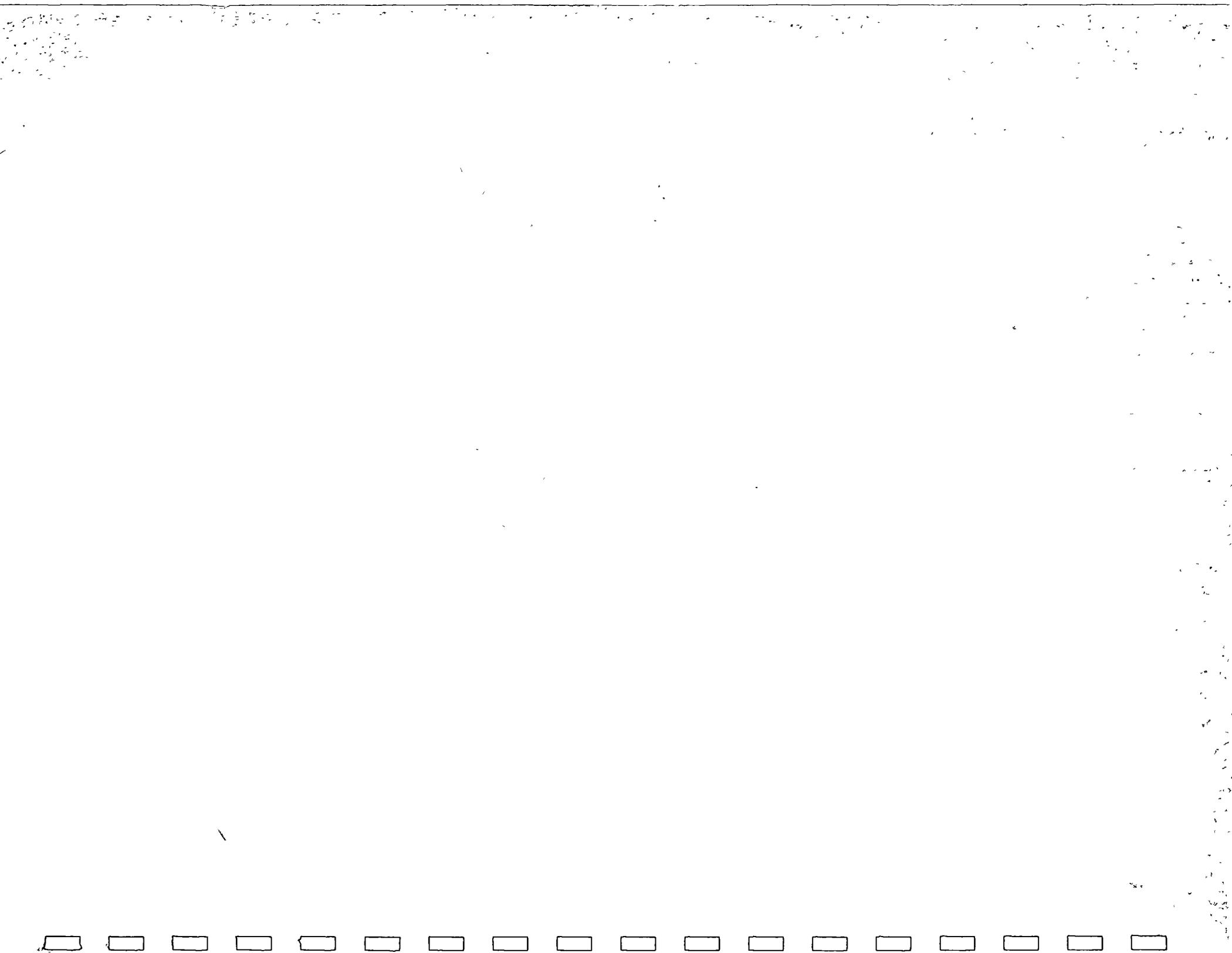


Alonso...



