemas vinculados con este tema.

La extrema sensibilidad y la sencillez de la operación de localización de fugas han contribuido a universalizar e imponer estos métodos.

Los problemas de fugas en cañerías, conductos, depósitos impermeabilizados naturales o artificiales son de diversa índole. La acertada elección de la técnica de trazadores radiactivos a emplear, selección del núclido y actividad son factores decisivos en el éxito de una experiencia de este tipo.

Las técnicas que se describen a continuación son aptas para localizar fugas de gases o líquidos.

5.5.3.1 Técnica general de localización de fugas. Se inyecta el trazador convenientemente diluido y se espera un tiempo prudencial hasta lograr que la mayor cantidad posible de trazador radiactivo pase por la pérdida y quede absorbido por el terreno.

Luego se desaloja el fluido marcado y se "lava" la cañería con el fin de hacer desaparecer todo rastro de trazador que pueda quedar adherido a los contornos internos del conducto, juntas, sifones, etc, para evitar, en la detección, la interferencia de estas contaminaciones y medir desde el exterior solamente la radiación proveniente del fluido marcado que salió por el orificio de la fuga. El "lavado" debe ser exhaustivo.

Cuando se trata de cañerías a presión, después de haber inyectado el núclido conviene elevar la presión hasta un nivel límite. Esta operación puede repetirse varias veces con el fin de hacer fluir la mayor cantidad posible de trazador por la filtración.

En el caso de no existir el medio de la distribución de cañerías o bien no estar éstas convenientemente acotados es posible materializar su recorrido efectuando un control de la actividad del área en el momento que la cañería o conducto está lleno con el fluido marcado.

Esta última operación es factible si el radioisótopo se ha difundido o mezclado con todo el fluido de la cañería.

La actividad mínima necesaria para localizar la pérdida se puede calcular a partir de la fórmula expuesta en 5.5.2.

Es además necesario tener en cuenta, que esa actividad mínima debe incrementarse, pues en 5.5.2 calcula como si fuesen fuentes puntuales y aquí el líquido se distribuye en un volumen que es función de parámetros generalmente desconocidos (compactación, fracturas, adsorción del trazador, etc).

Los gases, en cambio, tienden a subir a la superficie en los terrenos porosos o en caso de carpetas impermeables se difunden y emergen a través de fracturas localizadas que pueden alterar la precisión de la localización.

Para calcular la actividad mencionada es necesario conocer: espesor o tapada sobre la cañería o conducto, tipo de materiales que lo componen y el caudal (q) de la filtración.

En base al espesor, materiales y energía del núcleo se buscan en las tablas los coeficientes μ y B . El caudal (q) se puede estimar, en ciertos casos, de acuerdo a la técnica expeditiva descrita en 5.5.3.2.

5.5.3.2 Técnica expeditiva para conocer aproximadamente el caudal que fluye por la pérdida. En cañerías a presión se puede estimar el volumen o masa perdida durante el lapso ($t_2 - t_1$) de la experiencia.

Después de haber marcado en forma homogénea el fluido de la cañería o conducto se eleva la presión hasta alcanzar un límite superior (p_2). Se espera hasta que la presión descienda (si la única causa de pérdida de presión es la fuga) hasta el nivel inferior (p_1) (instante t_1).

Cuando esta operación ha finalizado se eleva nuevamente la presión

hasta alcanzar el valor p_2 y se provoca rápidamente la depresión $(p_2 - p_1)$ abriendo un grifo accesible y midiendo el volumen o pesando la masa recuperada a través del grifo. El caudal q de la pérdida es entonces:

$$q \approx \frac{\text{Vol. recuperado}}{t_2 - t_1} = \frac{M}{(t_2 - t_1) \rho}$$

5.5.3.3 Técnica de las fuentes puntuales. Se introducen en la cañería llena pequeñas fuentes radiactivas adosadas a flotadores que tienen a desplazarse conjuntamente con el fluido, hacia el orificio de salida.

Las fuentes son recuperables y se suelen emplear pequeñas agujas de ^{60}Co , ^{191}Ir , o ^{223}Ra .

Las limitaciones del método son las mismas que las expuestas anteriormente. La actividad necesaria se puede estimar de la misma manera y en caso de fracasar la localización en el primer intento se pueden agregar más fuentes.

Esta técnica tiene la ventaja de no dejar contaminaciones residuales, siempre que puedan recuperarse las fuentes.

5.5.3.4 Técnica de localización de fugas con inyección continua. Consiste en adicionar el trazador en la cañería mientras circula el fluido y buscar, aguas abajo, con detectores de alta sensibilidad, el escape del trazador radiactivo.

Este método es particularmente apto para cañerías que conduzcan gases.

Con inyección continua la concentración de trazador o actividad específica en una sección de la tubería, situada más allá de la distancia mínima de óptimo mezclado es constante.

En la sección de la filtración se bifurcan dos caudales: el caudal principal (Q) y el caudal de la pérdida (q).

La actividad que restará en las inmediaciones del orificio de salida será:

$$\begin{aligned}
 A(t) &= 0 \quad \text{para } t = 0 \\
 A(t) &\rightarrow 0 \quad \text{" } t \rightarrow \infty
 \end{aligned}
 \tag{5.8}$$

Existe por lo tanto un tiempo óptimo (t_{opt}) (17) contando a partir del momento que el trazador llega al punto de salida. Si continuamos la inyección y detección mucho más allá del tiempo óptimo las probabilidades de localizar las fugas son menores.

La actividad $A(t)$ en el área de filtración está dada por el aporte de la fuga (dA_1) y por el decaimiento del núclido (dA_2).

$$\begin{aligned}
 dA_1 &= q a_0 e^{-\lambda t} \cdot dt \\
 dA_2 &= -\lambda A(t) \cdot dt
 \end{aligned}$$

La solución de estas ecuaciones es:

$$A(t) = q a_0 \cdot t \cdot e^{-\lambda t} \quad \text{Fig. 5.24} \tag{5.9}$$

a_0 , actividad específica al tiempo $t = 0$

λ , constante de semidesintegración

$A(t)$, actividad en las inmediaciones de la pérdida al tiempo t

q , caudal que pasa por la cámara

q , caudal de la pérdida

En la Fig. 5.24 se representa $A(t)/A_{\text{máx.}}$ y se dan los valores de t óptimo para distintos núclidos.

Este método permite operar sin interrumpir el servicio.

Las limitaciones de esta técnica son las siguientes:

- La actividad a emplear es muy superior a la de otras técnicas (problemas radiosanitarios).
- El caudal q debe ser significativo.
- La cámara debe estar suficientemente profunda para blindar gran parte de la radiación directa y evitar interferencias.
- Generalmente es aplicable solamente a conductos empleados para transportar gases.

5.5.3.5 Técnica de localización de fugas con inyección discreta.

Al efectuar inyecciones instantáneas de trazador en la corriente fluida la concentración en distintas secciones, aguas abajo, variará de acuerdo a las curvas de la Fig. 5.25; $c = f(t)$.

Si bien el área encerrada por ambas curvas es la misma, pues el caudal es constante, es evidente que cuando la distancia al punto de inyección es muy grande las posibilidades de detectarla disminuyen debido a que tiende a confundirse con el fondo natural. Esto ocurre cuando la dilución es muy grande.

Para lograr la detección de una pérdida de caudal (q) (pequeña frente al caudal Q de la tubería) es necesario una actividad mínima (a_m) al tiempo t tal que: (18) (19)

$$a(t) = A(t) \cdot \frac{q}{Q} = A_0 \cdot e^{-\lambda t} \cdot \frac{q}{Q} \geq a_m \quad (5.10)$$

Esta relación, en primer instancia, define el tiempo al cabo de la cual la detección no es mas posible.

$$\theta = \frac{1}{\lambda} \cdot \log \cdot \frac{q}{Q} \cdot \frac{A_0}{a_m} \quad (5.11)$$

Al tiempo θ la "ola de radiactividad" ha recorrido una distancia:

$$L = \frac{Q}{S} \cdot \theta \quad (5.12)$$

S , Sección de la canalización.

Luego la máxima distancia explorable estará dada por:

$$L_{\max} = \frac{Q}{S \lambda} \cdot \log \frac{q}{Q} \cdot \frac{A_0}{a_m} \quad (5.13)$$

Este método en algunos casos sería aplicable a cañerías (especialmente transportadoras de gases) en las cuales no es posible interrumpir el servicio o bien solo son tolerables interrupciones muy breves. En este último caso se interrumpiría el servicio solamente en el momento que la "ola radiactiva" ingresa a la red domiciliaria o industrial.

5.5.3.6 Detección de fugas con detectores introducidos en la cañería. Si después de haber lavado cuidadosamente la cañería para descontaminarla se introduce una pequeña sonda de detección en la misma pueden detectarse muy pequeñas fugas.

Han sido diseñadas con este fin (20) sondas de reducidas dimensiones en cuyo interior están los detectores, fuente de alta tensión, integrador transistorizado y reg. gráfico. Estas sondas son impulsadas dentro de la cañería aprovechando la presión del fluido.

La correlación entre la actividad registrada y la posición de la sonda respecto al eje longitudinal de la cañería puede ser establecida colocando fuentes puntuales de ^{60}Co en la superficie a lo largo del eje longitudinal de la cañería.

Esta técnica de localización es de alta sensibilidad.

El diámetro de las cañerías debe ser considerable (más de 10 cm) y cualquier rebaba u obstrucción puede detener el avance de la sonda. El uso de esta técnica requiere también lavado exhaustivo antes de la detección.

5.5.3.7 Otras consideraciones sobre detección de pérdidas. Si bien algunas de las técnicas aquí mencionadas parecerían ser demasiado sofisticadas es necesario tener presente que los problemas de fugas pueden ser de muy diversa índole y magnitud. La localización de las mismas adquiere también en tales casos significativa importancia económica.

Es conveniente recordar que en los cálculos previos a la localización solo se puede suponer que el trazador queda adsorbido en las inmediaciones del orificio de salida. Si se trata de gases, estos tenderán a salir a la superficie facilitando así la detección, siempre que se pueda controlar, rápidamente, la actividad sobre la red.

Las técnicas descritas en 5.5.3.4 y 5.5.3.5 solo pueden emplearse en casos especiales y para tener éxito en la localización es necesario que la pérdida sea significativa.

5.3.0 TRANSFERENCIA DE MASA

Los métodos físicos y químicos empleados para valorar el desgaste de piezas móviles, sometidas a fricción, abrasión y corrosión o herramientas de corte, requieren experiencias de larga duración (200 horas para aros de pistón) y por ser métodos discontinuos, no permiten conocer los niveles de desgaste puestos de manifiesto entre dos determinaciones sucesivas.

El método físico consiste en medir y pesar sucesivamente el mecanismo, pieza, engranaje, herramienta, etc. cuyo desgaste se investiga. El método químico está basado en el análisis y dosage de la masa transferida y arrastrada por el lubricante. La técnica mencionada en primer lugar es selectiva; la segunda global pues la masa transferida y medida corresponde al conjunto de las piezas susceptible de desgastarse durante el ensayo.

Ambos métodos requieren además el desmontaje del motor o máquina después de cada experiencia.

La aplicación de los trazadores radiactivos al estudio de estos problemas ha permitido desarrollar nuevas técnicas de evaluación de alta sensibilidad y precisión, con medición continua y registrable.

Se ha podido además comprender mejor los complejos fenómenos de intemperación que ocurren entre piezas y mecanismos sometidos a fricción, abrasión y corrosión contribuyendo así a perfeccionar diseños, aleaciones, lubricantes y aditivos.

5.3.1 Eficiencia de lubricantes y aditivos en motores endotérmicos.

El principio general de esta técnica consiste en colocar en el rotor una o más piezas activadas en reactores nucleares. Los núclidos radiactivos desprendidos y arrastrados por el lubricante son controlados (continua o periódicamente) midiendo la actividad específica de estos radioisótopos en el lubricante en función del tiempo.

Los estudios que se han realizado con trazadores radiactivos en esta disciplina están dirigidos a controlar lubricantes, aditivos y com-

bustibles frente a los siguientes problemas.

- Fricción (textura, tratamientos de superficie, composición de aleaciones.)
- Abrasión (eficiencia de filtros).
- Corrosión (infl. del contenido de azufre en combustibles, alcalinidad de lubricantes, funcionamiento de motores a bajatemp. o servicio "porte a porte").
- Scuffing (desgaste inicial de arranque y marchas normales).
- Influencia de los distintos parámetros (carga, revoluciones, temperatura, grado de compresión, etc). (a)
- Puesta a punto y clasificación de lubricantes y aditivos.

Estos ensayos se realizan preferentemente en motores normalizados (Petter, Laveco, etc) ya que solo estos motores permiten controlar y graduar durante las experiencias los parámetros mencionados en (a) contribuyendo así a permitir comparar los resultados de distintas experiencias. Los motores normalizados poseen además dinamómetros.

Algunas compañías petrolíferas o fabricantes de motores complementan estos trabajos estudiando el comportamiento de lubricantes en condiciones reales de marcha. Incorporan generalmente aros radiactivos a motores serie y controlan el desgaste de dichos aros en condiciones operativas prefijadas. En estos casos todo el instrumental de medición y registro es montado sobre el mismo vehículo. (22) (23).

5.6.1.1 Irradiación y selección del núcleo trazador en distintas aleaciones. Al irradiar en un reactor nuclear una aleación se forman distintos radioisótopos con características físicas bien definidas. La actividad específica lograda al cabo de una irradiación suele variar ligeramente en distintas secciones de la pieza en función de las secciones eficaces, volumen y distribución de flujo neutrónico.

Esta actividad específica suele ser mayor en la superficie exterior pues en el interior se producen depresiones de flujo por autoabsorción

Fig. 5.26.

Es importante lograr en la superficie y hasta la profundidad de desgaste una actividad específica constante.

Con el fin de controlar esas variables y calibrar el instrumental, se adosan a la pieza pequeños testigos, simétricamente distribuidos, de la misma aleación. Con ellos se controla la actividad específica formada, la distribución de flujo y se sigue el decaimiento de la actividad a lo largo del tiempo cuando se han formado varios radioisótopos.

La muestra a irradiar y los testigos son encapsulados en herméticos recipientes, generalmente construidos en aluminio y llenados con argón o nitrógeno para evitar la formación de óxidos durante la irradiación. Fig. 5.23

La actividad formada al cabo de un tiempo t de irradiación y t' de decaimiento estará dada por (ver cap. 6.0)

$$\begin{aligned}
 N' &= \frac{N \sqrt{\sigma}}{\lambda} (1 - e^{-0.693t/T_{1/2}}) \\
 A &= N' \lambda = N \sqrt{\sigma} (1 - e^{-\frac{0.693t}{T_{1/2}}}) \\
 A &= 6.02 \cdot 10^{23} \cdot N \cdot \sigma (1 - e^{-\frac{0.693t}{T_{1/2}}}) \cdot e^{-0.693t'/T_{1/2}} \quad (5.14)
 \end{aligned}$$

En base a la misma y a los esquemas de desintegración respectivos se puede seleccionar el nucleído, tiempo de irradiación y decaimiento.

De la tabla II se pueden extraer referencias respecto a los nucleídos formados y las actividades residuales al cabo de 24 horas de irradiación de una aleación típica.

En la última columna de la misma tabla se dan referencias respecto a las actividades específicas logradas al irradiar un are de pistón de 13 gramos. La composición de la aleación es semejante a la anterior. Estos valores corresponden a 30 días de irradiación y 30 días de decaimiento para un flujo de 10^{11} n/cm²/seg.

La autorradiografía de la Fig. 5.29 permite apreciar una homogénea distribución de flujo neutrónico. Esta autorradiografía fue tomada antes de colocar el are de pistón en el motor. Es conveniente tomar

autorradiografías del aro de pistón antes y después de haber realizado la experiencia de desgaste.

La autorradiografía de la camisa permite valorar, en estos casos, la distribución de masas transferidas.

5.6.1.2 Detección y medición. El control del desgaste se puede efectuar en forma continua o bien tomando muestras y midiendo en laboratorio la actividad de cada muestra.

La medición discreta se realiza generalmente con cristales de pozo con el fin de lograr alta eficiencia.

El número y la frecuencia del muestreo está íntimamente vinculado a las condiciones de marcha y a los cambios producidos durante el funcionamiento del motor; estos parámetros son fáciles de controlar y regular en los motores normalizados.

Para medir en forma continua se hace circular el lubricante, Fig. 5.80 por un recipiente colocado junto al detector.

La temperatura del aceite puede superar los 70°C y es preciso enfriarlo antes de que llegue al detector, y a la salida del mismo, elevar dicha temperatura hasta alcanzar la de régimen.

Las dimensiones del recipiente R deben ser cuidadosamente estudiadas, y es preciso experimentar con el fin de solucionar el compromiso máxima eficiencia de detección-minima alteración del volumen total del lubricante.

La detección se realiza con cristales de INa (TI) o bien tubos tipo G.M. Los primeros permiten discriminar energías, siendo insustituibles cuando se trabaja con dos piezas activadas: aro de pistón (camisa) y cojinete.

La constante de tiempo del integrador será elegida convenientemente para obtener una señal compatible con la variación del desgaste en función del tiempo y los errores estadísticos previstos.

Es preciso aquí recordar que el tiempo de equilibrio (t_0) es el lapso necesario para que la indicación del instrumento de lectura o re

gistro pase de 0 a un valor comprendido entre $\pm \sigma$ de la actividad promedio medida.

$$t_0 = RC (0,896 - 1/2 \ln 2NRC)$$

$$\xi = \frac{37,54}{\sqrt{2NRC}} \quad (5.15)$$

t_0 , Tiempo de equilibrio

RC, cte de tiempo

N , actividad medida

ξ , error probable.

Las curvas de las Figs. 5.32 y 5.33 permiten seleccionar la cte. de tiempo si se conoce el error.

Han sido incluidas en estos apuntes algunas de las curvas típicas obtenidas en ensayos de lubricante, Fig. 5.31. Sobre el particular, el experto en control de eficiencia de lubricantes puede apreciar las ventajas del método teniendo en cuenta que estas experiencias pueden realizarse en cortos lapsos.

5.6.1.3 Calibración. Generalmente es desconocida la eficiencia del detector respecto a los núclidos presentes y a la geometría de medición.

Este inconveniente es superado incorporando testigos a la pieza irradiada. Estos testigos (o parte de los mismos) son disueltos en ácido para calibrar con esta solución el instrumental y seguir el decaimiento de los núclidos formados mediante control periódico de los mismos. Fig. 5.27

El flujo neutrónico recibido en distintas secciones de la pieza es además controlado por estos testigos.

Veamos ahora un cálculo típico para conocer la cantidad de metal (desgastada) presente en una muestra.

Peso del testigo	50 mg	∴ Concentración $\frac{50}{600} = 0,1 \frac{\text{mg}}{\text{cm}^3}$
Vol. ácido / $\text{ClH}-\text{HO}_3\text{H}(3:1)$ /	600 cm^3	
Act. neta med., 1 cm^3 de		
sol. std. - día π , hora π_1 -	533 c/min; $\xi < 1\%$	

Act.meta debida a 1 cm³

de aceite - dia x_1 , hora x_1 ,

100 horas de marcha 182 c/min; $\xi < 1\%$

Conc.de metal en el aceite $\frac{182}{522} \cdot 0,1 = 0,035 \text{ ng/cm}^3$

Vol. total de aceite: 5.450 cm³

Masa de aleación desgastada al cabo de 100 horas:

$$5.450 \cdot 0,035 = 191 \text{ ng.}$$

Cuando se realiza medición continua el procedimiento es análogo. Al volumen de aceite del cárter se debe agregar el volumen de las cañerías y del recipiente.

5.6.1.4 Precauciones que deben observarse en ensayos de lubricantes. En experiencias de esta naturaleza deben observarse ciertas precauciones para lograr resultados fieles, precisos y comparables.

- Los resultados pueden ser falseados si una fracción de las partículas desgastadas quedan adheridas a lacas y depósitos carboníferos. El lavado y medición posterior de la actividad residual contribuye a valorar este factor.
- La decantación que se produce en el cárter, el bombeo y los detergentes, favorecen la suspensión de las partículas desgastadas evitando la decantación de las mismas. Deben tomarse muestras con el rotor y la bomba en funcionamiento.
- Las partículas desgastadas son retenidas por el filtro de aceite. Debe eliminarse.
- Una fracción del desgaste total (10% a 30%) escapa junto a los gases de combustión. Existen técnicas complementarias para evaluar el porcentaje así perdido.
- Dada la alta sensibilidad del método sólo los motores normalizados garantizan la reproducibilidad de sucesivas experiencias.

5.6.2 Medición del consumo de lubricantes.

En los laboratorios de ensayo de lubricantes y motores el consumo de aceite se mide generalmente, pesando el aceite residual. Este método es discontinuo y son necesarias muchas horas de experimentación para obtener resultados ponderables.

La técnica nuclear consiste en marcar el aceite con un radioisótopo y medir en los gases de escape, en forma continua o por extracción de muestras, los hidrocarburos perdidos.

Si bien la alta sensibilidad del método permite acortar substancialmente los ensayos y obtener información continua, esta técnica aun no tiene aceptación universal.

El método radiactivo está afectado de un error sistemático, (por defecto) en las mediciones absolutas ya que se controla solamente el lubricante "quemado" que sale por el escape sin tener en cuenta la fracción de gases que condensan entre la cámara y el punto de medición de actividades.

Este error, sumado a otros no aleatorios y de menor cuantía puede llegar al 20% en las condiciones normales de operación de los motores normalizados.

En las determinaciones de consumo de lubricantes se emplea generalmente ^3H , ^{14}C ó ^{65}Zn . Los detectores más empleados son: Contadores líquidos de centelleo (control por extracción de muestras para ^3H y ^{14}C) o cámaras de ionización (control continuo para ^3H , ^{14}C ó ^{65}Zn). En este último caso el gas de escape o una fracción del mismo pasa a través de la cámara de ionización.

Los productos de combustión del lubricante y el combustible están compuestos por CO , CO_2 y H_2O . Si se marca el aceite con ^3H este escapa como vapor de agua y es preciso evitar al máximo la condensación previa a la cámara de ionización. Debe calentarse luego el circuito de derivación y la cámara de ionización.

Un colector de iones, para evitar la entrada de gases cargados al detector y un regulador de caudal completan el circuito de medición.

5.6.3 Problemas diversos vinculados a la combustión, lubricación y refrigeración.

La formación de depósitos de carbón en la cámara de combustión disminuye sensiblemente la eficiencia y "performances" de los motores. El normal intercambio térmico se degrada y el desgaste por abrasión aumenta.

El uso de trazadores radiactivos complementando o sustituyendo a las técnicas convencionales es universalmente aceptado, pues da solución integral al problema al permitir discriminar inequívocamente el origen (lubricante o combustible) de las formaciones carboníferas. Por otra parte, el método radiactivo reduce considerablemente el tiempo de experimentación.

El procedimiento generalizado consiste en marcar el combustible, lubricante o agente antidetonante, y después de cortos lapsos de funcionamiento medir la concentración de trazador en las formaciones carboníferas.

Los nuclídeos más utilizados son el 3H , 14C , 35S , 203Pb y el 65Zn .

Para marcar gas-oil se utiliza sulfuro de di-terbutilo con 35S , mientras que para agentes anti-detonantes se incorpora sal tetraetilica con 203pb .

Por ultimo se mencionará solamente otras aplicaciones: estudios de repartición de gases de combustión en las distintas cámaras de motores multicilíndricos, mecanismo de las relaciones de oxidación y combustión, estudios relativos a consumo de lubricantes y pérdidas en circuitos de refrigeración y eficiencia de filtros.

REFERENCIAS

- 1.- A.C. CASTAGNET, E.R. GOMEZ, Técnicas y equipos nucleares para la medición y control del petróleo, del gas y de la petroquímica. Inst. Arg. del Petróleo.
- 2.- C.N.E.A., Aplicación de Radioisótopos en la Industria Argentina. (Encuesta Internacional).
- 3.- Documento Schlumberger N° 8, Introducción al método de perfilaje de pozos (Schlumberger), 1958.
- 4.- KOCESH F.P., Gamma Ray Logging, The Oil and Gas Journal, 26-7-51.
- 5.- DEWAT J.T., SORNE O.F., MORRIS R.L., Results of Chlorine Logging in cased holes PW 1561-G; Society of Petroleum Engineers of AIME
- 6.- CARBELL H.F., OE/65-8, WELEX, A Division of Halliburton Comp. 1965
- 7.- ALKHEEV and SRABROVLSKY, Rad. tracers in Geophysics, Proc. of Symposium, Prague, 21-25 Nov. 1966.
- 8.- J.W. WATKINS, H.E. DUNNING. Los isot. rad. en la invest. de la prod. de petróleo. Acta: C.N.E.A.
- 9.- GONDOVIN M. et COMIER J.J., Etude du champ pétrolier D'HASSI MESSAOU por injection de Methane, Ethane, propane. et butane tritíes., Proc. of a Symposium Prague, 21-25 Nov. 1966, 161.
- 10.- HULL. Rad tracers to mark interfaces and measure intermiscing in pipe lines. Ind. Chem. N° 11 (1952).
- 11.- C.N.E.A. Norma de Seguridad Radiológica y Nuclear.
- 12.- BONDY Ch., VIDAL J.P. ROBIN G., La méthode des tracers activables es ses Appl. récentes à la verrerie et au pétrole, Suppl. au bulletin d'information, 1967 N° 36.
- 13.- LESWICK C.K., Routine industrial uses of radioactive tracers (SN-84/2) Proc. of a Symposium, Prague, 21-25 Nov, 1966, 21
- 15.- COMANESCU P. SANDRU et POPA A., Dev. Rec. de l'utilisation des traceurs rad. dans l'industrie Roumaine du pétrole Proc. of a Sym., Prague, 21-25 Nov., 1966
- 16.- WEBER. Rad. tracer success full in prod pipe line appl. Oil and Gas Journal: 10 nov 1952.

- 17.- G. FELLIER et oill. Quelques appl. des rad. a per. courte dans l'ind. gaziere Francais. Conf. Viena 5-9 Nov. 1962.
- 18.- M. WILLIAMS, Nuclear Eng. and Sc. Conf. 4-7 April 1960 paper No 48.
- 19.- J. JOLY, Rad. and Geology, London Arch Constable and Co, Ltda.
- 20.- Plata Bedmar, X curso de apl. de los rad. en la industria, Conf. No 19 y 20.
- 21.- J. KOHL and oill. Rad. Appl. Eng. Van Nostrand Nuclear Sc. Series.
- 22.- J.E. MARTINEZ, El problema del desgaste estudiado a través de la técnica de los trazadores rad. Auto No 325, 1960 y 342, 1961.
- 23.- J. RILLY, Appl. de la technique des rad. a l'etude de l'usure des seg. de piston. Rev. de l'Inst. Francaise de Petrole. Juil-Aout-1963.
- 14.- FOTT W.E., DEMPSEY, Review of rad. appl. in geophysics in the EEUU. Proceedings of a Symposium, Prague 1966, 111

TABLA 5-I

CARACTERISTICAS DE LOS RADIOISOTOPOS DE USO FRECUENTE EN PROCESOS UNITARIOS
DESTILERIAS, HIDROLOGIA, etc.

NUCLEIDO	METODO DE PRODUCCION	NAT. DE LA RADIACION	ENERGIA MAX. (β) MeV	ENERGIA γ MeV	PER. DE SEMIDESIN.	EXPA1METRO 1mC-AIRE mR/h.	ACT. DE SAT. (m, γ) 10^{12} h/cm ² seg. mC/g
H-3	Li (n, α)	β			12,26 a		
C-14	N (n, p)	β			5568 a		
Na-22	Acel.	CE, β , γ			2,6 a	1,20	390
Na-24	n, γ	β , γ	1,4	2,75	15 h	1,84	
P-32	-S(n, p) - α	β	2,71		14,2 d		100
S-35	-Cl (n, p) - α	β			89 d		5,5
Cl-38	n, γ)	β , γ			37 min	0,70	63
Ar-41	(n, γ)	β , γ			1,83 h		390uC/g
K-42	(n, γ)	β , γ		151	12,7 h	0,14	37
Sc-46	(n, γ)	β , γ		1,12	84 d	1.09	$7,9 \times 10^3$
Cr-51	(n, γ)	CE, γ			28 d	0,015	210
Mn-54		CE, γ			313 d	0,48	
Mn-56		β , γ			2,58 h	0,83	$3,9 \times 10^3$
Fe-59	(n, γ)	β , γ		1,28	45,1 d	0,64	0,96
Co-60	(n, γ)	β , γ	0,3	1,33	5,27 a	1,31	$10,2 \times 10^3$
Ni-65	(n, γ)	β , γ			2,56 h	0,31	4,5
Cu-64	(n, γ)	CE, β , γ			12,8 h	0,12	760
Zn-65	(n, γ) - Acel.	β , CE, γ		1,12	245 d	0,27	54
Zn-69m-69	(n, γ)	β , γ			13,8 h	0,24	4,5
Se-75	(n, γ)	CE, γ			127 d	0,20	47
As-76	(n, γ)	β , γ		1,2	26,5 h	0,24	990
Br-82	(n, γ)	β , γ		1,31	35,6 h	1,46	330
Kr-85	pr. de fis.	β , γ			10,6 a		
Rb-86	(n, γ)	β , γ		1,08	18,6 d	0,05	130
Zr-95	p. fis. y otros	(β , γ)	0,4	0,75	65 d	0,43	2,4
Nb-95	p. fis. y otros	(β , γ)		0,74	35 d	0,43	
Mo-99m	(n, γ)	(β , γ)		1,3	67 h	0,18	20
Ru-103	p. fis. y otros	(β , γ)	0,2		40 d	0,34	71
Ag-110m	(n, γ)	β , γ		1,51	256 d	1,43	240
Sb-122	(n, γ)	β , γ			67 h	0,24	520
Sb-124	(n, γ)	β , γ		2,11	60 d	0,98	
I-131	Te ¹³¹ prod. f. etc.	β , γ	0,6		8,05 d	0,22	
I-132	Te, etc.	β , γ			2,3 h	1,18	
Xe-133m-133	p. fis. etc.	β , γ			5,27 d		
Cs-134m-134	p. fis. etc.	(β , γ)			2,1 a	0,87	
Cs-137	p. fis.	β , γ			30 a	0,31	
Ba-140	p. fis.	β , γ	0,4	0,79	12,8 d		

TABLA 5-I (Continuación)

NUCLEIDO	METODO DE PRODUCCION	NAT. DE LA RADIACION	ENERGIA MAX (β) MeV	ENERGIA γ MeV	PER. DE SEMIDESIN.	EXP A 1 METRO 1mC AIRE mR/h	ACT. DE SAT.(m,γ) 10 ¹² n/cm ² seg. mC/g
La-140	(Be ,β) etc	β,γ	1,41	2,5	40 h	1,13	960
Ce-141		β,γ			32,5 h	0,03	31
Tb-160					73 d	0,55	2,2x10 ³
Lu-177					6,75 d	0,01	9,3x10 ³
Ta-182					1,22	0,66	1,7x10 ³
W-197	(n,γ)	(β,γ)		0,78	24 h	0,30	850
Ir-192	(n,γ)	CE,β,γ		2,1	74,5 d	0,48	32x10 ³
Ir-194	(n,γ)	βγ			19 h	0,15	6,7x10 ³
Hg-197m-197	(n,γ)	CE,γ			24h(65h)		
Au-198	(n,γ)	βγ			65 h	0,23	8x10 ³
Hg-203	(n,γ)	βγ			45,8 d	0,13	91
Ra-226	R (Ra)	α γ			1620 a	0,83	

TABLA 5-II

RADIOISOTOPOS FORMADOS AL IRRADIAR EN UN REACTOR NUCLEAR UNA ALEACION DE
HIERRO (AROS, CAMISA, etc).