CENTRO DE ESTUDIOS NUCLEARES



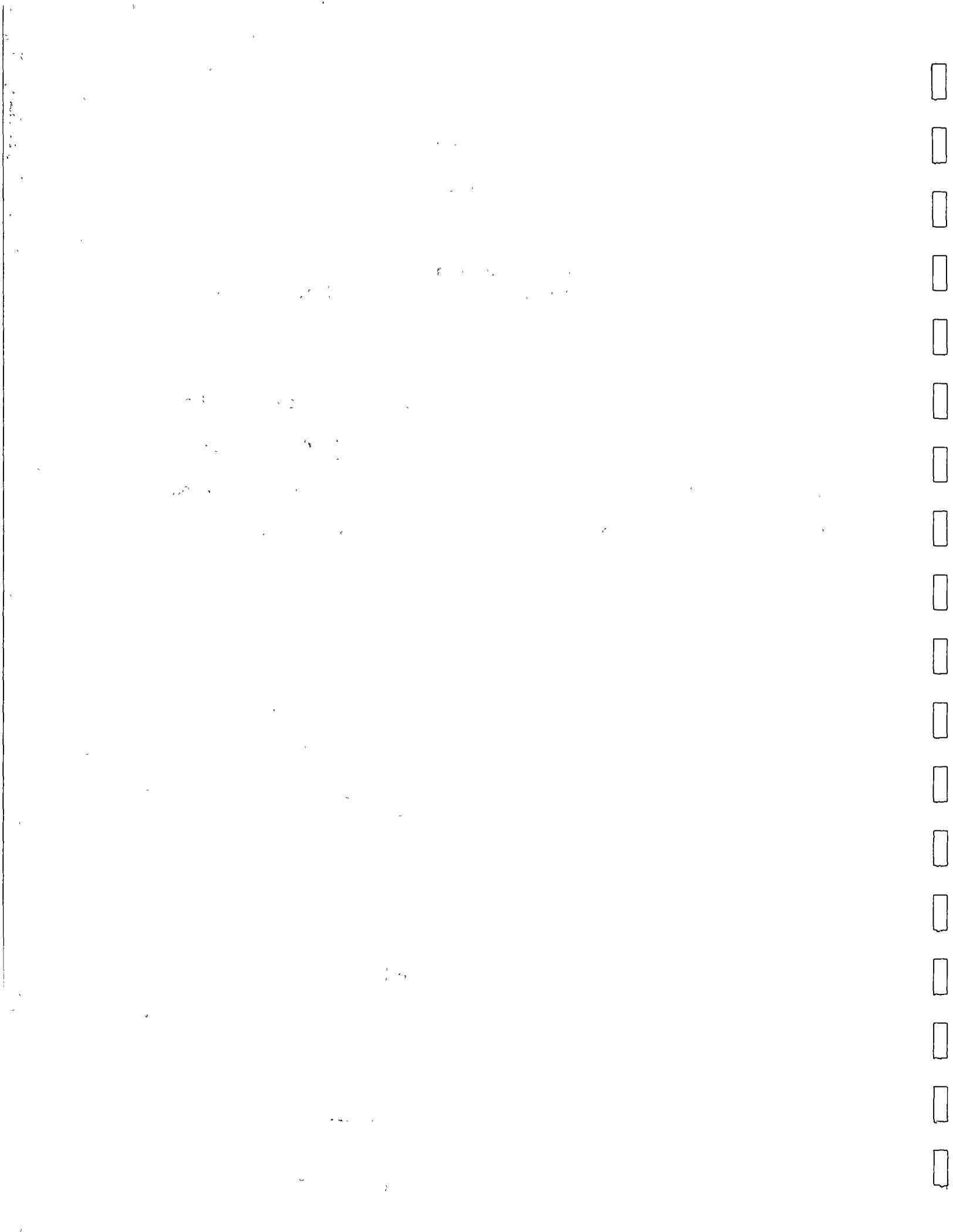
Conferencia sobre el uso de Análisis por Activación en Ingeniería.

Centro de Educación Continua
Facultad de Ingeniería, UNAM.

Mayo 12, 1975

El análisis por activación es un tipo de análisis que nos permite determinar mínimas cantidades de elemento presentes en una muestra dada llamada matriz. Su principio es muy simple y consiste en la comparación de la actividad inducida en un patrón con una cantidad conocida del elemento a determinar, con aquella inducida por el mismo elemento en la matriz. Esto es posible porque el nivel de radiactividad producido por irradiación neutrónica principalmente o con partículas cargadas o fotones en aplicaciones especiales, resulta directamente proporcional a la cantidad de blanco presente si permanecen constantes los demás parámetros que intervienen durante la irradiación. Así, considerando el proceso por el cual un elemento inerte A es irradiado y por medio de una reacción nuclear produce el elemento radiactivo B, que puede ser un isótopo de A ó bien de otro elemento, tenemos :

$$\begin{array}{l}
 \begin{array}{c}
 A \xrightarrow{\text{reacción nuclear}} B \\
 (+) \frac{dN_B}{dt} = P - \lambda_B N_B \\
 \frac{dN_B}{P - \lambda_B N_B} = dt \\
 \frac{-\lambda_B dN_B}{P - \lambda_B N_B} \Rightarrow \lambda_B dt \\
 \ln [P - \lambda_B N_B] = -\lambda_B t + C \\
 t = 0 \quad N_B = 0 \quad C = \ln P
 \end{array}
 &
 \begin{array}{c}
 \ln [P - \lambda_B N_B] = -\lambda_B t + \ln P \\
 \frac{P - \lambda_B N_B}{P} = e^{-\lambda_B t} \\
 \lambda_B N_B = P [1 - e^{-\lambda_B t}] \\
 \lambda_B N_B = \left(\frac{dN_B}{dt}\right) = R_1; \quad P = f \sigma N_A \\
 R_1 = f \sigma N_A [1 - e^{-\lambda_B t}]
 \end{array}
 \end{array}$$