ELEMENTO Y RADIOISOT. FORMADO		PESO PORCENTUAL	ABUND. ISOTOP.	SECCION EFICAZ	PER. DE SEMID.	ACT. FORMADA 10gr ALEACION 4. 10 ¹³ n/cm ² /seg.
		%	%	barns		m/c
C-13	C-14	0,96	1,11	0,0009	5.600 a	despreciable
Mg-26	Mg-27	0,001	11,1	0,03	9,5 min	"
Al-27	Al-28	0,2	100	0,23	2,3 min	"
Si-30	Si-31	0,80	3,12	0,11	2,6 h	5,93
P-31	P-32	0,041	100	0,20	14,5 d	8,1
S-34	S-35	0,047	4,2	0,26	87 d	0,068
S-36	S-37		0,017	0,14	5 min	despreciable
Cr-50	Cr-51	0,07	4,4	16	27 d	1,61
Cr-54	Cr-55		2,4	0,37	3,6 min	despreciable
Fe-54	Fe-55	96,7	5,9	2,2	2,9 a	9,06
Fe-58	Fe-59		0,33	0,9	45,1 d	4,98
Mn-55	Mn-56	0,84	100	13,3	2,58 h	13.200
Ni-58	Ni-59		68	4,3	8x10 ⁴ a	0,00013
Ni-62	Ni-63	0,20	3,7	15	80 a	0,0028
Ni-64	Ni-65		1	2	2,56 h	4,06
V-51	V-52	0,02	99,75	4,5	3,7 min	despreciable
Co-59	Co-60		100	16-20	5,3 a	
Cu-63	Cu-64	0,01	69	4,4	12,8 h	30,5
Cu-65	Cu-66		31	2,2	5,1 min	despreciable
Mo-92	Mo-93		15,7	0,006	6,9 h	0,01
Mo-98	Mo-99	0,02	23,8	0,13	57 h	0,412
Mo-100	Mo-101		9,5	0,2	15 min	0,247
Sn-112	Sn-113		1,02	1,3	112 d	despreciable
Sn-116	Sn-117		14,3	0,006	14 d	"
Sn-118	Sn-119	0,05	24,1	0,001	275 d	"
Sn-120	Sn-121		32,5	0,001	1 a	"
Sn-122	Sn-123		4,8	0,001	130 d	"
Sn-124	Sn-125		6,1	0,2	10 d	"
Pb-204	Pb-205	0,001	1,3	0,9	10 ⁶ a	"
Pb-208	Pb-209		52	0,0004	3,3 h	"

TABLA 5.III

TRAZADORES RADIACTIVOS EMPLEADOS
PARA MARCAR PRODUCTOS ORGANICOS (13)

ISOTOPO	PERIODO DE SEMIDESINT.	TIPO DE RADIACION Y DE ENERGIA (MeV)	FORMA QUIMICA
^{24}Na	15 h	γ : 1,37 (100 %) γ : 2,75 (100 %)	Naftenato Salicilato
^{82}Br	36 h	γ : 0,55 - 1,48	Bromobenceno P-di bromobenceno
^{140}La	40 h	γ : 0,33 - 2,54	Naftenato
^{64}Cu	12,8 h	γ : 0,51 (19 %)	Naftenato
^{65}Ni	2,56 h	γ : 0,37-1,11-1,49	Estearato Oxalato
^{77}Ge	11 h	γ : 0,21 - 2,02	Distintos compuestos orgánicos
^{60}Co	5,3 años	γ : 1,17 (100 %) γ : 1,33 (100 %)	Naftenato
^{198}Au	2,7 días	γ : 0,41 (99 %)	Cianuro Coloidal Sal aaminada
^{131}I	8,04 días	γ : 0,36 (80 %) γ : 0,64 (9 %)	Kerosene-Iodobenceno
^{129}Sb	60 días	γ : 0,61 (99 %) γ : 0,72 (14 %)	Trifenilestibeno
^{59}Fe	44,5 días	γ : 1,1 (57 %) γ : 1,29 (43 %)	Ferroceno
^{35}S	87 días	β : 0,167 (100 %)	Diciclopenta-dienilo
^{14}C	5568 años	β : 0,155 (100 %)	Distintos compuestos organicos
^3H	12,26 años	β : 0,018 (100 %)	
^{38}Cl	37,3 min	γ : 1,60 (31 %) γ : 2,15 (47 %)	

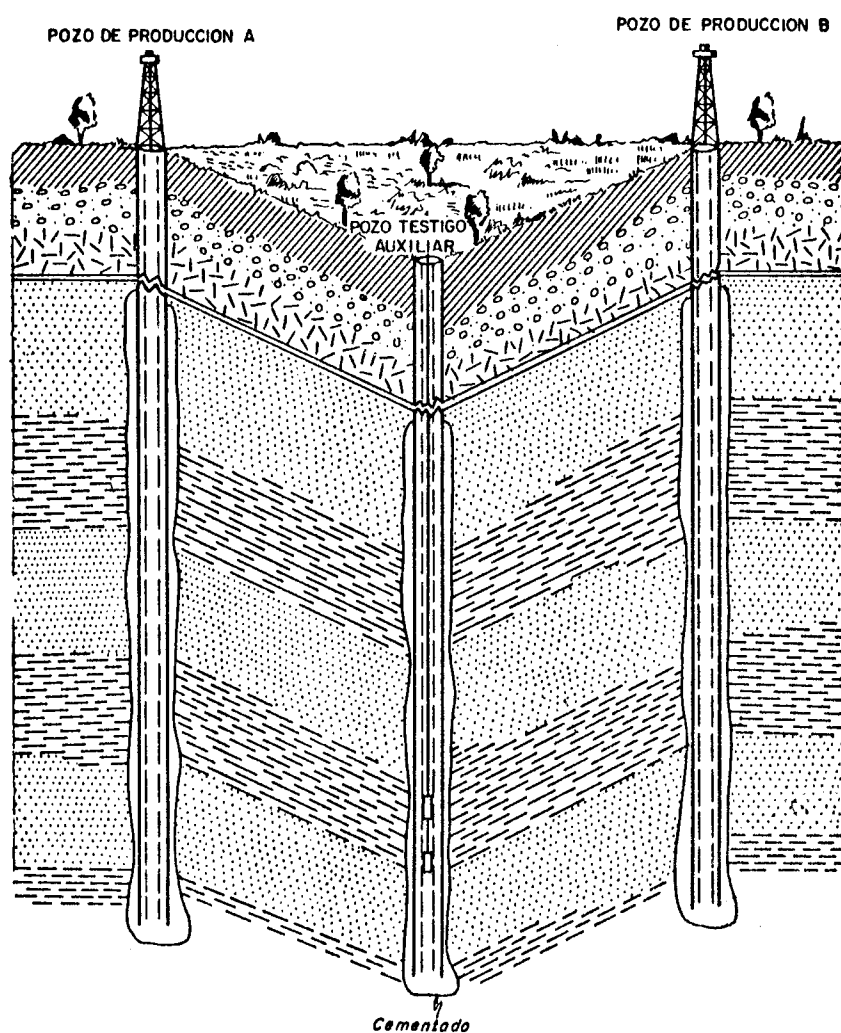


Fig.-5.1- ESQUEMA REPRESENTATIVO DE LA DISPOSICION
DE POZOS DE PRODUCCION Y AUXILIARES...

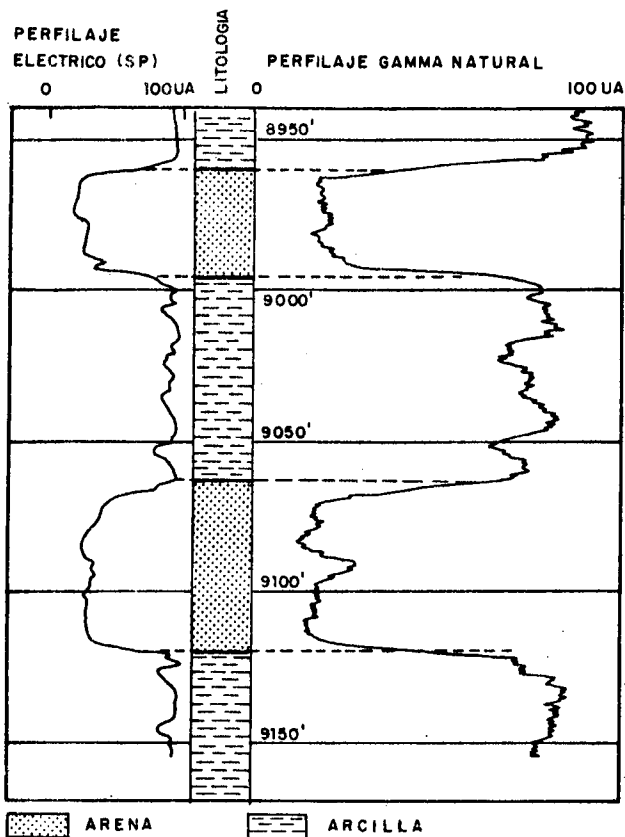


FIG.5.2-PERFILAJE DE POZOS. COMPARACION ENTRE UN PERF. ELECTRICO (SP) Y GAMMA NATURAL EN SERIES ARENA-ARCILLA. VELOCIDAD PERF. 220m/hora CTE. DE TIEMPO : 7 seg.

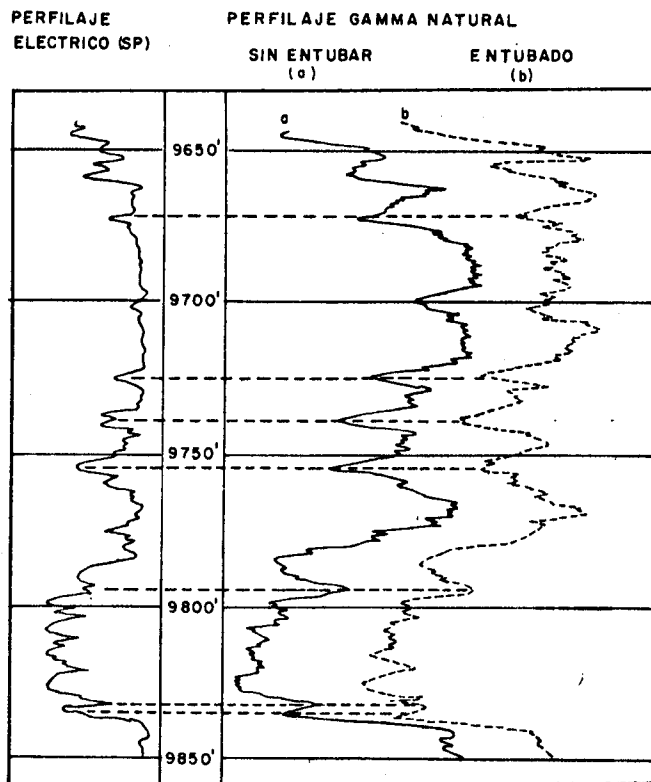


FIG.5.3-PERFILAJE DE POZOS. COMPARACION ENTRE UN PERF. ELECTRICO (SP) Y GAMMA NATURAL EN SERIES ARENA-ARCILLA. VELOCIDAD PERF. 220 m/hora CTE. DE TIEMPO : 7 seg.

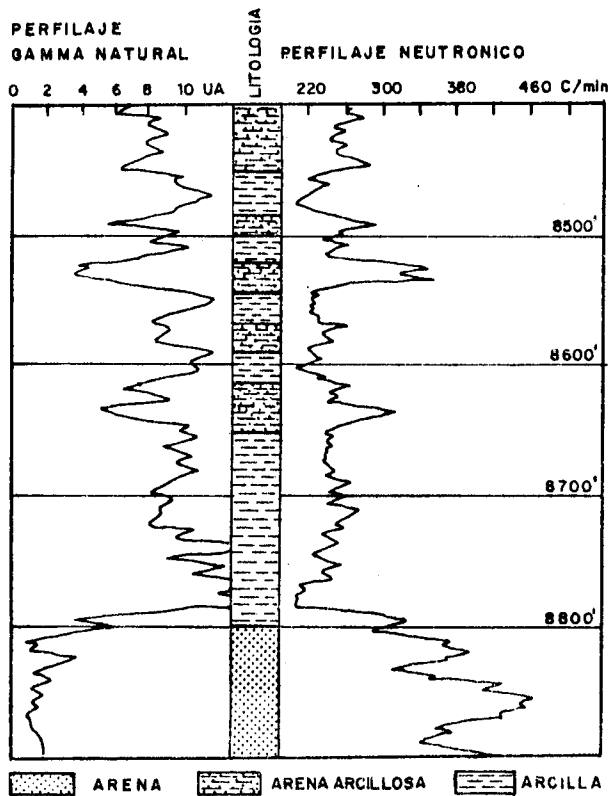


FIG.5.4-PERFILAJE DE POZOS. PERFILAJE NEUTRONICO Y PERFILAJE GAMMA NATURAL _

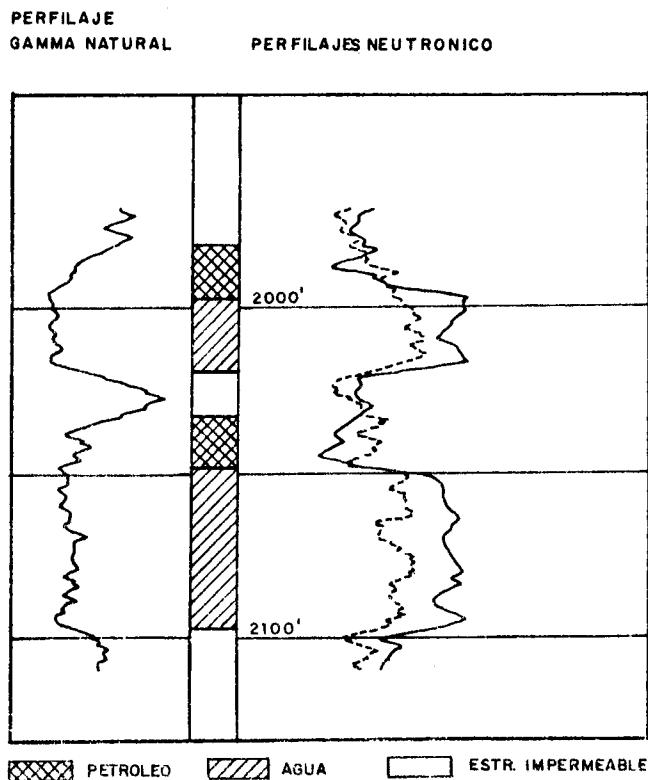


FIG.5.5-PERFILAJE DE POZOS.COMPARACION ENTRE PERFILAJE GAMMA NATURAL Y DOS TIPOS DE PERF. NEUTRONICOS _

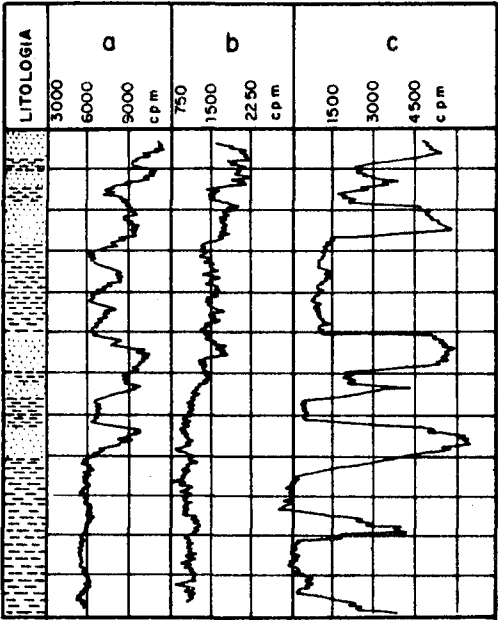


FIG-5.6- PERMEABILIDAD Y POROSIDAD. .
 Perfilaje neutronico (a). Perfilaje gamma natural(b)
 Perfilaje empleando un trazador radiactivo (c)

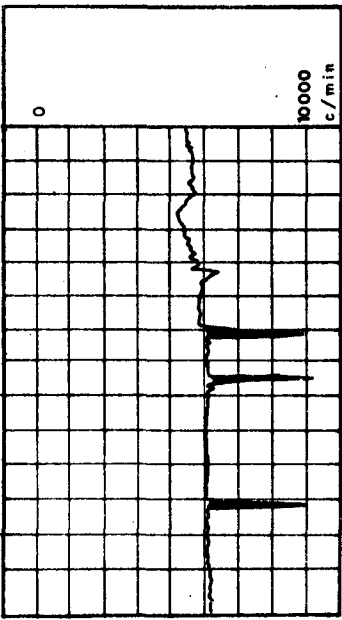


FIG-5.7- PUNZONADO DE CAMISAS O TUBERIAS
 Empleando un trazador incorporado a las cargas
 explosivas. .

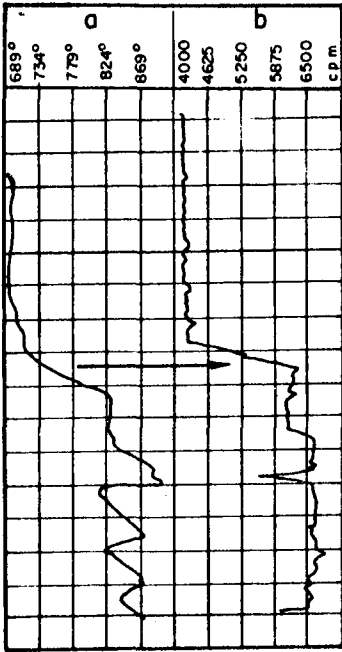


FIG-5.8- CONTROL DEL CEMENTADO
 Perfilaje térmico (a) y Perfilaje gamma (b) con
 trazador radiactivo incorporado al cemento. .

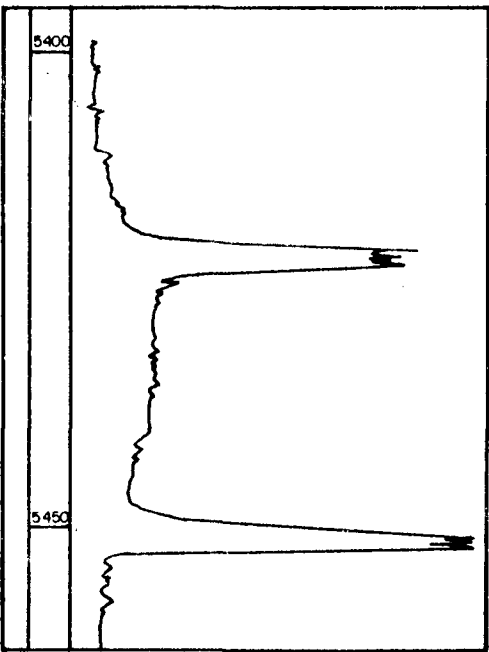


FIG.5.9- PUNZONADO DE CAMISAS Y CEMENTO
 Perforaciones realizadas marcando las cargas
 explosivas con ¹³¹I

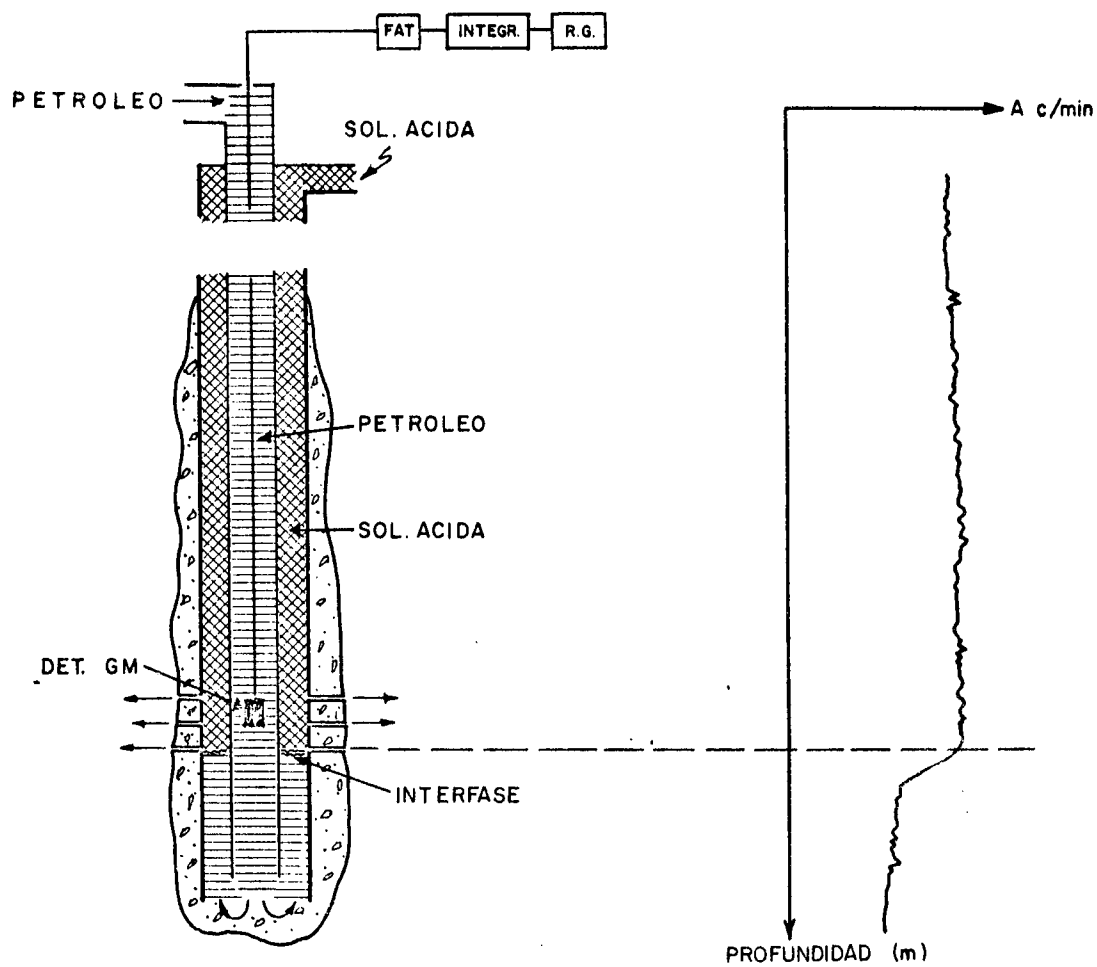


FIG-5.10-CONTROL DEL PROCESO DE ACIDIFICACION CON TRAZADORES RADIOACTIVOS.-

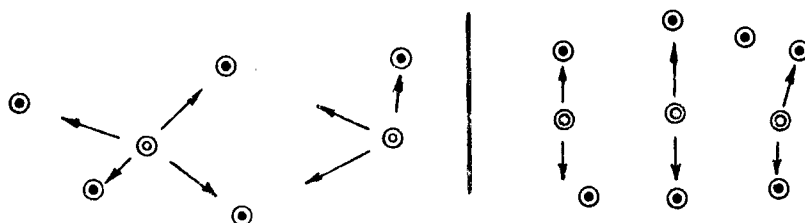


FIG-5.11- DOS POSIBLES DISTRIBUCIONES DE POZOS TESTIGOS O DE INUNDACION(⊙) CON RESPECTO A LOS POZOS DE PRODUCCION(●).-

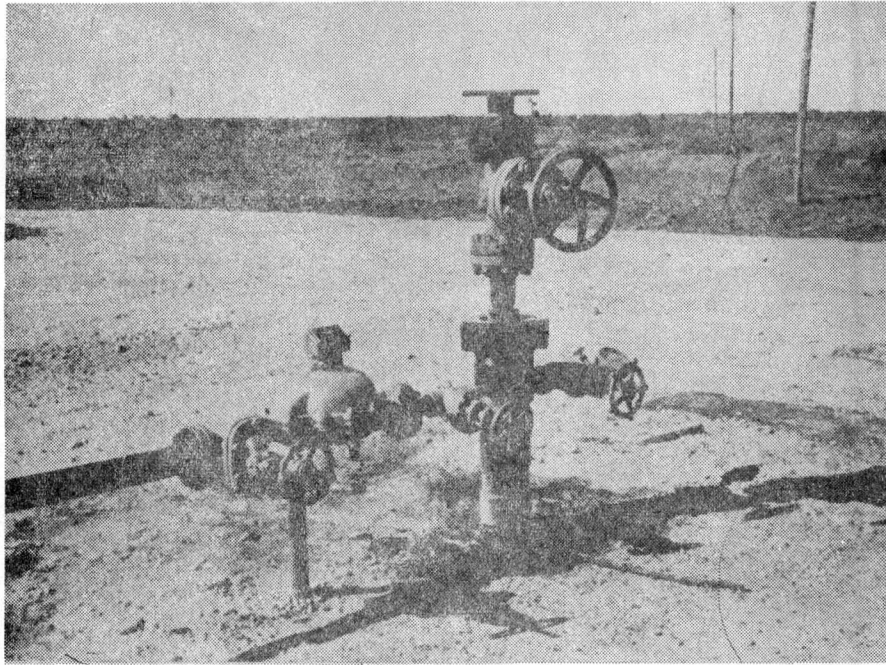


Fig- 5.12- POZO TESTIGO O AUXILIAR EMPLEADO EN REACTIVACION SECUNDARIA .—

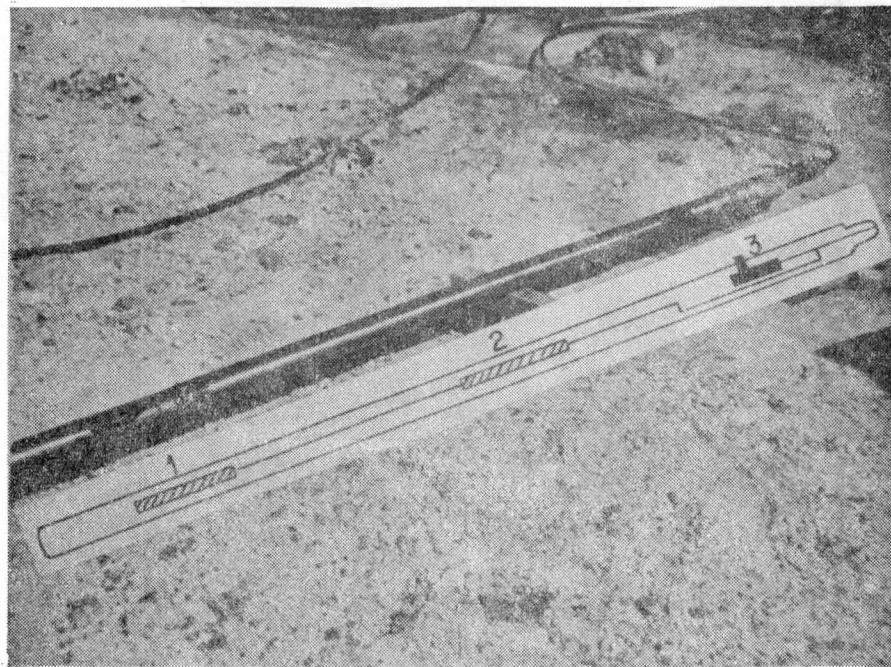


Fig- 5.13- Sonda de medicion empleada en pozos petroliferos consta de dos tubos tipo G.M. (1y2) y un inyector (3) apto para realizar cuarenta experiencias sin extraer la sonda del pozo.—

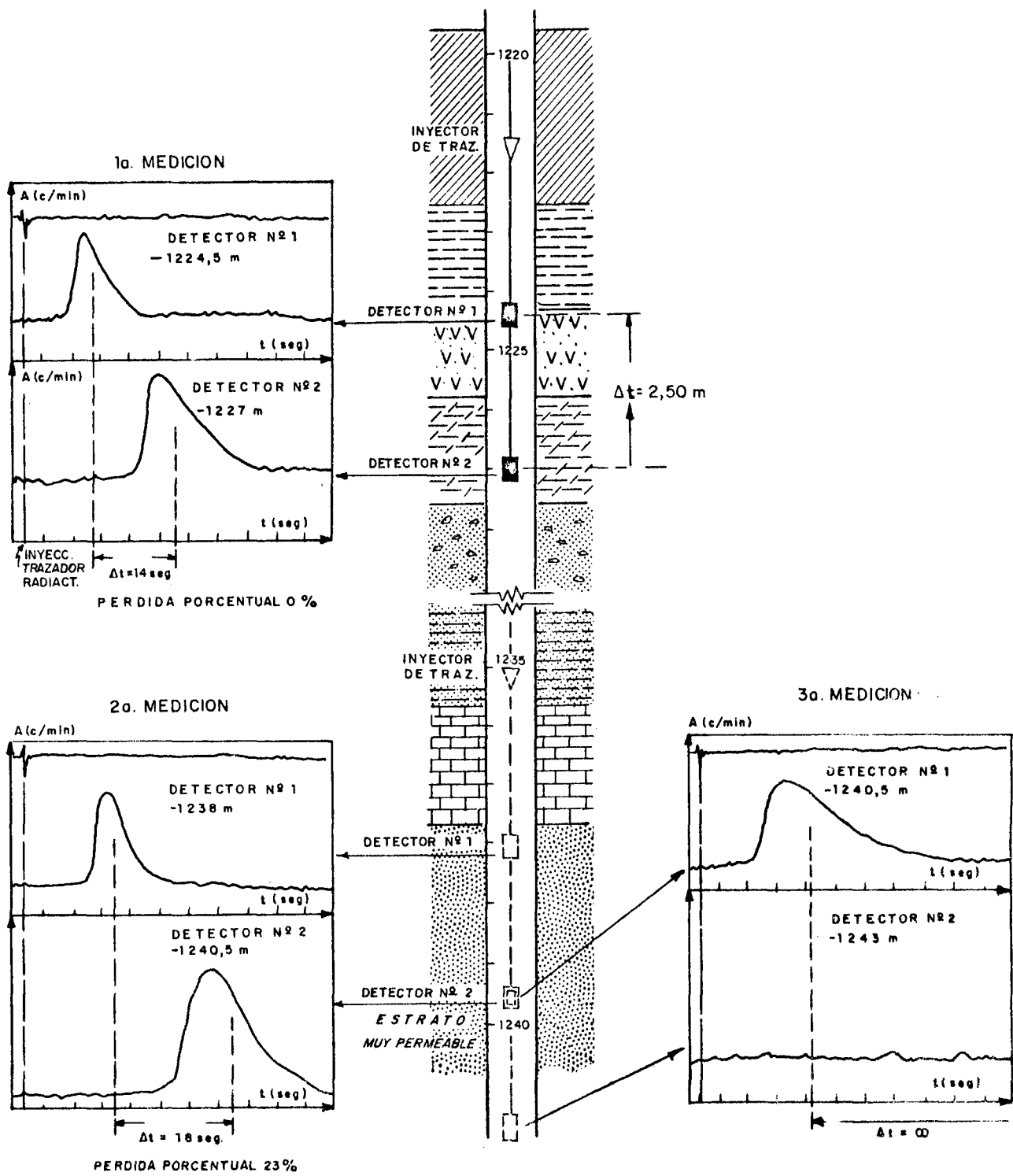


FIG.5.14-CONTROL DE LOS PROCESOS DE INUNDACION.- MEDICIONES REALIZADAS PARA LOCALIZAR FRACTURAS Y ZONAS DE ALTA PERMEABILIDAD..

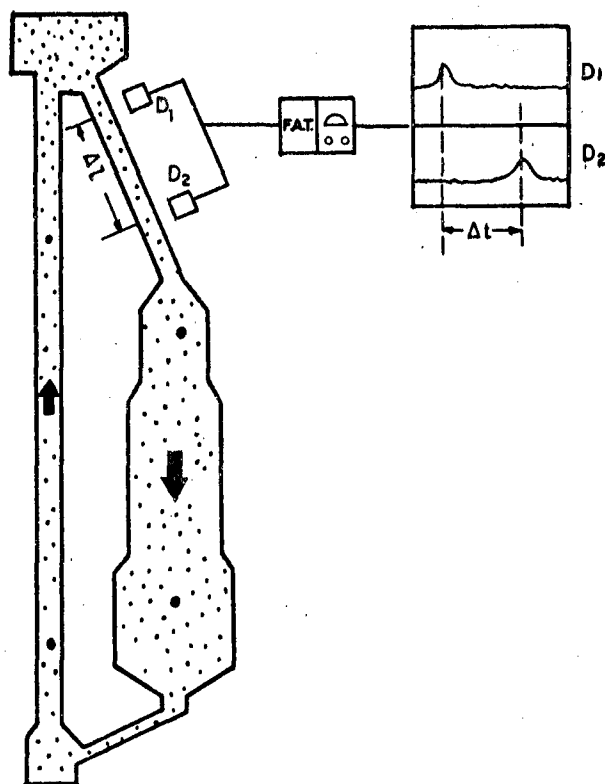


FIG-5.15- CIRCULACION DE CATALIZADORES

Determinación de la velocidad de circulación de catalizadores en una instalación de craqueo térmico.

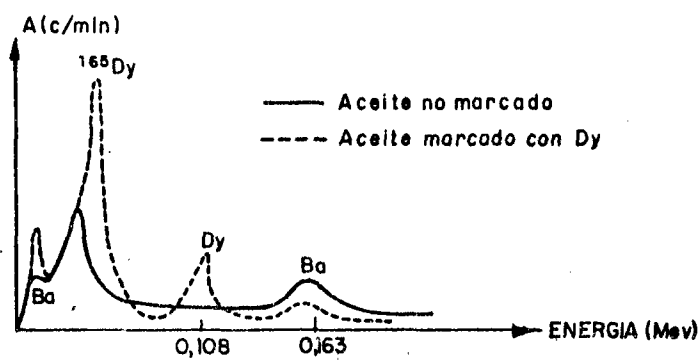


FIG-5.16-IDENTIFICACION DE HIDROCARBUROS

Espectro gamma de un aceite marcado con Dy y espectro gamma del mismo aceite sin marcar.

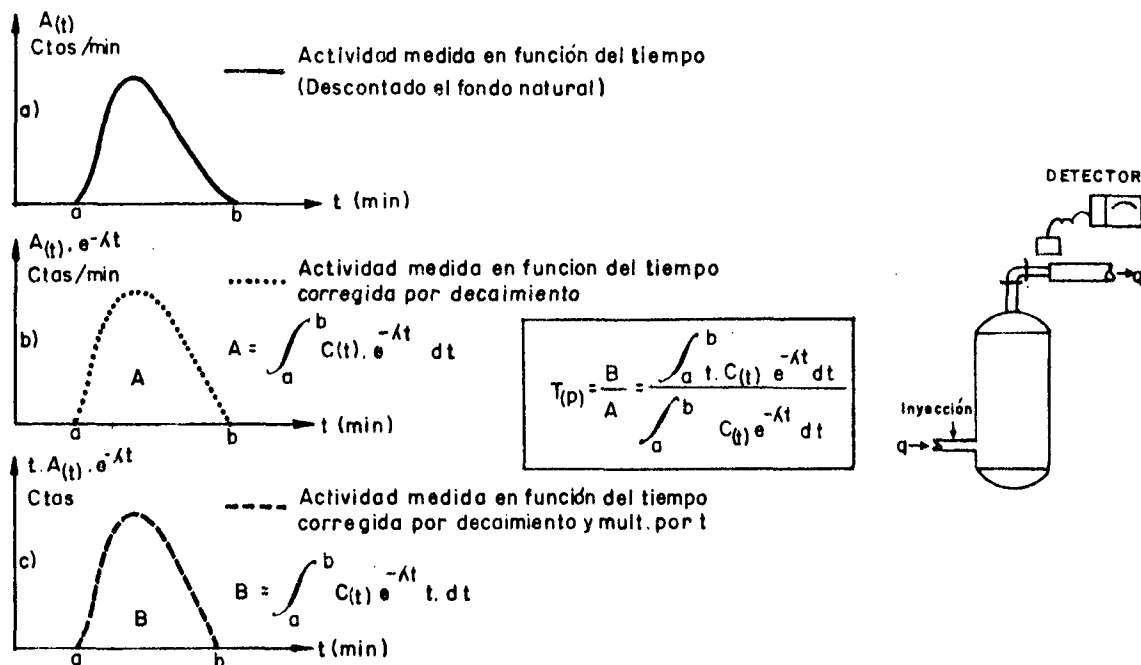


FIG.5.17- DETERMINACION DEL TIEMPO DE PERMANENCIA. PROMEDIO (T_p)

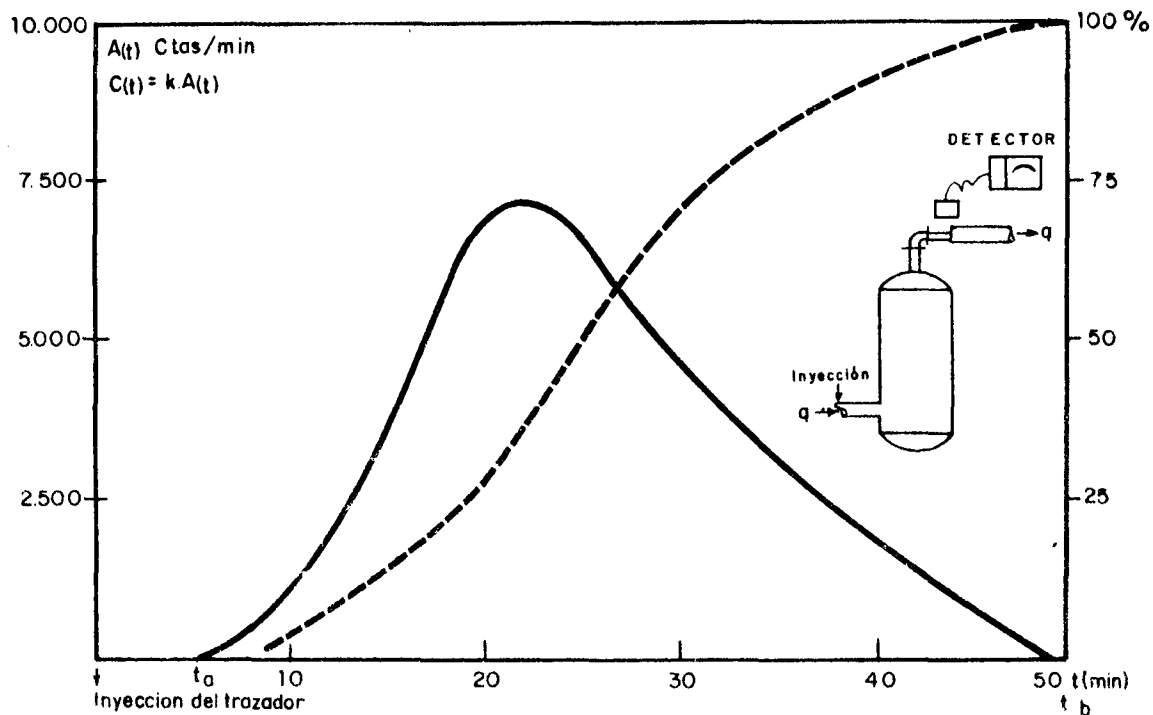


FIG.5.18- ACTIVIDAD MEDIDA EN LA SALIDA DEL PROCESO Y PORCENTAJES PROCESADOS EN FUNCION DEL TIEMPO..

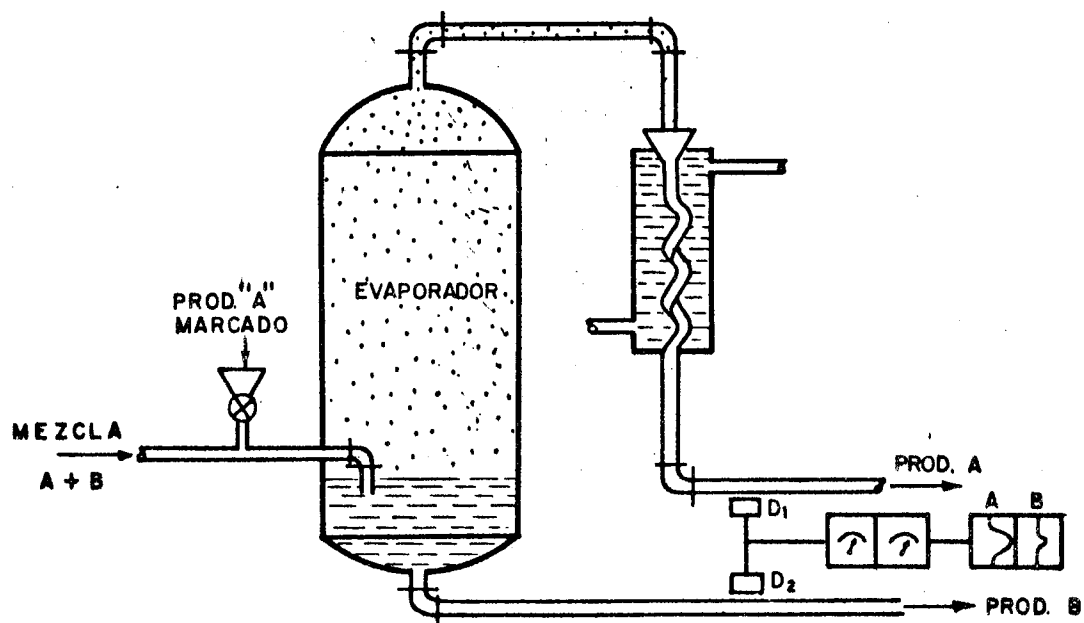


FIG.5.19-SEPARACION DE COMPONENTES DE UNA MEZCLA

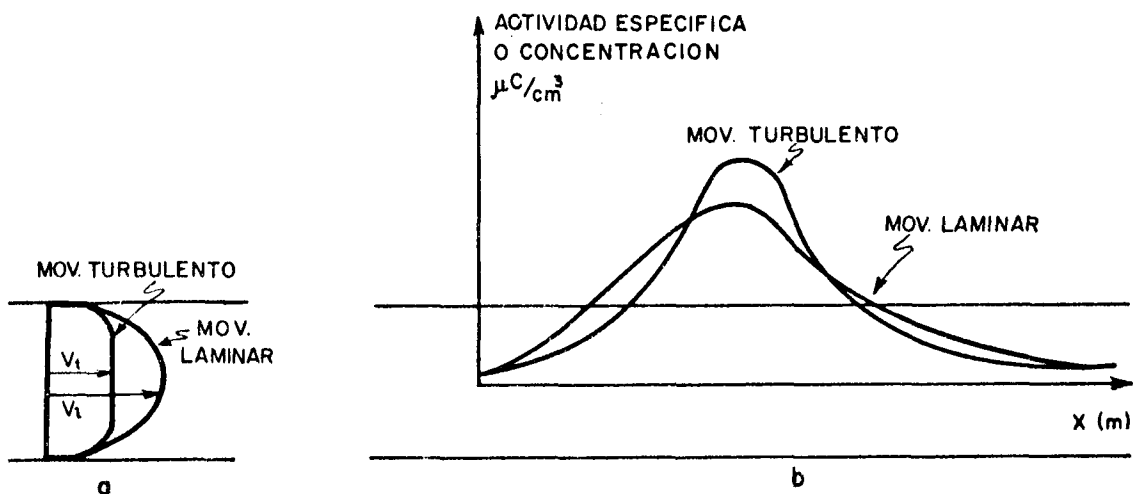


FIG.5.20-a) DIAGRAMA DE VELOCIDADES EN UNA CAÑERÍA CON REGIMEN LAMINAR Y TURBULENTO.
b) CONCENTRACION DE TRAZADOR EN UNA SECCION CUALQUIERA, AGUAS ABAJO DEL PUNTO DE INYECCION. INYECCION DISCRETA (INSTANTANEA.)

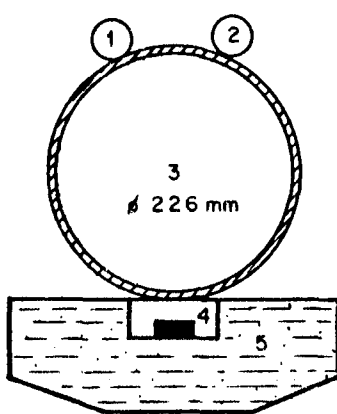


FIG.5.21- ESQUEMA DE LA INSTALACION NECESARIA PARA MEDIR INTERFASES EN POLIDUCTOS CON TRAZ. ACTIVABLES...

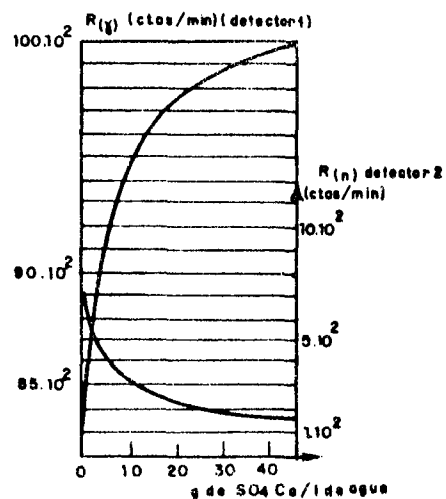


FIG.5.22- ACTIVIDAD MEDIDA EN FUNCION DE LA CONCENTRACION DE CADMIO. CAÑERIA DE 226 mm

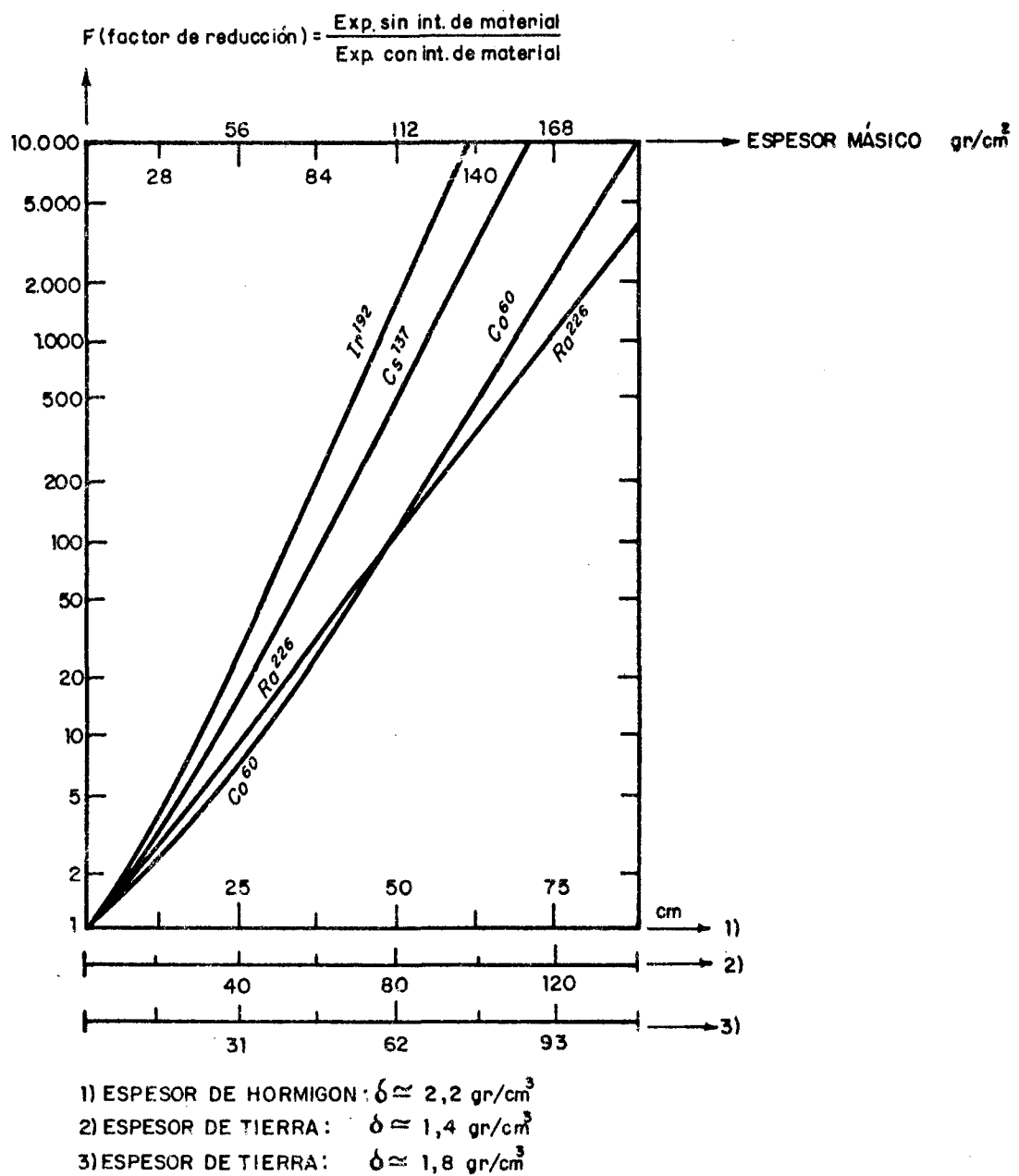


Fig-5.23-FACTOR DE REDUCCIÓN EN FUNCIÓN DE
 ESPESOR MÁSSICO Y ESPESORES DE HORMIGÓN
 Y TIERRA DE DISTINTA COMPACTACIÓN.

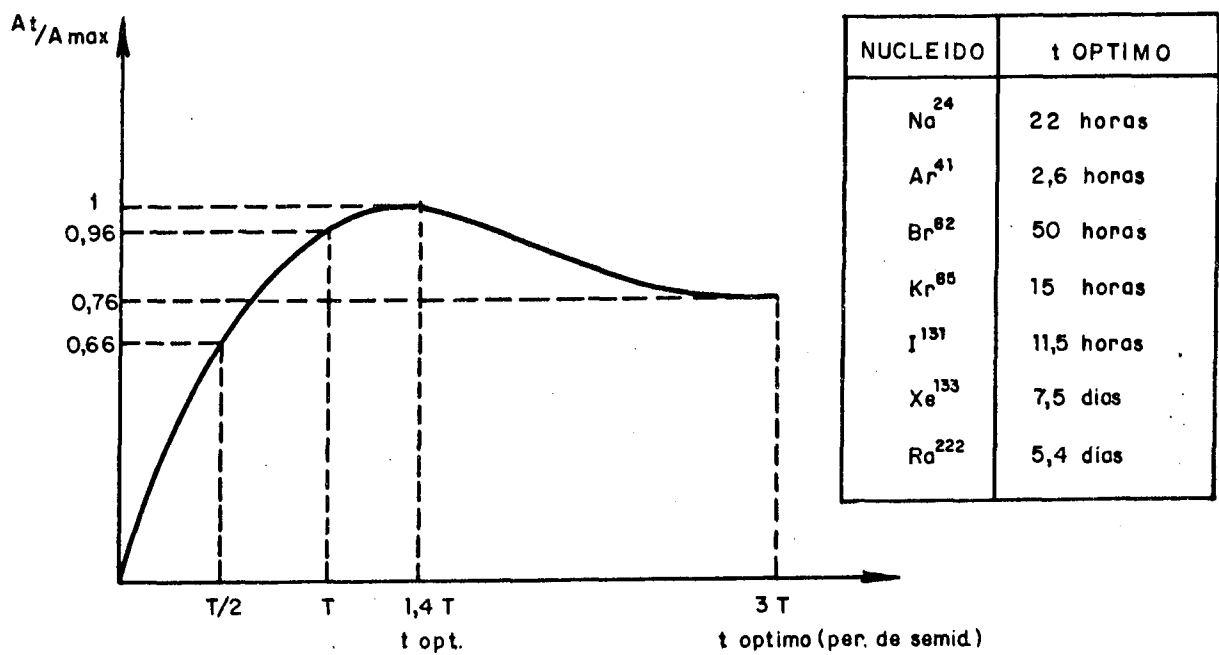


Fig-5.24-TIEMPO OPTIMO DE INYECCION

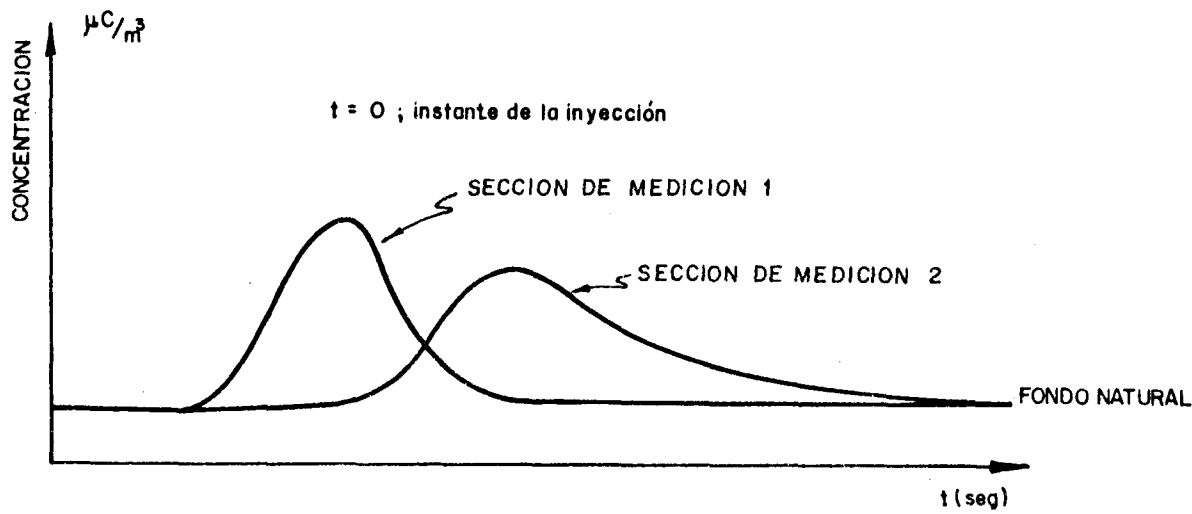


Fig-5.25- VARIACION DE LA CONCENTRACION EN FUNCION DEL TIEMPO Y DE LA DISTANCIA AL PUNTO DE INYECCION. LA SECCION 2 ESTA MAS ALEJADA DEL PUNTO DE INYECCION QUE LA SECCION 1. INYECCION "INSTANTANEA".

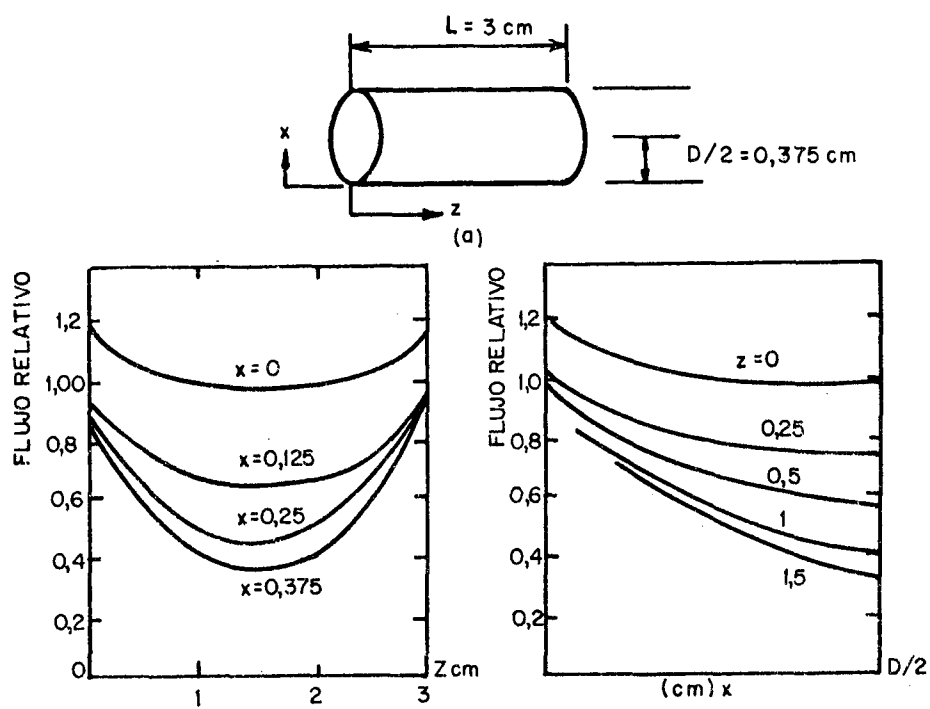


Fig.5.26- DISTRIBUCION DE FLUJO LOGRADA DESPUES DE UNA IRRADIACION EN LA PIEZA (a) Y SECCIONES DE REFERENCIA

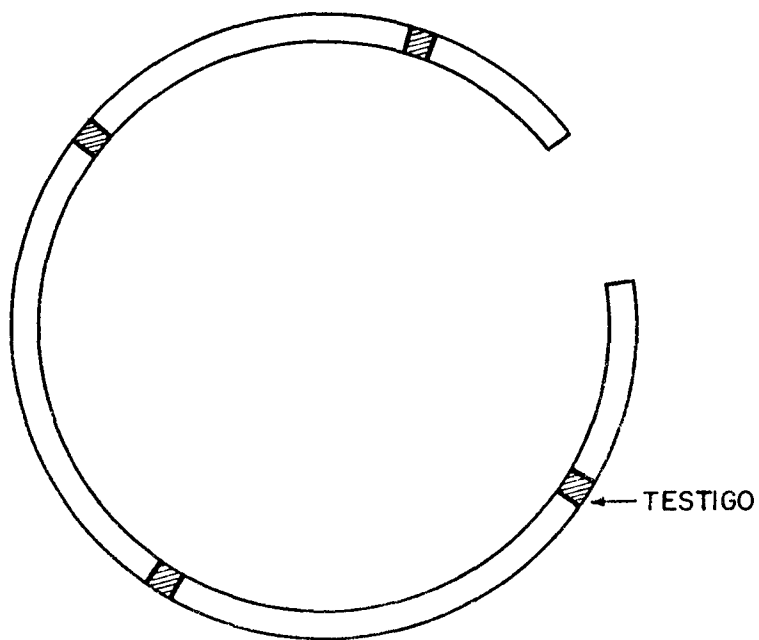


Fig- 5.27- DISTRIBUCION DE TESTIGOS EN LA IRRADIACION DE AROS DE PISTON, PARA CONTROL DE FLUJO Y CALIBRACION DEL INSTRUMENTAL DE MEDICION.