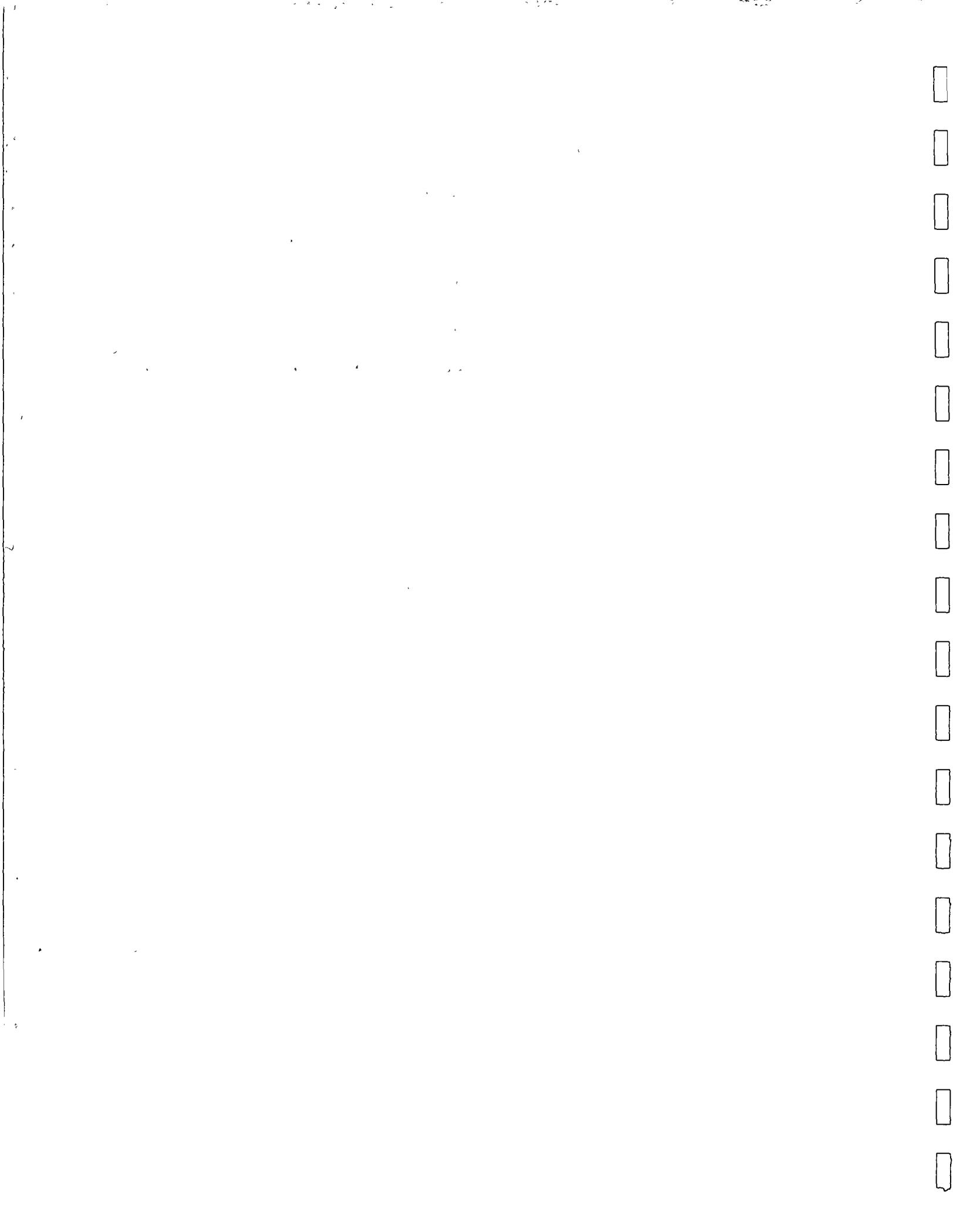


Teóricamente, podríamos averiguar Na, número de núcleos que nos interesa determinar, si conocemos los demás términos de la ecuación, pero en la práctica experimental resulta sumamente complicado detectar de manera absoluta o 100 % eficiente el nivel inducido de radiactividad R_1 y por eso se hace uso del método de comparación con un patrón o standard, y entonces la cantidad de elemento X a determinar es igual al producto de la cantidad conocida de elemento en el patrón por el cociente de los números de cuentas obtenidas al detectar la actividad inducida en el problema y el standard en idénticas condiciones de irradiación y eficiencia en la detección. O sea que :