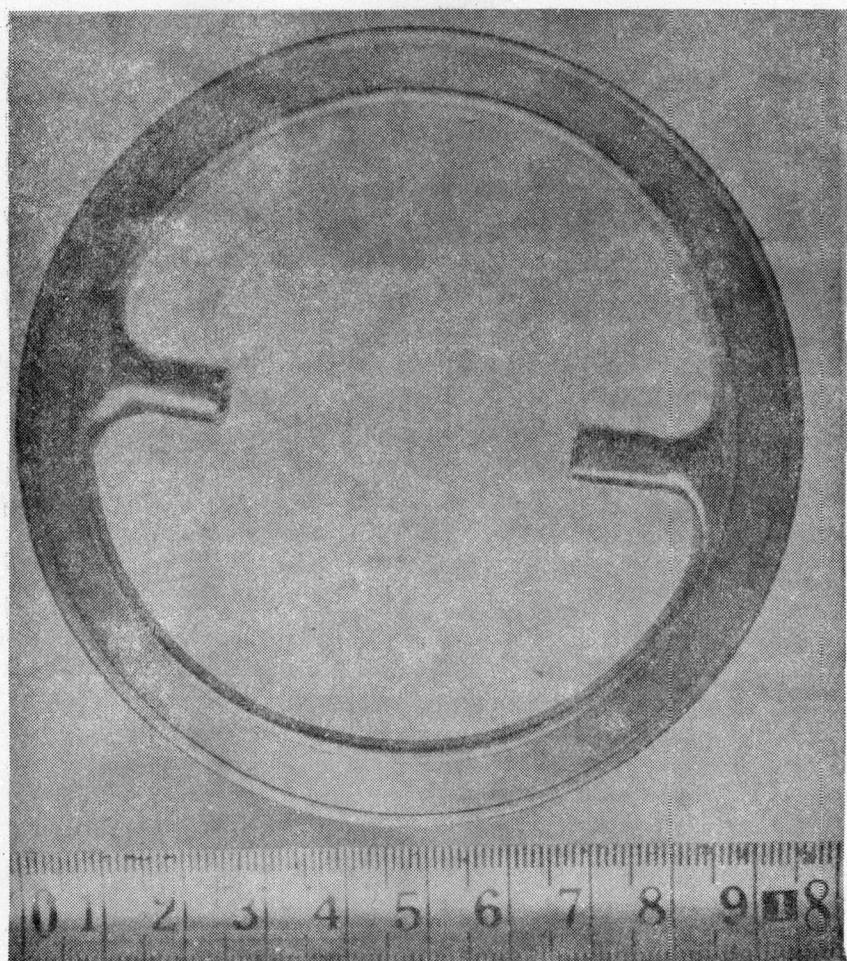


Fig.-5.28-RECIPIENTE HERMETICO EMPLEADO PARA IRRADIAR
UN ARO DE PISTON..

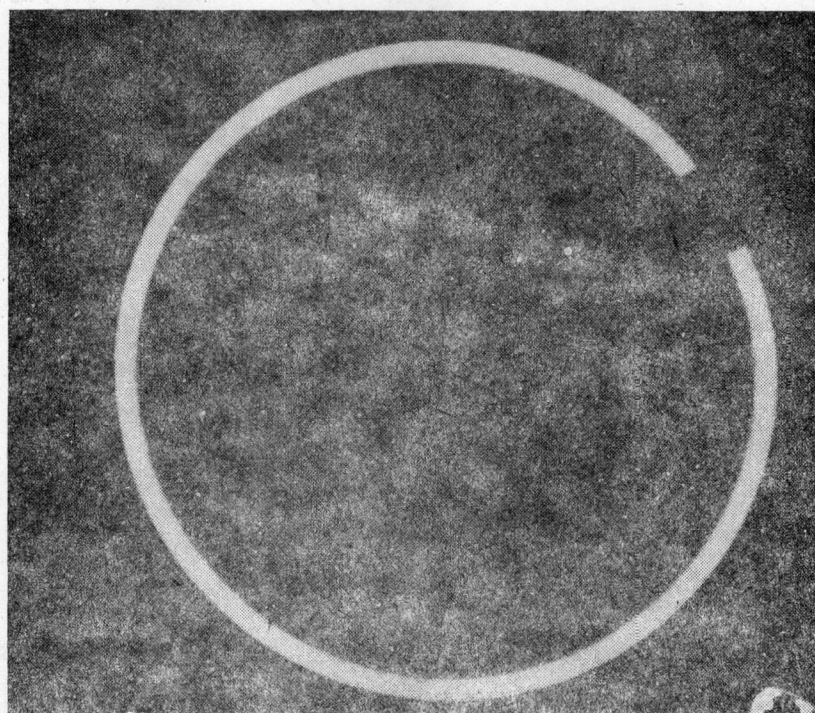


Fig.5.29 - AUTORRADIOGRAFIA DE UN ARO DE PISTON..

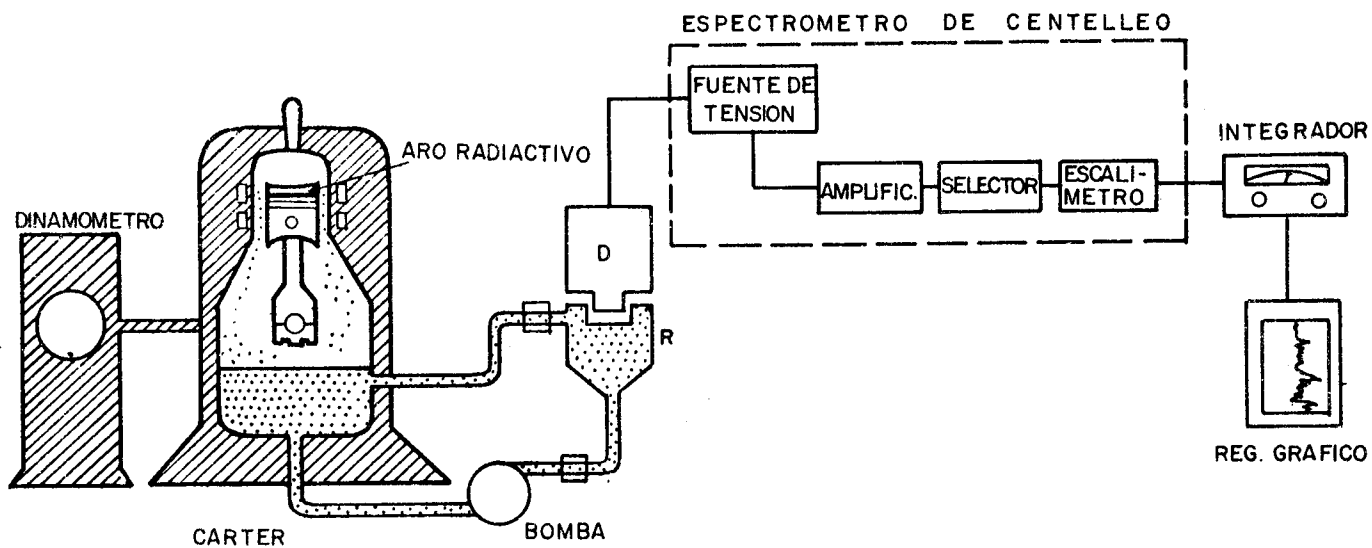


Fig-5.30-ESQUEMA DE LOS EQUIPOS UTILIZADOS PARA CONTROLAR EFICIENCIA DE LUBRICANTES Y DESGASTE DE AROS DE PISTON. MEDICION CONTINUA.

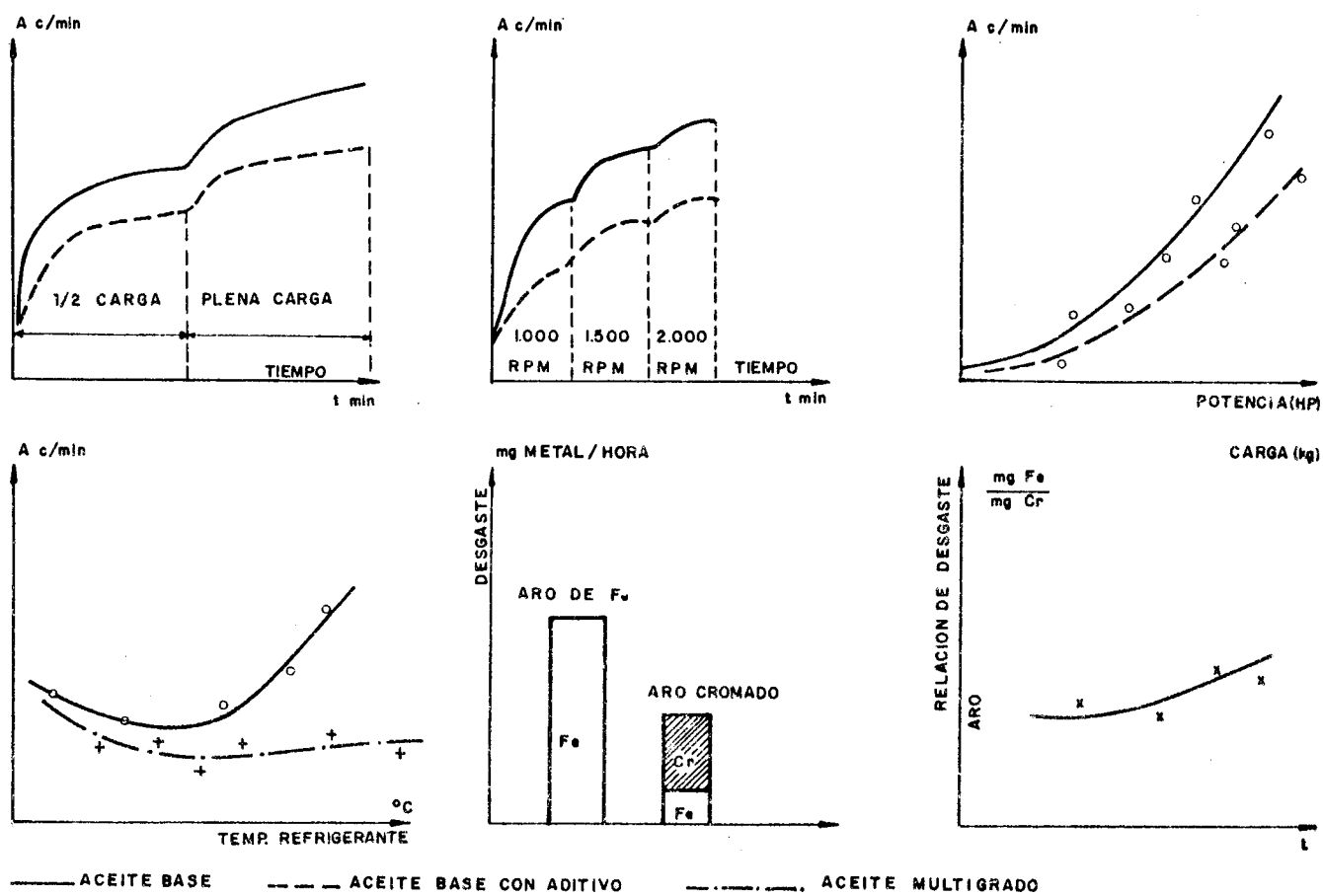
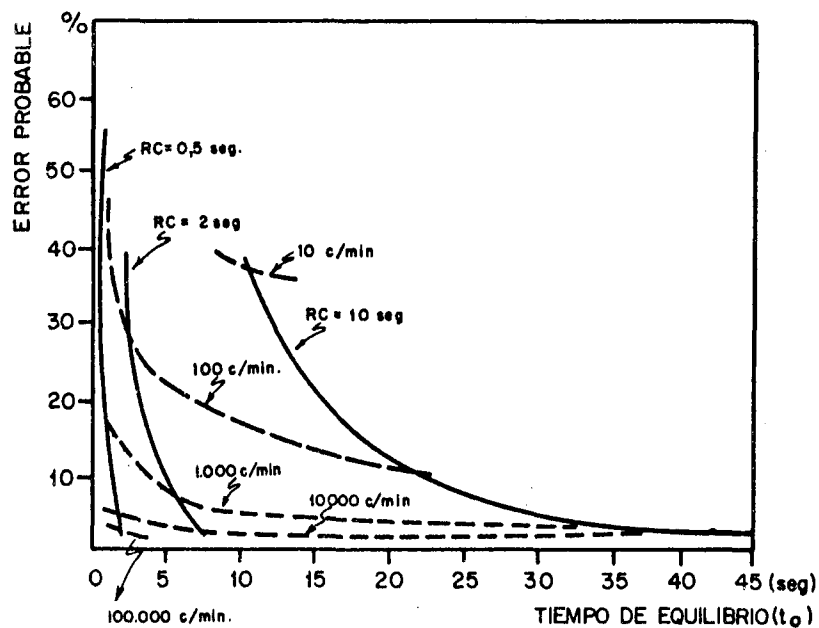


Fig-63I-CURVAS TÍPICAS DE DESGASTE O EFICIENCIA DE LUBRICANTES OBTENIDAS CON ARO IRRADIADO EN UN REACTOR NUCLEAR Y MOTOR NORMALIZADO.



$$\text{ERROR PROBABLE \%} = \frac{67,45}{\sqrt{2n RC}}$$

$$t_0 = RC (0,394 + 1/2 \ln 2 N RC)$$

Fig-5.32-ERROR PROBABLE EN FUNCION DEL TIEMPO DE EQUILIBRIO PARA DISTINTAS CONSTANTES DE TIEMPO.

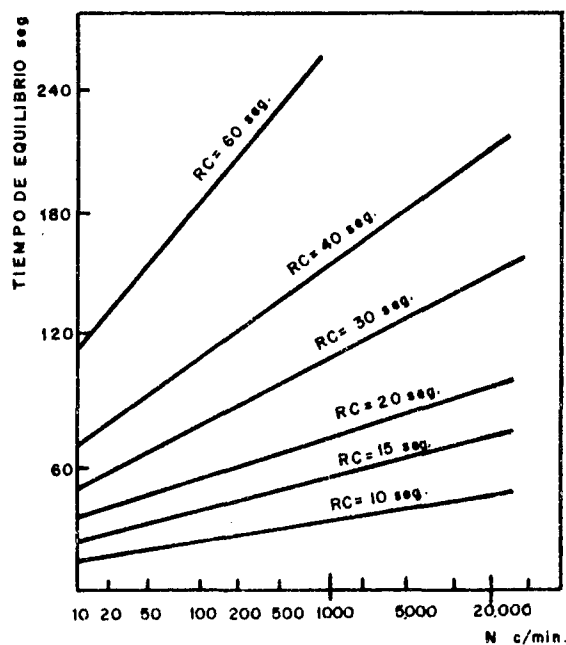


Fig-5.33-TIEMPO DE EQUILIBRIO PARA DISTINTAS ACTIVIDADES MEDIDAS Y CONSTANTES DE TIEMPO.

6.0 ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN EN LA INDUSTRIA DEL PETRÓLEO

El análisis por activación es un método sumamente sensible y específico para el análisis elemental o isotópico. Se basa principalmente en la propiedad que tienen los núcleos atómicos de transformarse en núcleos radiactivos o emitir alguna radiación cuando son irradiados con partículas nucleares (neutrones, protones, deuterones, etc) o fotones de alta energía.

6.1.0 TEORIA

Al irradiar un material con partículas nucleares o fotones una fracción de los átomos existentes en dicha muestra se transforman en átomos radiactivos. Estos átomos pueden resultar isótopos de los átomos originales o isótopos de otros elementos vecinos. El proceso depende de la naturaleza y energía de las partículas bombardeantes y de la naturaleza de los núcleos de la muestra.

Si la actividad producida en algunos de los isótopos de la muestra irradiada puede ser medida y distinguida de todas las otras radiaciones, producidas al mismo tiempo u originalmente presentes en la muestra, esta actividad es entonces proporcional a la concentración del isótopo original y por lo tanto una medida del elemento al cual dicho isótopo corresponde.

La ecuación general de activación para un tiempo t de irradiación es:

$$N' = \frac{N_0 \phi \sigma}{\lambda} \cdot (1 - e^{-0,693 t/t_{1/2}}) \quad (6.1)$$

N' , N_0 de átomos radiactivos formados durante el tiempo t

N , N_0 de átomos del nucleido original

ϕ , flujo de partículas

σ , sección eficaz de activación para la reacción producida en el blanco

λ , constante de semidesintegración

$t_{1/2}$, período de semidesintegración

El número de átomos radiactivos formados representa una actividad expresable por:

$$A = N \lambda = N \phi \sigma (1 - e^{-0.693 t/t_{1/2}}) \quad \therefore N = \frac{A}{\phi \sigma (1 - e^{-0.693 t/t_{1/2}})}$$

Reemplazando N por su valor para elementos estables poli-isotópicos podemos despejar y obtener el peso W del núclido formado.

$$W = N \cdot \frac{M}{6.02 \cdot 10^{23}} \quad (6.3)$$

ϕ , abundancia isotópica

M, masa atómica del núclido

$$W = \frac{A}{\phi \sigma (1 - e^{-0.693 t/t_{1/2}})} \cdot \frac{M}{6.02 \cdot 10^{23}} \cdot \frac{1}{e^{-0.693 t'/t_{1/2}}} \quad (6.4)$$

t' , tiempo transcurrido entre la irradiación y la medición

En esta última ecuación en la que se tiene en cuenta el decaimiento del radioisótopo hasta el instante de la medición ($e^{-0.693 t'/T_{1/2}}$) se supone que el número de átomos blanco es constante durante la irradiación. La misma es solamente válida para una irradiación continua a flujo constante.

El peso W del elemento depende de la actividad A producida. Esta actividad y por consiguiente la sensibilidad del método es función de la naturaleza del núclido y de la reacción utilizada a través de M , σ_{act} , y $t_{1/2}$.

El flujo ϕ y los tiempos t y t' en cambio pueden ser alterados por el analista entre ciertos límites.

La sección eficaz de activación, σ_{act} , propia de la reacción considerada y del núclido, puede variar del milibarn a los cientos de barns para la reacción neutrón-gamma.

En algunas reacciones resulta difícil conocer con la precisión requerida por el método, la sección eficaz de activación y el flujo de partículas.

En los reactores más conocidos este flujo varía entre 10^{10} n/cm²seg.

y 10^{14} n/cm² seg. El reactor RA1 que posee la CNEA en Constituyentes posee un flujo del orden de 10^{12} n/cm² seg. En el reactor RA3 del Centro Atómico Ezeiza se podrán alcanzar mayores flujos.

El error en la determinación de la sección eficaz y el flujo puede resultar incompatible con la fidelidad y sensibilidad buscada. En este caso es imposible aplicar el método absoluto que surge de la fórmula 6.4 y recurrir al método comparativo que consiste en irradiar conjuntamente una muestra y un patrón. Al medir después en idénticas condiciones desaparecen la mayoría de los términos de la fórmula 6.4

$$\frac{W_{\text{muestra}}}{W_{\text{patrón}}} = \frac{A_{\text{muestra}}}{A_{\text{patrón}}} \quad (6.5)$$

La eficiencia de medición que suele variar entre el 1% y el 10% no se tiene en cuenta en las fórmulas (6.4) y (6.5). En el método comparativo puede prescindirse de este factor si se mide el patrón y la muestra en idénticas condiciones de geometría y con el mismo instrumental.

Tanto en el método absoluto como en el método comparativo puede ser necesario realizar una marcha química para separar el radionúclido de interés y eliminar los que molestan en la medición. En este caso es necesario corregir por rendimiento químico.

$$R = \frac{g}{G} \cdot 100$$

g, cantidad de portador recuperado

G, cantidad de portador agregado al principio de la marcha

La separación por medios físicos tiene la ventaja de ser más sencilla y permite además hacer análisis no destructivo. Es necesario tener en cuenta que la separación no siempre debe ser total. Lo esencial es que la actividad del elemento buscado sea netamente superior o de energía distinta de las energías de los otros núclidos de la muestra. También aquí se puede especular con el tipo de radiación α , β , γ , los periodos de semidesintegración y el tiempo de irradiación.

En forma general se puede decir que el tiempo de irradiación debe ser aproximadamente igual al periodo de semidesintegración del núclido

considerado. De esta manera se tendrá la mitad de la actividad a saturación y los elementos de período largo no molestarán.

Las mismas precauciones hay que tener para seleccionar el tiempo que media entre el fin de la irradiación y la medición. Será compatible con la actividad posible de medir (bajo error; corto tiempo de medición) y además permitirá que decaigan los núclidos de corto período para evitar que interfieran durante la medición.

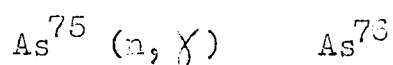
Cuando los procedimientos físicos son ineficaces, como ocurre con algunas impurezas múltiples, es necesario recurrir a la separación química.

Aquí el dosaje de trazas es posible gracias al empleo de "portadores". Agregando después de la irradiación unos pocos miligramos del elemento que se quiere analizar es posible "arrastrar" en el curso de la separación los átomos del mismo elemento que ha sido irradiado y que se desea separar. Si el rendimiento de la separación es bajo se puede recommenzar varias veces la operación agregando portador. La pureza de los reactivos se torna secundaria ya que solo se medirán los átomos activos.

Los métodos químicos de separación, de uso corriente en análisis por activación son: precipitación, extracción por solventes y resina de intercambio iónico.

En el primer método se pone en solución la muestra y se agrega portador inactivo para precipitar después mediante un reactivo adecuado.

Este procedimiento se utiliza en la determinación del arsénico contenido en materiales orgánicos (uñas, cabellos, etc.). Las muestras son irradiadas en un reactor conjuntamente con su patrón:



Luego las muestras son mineralizadas y oxidadas y se agrega As como portador del As^{75} producido en la reacción nuclear. Cuando la materia orgánica es completamente eliminada el arsénico se precipita selectivamente, en forma metálica, con hipofosfitos de amonio.

La extracción por solvente tiene la ventaja de ser muy específica.

El método ha sido aplicado para efectuar el dosaje del galio en los meteoritos.

Después de irradiada la muestra es atacada y el Cl_3Ga es extraído por el éter saturado de CHCl_3 .

Algunos análisis tales como los de tierras raras se realizan utilizando la técnica de intercambio iónico. En el caso de los aminoácidos es frecuente el uso de la cromatografía sobre papel.

6.2.0 VENTAJAS Y LIMITACIONES DEL ANALISIS POR ACTIVACION

La sensibilidad del método es por lo general muy superior a la de otros métodos. En la tabla I hemos expuesto los límites de sensibilidad alcanzados con reactores y generadores de 14 MeV.

Los errores del método pueden ser bajos si se toman ciertas precauciones. Las muestras deben ser de poco espesor para evitar autoblandaje. Esta consideración es particularmente apta para los núclidos de alta sección eficaz.

La especificidad del método es otra característica que ha de tenerse en cuenta. Todo núclido tiene características bien definidas: tipo de radiación, energía y semiperíodo de desintegración.

El análisis, por otra parte, está exento de la contaminación de los reactivos agregados durante la marcha química.

En los casos de reactores con flujo mixto (neutrones rápidos, neutrones lentos) pueden ocurrir interferencias. El ^{24}Na por ejemplo es obtenido por reacción $(n - \gamma)$ sobre el ^{55}In o por reacción (n, p) sobre el ^{56}Fe .

Los riesgos de errores en la medición son más importantes si se mide radiación β . La dispersión, autoabsorción y geometría pueden acarrear errores considerables. La espectrometría gamma presenta ventajas considerables.

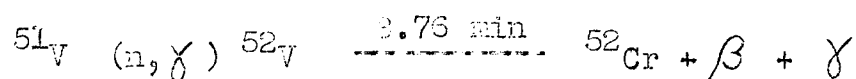
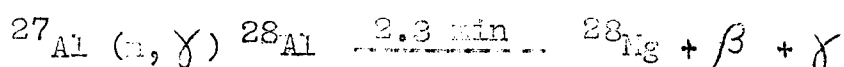
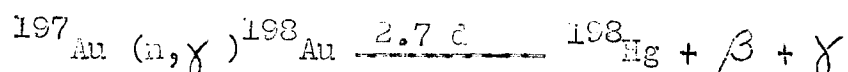
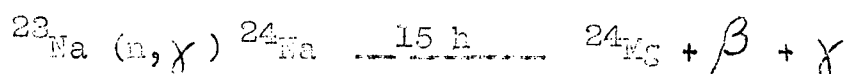
Los errores estadísticos pesan, más cuando se quiere aprovechar a fondo la sensibilidad extrema del método en particular para los núclidos cortos.

El tamaño de la zona de irradiación y la temperatura a que se llega en algunos reactores de potencia constituye en algunos casos una limitación importante.

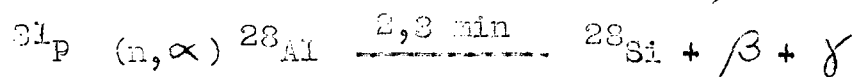
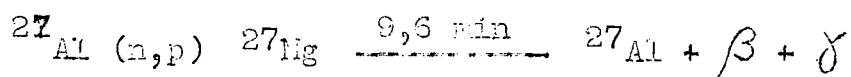
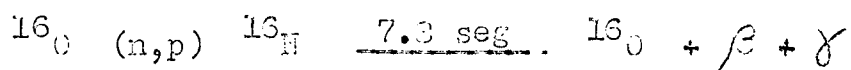
6.3.0 REACCIONES NUCLEARES UTILIZADAS

Si bien se han utilizado varios tipos de partículas nucleares en análisis por activación tales como partículas alfa, protones, deuterones y núcleos de ^3He , las partículas más utilizadas en la mayoría de los casos son los neutrones.

Entre las reacciones nucleares provocadas por neutrones se utiliza la reacción (n, γ) ya que esta tiene una sección eficaz bastante alta para la mayoría de los núcleos estables. Esta reacción se produce con neutrones lentos (0.025 eV). Como ejemplo podemos indicar:



Otras reacciones utilizando neutrones rápidos se utilizan bastante frecuentemente tales como la reacción (n, p) , (n, d) y $(n, 2n)$.



La energía mínima de los neutrones para que estas reacciones se produzcan o energía umbral varía aproximadamente entre 1,2 y 20 MeV.

6.4.0 FUENTES DE NEUTRONES

Las fuentes de neutrones se pueden dividir en tres grupos principales en función del mecanismo por el cual se obtiene el flujo de neutrones:

- 1) Fuentes de neutrones radioisotópicas
- 2) Maquinas generadoras de neutrones
- 3) Reactores nucleares.

6.4.1 Fuentes de neutrones radioisotópicas.

Las fuentes de neutrones radioisotópicas se basan en la interacción de la radiación de un radionúclido con un material, (generalmente de bajo número atómico), para producir neutrones.

Ejemplos de fuentes que utilizan la interacción de partículas α son: $^{226}\text{Ra}/\text{Be}$, $^{239}\text{Pu}/\text{Be}$ y $^{241}\text{Am}/\text{Be}$. Las de $^{124}\text{Sb}/\text{Be}$ se basan en cambio en la interacción de la radiación γ . En todos los casos el material del blanco es el Be.

El flujo de neutrones obtenido con estas fuentes es relativamente bajo, de manera que no son de utilidad en el análisis por activación, salvo en aquellos casos de macrodeterminaciones de elementos (desde 0,1 a varios porcientos).

PROPIEDADES DE ALGUNAS FUENTES DE NEUTRONES RADIOISOTÓPICAS

Fuente	Periodo de desintegración	Curies/gramo	Neutrones/Sg/Ci	Energía Promedio MeV
$^{226}\text{Ra}/\text{Be}$	1.622 a.	1	$1,04 \times 10^7$	4,0
$^{239}\text{Pu}/\text{Be}$	24.600 a.	0,063	$1,6 \times 10^6$	3-5
$^{241}\text{Am}/\text{Be}$	470 a.	3,17	$2,2 \times 10^6$	3-5
$^{124}\text{Sb}/\text{Be}$	60 d.	1	$1,6 \times 10^6$	0,24

Generalmente la reacción nuclear utilizada para el análisis es la (n, γ) . En estos casos los neutrones emitidos por la fuente deben ser termalizados ya sea con bloques de parafina u otro material liviano. Desde el punto de vista radiosanitario deben tomarse ciertas precauciones en la preparación y manipuleo de las fuentes de neutrones radioisotópicas, tanto para evitar la contaminación por dispersión de los radionúclidos que las integran como para blindar la radiación γ (asociada en muchos casos con la emisión de partículas α).