$$\frac{A_x}{C_x} = \frac{A_c}{C_c}$$

$$A_x = C_x \frac{A_c}{C_c}$$

Ahora bien, en todos los casos, es necesario separar la radiactividad inducida en el elemento que nos interesa de todas las demás producidas en la matriz, lo que se logra ya sea en forma por completo instrumental a través del característico espectro de energía de los rayos gamma lanzados por el radioisótopo obtenido, valiéndose de analizadores de pulsos capaces de clasificarlos según su altura, y siendo ésta proporcional a la energía disipada por los rayos gamma en el detector, o bien destruyendo la muestra y separando el isótopo radiactivo en cuestión por medios químicos, introduciendo acarreadores inertes y precipitando, extrayendo por solvente, por intercambio iónico o por cualquier otro método de cromatografía que nos permita obtener una muestra radioquímicamente pura, esto es, emitiendo radiaciones debidas a una sola especie radiactiva presente.



La razón de la sensibilidad extrema de este tipo de procedimiento analítico podemos encontrarla al examinar la ecuación que nos proporciona la actividad inducida en una cantidad de elemento inerte al ser irradiado. En efecto, un valor típico de

$$f \text{ es } 6 \times 10^{13} \frac{n}{\text{cm}^2 \cdot \text{min.}}$$

$$f = 6 \times 10^{13} \frac{n}{\text{cm}^2 \cdot \text{min.}}$$

$$\sigma \text{ (barns)} \times 10^{-24} \frac{\text{cm}^2}{\text{barn}} = (\text{cm}^2)$$

$$Na = \frac{X \cdot 6.02 \cdot 10^{23}}{W}$$

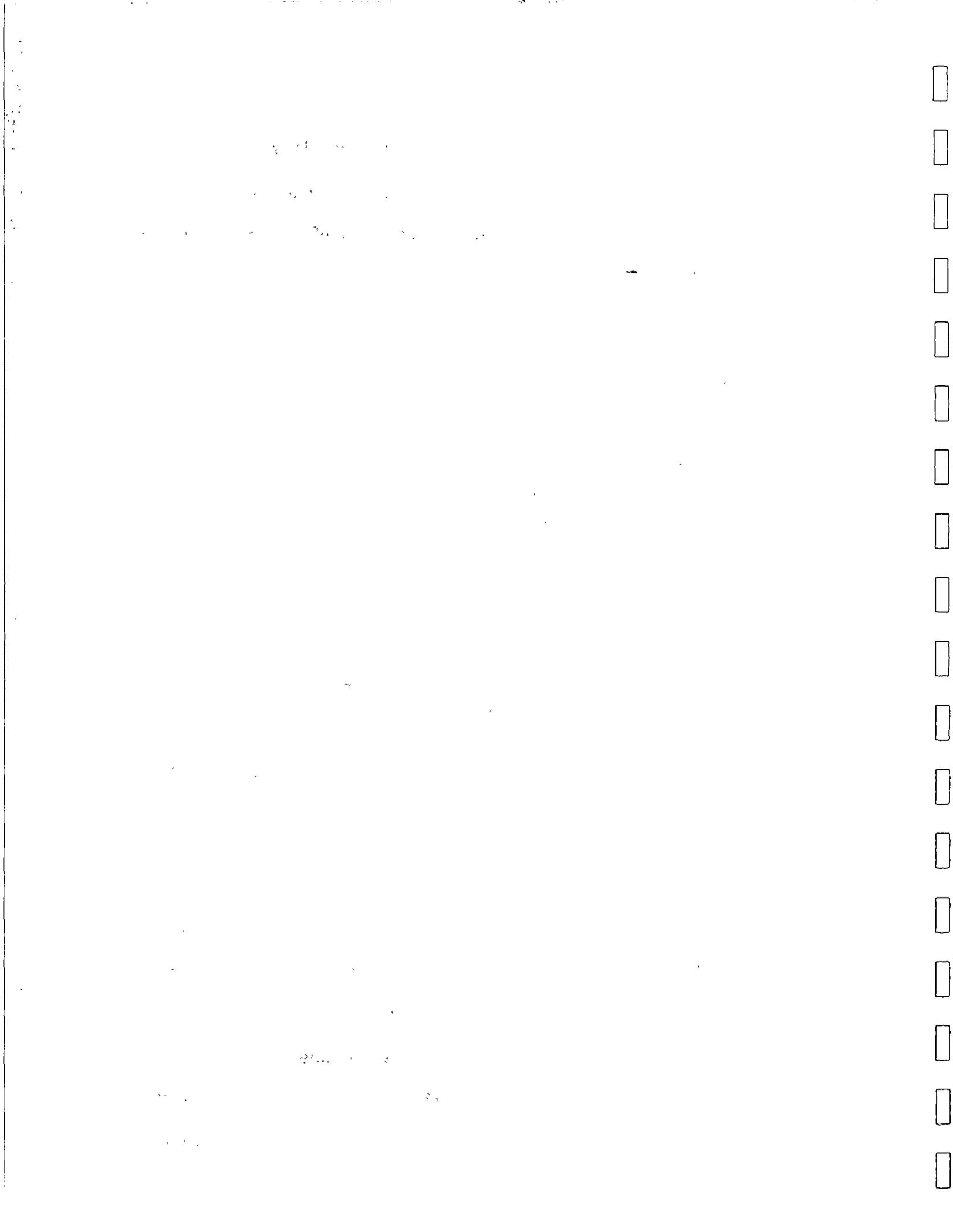
$$(1 - e^{-\lambda t}) \begin{matrix} > 0 \\ < 1 \end{matrix} \quad \lim_{t \rightarrow 0} (1 - e^{-\lambda t}) = 0 \quad \lim_{t \rightarrow \infty} (1 - e^{-\lambda t}) = 1$$