3.4.2 Generadores de neutrones

Existen diversos tipos de máquinas aceleradoras de partículas cargadas que al hacer incidir éstas sobre "targets" o blancos de materiales livianos pueden generar neutrones. La energía de los neutrones producidos depende de la reacción nuclear que tiene lugar entre la partícula acelerada y los núcleos del blanco.

En la siguiente tabla se indican algunas de las reacciones nucleares más utilizadas para producir neutrones y la mínima energía de los mismos, a partir de la energía umbral de las partículas incidentes. La energía umbral, es la mínima energía de las partículas incidentes para producir la reacción nuclear indicada.

REACCIONES NUCLEARES UTILIZADAS PARA GENERAR NEUTRONES

Reacción	Energía umbral de las partículas incidentes (MeV)	Energía mínima de los neutrones emitidos (MeV)
D (d,n) ^3He	-	2,4
T (p,n) ^3He	1,019	0,064
T (d,n) ^4He	-	14,046
$^9\text{Be}(\alpha, n) ^{12}\text{C}$	-	5,226
$^{12}\text{C}(d, n) ^{13}\text{C}$	0,228	0,0084
$^7\text{Li}(p, n) ^7\text{Be}$	1,882	0,030

Otro tipo de reacción nuclear utilizada es la reacción fotón-neutron (γ, n); en este caso pueden utilizarse aceleradores de electrones, cuya energía debe ser superior a 2 MeV, los cuales deben incidir sobre un blanco de oro, para producir rayos X, de energía mayores a 1,67 MeV. La radiación X, interacciona con Be ó D_2O a fin de producir neutrones por la reacción $^9\text{Be}(\gamma, n) ^8\text{Be}$ ó $\text{D}(\gamma, n) ^1\text{H}$ respectivamente.

La elección de un acelerador para producir neutrones en análisis por activación depende de varios factores tales como el costo del equipo, instalaciones necesarias y condiciones de operación como así mismo el tipo de análisis que se quiera llevar a cabo con dicha máquina.

Actualmente existen en el comercio varios tipos disponibles que pueden ser considerados:

- a) Aceleradores de iones positivos
- b) Aceleradores de electrones.

Los generadores de neutrones de 14 MeV permiten realizar análisis con sensibilidades inferiores a las mencionadas en el capítulo de reactores. El flujo de partículas es del orden de 10^9 p/cm² seg.

El bajo costo de estos equipos puede justificar su uso en destilerías.

Entre los análisis más conocidos podemos mencionar la determinación de los siguientes elementos en aceites lubricantes: Ba, P, Cu y Zn (3).

Ba	en concentraciones de	0,05 a 2%
P	"	0,01 a 1%
Cu	"	inf.al 1%
Zn	"	inf.al 1%
Fe	"	inf.al 1%

6.4.3 Reactores nucleares

Las posibilidades que ofrecen los reactores nucleares para analizar una amplia gama de elementos, como ya lo expresáramos, son superiores a los de los generadores de neutrones o fuentes portátiles.

En la Fig. 6.2 se han esquematizado las distintas etapas y la secuencia de las operaciones que conducen a analizar una muestra. Las ventajas y limitaciones han sido además sintetizadas en dicha figura.

En la Fig. 6.3 se ha esquematizado un reactor nuclear.

Veamos ahora algunos de los análisis más comunes realizado en la industria del petróleo empleando reactores (2):

Mn en aceites lubricantes (control de desgaste); 0,1 ppm en adelante
(realizados en nuestro país)

Cl en polímeros y catalizador de "reforming"

Br en ésteres orgánicos

Al en catalizador de "reforming" y catalizadores frescos

Ng en catalizadores frescos
 Pt en catalizador de "reforming"
 Te en catalizadores de hidro-desulfurización
 Mo en catalizadores de hidro-desulfurización
 W en catalizadores de hidro-desulfurización
 Na en ácido sulfúrico inhibido
 As en ácido sulfúrico inhibido
 Mn en ácido sulfúrico inhibido.

BIBLIOGRAFIA

- 1 - CIA, L'Analyse par activation en France, Dec. 1965
- 2 - GUINN, V. and WAGNER, D. Instrumental neutron activation analysis. Shell Dev. Co, Emeryville, California.
- 3 - GIBBONS, D. et al., The application of 14-MeV neutron activation analysis to the measurement of additives in lubricating oil. Reprint from "Rad Methods of analysis - Vol I, IAEA.
- 4 - GILLESPIE, A. and MILL W. Sensitivities for activation analysis with 14 - MeV neutrons. Nucleonics, Nov. 1961
- 5 - USABC, Radioisotopes, definitions and Appl.

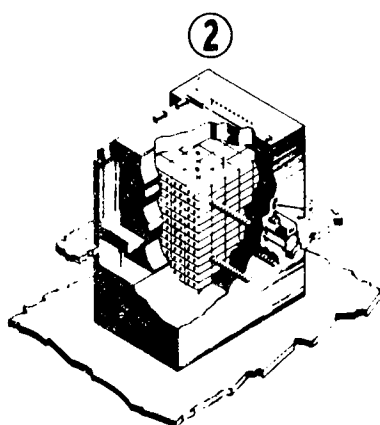
TABLA Nº 1

LIMITES PRACTICOS DE ANALISIS PARA DISTINTOS ELEMENTOS (1)

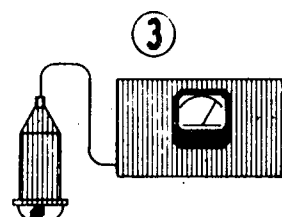
H		REFERENCIAS														He					
CIFRAS																					
Exponentes negativos de 10 para obtener la sensibilidad en gramos. Por ejemplo 9 equivale a 10 ⁻⁹ .																					
Li		Be														B	C	N	O	F	Ne
CIFRAS SUPERIORES																					
Análisis por Activación con reactores																					
Na		Mg														Al	Si	P	S	Cl	Ar
10 a 6		6 a 5														9 a 7	8 a 5	8 a 6	8 a 5	8 a 7	8
CIFRAS INFERIORES																					
Análisis por Activación con generadores de 14 Mev																					
K	Ca	Sc	Ti	V	G	Mn	Fe	Co	Ni	Cu	Zn	Ga	Ge	As	Se	Br	Kr				
9 a 4	8 a 5	11 a 8	7 a 6	10 a 7	9 a 7	10 a 5	7 a 6	10 a 4	8 a 4	10 a 5	10 a 7	10 a 7	7	10 a 8	9 a 8	10 a 6	7				
4		4	3	3	4	3	4	3	3	5	5	5	4	3	4	5					
Rb	Sr	Y	Zr	Nb	Mo	Tc	Ru	Rh	Pd	Ag	Cd	In	Sn	Sb	Te	I	Xe				
9 a 8	9 a 6	9 a 7	8 a 6	8	9 a 6					9 a 7	10 a 6	9 a 7	7 a 5	10 a 7	8	10 a 8	8				
5			5	4	4				4	5	5	3	4	5	4						
Es	Ba		Hf	Ta	W	Re	Os	Ir	Pt	Au	Hg	Tl	Pb	Bi	Po	At	Rn				
9 a 8	9 a 5		10 a 7	9 a 6	10 a 6	10		7	7	11 a 8	10 a 7	7	6	8							
	5		2	3	4				3	3	5										
Fr	Ra	Ac	Th	Pa	U																
			10 a 8		10 a 8																
Tierras raras			La	Ce	Pr	Nd	Pm	Sm	Eu	Gd	Tb	Py	Ho	Er	Tm	Yb	Lw				
			9 a 7	8 a 7	9 a 7	8 a 7		10 a 7	10 a 8	8 a 6	9 a 8	9 a 8	10 a 7	8 a 5	8 a 7	9 a 8	9 a 8				
				3	4					3											



Muestra y recipiente o
"can" de irradiación
(RA1: ϕ 15 mm, h 100 mm)



REACTOR NUCLEAR
Irradiación



Medición de actividad
de la muestra

VENTAJAS

- ◆ Alta sensibilidad
- ◆ Especificidad
- ◆ Rapidez, principalmente en algunos análisis (sin separación química).
- ◆ Analisis no destructivo (sin separación química).

LIMITACIONES

- ◆ Disponibilidad y facilidades de irradiación en los reactores existentes.
- ◆ Reproducibilidad: depende de la homogeneidad del flujo.
- ◆ A partir de un elemento se pueden formar más de un núclido (flujos mixtos)

Fig. 2.- Analisis por Activación

Secuencia de operaciones; ventajas y limitaciones

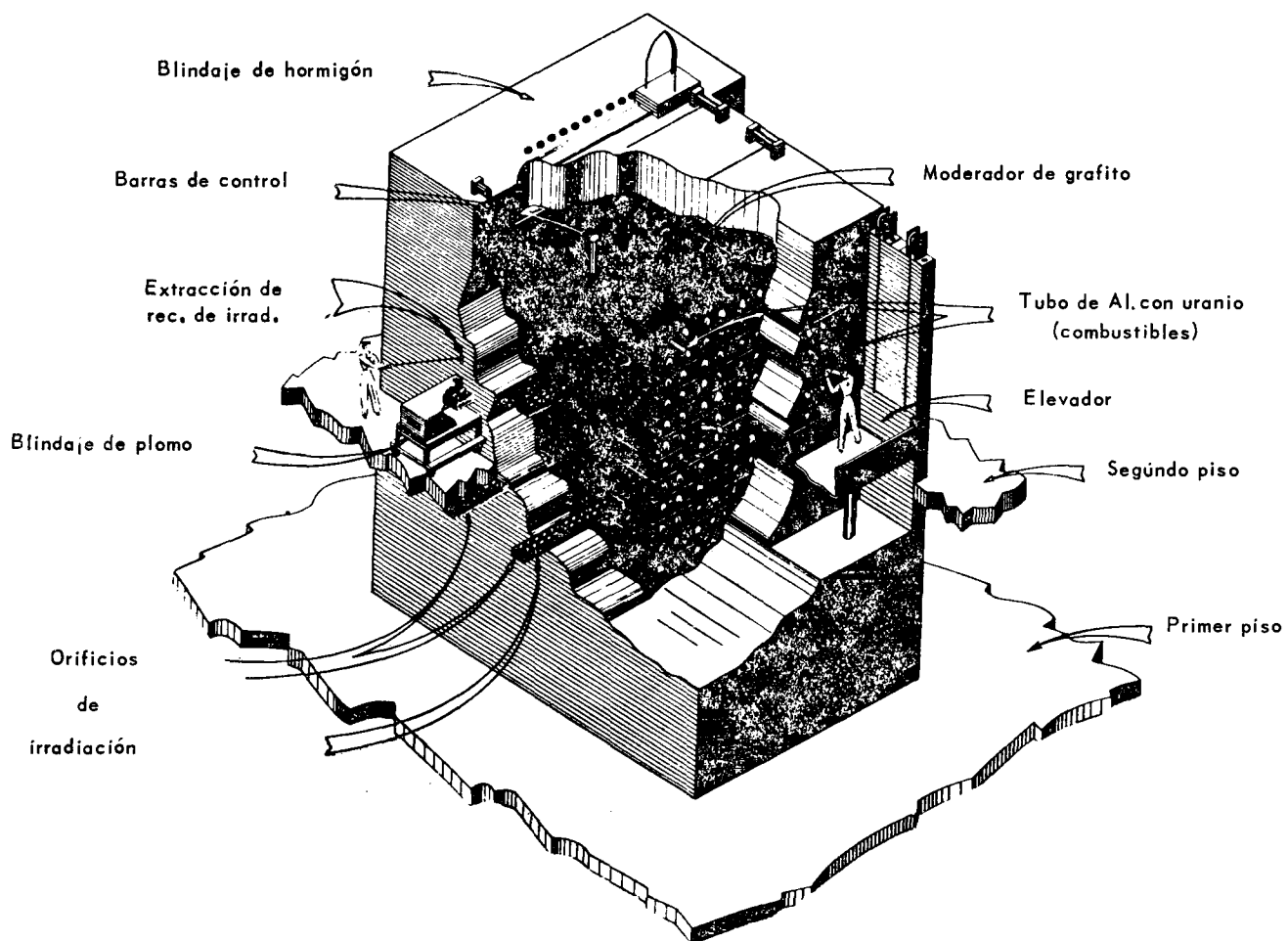


Fig. 3.- REACTOR NUCLEAR

7.0 EQUIPOS DE MEDICIÓN Y CONTROL

Los equipos de medición y control basados en el uso de radioisótopos consisten fundamentalmente en un sistema de irradiación compuesto por una o más fuentes encapsuladas y un sistema de detección que puede también estar formado de uno o más detectores.

La disposición geométrica de ambos sistemas y los tipos de fuentes y detectores que los integran se eligen de acuerdo a los propósitos de la medición.

Con excepción de los equipos para radiografía industrial, la señal entregada por los detectores se procesa electrónicamente ya sea para relacionarla con el parámetro medido y expresarla en sus mismas unidades o para la automatización del proceso o para ambos fines a la vez.

Para describir los diferentes equipos se los puede clasificar por el tipo de radiación utilizado y, dentro de cada radiación, por el proceso de interacción en que se basa su funcionamiento.

7.1.0 USO DE RADIACION ELECTROMAGNETICA

7.1.1 Atenuación

Si un haz focalizado de N_0 fotones por segundo de energía E (MeV) inciden sobre una de las caras de un material de espesor X (cm), el número N de fotones emergentes en la misma dirección por la cara opuesta será:

$$N = N_0 e^{-\mu X} \quad \text{fotones/seg} \quad (7.1)$$

donde:

μ , coeficiente total de atenuación lineal (cm^{-1})

El coeficiente lineal μ depende de la densidad y composición química del material irradiado y de la energía de los fotones incidentes.

La detección y medición en condiciones apropiadas del número de fotones transmitidos a través de un medio permite entonces determinaciones cuantitativas de masa (en términos de espesor, densidad o nivel) y de composición química (concentración de un elemento en un compuesto).

7.1.1.1 Medición de espesor. Cuando la densidad y composición química del material es constante, el número de fotones medidos a través del material en una geometría fija, será solamente función de su espesor y la ec. (7.1) permite calcular los datos para el diseño de los equipos en cada caso particular.

En la industria del petróleo la medición de espesor se aplica particularmente para la inspección de las paredes de las tuberías. Los equipos radioisotópicos tienen la ventaja de que son portátiles y permiten efectuar la medición en planta, sin necesidad de detener el proceso ni desarmar las cañerías.

En uno de los modelos comerciales existentes la unidad de medición es una estructura de tipo "C" (Fig. 7.1). Uno de los extremos de la "C" tiene la fuente radiactiva (unos 300 μ c de ^{137}Cs) y el otro el detector (generalmente un tubo G.M.). La estructura está diseñada de tal forma que al apoyarla sobre la superficie exterior del caño, se obtiene una geometría de medición constante, independiente del diámetro de la tubería.

La unidad electrónica auxiliar es transistorizada y alimentada por baterías con lo cual todo el equipo resulta portátil.

La lectura se corrige en función del diámetro y del fluido que circula, mediante un factor de calibración obtenido experimentalmente.

7.1.1.2 Radiografía industrial. Es sin duda la técnica radioisotópica más difundida y por lo tanto más conocida. Los equipos de radiografía industrial con radioisótopos o equipos de gammagrafía, como se los denomina usualmente, sirven para idénticos propósitos que los aparatos de rayos X, es decir, para la inspección no destructiva de soldaduras y piezas fundidas.

La fuente o pastilla radiactiva está normalmente alojada en el centro de un "container" dimensionado de acuerdo a las normas de protección contra las radiaciones.

Las radiografías pueden obtenerse ya sea mediante una exposición focalizada o una exposición panorámica. En el primer caso se aprovecha so-

lamente un cono o ángulo sólido reducido de radiación, abriendo la tapa del container. En el segundo la fuente se saca totalmente afuera del container y la irradiación abarca prácticamente todo el espacio o un ángulo sólido de 4π stereorradian. Cuando la fuente es muy activa, esta última operación se ejecuta mediante un mecanismo de comando a distancia.

Las ventajas de la gammagrafia respecto a los rayos X son:

- 1.- no se requieren ni energía eléctrica ni sistemas de enfriamiento, de modo que es fácil de utilizar en campaña;
- 2.- las reducidas dimensiones de la fuente permiten ubicarla en lugares de difícil acceso,
- 3.- el alto poder de penetración de la radiación gamma posibilita obtener buenas radiografías en piezas de gran espesor.

En general las técnicas de gammagrafia son complementarias de otros métodos existentes de inspección no destructiva, tales como rayos X, ultrasonido, magnaflux, etc.

7.1.1.3 Medición de densidad y localización de interfases. La ec.

(7.1) se puede escribir en la forma

$$N = N_0 e^{-\frac{\mu}{\rho} \cdot x \rho} \quad \text{fotones/seg} \quad (7.2)$$

donde

ρ , densidad del medio absorbente (g/cm^3)

El término

$$\mu' = \frac{\mu}{\rho} \quad (\text{cm}^2/\text{g}) \quad (7.3)$$

se denomina coeficiente másico total de atenuación y para valores intermedios de energía gamma es prácticamente independiente de la composición química del absorbente excepto variaciones en la concentración de hidrógeno.

En consecuencia la ec. (7.2) permite determinar la densidad, midiendo la atenuación de fotones a través de un medio de espesor constante.

Este es el caso representado en la Fig. 7.2 en que un haz focalizado de rayos gamma se detecta a través de una tubería de diámetro $\varnothing$ por la que circula un líquido de densidad ρ variable. El espesor de las paredes de la tubería contribuye a atenuar la intensidad de radiaciones en un fac

tor constante.

El método ilustrado en la Fig. 7.2 es particularmente aplicable a la detección de interfases cuando se envían dos hidrocarburos de distinta densidad por el mismo oleoducto. Equipos basados en este principio de medición se están utilizando en poliductos de Y.P.F.

Otra aplicación interesante del mismo método es la localización de interfases en torres de extracción por solventes, como las que se usan en ciertos procesos de refinación de aceites lubricantes.

En todos los casos, la señal de los instrumentos de medición se puede adaptar fácilmente para el control automático de operaciones vinculadas a variaciones de densidad o localización de interfases.

7.1.1.4 Medición y/o control de nivel. En los equipos radioisotópicos, las variaciones de nivel de un líquido en un recipiente se pueden relacionar con la atenuación de rayos gamma, ya sea en un sistema fuente-detector fijo o en un sistema móvil.

Las Figs. 7.3 (a), (b), y (c) ilustran algunos de los diferentes métodos utilizados en la práctica.

En la CNEA se ha diseñado un sistema de telen medición para la lectura simultánea o individual del nivel, densidad media y peso de líquidos almacenados en grandes tanques, como los utilizados en la industria del petróleo.

El principio de funcionamiento es el siguiente (Fig. 7.3 d)

Una sonda de medición tipo "C" abraza un tubo de comunicación lateral del tanque (1) de modo que fuente (2) y detector (3) quedan diametralmente opuestos respecto al tubo.

Al accionar un comando a distancia la sonda, partiendo de la posición de reposo (4)-(4), inspecciona la columna líquida con velocidad uniforme, utilizando el mismo tubo de comunicación lateral como guía de su desplazamiento. El movimiento se consigue mediante cable, poleas, un tambor de arrollamiento del cable y un electromotor. Al girar el tambor de arrollamiento se generan pulsos sincronizados con el movimiento vertical de la sonda mediante un sistema fotoeléctrico (disco perforado, haz de

luz y fotodiodo). A su vez salen pulsos del detector de la sonda a una frecuencia que depende de la densidad del líquido en la zona atravesada por las radiaciones, de acuerdo a la ec. (7.2). En el circuito electrónico auxiliar hay también un generador de pulsos que actúa como reloj digital.

El pasaje de estas tres clases de pulsos de movimiento, densidad y tiempo, a los respectivos instrumentos contadores, está controlado por una compuerta electrónica que se abre o cierra en función de las variaciones de señal a la salida del detector de radiaciones de la sonda.

Segundos después de la puesta en marcha del motor, cuando el sistema móvil alcanza velocidad uniforme, la sonda en su movimiento ascendente, pasa frente a una fuente radiactiva auxiliar de disparo (5) focalizada hacia el detector de la sonda. Se produce así un brusco aumento en la señal del detector, que en virtud del movimiento de la sonda y la colimación del haz de radiación emergente de la fuente auxiliar, afecta la forma de un pulso de corta duración.

Este pulso tiene sin embargo la amplitud suficiente para provocar la apertura de la compuerta electrónica, permitiendo a partir de entonces el pasaje y registro a distancia de las tres categorías de pulsos antes mencionadas.

En el mismo instante en que la sonda sobrepasa la superficie de nivel del líquido en el tubo de comunicación lateral, se produce otro brusco aumento de la intensidad de radiación detectada en la sonda debido a que los rayos gamma provenientes de la fuente, llegan al detector sin ser atenuados por la masa del fluido.

Esta segunda variación de la señal cierra la compuerta, quedando así indicados los siguientes datos:

- 1) Cantidad de impulsos de movimiento acumulados entre la posición de la fuente auxiliar de disparo y el nivel del líquido en el tanque;
- 2) Cantidad de pulsos de radiación (función de la densidad del líquido), acumulados por la sonda entre las posiciones mencionadas;
- 3) Cantidad de pulsos de tiempo correspondientes al período de las mediciones anteriores.

La información 1) permite conocer inmediatamente el nivel, ya que cada impulso de movimiento corresponde a un determinado recorrido de la sonda en milímetro. (por ejemplo un milímetro por cada impulso).

En consecuencia sumando a este primer registro un valor constante dado por la altura de la fuente auxiliar de disparo, se obtiene el nivel del líquido en el tubo de comunicación lateral.

Dividiendo la información 2) por la información 3) se tiene la frecuencia media (en pulsos/seg) de acumulación de impulsos provenientes de la radiación detectada por la sonda a través de la misma columna líquida donde se midió el nivel. Dicha frecuencia media corresponde, por la ec. (7.2), a la densidad media del líquido en el perfil vertical inspeccionado.

El nivel y la densidad media permiten calcular fácilmente el peso del líquido almacenado en el tanque.

Todos los cálculos se pueden hacer manualmente o por medio de una computadora simple. En este último caso pueden ser inscriptos y registrados juntos con información adicional como código del tanque, fecha y hora de la medición.

Una vez que la sonda ha completado su carrera ascendente en el tubo de comunicación lateral, regresa por accionamiento de microcontactos a la posición inicial donde queda detenida hasta que en forma manual o automática le sea requerida otra inspección.

El sistema descripto tiene las siguientes ventajas:

- a) Todas las mediciones se ejecutan con una sola y única sonda, exterior al tanque y sin contacto con el líquido;
- b) La determinación directa del peso del líquido almacenado elimina correcciones por temperatura;
- c) El sistema de teleretría es simple eliminándose errores de la transmisión mecánica del movimiento (dilatamiento del cable de la sonda y variaciones en la velocidad de rotación del motor);
- d) Los mismos equipos se aplican a diferentes tanques, siendo el error de medición independiente de la altura del tanque;

e) El costo es competitivo con respecto a otros sistemas convencionales de similares funciones operativas.

7.1.1.5 Medición de concentración. El coeficiente másico de atenuación total μ' definido por la ec. (7.3) tiene en cuenta todos los procesos de interacción por los cuales los fotones de radiación electromagnética pueden ser absorbidos o desviados en su trayectoria a través de los materiales.

Estos procesos son tres y se conocen con los nombres de efecto Compton, absorción fotoeléctrica y producción de pares, (Fig. 7.4).

Designando μ'_c , μ'_f y μ'_p a los respectivos coeficientes másicos de atenuación parcial, resulta:

$$\mu' = \mu'_c + \mu'_f + \mu'_p \quad \text{cm}^2/\text{g} \quad (7.4)$$

Los coeficiente másicos parciales dependen de la energía de la radiación electromagnética y del número atómico Z del medio absorbente, predominando fuertemente en el valor de μ' uno u otro de dichos coeficientes parciales, según el caso.

Esta circunstancia se aprovecha para medir la concentración de elementos a través de la atenuación de radiación electromagnética de energía apropiada.

Por ejemplo para la energía de los rayos gamma del ^{137}Cs o del ^{60}Co (entre 0,6 y 1 MeV aprox.) y para elementos de mediano y bajo Z predomina la atenuación por efecto Compton, cuyo coeficiente másico μ'_c es proporcional a la relación Z/A (A es el peso atómico del elemento).

En consecuencia y para estas energías el coeficiente másico de atenuación total en hidrógeno será aproximadamente el doble que para otros elementos livianos como el C.

De aquí que se use la atenuación gamma del ^{137}Cs o ^{60}Co para medir la concentración de H en hidrocarburos. El alto poder penetrante de esta radiación gamma permite efectuar la medición directamente en el proceso, a través de las paredes de cañerías y equipos industriales. Nótese que el sistema sería similar al utilizado en medición de densidad de líquidos en circulación. En este método la presencia de pequeños porcentajes

de azufre u oxígeno no introduce error en los resultados.

En la escala de bajas energías, en el orden de algunos KeV, se aprovecha el efecto de absorción fotoeléctrica selectiva.

Por ejemplo, los rayos X del ^{55}Fe (producidos por captura de un electrón de la capa K por el núcleo para dar ^{55}Mn) tienen una energía tal que son absorbidos selectivamente por el azufre en presencia de carbono e hidrógeno, como lo demuestran los siguientes coeficientes máscicos de absorción

Elemento	Absorción máscica relativa (para $E = 5,9 \text{ KeV}$)
Hidrógeno	0,226
Carbono	4,51
Azufre	89,5

El alto poder del S comparado con el del H y C para absorber la radiación X del ^{55}Fe , sugiere inmediatamente la posibilidad de utilizar esta propiedad para medir la concentración de S en hidrocarburos.

La técnica efectivamente se aplica con buenos resultados, tanto en laboratorio como en el proceso. El error es menor que 0,05% en el contenido de azufre si la medición se realiza en condiciones adecuadas.

Además del ^{55}Fe se usan fuentes radioisotópicas de rayos X obtenidas por bombardeo de blancos de zirconio con partículas beta del ^{147}Pm (2,6 años de período de semidesintegración), que proporcionan una energía media de 20 KeV.

Los coeficientes máscicos de atenuación total correspondientes a rayos X de 20 KeV como los obtenidos con fuentes combinadas de $^{147}\text{Pm}/\text{Zr}$ son aproximadamente 0,4 cm^2/g para C, 0,4 cm^2/g para H, 6 cm^2/g para S y 72 cm^2/g para Pb.

Por lo tanto dichas fuentes son adecuadas para medir concentración de S y Pb en hidrocarburos.

Los detectores pueden ser tubos G.M. (equipos de laboratorio) o cámaras de ionización (medición en proceso). Existen diferentes versiones de equipos comerciales para medir concentración de S y Pb en hidrocarburos, basados en los principios expuestos. Todos ellos tienen compensación

por temperatura y densidad.

Las posibilidades de aplicación de la medición de concentración por atenuación de radiación electromagnética se han ampliado recientemente con el uso de trazadores inertes solubles en uno de los compuestos de una mezcla líquida. El trazador incorporado a la mezcla permite determinar cuantitativamente la presencia del compuesto que lo solubiliza, a través de su poder de atenuación para radiación electromagnética de energía apropiada.

Este método se está utilizando con éxito en Francia para determinar el tenor de agua en petróleo y viceversa. La mezcla agua/petróleo se hace circular en condiciones normalizadas a través de una columna que contiene una sal de un elemento pesado soluble en el componente que se quiere evaluar. A la salida de la columna y a través de la tubería de circulación se mide y registra la atenuación de un haz de radiación electromagnético con un equipo calibrado en porcentajes de agua o petróleo según el caso.

En la CNEA se ha previsto el desarrollo y construcción de un equipo basado en ese principio para el análisis radiométrico de agua en petróleo.

7.1.2 Retrodispersión

En el punto 7.1.1.5 se vió que hay tres procesos de interacción, definidos cada uno por su respectivo coeficiente de atenuación, por los cuales un fotón puede ser absorbido o desviado en su trayectoria a través de un material y que para valores intermedios de energía gamma predomina la atenuación por efecto Compton. En el efecto Compton el fotón original es desviado de su trayectoria, prosiguiendo su camino en otra dirección y con menor energía.

Por lo tanto si se irradia un material con rayos gamma habrá un cierto número de fotones retrodispersados (radiación secundaria) que emergerán por la misma superficie de incidencia, es decir hacia el mismo semi espacio, respecto al medio absorbente, donde se halla ubicada la fuente radiactiva.

El coeficiente lineal de atenuación Compton, en cm^{-1} , es proporcio-

nal al producto de la densidad ρ del material por la relación Z/A .

Como Z/A es aproximadamente constante para todos los elementos excepto el hidrógeno, la producción Compton de fotones dispersos por unidad de recorrido será proporcional a la densidad del medio irradiado, con independencia de su composición química.

Esto sugiere la posibilidad de utilizar la radiación secundaria proveniente del efecto Compton para medir el espesor o la densidad de los materiales.

7.1.2.1 Medición de espesor. A igualdad de otras condiciones la intensidad de fotones retrodispersados será función del espesor del medio reflector, según una ley que puede determinarse empíricamente, y que es del tipo

$$I = I_0 (1 - e^{-ax}) \quad \frac{\text{fotones}}{\text{seg}} \quad (7.5)$$

donde

I_0 , intensidad para espesor "infinito" (fotones/seg)

x , espesor del reflector (cm)

a , coeficiente lineal de retrodispersión que depende del sistema de medición (cm^{-1}).

La geometría de medición por retrodispersión gamma se ilustra en la Fig. 7.5.

Se observa que es preciso colocar un blindaje contra la radiación directa entre fuente y detector.

En algunos equipos se aprovecha la circunstancia de que la radiación retrodispersada tiene mucho menor energía que la radiación directa, utilizándose detectores que permiten discriminar la primera de la segunda en base a la diferencia de energías. De este modo solo se detecta la radiación retrodispersada sin la interferencia indeseable de la radiación directa con lo cual el peso del equipo se reduce al eliminar el blindaje, al mismo tiempo que mejora la eficiencia geométrica de detección.

Los equipos comerciales son portátiles y, en la industria del petróleo se usan para la inspección de paredes de tuberías y tanques, con similares ventajas que en el método por atenuación.

7.1.2.2 Medición de densidad. Si el medio irradiado se puede considerar de "espesor infinito", la intensidad de radiación retrodispersada será función de la densidad del medio.

Este es el principio de funcionamiento de los medidores de densidad de suelos, particularmente de las sondas radioisotópicas que para ese objeto, se utilizan en el perfilaje de pozos petrolíferos, Fig.7.6.

7.1.3 Fluorescencia de rayos X

En la absorción fotoeléctrica el fotón desaparece transfiriendo toda su energía al electrón del átomo con el cual interacciona (Fig. 7.4).

El electrón es eyectado del átomo con una energía cinética igual al exceso de la energía del fotón con respecto al potencial de ionización de la capa correspondiente y la vacante es llenada por un electrón de otra órbita más alejada del núcleo, con la emisión de radiación electromagnética. Este proceso se conoce como fluorescencia.

La mayor probabilidad de interacción fotoeléctrica corresponde a electrones de las orbitas internas (capas K, L y M) y los fotones emitidos en este caso durante el proceso de fluorescencia, se denominan rayos X característicos.

La razón de esta denominación es que dichos rayos tienen una energía perfectamente definida, característica del elemento que los emite, y cuyo valor es la diferencia de energías entre los niveles de transición; así, si una vacante de la capa K (energía E_K) es llenada por un electrón de la capa L (energía E_L) la energía E_X del rayo X será:

$$E_X = E_K - E_L \quad (7.6)$$

7.1.3.1 Medición de concentración. La medición de los rayos X característicos de un elemento permite determinar cuantitativamente la concentración de dicho elemento en una muestra.

El proceso de absorción fotoeléctrico que da lugar a la excitación de rayos X predomina para energías bajas de radiación electromagnética ($E < 100$ KeV) y el correspondiente coeficiente de absorción presenta valores máximos o picos de absorción para energías ligeramente superiores

a las requeridas para ionizar las capas K, L y M de un determinado elemento.

La radiación electromagnética requerida para excitar por fluorescencia los rayos X característicos se puede obtener directamente con una fuente gamma de baja energía o mediante la combinación de un emisor beta con un blanco apropiado. En este último caso el bombardeo del blanco con las partículas β genera radiación electromagnética por el mismo principio que los tubos de rayos X.

En la práctica al irradiar una muestra se obtendrán también rayos X característicos de otros componentes distintos al buscado que de no ser discriminados interferirían en las mediciones.

En los analizadores comerciales por fluorescencia se recurre preferentemente al uso de filtros que, en la forma de láminas delgadas, se colocan frente al detector. La adecuada selección de filtros permite en una o dos medidas sucesivas según los casos, identificar un determinado rayo X característico aunque existen otros de muy próxima energía.

La Fig. 7.7 ilustra la disposición de los diferentes elementos que integran la sonda de medición de un analizador por fluorescencia.

Estos equipos pueden aplicarse a diversos problemas de análisis de la industria del petróleo, incluyendo la determinación del contenido de agua por trazadores inertes según lo visto en la última parte del punto 7.1.1.5.

Tienen la ventaja de permitir el análisis rápido y preciso sobre el terreno de muestras líquidas y lodos, en muchos casos en menos de 30 seg, con precisión del 0,05%.

7.2.0 USO DE PARTICULAS CARGADAS

7.2.1 Atenuación

La intensidad de radiación beta (en número de partículas por unidad de tiempo) transmitidas a través de un material y medida en una geometría fija, sigue una ley aproximadamente exponencial en función del espesor del material absorbente.

Como las partículas beta tienen una bien definida profundidad de penetración en materiales específicos para energías dadas, la ley aproximada de atenuación regirá sólo hasta ese límite de espesor, conocido como rango máximo.

Dentro de dicho límite y en forma similar a lo explicado para la radiación electromagnética (punto 7.1.1), la atenuación beta podrá expresarse como:

$$N = N_0 e^{-\mu_m x} \quad \beta / \text{seg.} \quad (7.7)$$

donde

N_0 , intensidad de radiación incidente (β/seg)

μ_m , coeficiente másico aparente de atenuación para la radiación β en el medio considerado (cm^2/g)

x , espesor del absorbente (cm)

ρ , densidad del absorbente (g/cm^3)

El coeficiente μ_m depende de la máxima energía del espectro β emitido por la fuente ($E_{\text{máx.}}$) y de la composición química del medio absorbente (Z , número atómico; A , peso atómico).

Para $Z \leq 13$

$$\mu_m = \frac{3.5}{E_{\text{máx}}^{1.14}} \cdot \frac{Z}{A} \cdot \frac{\text{cm}^2}{\text{g}} \quad (7.8)$$

Para $Z > 13$

$$\mu_m = \frac{7.7}{E_{\text{máx}}^{1.14}} \cdot Z^{0.81} \cdot \frac{\text{cm}^2}{\text{g}} \quad (7.9)$$

La dependencia de la atenuación beta con el espesor y composición química de los materiales provee las bases para su utilización en la medida de dichos parámetros.

El bajo poder penetrante de la radiación beta obtenible con fuentes radiactivas, limita el uso práctico de la atenuación beta en la industria del petróleo a la medición de concentración.

7.2.1.1 Medición de concentración. De la ec. (7.8) se observa que el coeficiente másico aparente de atenuación para hidrógeno, es el doble que para otros elementos de bajo número atómico Z .

En compuestos tales como los hidrocarburos donde interviene el hidrógeno, la atenuación beta estará entonces fuertemente influenciada por la concentración de aquel elemento.

Este principio se utiliza en la práctica para medir la relación Carbono-Hidrógeno en los hidrocarburos. Una disposición típica del aparato de medida se ilustra en la Fig. 7.8. En ella, un haz colimado de partículas β provenientes de una fuente de 20 mc de ^{90}Sr , se hace pasar a través de una muestra de densidad ρ conocida.

De acuerdo a la ec. (7.7) se tendrá

$$N = N_0 e^{-\mu_m \rho \cdot d} \quad / \text{seg} \quad (7.10)$$

donde

N_0 , intensidad de radiación emergente del recipiente vacío (β /seg)

μ_m , coeficiente másico de atenuación de la muestra (cm^2/g)

ρ , densidad de la muestra (g/cm^3)

d , espesor de la muestra (cm)

Denominando X_H y X_C a las fracciones en peso de hidrógeno y carbono respectivamente y μ_H y μ_C a sus coeficientes másicos de atenuación:

$$\mu_m = \mu_H X_H + \mu_C X_C \quad \text{cm}^2/\text{g} \quad (7.11)$$

$$X_H + X_C = 1 \quad (7.12)$$

$$\mu_m = \frac{1}{d \cdot \rho} \ln \frac{N_0}{N} \quad \text{cm}^2/\text{g} \quad (7.13)$$

De estas ecuaciones resulta:

$$X_H = \frac{\frac{1}{d\rho} \ln \frac{N_0}{N} - \mu_C}{\mu_H - \mu_C} \quad (7.14)$$

La ec. (7.14) permite calcular X_H y con ello la relación C/H. En la práctica se trazan curvas de calibración con hidrocarburos de relación C/H conocida y los valores de X_H se representan en función de N_0/N (lecturas del instrumento) y de la densidad ρ de la muestra líquida.

Para la medición de aceites lubricantes y asfaltos las muestras se diluyen en solventes de relación C/H conocida.

En la ec. (7.14) X_H puede hacerse independiente de la densidad, si el producto $d \cdot \rho$ (peso por unidad de superficie de la muestra) se mantiene constante para cualquier muestra líquida. Esto se consigue con el sistema esquematizado en la Fig. 7.9

Como se observa en dicho esquema, la fuente radiactiva está unida a la base de un flotante cilíndrico de sección transversal S (cm²) y peso P (g). En todos los casos la profundidad de inmersión d (cm) será tal que el volumen de líquido desalojado, siempre igualará el peso del flotante:

$$S \cdot d \cdot \rho = P(g) \quad (7.15)$$

$$d \cdot \rho = \text{constante} \quad \text{g/cm}^2 \quad (7.16)$$

Las ventajas de estos métodos para determinar la relación C/H respecto a las técnicas convencionales por combustión de las muestras, son:

- reducción del tiempo de medida de 1/2 hs a 5/20 min;
- sensibilidad 0,08% de H contra 0,05/1%.

La presencia en la muestra de elementos distintos al carbono introducen error en los resultados. Por ejemplo 1% de oxígeno equivale a 0,07% de hidrógeno; 1% de nitrógeno equivale a 0,02% de hidrógeno. En consecuencia deberán hacerse las correcciones de acuerdo al producto que se analiza.

7.2.2 Ionización

En el capítulo 2.0 se mencionó que uno de los posibles efectos de la interacción de la radiación con la materia era la ionización de los átomos.

Esta posibilidad es particularmente cierta para las partículas cargadas (alfa y beta) en las que la ionización es el mecanismo principal de interacción por el cual dichas partículas transfieren su energía al medio irradiado.

El proceso de ionización está representado esquemáticamente en la Fig. 7.10.

Si la sustancia irradiada es un gas, los iones formados durante el proceso descrito pueden ser colectados por electrodos de diferente potencial, dando origen a una corriente eléctrica, denominada corriente de ionización. Fig. 7.11.

Para unas dadas condiciones de irradiación (intensidad y tipo de fuente, volumen y composición del gas) la corriente de ionización aumentará con el incremento del potencial entre electrodos, hasta un valor constante de saturación en que todos los iones formados son colectados. La corriente obtenida con el potencial de saturación resulta proporcional a la intensidad de radiación ionizante.

Este es el principio en que se basa un tipo usual de detector conocido como "cámara de ionización". Fig. 7.12.

7.2.2.1 Analizadores de gases. Los diferentes gases en las mismas condiciones tienen distinta eficiencia para convertir la radiación en corriente eléctrica de ionización y esta circunstancia se aprovecha para medir la concentración de componentes gaseosos.

La tabla 7.1 muestra las corrientes relativas de ionización para algunos gases puros a la presión atmosférica.

TABLA 7.1

<u>Gas</u>	<u>Corriente relativa</u>
Hidrógeno	1,47
Metano	8,16
Monóxido de carbono	8,36
Dióxido de carbono	12,53
Propano	20,73
Butano normal	23,92

En los analizadores de gases se usan dos cámaras idénticas de ionización, polarizadas en forma opuesta e interconectadas entre sí. Una de las cámaras se llena con el compuesto gaseoso de referencia y por la otra circula bajo iguales condiciones de presión y temperatura, el gas cuya composición se quiere analizar.

La diferencia de corriente entre ambas cámaras, al ser irradiadas con la misma actividad de una fuente alfa o beta, se calibra en términos de la concentración de uno de los componentes gaseosos.

Una aplicación interesante de este método es la detección de humo en dispositivos contra incendios donde la diferencia de corriente provocada por una concentración de humo en aire de 1 en 10.000 es suficiente para actuar automáticamente un sistema de alarma.

Estos dispositivos tienen la ventaja de proporcionar la señal de alarma en la fase preliminar del incendio y aun antes de que éste se haya declarado.

7.2.2.2 Medidores de caudal de gases. Aunque todavía no existen referencias bibliográficas del uso industrial de medidores de caudal de gases por ionización hay abundante literatura sobre la teoría y diseño de diferentes métodos basados en dicho principio y cuya aplicación práctica es previsible en un futuro próximo.

La ventaja de los sistemas de ionización es que proporcionan un método de medición de flujo de masa y velocidad lineal que es independiente del perfil de velocidades siempre que el alcance de las partí-

culas ionizantes sea grande comparado con el diámetro de la tubería. Además son sensibles a variaciones rápidas de flujo y como se pueden diseñar para que no obstruyan la circulación del gas, no introducen pérdida de carga en el sistema.

La Fig. 7.13 muestra esquemáticamente uno de los posibles diseños de un medidor de flujo gaseoso.

Los iones generados por la fuente β anular en el interior del tubo son arrastrados por el flujo de gas hasta los electrodos ubicados corriente abajo, que actúan como una cámara de ionización.

Durante el trayecto desde la fuente radiactiva a los electrodos parte de los iones se recombinan entre sí, siendo esta recombinación tanto mayor, cuanto mayor es el tiempo de tránsito.

Al disminuir el número de iones disponibles debido a este efecto de recombinación, la corriente eléctrica entregada a los electrodos también disminuye.

De esta forma la corriente de ionización resultará proporcional a la velocidad del gas en la tubería y la lectura del amplificador se podrá calibrar en términos del flujo de masa del gas (g/seg).

El rango de medición de estos instrumentos está determinado por los siguientes parámetros:

- actividad de la fuente radiactiva
- diámetro interior del tubo
- distancia de tránsito de los iones
- sensibilidad del amplificador electrónico.

Por ejemplo, en un caso de $\frac{1}{4}$ 1", usando 6 mc de ^{90}Sr a una distancia de 7,5 cm de los electrodos, el rango útil de medición obtenido con un equipo experimental del tipo ilustrado en la Fig. 7.13 se extendió de 0,03 g/seg a 1 g/seg de aire a presión y temperatura normales (PNM). Esto correspondió a una variación de corriente en el amplificador, de 5×10^{-10} A a 6×10^{-9} A.

Las impurezas en el gas afectan la producción de iones y su recombinación, con lo cual la corriente medida por el equipo puede va-

riar aunque el flujo de masa permanezca constante.

Sin embargo no todas las impurezas crean problemas, obteniéndose prácticamente las mismas curvas de calibración para oxígeno, aire, nitrógeno y metano.

7.2.2.3 Pararrayos radiactivos. En años recientes se ha generalizado el uso de pararrayos que llevan incorporada una fuente radiactiva en el extremo captor de los rayos. Se han estimado en unos 50.000 los pararrayos de este tipo instalados en todo el mundo.

Las firmas productoras alegan que la ionización producida por la fuente radiactiva (generalmente un emisor alfa) aumenta la eficiencia del pararrayos facilitando e induciendo el camino para la descarga eléctrica.

Las supuestas ventajas del pararrayos radiactivo son teóricamente discutibles desde que la ionización directa por inducción electrostática en los pararrayos comunes, parece ser muy superior a la que puede obtenerse con fuentes radiactivas de una actividad admisible para esta aplicación.

Por otra parte la demostración experimental de la mayor eficiencia del pararrayos radiactivo es obviamente difícil.

7.2.3 Retrodispersión beta

Por efecto de una o de sucesivas interacciones dentro del material las partículas beta pueden emerger por la misma superficie de incidencia dando lugar al fenómeno conocido como retrodispersión beta.

La intensidad de radiación retrodispersada aumenta con el espesor del material reflector hasta un máximo o valor de saturación, correspondiente a un espesor característico de cada material y que se denomina espesor "infinito" (aproximadamente igual a la mitad del alcance máximo de la radiación beta en el material considerado).

La retrodispersión se debe fundamentalmente al campo eléctrico del núcleo atómico (cantidad de protones = Z) y por lo tanto su intensidad crece con el número atómico Z del reflector.

En la Fig. 7.14 se representan las principales características de la retrodispersión de partículas beta.

7.2.1.1 Medición de concentración. La intensidad de retrodispersión beta a saturación (en partículas retrodispersadas por segundo), en una muestra sólida, líquida o gaseosa, es función de los números atómicos de los elementos que componen la muestra.

Los métodos basados en la retrodispersión beta son particularmente indicados para la medición continua de la concentración de un ión metálico en una solución líquida, tal como plomo en nafta.

El método está esquematizado en la Fig. 7.15.

La intensidad de corriente I , o lo que es lo mismo la deflexión de la aguja del instrumento, dependerá del número atómico Z del ión metálico y de su concentración C .

$$I = f(Z, C) \quad (7.17)$$

aumentando para valores crecientes de Z y C (Fig. 7.16).

La forma de la ec. (7.17) podrá establecerse para cada caso particular, variando la concentración del elemento que se desea controlar.

El radioisótopo preferentemente usado es el ^{90}Sr ; el espesor de la muestra debe ser tal que se obtenga retrodispersión a saturación en el líquido.

7.3.0 USO DE NEUTRONES

El neutrón es una partícula neutra (sin carga eléctrica), de masa atómica aproximadamente igual a la unidad.

A diferencia de las otras radiaciones consideradas no interacciona con los electrones orbitales de los átomos sino con sus núcleos.

Los neutrones se clasifican en tres grupos de acuerdo a su energía cinética: térmicos (o lentos) epitérmicos y rápidos.

Los neutrones térmicos tienen la misma velocidad que las moléculas de un gas ideal a la temperatura considerada. En la Tabla 7.2 se dan las energías que delimitan cada uno de los grupos, y otras infor-

maciones de interés.

TABLA 7.2 CLASIFICACION DE LOS NEUTRONES

NOMBRE	ENERGIA	PRINCIPAL INTERACCION	COMENTARIO
Térmicos	0.025 ev (a 22°C)	Captura simple (n, γ)	Distribución de Maxwell de las velocidades. Velocidad media $v = 2.200$ m/seg.
Epitérmicos	0.5ev-10Kev	Dispersión Elástica (n,n) y Captura simple (n, γ)	La probabilidad de absorción es proporcional a $1/v$, con picos de resonancias superpuestos.
Rápidos	10Kev-20Mev	Dispersión Elástica (n,n)	La mayoría de los neutrones son emitidos por los núcleos en este intervalo de energías

7.2.1 Fuentes de neutrones

Los neutrones pueden ser producidos por:

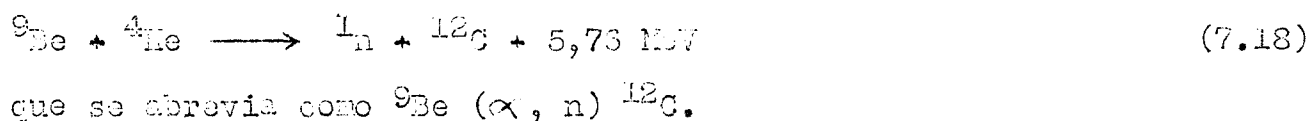
- reactores nucleares
- fuentes radioisotópicas
- aceleradoras de partículas

Los reactores nucleares proveen un alto flujo de neutrones y se utilizan tanto para la generación de energía como para la producción de radioisótopos artificiales. Dentro de esta última aplicación se incluye también el análisis por activación según se explicó en el Capítulo 6.

Las fuentes radioisotópicas combinan un radioisótopo con material que actúa como blanco de las radiaciones emitidas por el primero, ambos mezclados íntimamente y encapsulados para su uso industrial.

La radiación interacciona con el material del blanco produciendo núclidos inestables que decaen inmediatamente con la emisión de neutrones.

Una reacción típica es la que tiene lugar entre una partícula alfa (^4He) y un núcleo de berilio (^9Be), para dar finalmente carbono (^{12}C).



Los 5,73 MeV son el exceso de energía de la reacción nuclear. Una pequeña parte de esta energía se gasta en el retroceso del núcleo producido y el resto se imparte en la forma de energía cinética, al neutrón emitido como consecuencia de la reacción. A esta energía debe sumarse la energía cinética que traía la partícula alfa interviniente en la reacción.

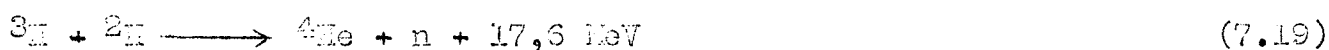
Dado que existen emisores alfa de largo período (${}^{241}\text{Am}$, ${}^{226}\text{Ra}$, etc) se pueden fabricar fuentes radioisotópicas de neutrones basadas en la reacción (α, n) diseñadas como fuentes pequeñas, portátiles y permanentes.

Estas fuentes radioisotópicas han encontrado interesantes aplicaciones en la industria, particularmente en el perfilaje de pozos petrolíferos.

Los neutrones pueden también ser producidos mediante reacciones nucleares obtenidas con aceleradores de partículas cargadas.

Uno de los métodos más generalizados consiste en acelerar en vacío iones de deuterio mediante un campo eléctrico de unos 100.000 V y bombardear átomos de tritio ocultos en un blanco de material adecuado (por ej. zirconio).

En estas condiciones ocurre la siguiente reacción:



Se ha despreciado la energía del deuterón. De los 17,6 MeV, 14 MeV se transfieren a los neutrones en la forma de energía cinética.

El avance tecnológico en el diseño de aceleradores ha permitido la construcción de generadores de neutrones portátiles y compactos de tamaño reducido como para permitir su utilización en el perfilaje de pozos, y capaces de operar ya sea en forma continua o pulsante según las propósitos de la medición.

Los neutrones emitidos por las fuentes radioisotópicas y los ace-

leradores portátiles corresponden a la categoría de neutrones rápidos, es decir, de alta energía cinética.

Cuando estos neutrones abandonan la fuente y penetran en el medio irradiado dan lugar a diferentes procesos de interacción algunos de los cuales fundamentan las aplicaciones prácticas que se tratan a continuación.

7.3.2 Dispersión y captura

Los neutrones rápidos chocan con los núcleos atómicos del medio irradiado y son dispersados generalmente en otra dirección, con pérdida de su velocidad, hasta llegar a los estados epitérmico y térmico.

Las colisiones que causan la dispersión de neutrones pueden ser "elástica" o "inelástica".

En el primer caso la energía cinética original que tenía el neutrón es compartida como energía cinética entre el núcleo atómico y el neutrón disperso. Es similar al choque entre bolas de billar. Cuanto menor es la masa del núcleo atómico que participa de la colisión tanto mayor es la energía cinética que adquiere y por lo tanto el neutrón disperso resulta con mucho menor energía cinética que antes del choque.

En el segundo caso, parte de la energía cinética original se pierde además en excitar internamente el núcleo, elevando su nivel energético. Este estado del núcleo es inestable y el exceso de energía es reemitido instantáneamente como radiación electromagnética la cual es característica del núcleo excitado. Este proceso sólo tiene lugar con neutrones rápidos.

Una consecuencia de la dispersión de neutrones es que al cabo de cierto número de colisiones, los neutrones originariamente rápidos emitidos por la fuente alcanzan el estado térmico. En estas condiciones continúan chocando elásticamente sin ganar ni perder energía en el promedio, hasta que finalmente son capturados por alguno de los núcleos del medio.

Este proceso dura entre 100 a 1000 micro segundos, desde la emisión

del neutrón rápido, dependiendo del material donde los neutrones se difunden.

Por ej. un neutrón cuya energía inicial es 1 MeV es desacelerado hasta la energía térmica por 18, 90 y 114 choques, en promedio, con núcleos de hidrógeno, berilio y carbono.

La absorción de un neutrón por captura equivale a una reacción nuclear. En el instante de la captura del neutrón térmico el nuevo núcleo compuesto emite uno o más rayos gamma de alta energía, que son característicos de dicho núcleo y difieren bastante de los que el mismo elemento hubiera emitido por dispersión inelástica de neutrones rápidos.

7.3.2.1 Medición de concentración por moderación. Como el periodo de difusión termina con la captura del neutrón lento y el hidrógeno es un medio moderador altamente eficaz en comparación con otros elementos, la detección y medida de los neutrones térmicos puede relacionarse con la concentración de hidrógeno en un medio irradiado con neutrones rápidos.

Si fuente y detector están próximos mayor concentración de hidrógeno estará asociada a un aumento en la intensidad de neutrones lentos detectados. Es el caso de las sondas para medir humedad de suelos.

En cambio si fuente y detector están espaciados a una distancia adecuada el proceso será a la inversa ya que los neutrones rápidos serán termalizados por el medio en un corto recorrido respecto a la fuente y capturados antes de que puedan llegar al detector.

Así funcionan las sondas para perfilaje de pozos. Este segundo método tiene la ventaja de que el volumen de material "explorado" por los neutrones antes de la detección, es mucho mayor que en el primer caso.

7.3.2.2 Medición de concentración por dispersión inelástica y captura. En el método anterior, la medición de neutrones lentos puede correlacionarse con la concentración de hidrógeno pero no permite por sí solo discriminar si el hidrógeno proviene de agua, agua salina, petróleo u otros compuestos hidrogenados de la formación investigada.

En años recientes se han desarrollado técnicas de perfilaje basadas en el uso de aceleradores de partículas que permiten al ser operados en forma pulsante, detectar aisladamente los rayos gamma originados ya sea en procesos de dispersión inelástica o de captura de neutrones térmicos.

Ambos tipos de rayos son característicos de los elementos que los emiten y, para un mismo núcleo, difieren por su energía según procedan de uno u otro proceso.

Las fuentes radioisotópicas, al emitir un flujo continuo de neutrones rápidos, no permiten diferenciar los rayos gamma originados por dispersión inelástica, de los rayos gamma de captura. La detección gamma en tal caso daría un espectro resultante de la superposición de ambas emisiones, que es de complicada e incierta interpretación.

Al operar un generador de neutrones rápidos en forma pulsante y sincronizada con un detector de tal forma que este último reciba dos secuencias de radiación gamma, la una durante el pulso de neutrones rápidos (unos 10 microsegundos) y la otra durante el intervalo subsiguiente, se obtendrán los espectros gamma correspondientes a la dispersión inelástica de neutrones rápidos y a la captura de los neutrones térmicos respectivamente.

La Fig. 7.17 muestra esquemáticamente este proceso y la Fig. 7.18 (a, b y c) es una representación ideal de los espectros gamma que pueden obtenerse en cada caso bombardeando con neutrones rápidos arena cuyos poros están impregnados con una mezcla de petróleo y agua salada.

La altura relativa de las líneas del espectro dependerá de la concentración del elemento correspondiente.

En la práctica estos rayos gamma monoenergéticos pueden sufrir una o más dispersiones en la formación antes de ser detectados por la sonda. Por lo tanto, los espectros reales que llegan al detector resultan mas esparcidos que los representados en la Fig. 7.18.

Las Figs. 7.18 a) y b) demuestran que la operación pulsante de la fuente permite separar bien los efectos del carbono y el oxígeno de a-

quelloos debidos al hidrógeno, sílice y cloro, facilitando la interpretación segura del perfilaje.

7.3.2.3 Medición de concentración por distribución de los neutrones en el tiempo. Otro método de prospección nuclear posibilitado por el alvenimiento de las fuentes pulsantes, se basa en el estudio de la densidad relativa de neutrones en función del tiempo, a partir del instante en que fué liberado el pulso de neutrones rápidos.

El equipo consiste en un generador pulsante de neutrones y un detector e instrumental electrónico auxiliar capaz de medir la intensidad de neutrones en una serie de intervalos de tiempo subsiguientes al pulso. Lógicamente a medida que el intervalo considerado se aleja del instante inicial, la intensidad de neutrones disminuye hasta llegar a cero para un desfase de tiempo suficientemente largo (en el orden de los milisegundos).

La curva de vida de los neutrones se correlaciona luego con ciertas propiedades de la roca. En el rango de los neutrones térmicos la propiedad dominante es la absorción de neutrones por captura la cual resulta interesante para distinguir agua salina (un fuerte absorbente) del petróleo (un absorbente relativamente débil).

Para neutrones rápidos la propiedad determinante es el poder de termalización que depende principalmente del contenido de hidrógeno.

Estas técnicas ya de uso rutinario en USA constituyen el último adelanto en geofísica nuclear y su importancia va en aumento.-

BIBLIOGRAFIA DEL CAPITULO 7.0

Agfa-Gevaert, "Industrial Radiography", (1966), Gevaert-Agfa N.V, Mortsel Belgium.

CNEA, "Apuntes del curso de aplicación de radioisótopos en ingeniería e industria", Servicio de Aplicación Industrial, CNEA, Buenos Aires.

Castagnet, A.,C., y otros, "Medición de densidad por retrodispersión gamma: bases para el diseño de equipos aplicables a suelos y otros materiales", Informe N° 137, CNEA, Buenos Aires (1965).

Kohl, J., Zentner, R., Lukens, H., "Radioisotope applications engineering" D. Van Nostrand Co. Inc., New York.

Nuclear Chicago Corporation, "A collection of comprehensive scientific papers on the application and measurement of radioactivity", (1964)

Nuclear Chicago Corp, 888 East Howard Avenue, Des Plaines, Illinois, USA.

OIEA, "Industrial Radioisotope Economics", Technical Reports Series N° 40 OIEA, Vienna, (1965).

OIEA, "Radioisotope instruments in industry and geophysics", Proceedings of a Symposium, Warsaw, 18-22 October 1965, OIEA, Vienna, (1966)

Tittman, J., Neilligan, W., B., "Laboratory studies of a pulsed neutron source technique in well logging", Schlumberger Well Surveying Corp, Ridgefield, Connecticut.