$$\lambda = \frac{0.693}{t_{1/2}}, \text{ Si } t = 6 t_{1/2} \quad \lambda t = 4.158 \quad (1 - e^{-4.158}) = 0.9905 \doteq 1$$

$$X = \frac{R \times W}{6 \times 10^{13} \times \sigma \times 10^{-24} \times 6.02 \times 10^{23}} = \frac{100 W}{36 \times \sigma \times 10^{12}} \text{ g } \doteq 3 \times \frac{W}{\sigma} \times$$

$$10^{-12} \text{ g } \doteq 3 \times \frac{W}{\sigma} \text{ pg}$$

Por tanto, dependiendo del valor del peso atómico, de la sección eficaz, de la abundancia del isótopo que se activa en la mezcla de isótopos que forman los elementos, y del flujo disponible para la irradiación, podremos determinar pesos de elemento dentro de este minúsculo orden de magnitud. Al no ser posible disponer de otro tipo de análisis que reduzca el límite mínimo de medición hasta estos niveles, la sensibilidad del análisis por activación resulta más que una ventaja sobre otros procedimientos,



una cualidad que lo convierte en un género específico que es necesario adoptar cuando se trata de identificar o cuantear trazas de elementos, a pesar de las desventajas que presenta, las cuales son :

a) falta de exactitud, ya que en estos límites los resultados pueden variar por factores de varias unidades y seguir siendo válidos.

b) el hecho de ser necesario un reactor nuclear, un acelerador de partículas o una fuente de neutrones con suficiente flujo.