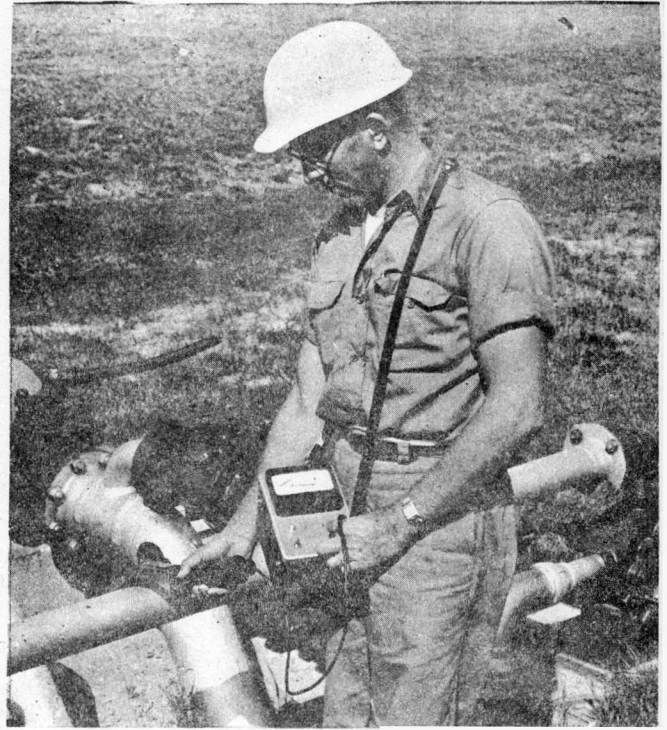
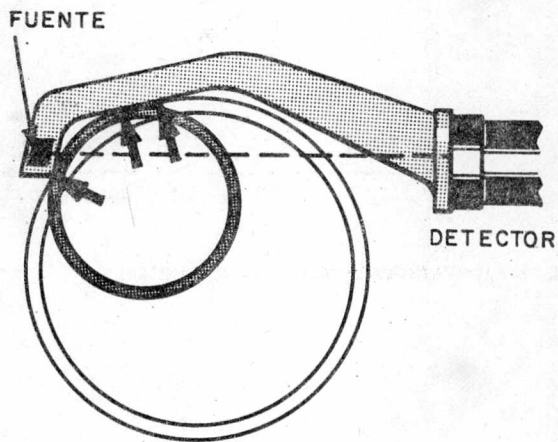


Fig. 7.1 MEDIDOR DE ESPESOR DE PAREDES DE CAÑOS. La sonda toca dos puntos diferentes del caño, independientemente de su diámetro.

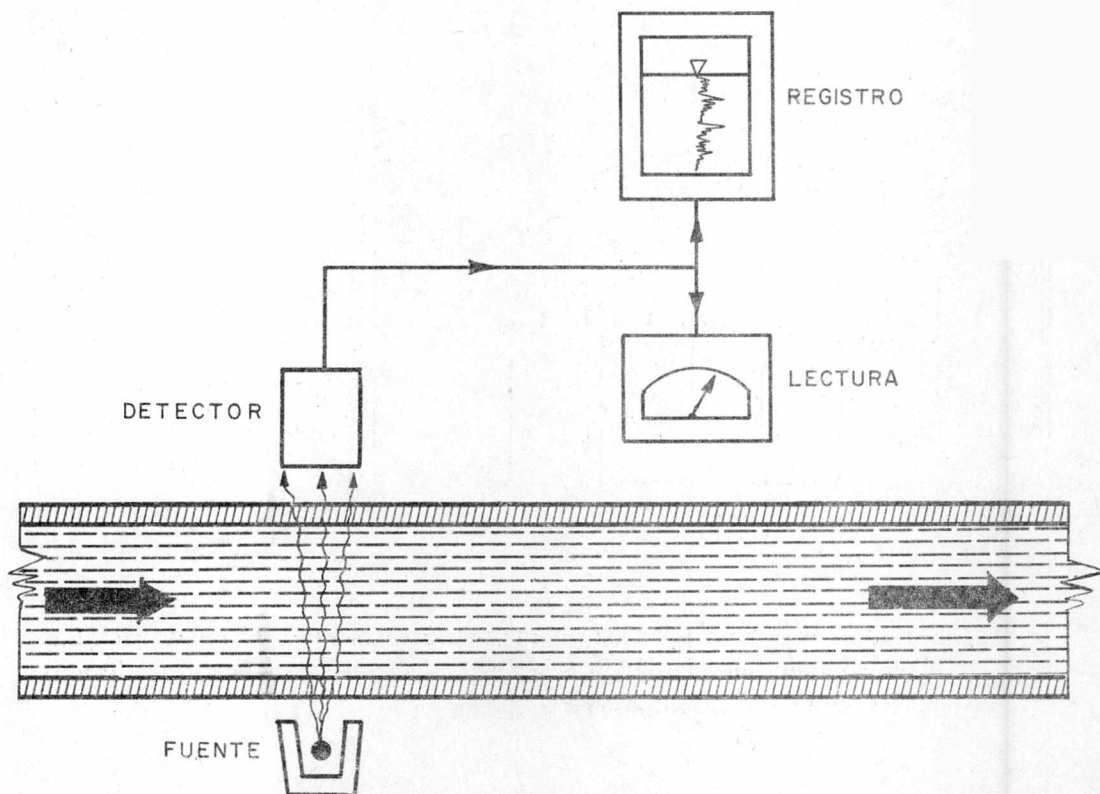
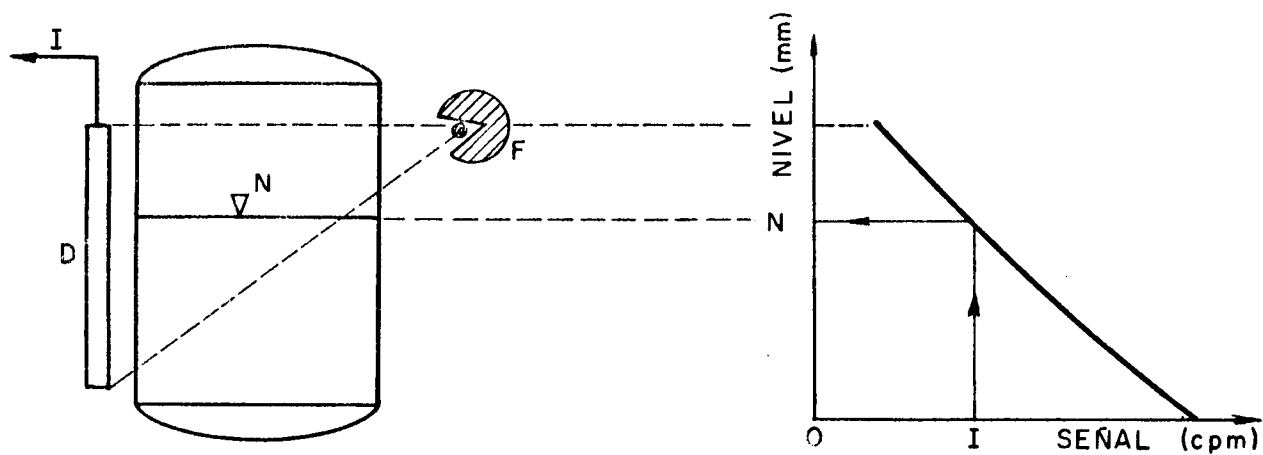
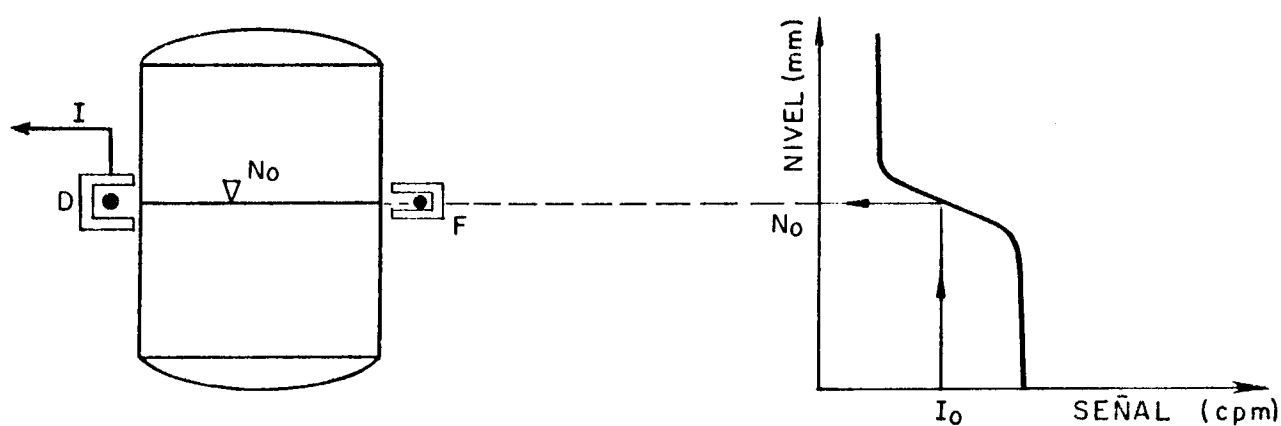


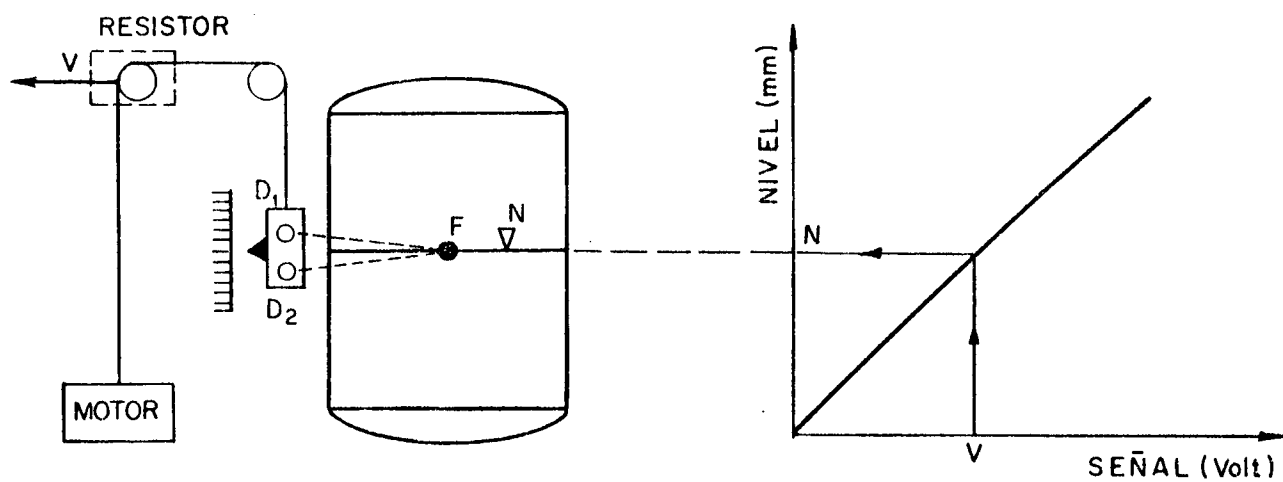
Fig. 7.2 MEDICION DE DENSIDAD DE FLUIDOS.



a) Indicación continua: Se mide y/o registra continuamente el nivel en un amplio rango de variaciones.



b) Control a nivel fijo: La señal I_0 actúa una alarma y/o control automático de llenado o vaciado del tanque cuando se llega al nivel N_0 .



c) Seguidor de nivel: La sonda sigue automáticamente a la fuente flotante F proveyendo indicación visual del nivel al pie del tanque o a distancia mediante un resistor variable.

Fig. 7.3 DIFERENTES METODOS DE MEDICION DE NIVEL.

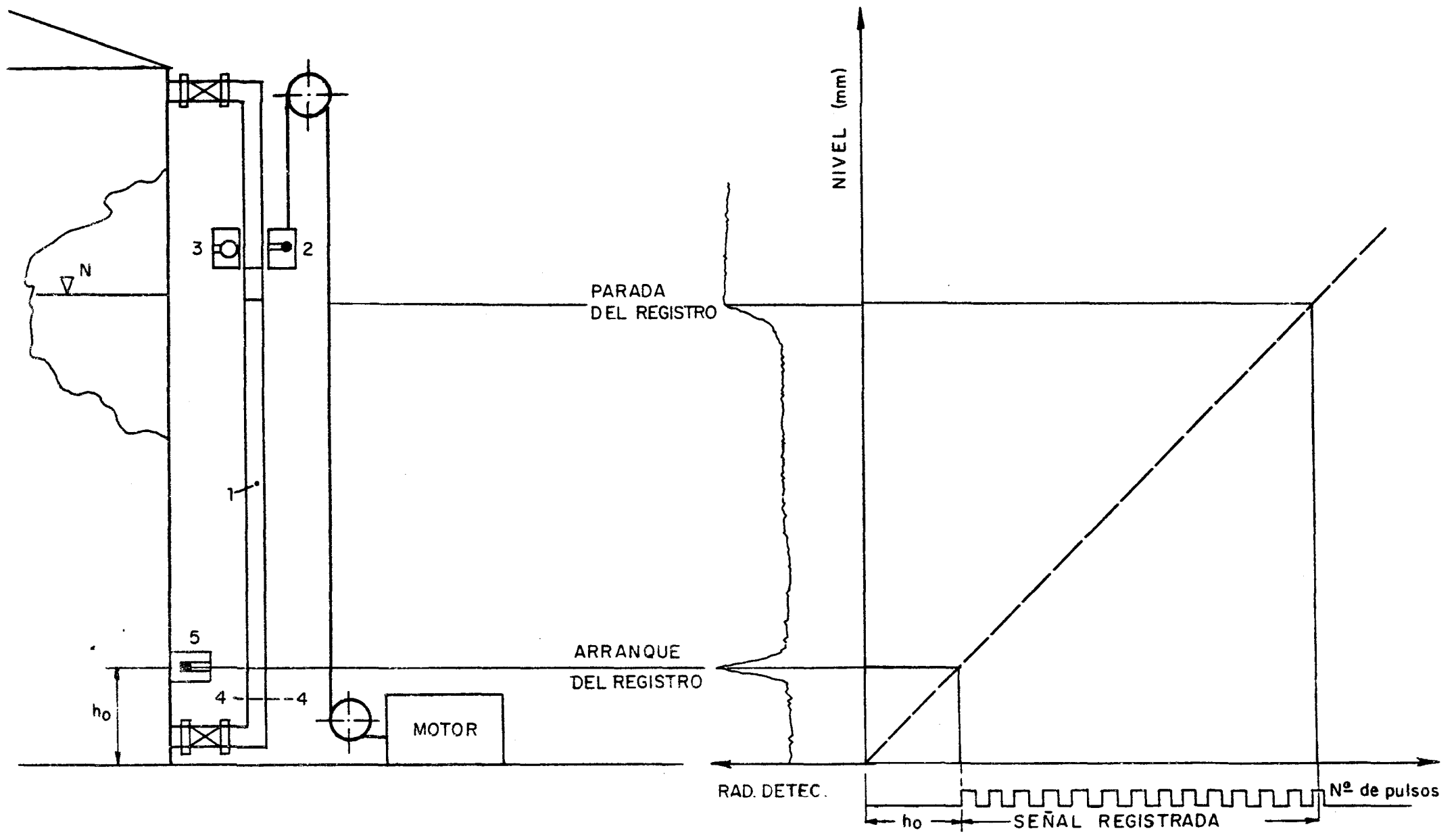
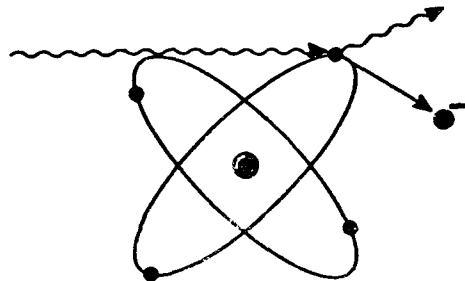


Fig. 7.3 d) TELEMEDIDOR DE NIVEL DESARROLLADO EN LA CNEA.

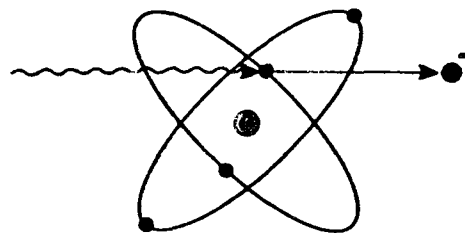
(1) Tubo de Comunicación lateral; (2) fuente; (3) detector; (4-4) posición de reposo; (5) fuente auxiliar.

Fig.7.4 INTERACCION DE RAYOS GAMMA



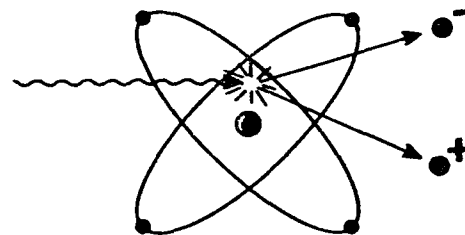
EFEECTO COMPTON

- RAYO γ DE MENOR ENERGIA
PROSIGUE EN OTRA DIRECCION
- ELECTRON ES EYECTADO CON
LA DIFERENCIA DE ENERGIAS



ABSORCION FOTOELECTRICA

- RAYO γ COMPLETAMENTE ABSORBIDO
- ELECTRON EYECTADO CON LA ENERGIA
DEL RAYO γ MENOS LA ENERGIA DE UNION



PRODUCCION DE PARES

- RAYO γ ANIQUILADO
- CREACION DE ELECTRON Y POSITRON
COMPARTIENDO ENERGIA γ MENOS 1,02 MeV

USAEC-ID-216A

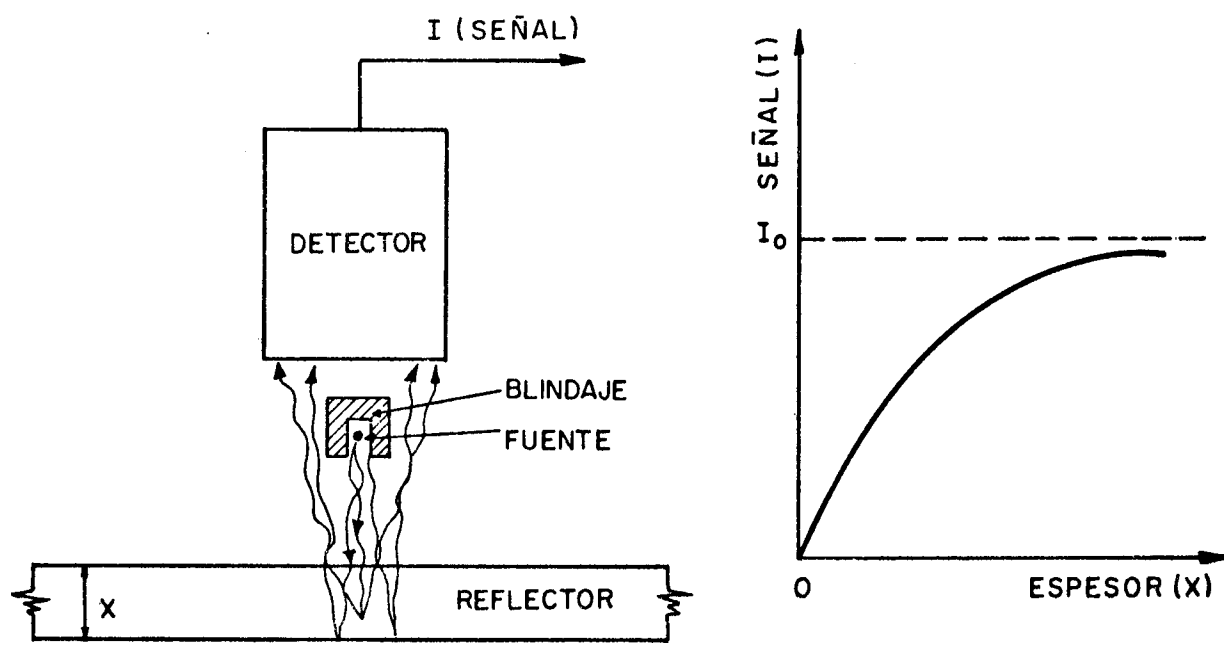


Fig. 7.5 MEDICION DE ESPESOR POR RETRODISPERSION GAMMA.
 La señal aumenta con el espesor hasta un valor de saturación.

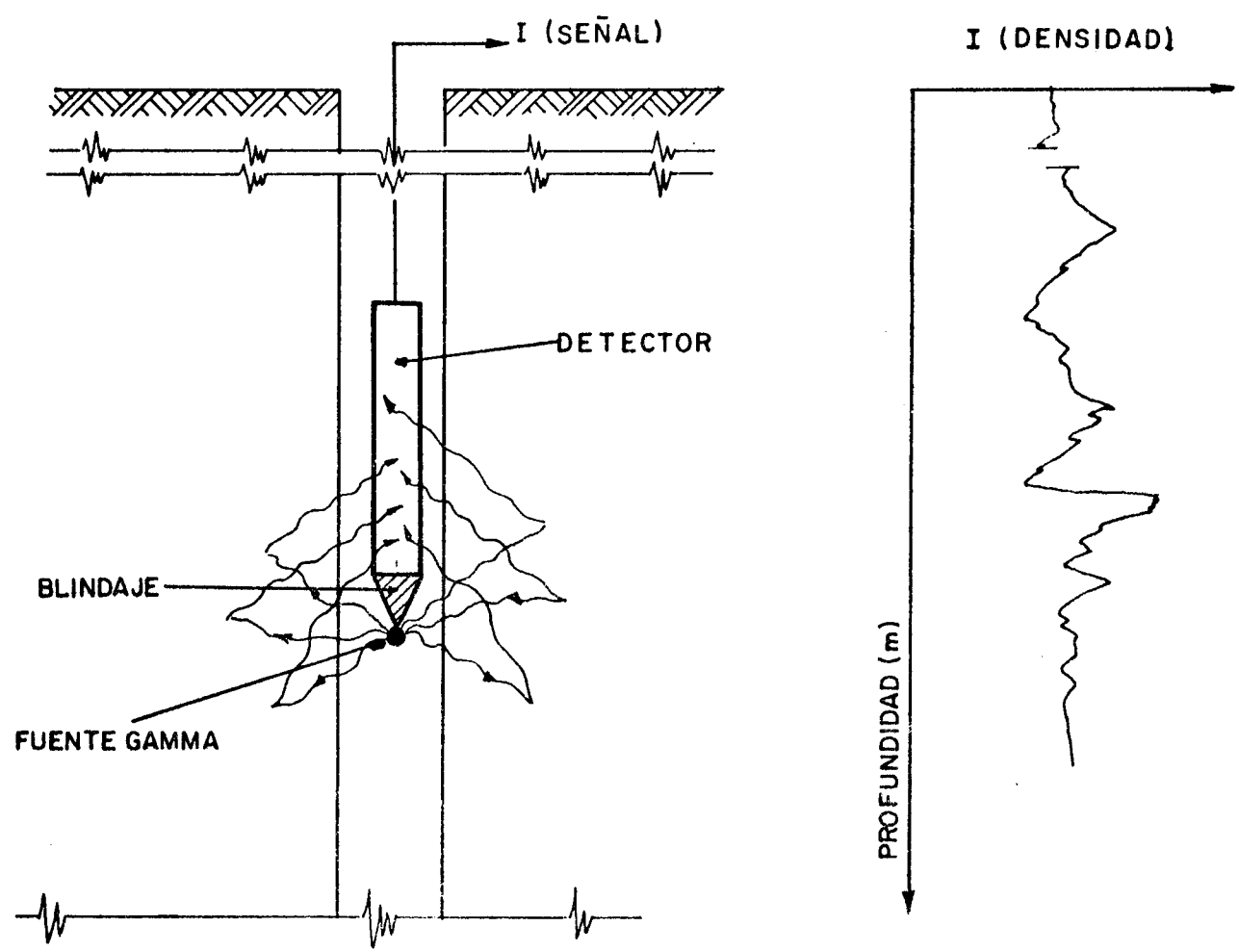


Fig. 7.6 MEDICION DE DENSIDAD DE SUELOS EN PROFUNDIDAD POR RETRODISPERSION GAMMA. La señal puede aumentar o disminuir con la densidad, según la separación entre fuente y detector.

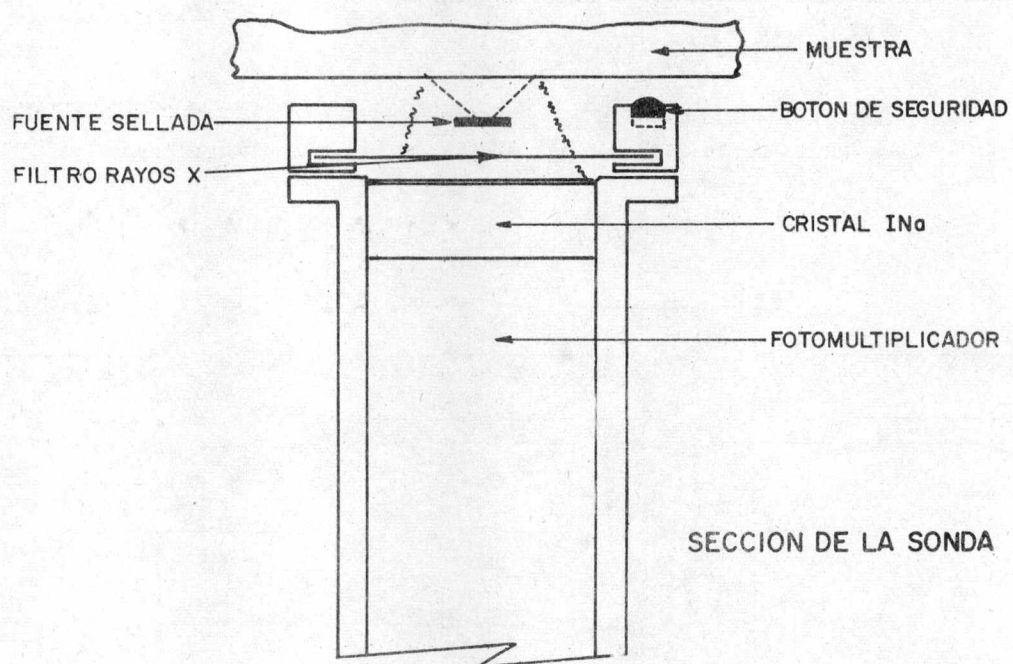
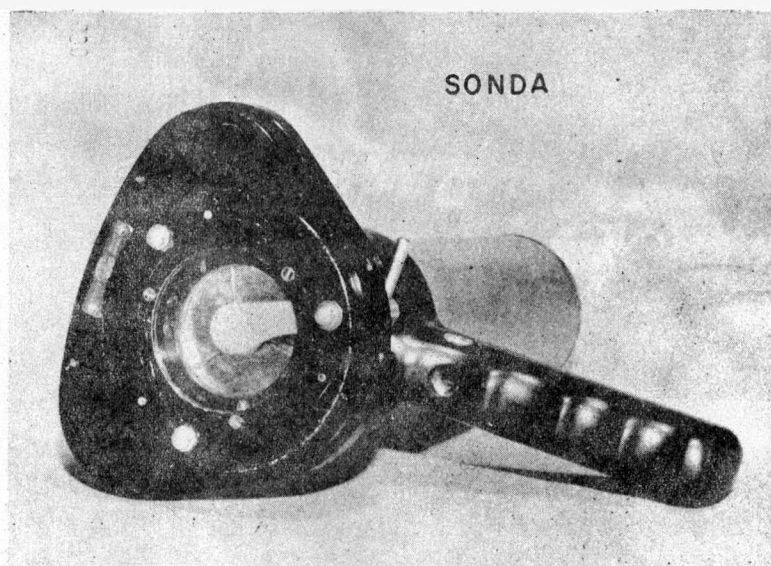


Fig. 7.7 ANALIZADOR DE COMPOSICION QUIMICA POR FLUORESCENCIA DE RAYOS X.

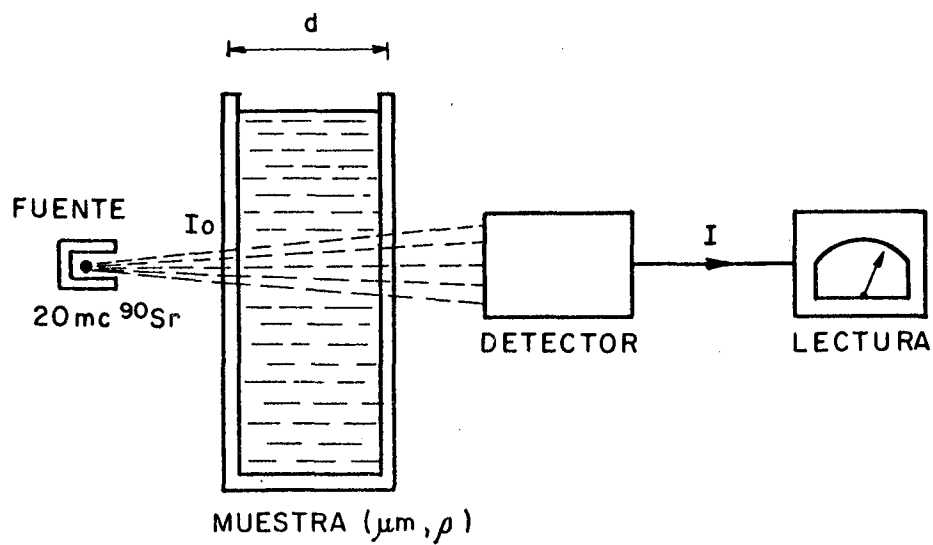


Fig. 7.8 MEDICION DE LA RELACION C/H.