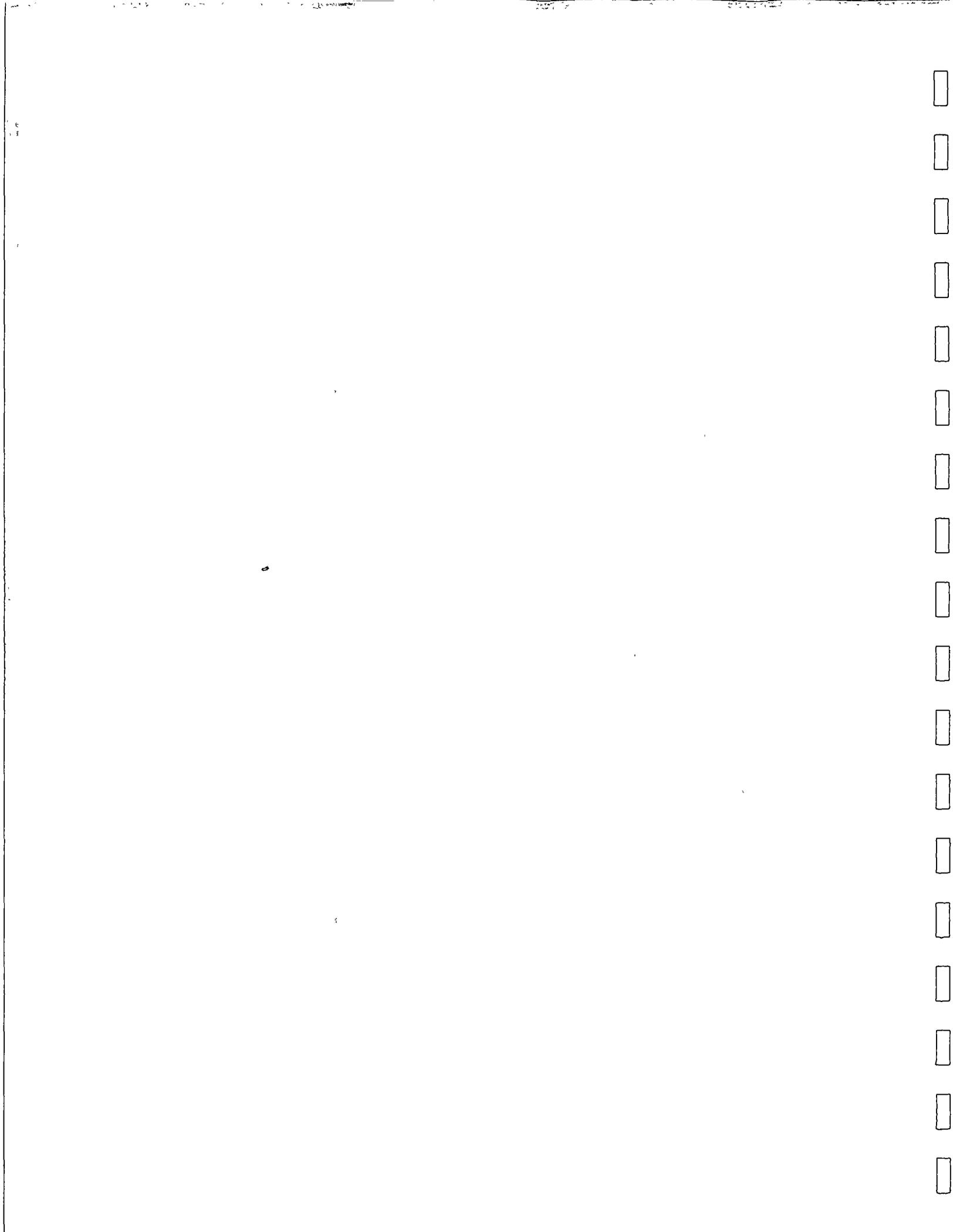
c) no proporciona datos sobre el estado de combinación del elemento,

d) tiene la limitación impuesta por la vida media del radioisótopo producido y la sección eficaz de activación del elemento que actúa como blanco, lo que no hace posible este género de análisis para la totalidad de los elementos, sino resolviendo dificultades técnicas más o menos graves.

Ahora bien, las aplicaciones del análisis por activación a la ingeniería han adquirido gran importancia en los últimos años, por el uso de trazadores activables en vez de radiactivos. Esto es, en lugar de emplear como trazador un compuesto marcado con una sustancia radiactiva, se usa una sustancia susceptible de difundirse en un sistema y ser detectada por medio de análisis por activación, eliminando los riesgos y precauciones imprescindibles que implica el uso de trazadores radiactivos. Por otra parte, este procedimiento resulta una herramienta muy adecuada para realizar estudios de contaminación que permitan establecer las medidas más efectivas para combatirla.

En esta forma, podemos examinar los siguientes ejemplos :

en Tokio fué determinada la contribución de una planta termoeléctrica a la contaminación atmosférica por SO_2 , a través de la inyección de $CoSO_4$ en el lugar



de liberación de los vapores de combustión. Esto se realizó introduciendo rocío de una solución de concentración conocida del trazador dentro del vapor de desecho por medio de aire comprimido. Cobalto fué el trazador elegido debido a que :

- a) tiene una sección eficaz de activación relativamente alta.
- b) el isótopo radiactivo resultante de la irradiación neutrónica es fácilmente detectable.
- c) su concentración en la atmósfera es insignificante.
- d) no resulta tóxico.
- e) se adapta fácilmente a las condiciones de trabajo de campo.

Las partículas de trazador se incorporan a los aerosoles del gas liberado y pueden ser muestreadas en lugares situados hasta más de 10 km haciendo uso de bombas de aire y papel filtro. Un muestreo anterior al estudio demostró una concentración de fondo de cobalto en el aire de 1 a 6 ng/m³. Sobre la base de que el CoSO₄ se comportará en la misma forma que el SO₂ en los gases de desecho de la planta cuando se difundan en la atmósfera, la concentración C de ambos se relaciona con la velocidad de emisión conocida por medio de la ecuación :

$$C_s = C_t \frac{Q_s}{Q_t}$$

donde los subíndices s y t se refieren al SO₂ y CoSO₄ respectivamente. En esta forma, la concentración de SO₂ proveniente de los gases de desecho de la planta pueden ser medidos, si se determina C_t en ese lugar por medio de análisis por activación y Q_s y Q_t son conocidos. La concentración total de SO₂ en el mismo lugar puede ser medida por otros medios, y la diferencia nos dará la contribución de otras fuentes a la contaminación de la atmósfera por este gas (1).

Faint, illegible text, possibly bleed-through from the reverse side of the page. The text is arranged in several paragraphs and is too light to transcribe accurately.



Trazadores activables han sido usados también para medir el movimiento de sólidos en estudios tales como erosión de costas, corrimientos de litoral y azolve de fondos. Un estudio de este tipo fue realizado en la playa de Mondello, en Palermo, Sicilia. La arena de la playa considerada tiene un volúmen aproximado de $9 \times 10^4 \text{ m}^3$, equivalente a 2.5×10^5 toneladas. El trazador elegido en este caso fué plata, de modo que usando 7.5 kg de este elemento, se obtiene una dilución de 30 $\mu\text{g/kg}$. El marcado de la arena se realizó por su lavado primero, luego se agregó una solución de cloruro estanoso a fin de sensibilizar los granos para el siguiente tratamiento galvánico, en el cual 15 a 20 % de la plata en solución se fija en la arena. De este modo, fueron marcados 400 kg de arena y dispersados en el litoral. Posteriormente se tomaron muestras de 1 kg de arena en los lugares en los cuales se suponía podía haber emigrado el material con el trazador activable, y fué evaluada la concentración de Ag que presentaban, según el siguiente procedimiento :

a fin de determinar el rendimiento de la separación de la plata contenida en cada kg muestreado, se tomó una porción de arena pura de 100 g y se les marcó con ^{111}Ag radiactiva (vida media = 7.6 días, rayos gamma 243 y 340 Kev) por medio de su sensibilización con cloruro estanoso y posterior tratamiento galvánico en un baño conteniendo 100 μCi de ^{111}Ag y 50 mg de AgNO_3 usados como acarreador. Esta muestra radiactiva se mezcló con 1 kg de arena marcada con Ag inerte. Se tomaron 100 mg de esta mezcla (C_1^x)₁ y su nivel de radiactividad A_1 fué medido. Luego, una solución S conteniendo 5 nCi de ^{111}Ag fué detectada en su forma líquida y su nivel de radiactividad B medido. Se le agregaron 100 mg de arena, se evaporó, y el nivel de radiactividad B_1 de la muestra sólida medida. Así podemos saber la cantidad de Ci contenidos en la muestra C_1^x , correspondientes al número de cuentas por



unidad de tiempo A_1 , junto con la cantidad de Ag inerte depositada, P_1 , a través de la fracción de radiactividad depositada sobre C_1^x , si la actividad del baño se ha medido antes y después del proceso galvánico. Posteriormente se lleva a cabo la extracción de plata de las muestras tomadas a lo largo de la costa, por medio de una coprecipitación usando talio como acarreador. Para ello, la muestra C_1^x es agregada a cada muestra C de 1 kg de arena seca. Después del mezclado se agrega HNO_3 y se filtra. Al filtrado F se le agregan 100 mg de $TiNO_3$ y HCl en exceso para precipitar los cloruros de Ag y Ti. Este precipitado es disuelto con agua conteniendo NH_4OH y a la solución se le añade $(NH_4)_2S$ para formar sulfuros de Ag y Ti. El precipitado es disuelto otra vez en HNO_3 y el azufre separado, a fin de tener una solución tan libre de impurezas como sea posible para la irradiación. Esta solución C_2^x , se lleva al mismo volumen de la solución S y su nivel de radiactividad A_2 , debido a la ^{111}Ag , medido en las mismas condiciones que para S, lo que permite calcular el rendimiento R de la separación, y la cantidad P_2 de Ag presente en la solución C_2^x , proveniente de C_1^x , ya que $R = \frac{P_2}{P_1}$. Si ahora esta muestra líquida es irradiada y la actividad de ^{108}Ag inducida se compara con la de un standard conteniendo una cantidad conocida de Ag, tendremos que el peso P_x calculado y dividido entre el rendimiento R en la separación es la suma de P_1 y la cantidad de X de Ag extraída del kg de arena, la cual podemos calcular ahora (2).

Trazadores activables como lantano, han sido usados también para determinar el movimiento de las aguas en la Bahía de Sn. Francisco, encontrándose que las aguas se renovan completamente después de un ciclo de 20 mareas. Este trazador activable compite en precio con trazadores radiactivos tales como el tritio y lan-

tano-40 y trazadores fluorescentes como la llamada Rodamina WT, para estudios en los cuales el factor de dilución es muy grande y se requieren cantidades de trazador del orden de decenas de toneladas (3). No obstante, el lantano se ha usado también incorporándolo en pequeñas cantidades a acero especialmente fabricado para poder realizar posteriormente estudios de desgaste en máquinas, por medio del cálculo de su concentración en lubricantes a través de análisis por activación (4).