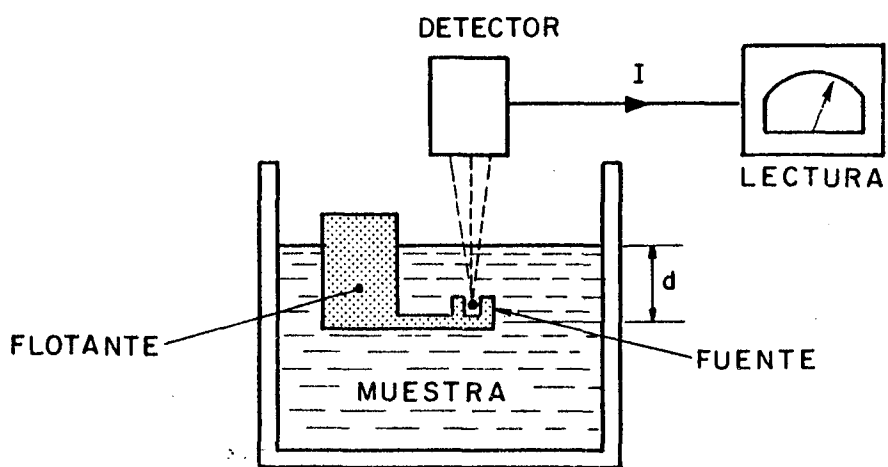
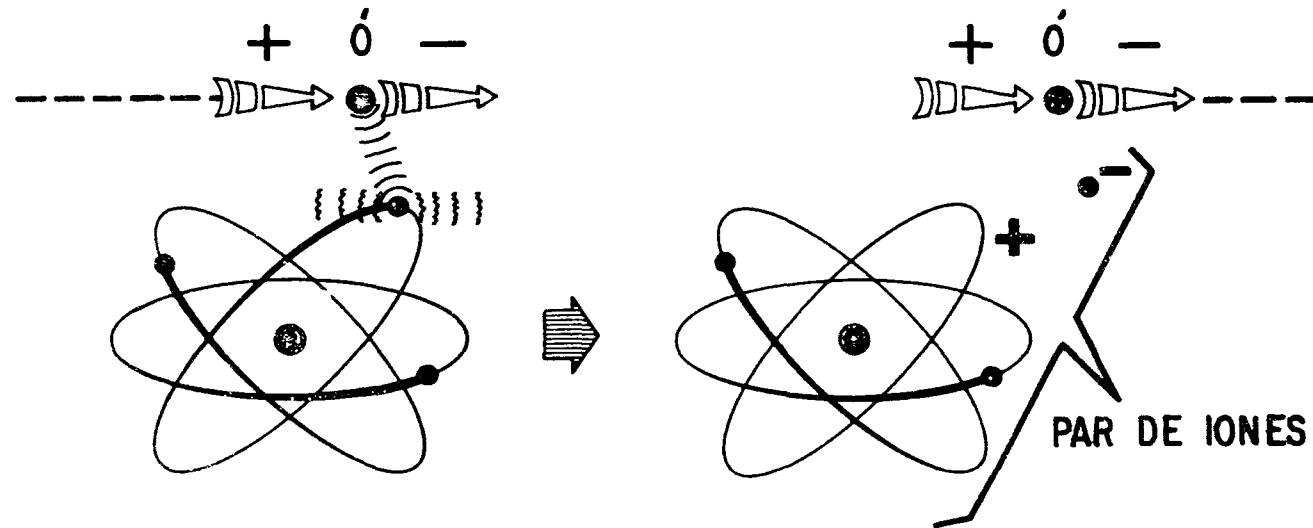


Fig. 7.9 MEDICION DE LA RELACION C/H INDEPENDIENTEMENTE DE LA DENSIDAD DEL LIQUIDO.

FIG. 7.10 IONIZACION POR PARTICULAS CARGADAS

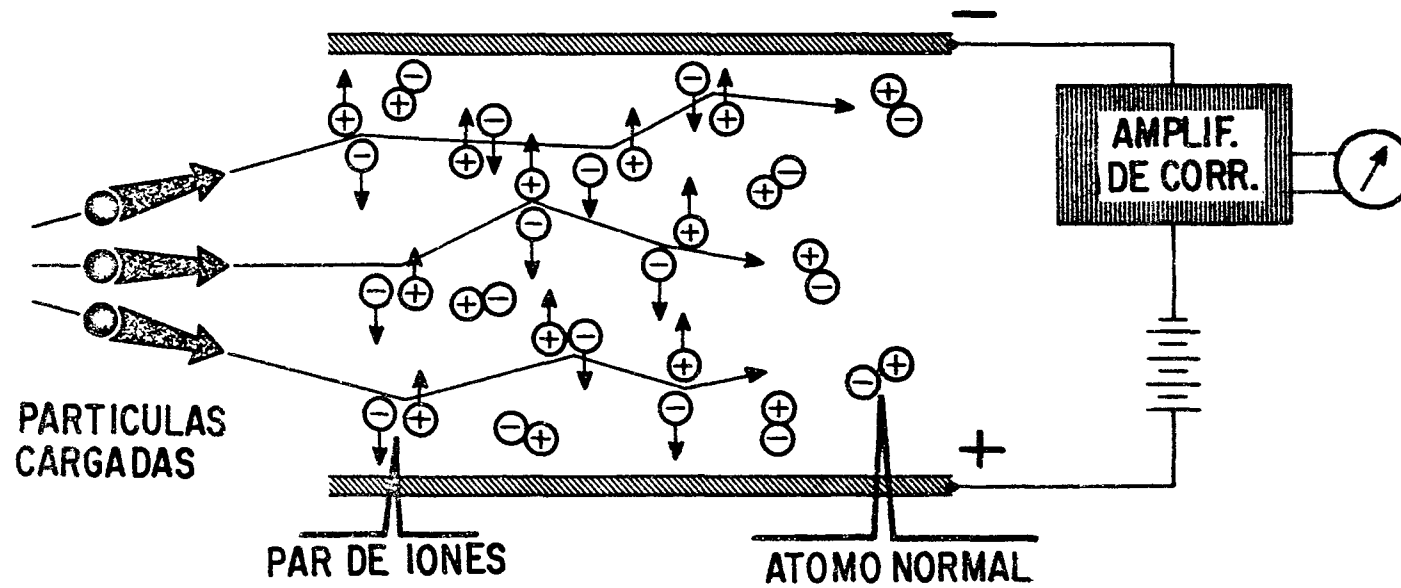


LA ENERGIA DADA AL ELECTRON BASTA PARA EYECTARLO

LOS IONES LUEGO:- REACCIONAN QUIMICAMENTE CON EL MEDIO

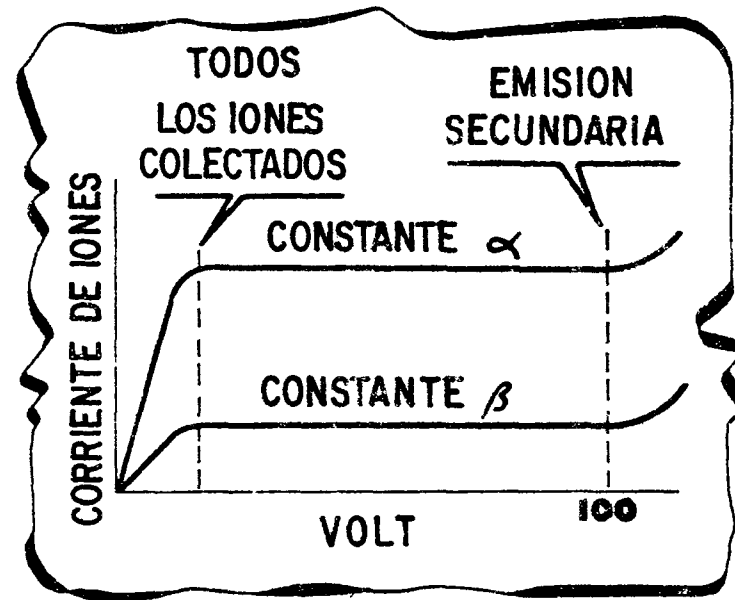
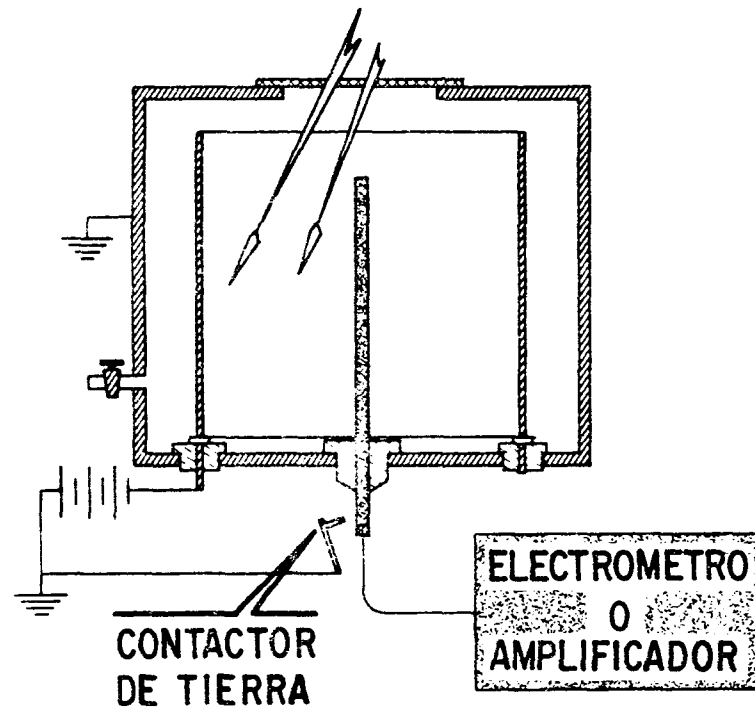
- SE MUEVEN EN CAMPOS ELECTRICOS**
- SE RECOMBINAN Y EMITEN RADIACIONES**
- ACTUAN COMO NUCLEOS DE CONDENSACION**

FIG. 7.11 CORRIENTE DE IONIZACION



- LAS PARTICULAS QUE INGRESAN IONIZAN ATOMOS
- LOS ELECTRODOS ATRAEN LOS IONES
- LOS IONES QUE LLEGAN GENERAN CORRIENTE
- LA CORRIENTE ES PROPORCIONAL A LA INTENSIDAD DE RADIACION

FIG. 7.12 CAMARA DE IONIZACION



- SENSIBLE A TODAS LAS RADIACIONES
- PUEDE MEDIR BAJA ACTIVIDAD

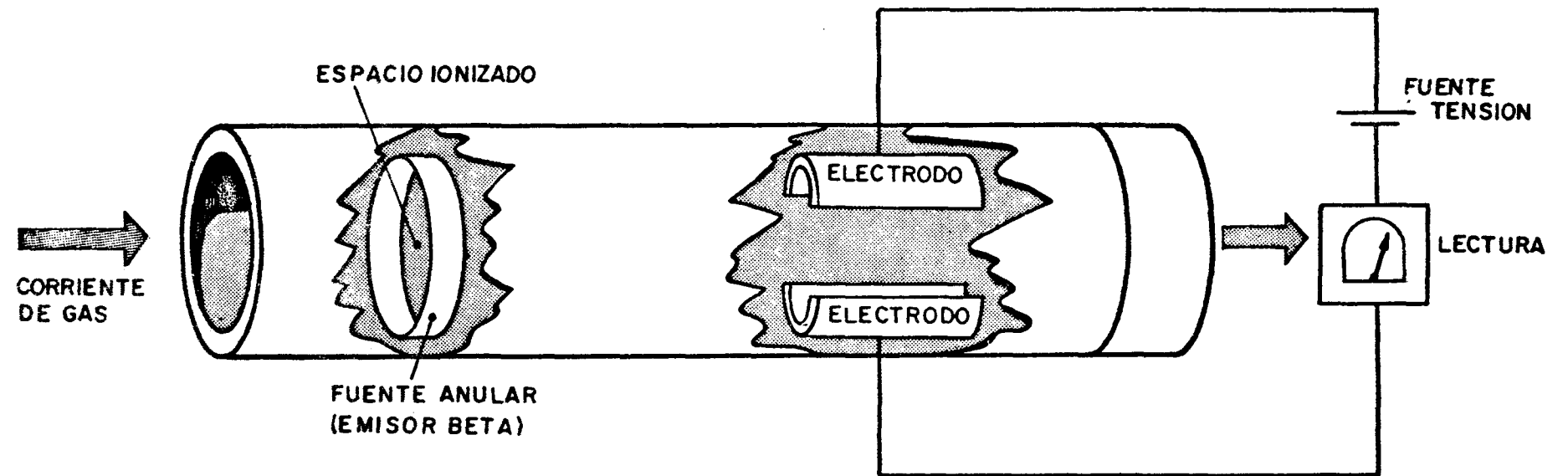
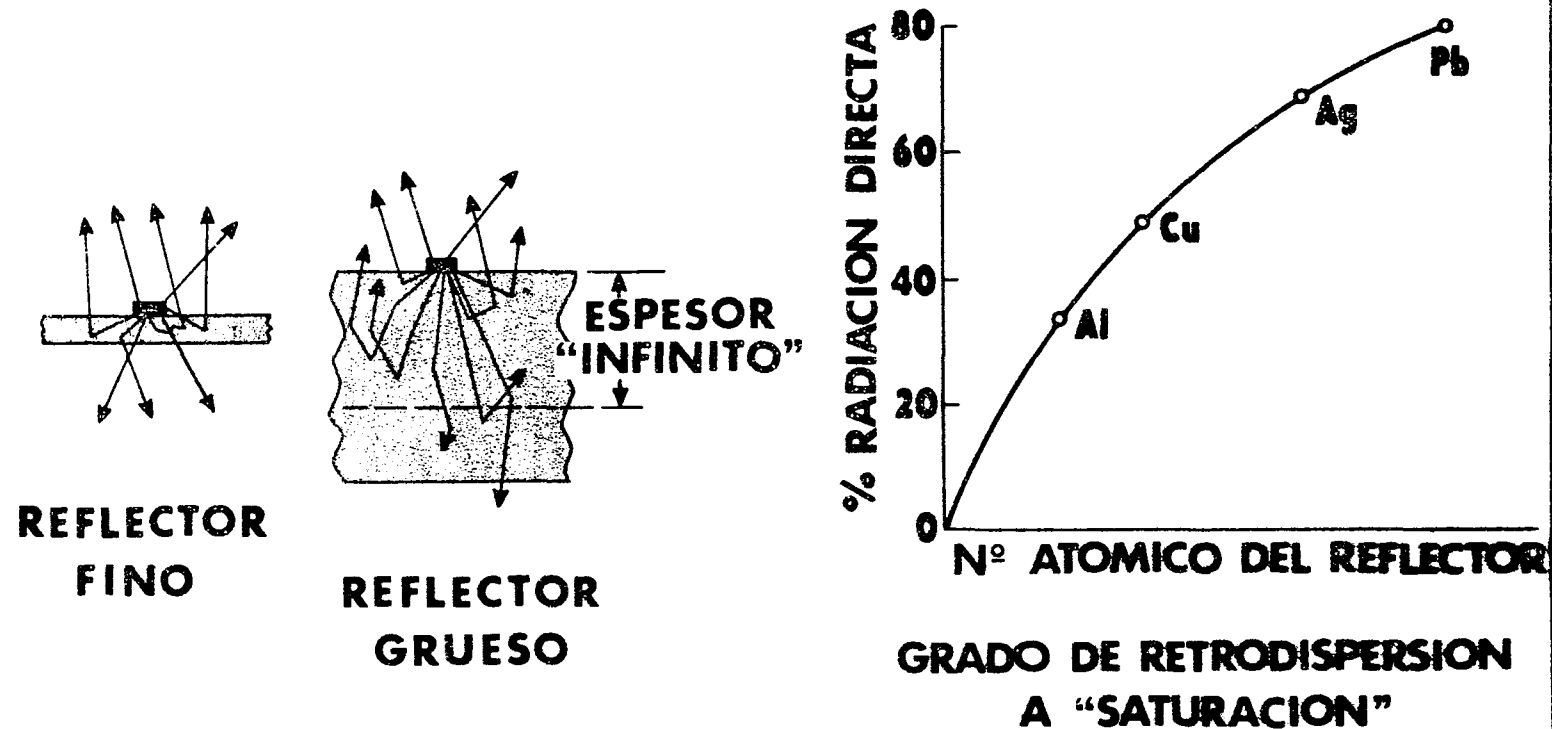


Fig. 7.13 MEDIDOR DE FLUJO GASEOSO POR IONIZACION.

Fig. 7.14 RETRODISPERSION BETA



- . LA RETRODISPERSION AUMENTA CON EL ESPESOR Y Nº ATOMICO DEL REFLECTOR
- . OCURRE "SATURACION" PARA ESPESOR "INFINITO" (APROX. 1/2 DEL RANGO MAXIMO)

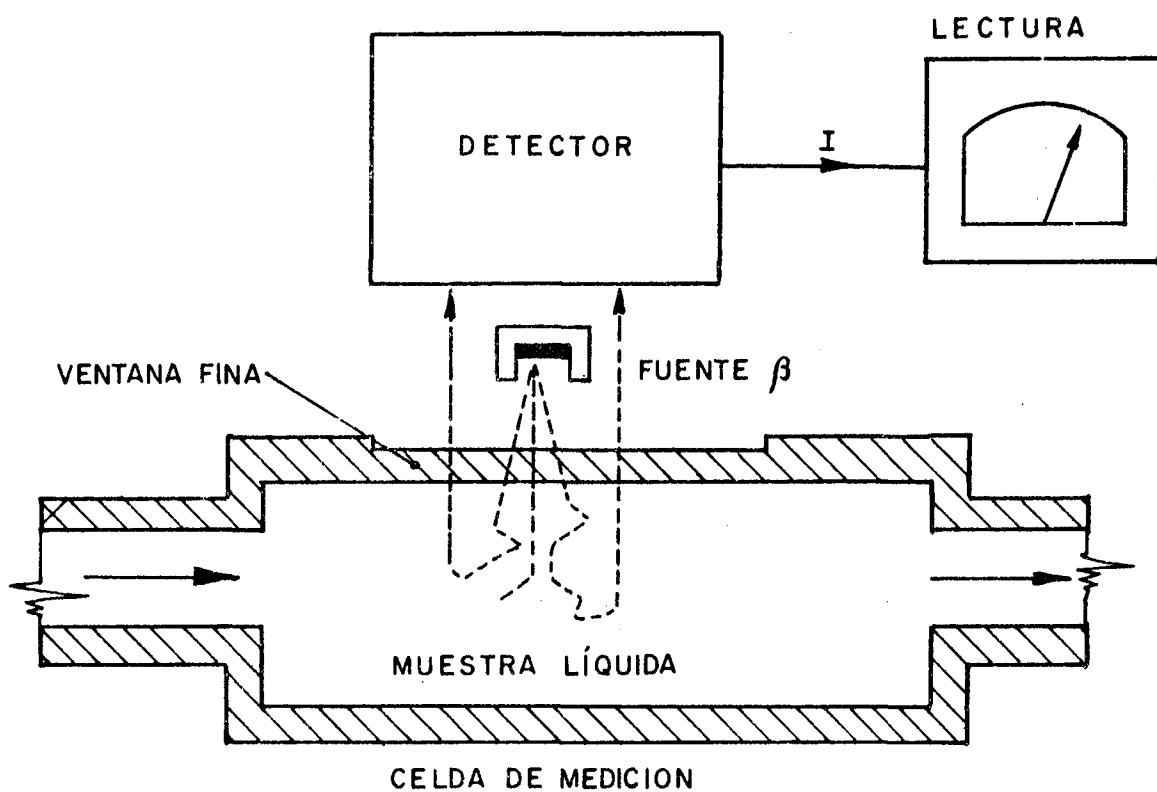


Fig. 7.15 MEDICION DE CONCENTRACION POR RETRODISPERSION BETA.

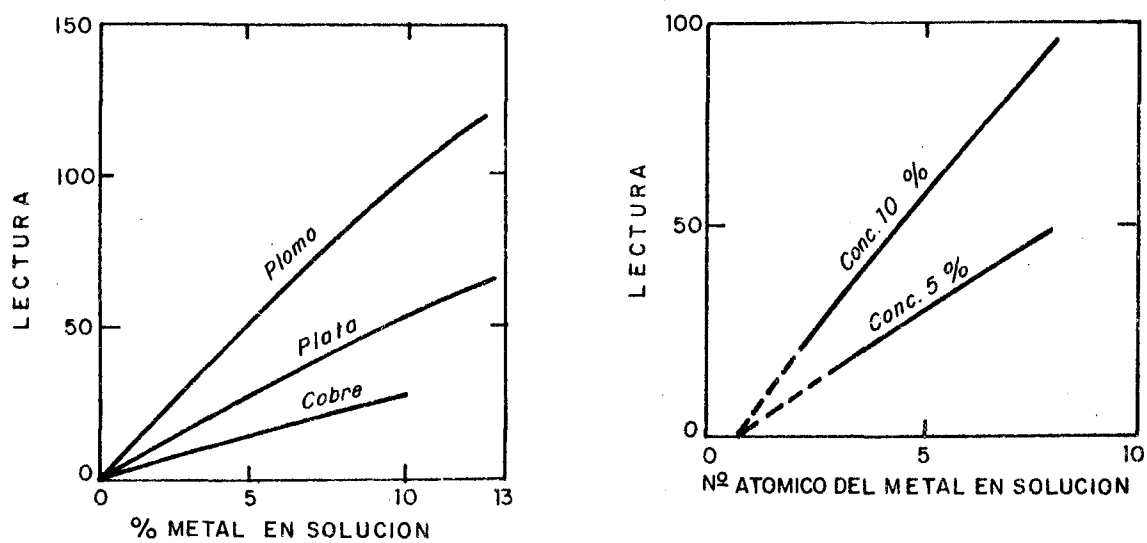


Fig. 7.16 RETRODISPERSION BETA EN FUNCION DE LA CONCENTRACION Y EL NUMERO ATOMICO DEL METAL EN LA SOLUCION.

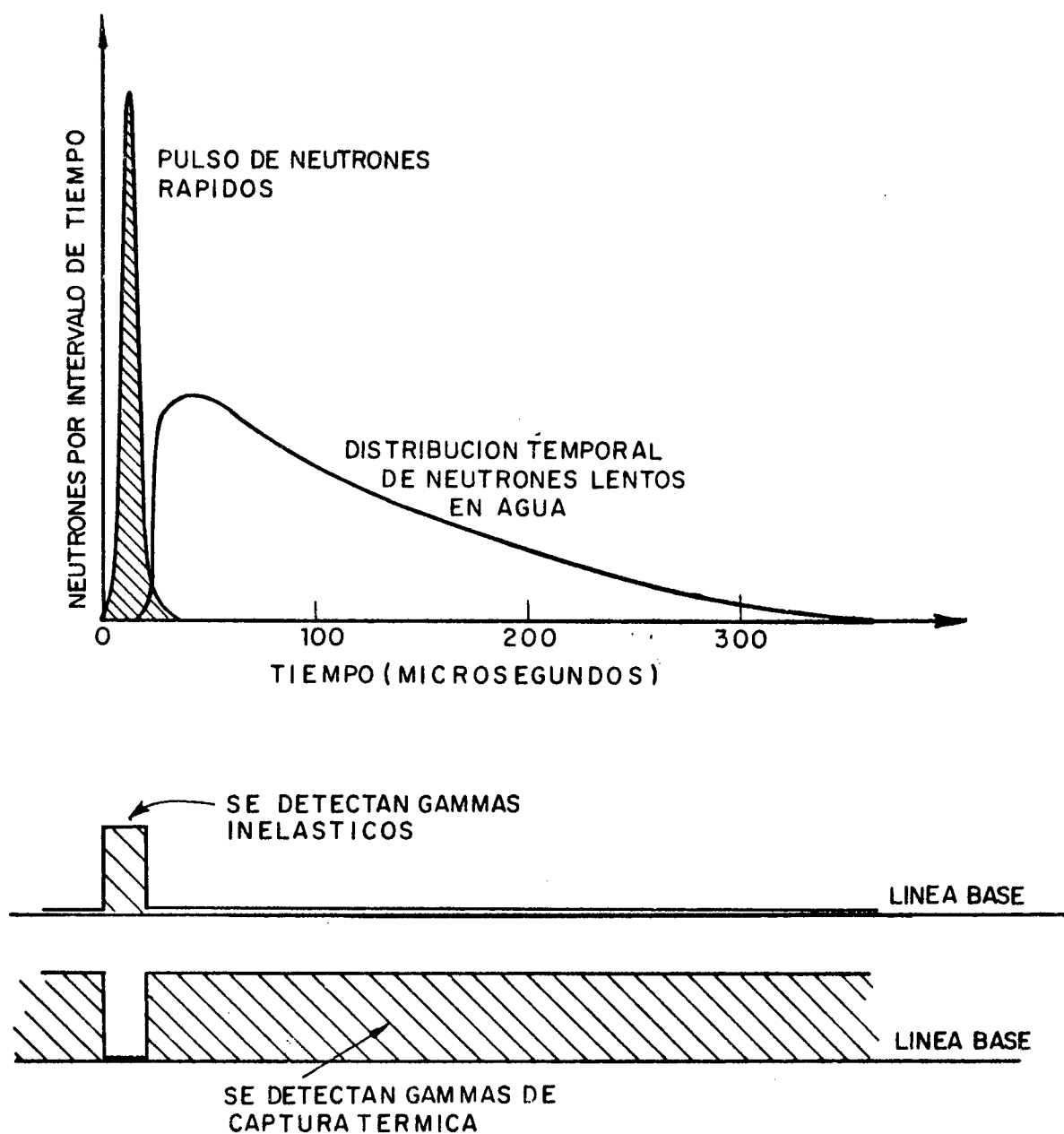


Fig. 7.17 OPERACION DE UNA FUENTE PULSANTE DE NEUTRONES Y SECUENCIAS DE DETECCION GAMMA.

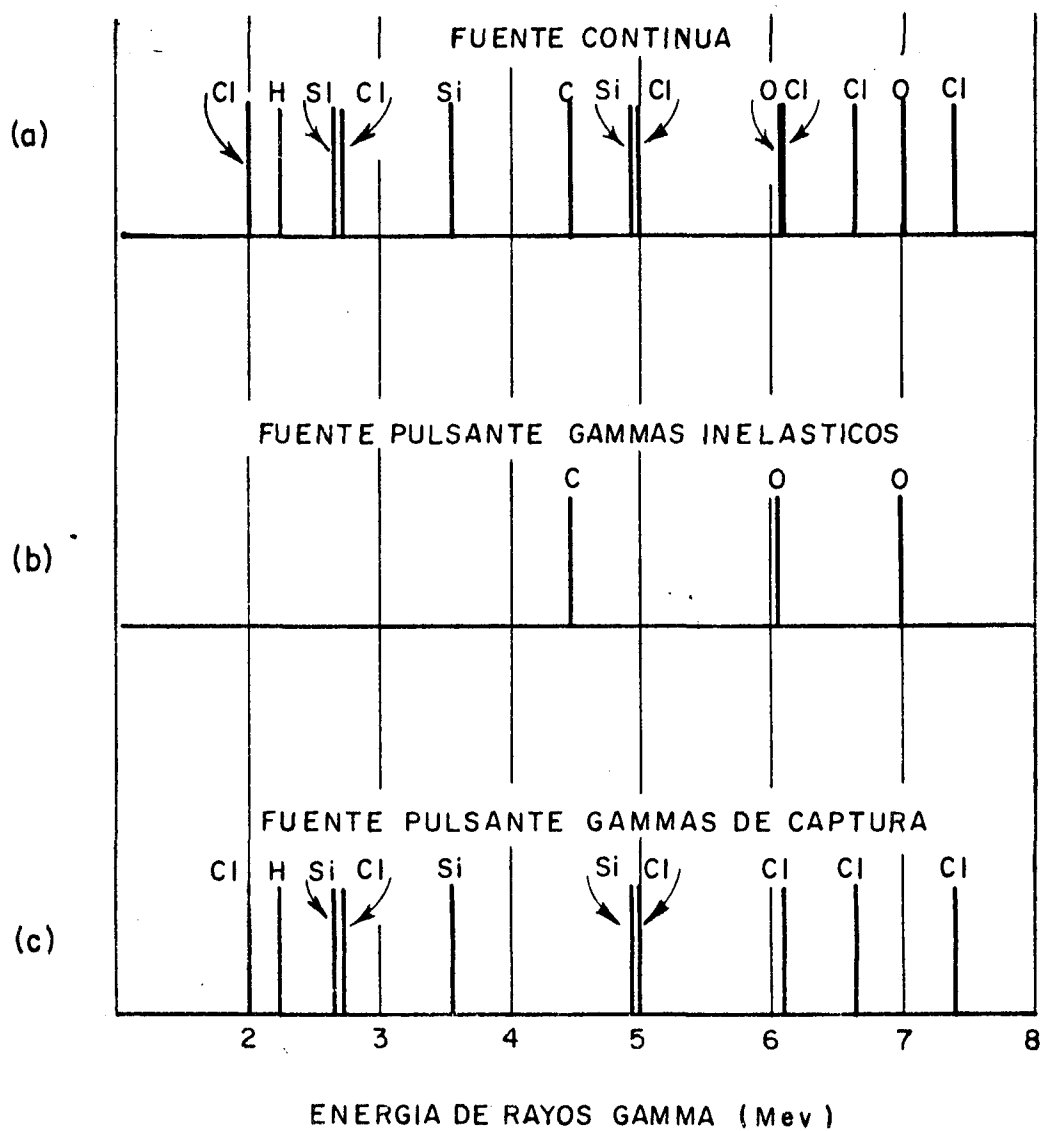


Fig. 7.18 RAYOS GAMMA PRODUCIDOS EN ARENA CON AGUA SALADA Y PETROLEO, POR BOMBARDEO DE NEUTRONES RAPIDOS.