En México se usó bromo como trazador activable para rastrear las aguas de la presa Endhó, del Edo. de Hidalgo, en el año de 1969, a fin de verificar si el agua de resurgencias aparecidas aguas abajo de la cortina provenía de filtraciones de la presa o bien tenían otro origen. El límite mínimo de detección del bromo en análisis por activación es de 10^{-11} g. De manera que si suponemos el volumen total de la presa igual a 180 millones de metros cúbicos y una difusión total del trazador en ella, necesitaríamos la siguiente cantidad de bromo para tener este mínimo detectable por centímetro cúbico :

$$180 \times 10^6 \text{ m}^3 \times 10^6 \frac{\text{cm}^3}{\text{m}^3} \times 10^{-11} \frac{\text{g}}{\text{c.c}} = 1800 \text{ g.}$$

La sal usada para realizar el marcado fue NH_4Br , debido a su alta solubilidad y a que el ión amonio no se activa en cantidades apreciables al ser irradiado, por la despreciable sección eficaz a los neutrones térmicos que presentan sus elementos y, por tanto, no interfiere de manera alguna en la determinación del bromo por medio de análisis por activación. Así, la cantidad del bromuro de amonio necesario para lograr la concentración mínima detectable sería de :

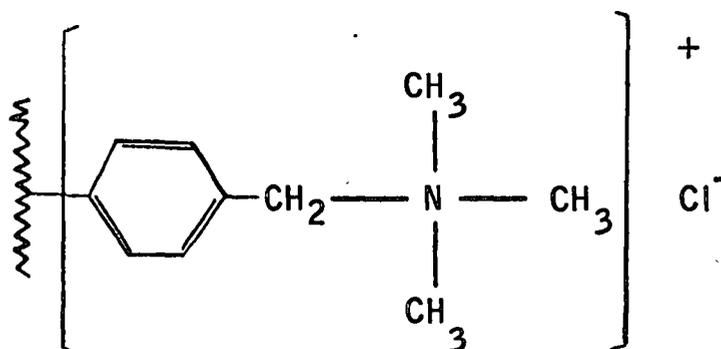
$$\frac{1.8 \times 97.9}{79.9} = 2.2 \text{ kg de } \text{NH}_4\text{Br}$$

De hecho, una zona de gran filtración fue delimitada con suficiente precisión y ahí se realizó el marcado de las aguas, depositando a alturas cercanas al fondo un peso de bromuro de amonio igual a 100 kg, en bolsas de 3 kg convenientemente distribuídas. O sea que suponiendo una difusión máxima del marcador en toda la presa, aún tendríamos una concentración por cm^3 45 veces mayor a la mínima detectable. Pero como la difusión no es total y además fue concentrado el bromuro de 3 lts. diarios de las resurgencias en la resina intercambiadora, podemos afirmar que los niveles de marcador a ser determinados son varios miles de veces mayor al mínimo necesario.

La técnica seguida fue pasar a través de columnas empacadas con una resina intercambiadora de aniones las muestras correspondientes a una semana o sean 21 lts. Las dimensiones de las columnas fueron de 50 cm de longitud por 4 cm de diámetro, aproximadamente, colocadas dentro de tubos de vidrio con una depresión en el extremo inferior, donde se reguló el flujo al mínimo posible (1 gota cada 5 s aproximadamente), mediante un tubo de goma con pinzas de Hoffman. El extremo superior se conectó a un garrafón donde se recolectaron los 21 lts. correspondientes a cada semana, a través de un tapón de hule y tubería de vidrio y goma, cuyo garrafón se colocó sobre las columnas a una altura aproximada de 2 m. Se comprobó que la eficiencia de intercambio de éstas era de 100 %, haciendo uso de 21 lts. de sol. 0.1 N de NH_4Br marcado con ^{82}Br , hecha con agua de la presa. Posteriormente a la elución se tomaron 400 mg de resina de la parte superior de las columnas y convenientemente secadas se irradiaron con un flujo de neutrones térmicos igual a $1.8 \times 10^{12} \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 - \text{s}}$ durante 2 min.



La fórmula de la resina Dowex 1 usada, es como sigue :



Aunque los elementos C, H y N no son activables con neutrones térmicos, el cloro presente en las moléculas de la resina genera el radioisótopo ^{38}Cl , afortunadamente con una vida media de sólo 37.3 min, de modo que su total decaimiento ocurrirá en un lapso en el cual la actividad inducida de ^{82}Br , con una vida media de 35.9 h, todavía permanezca. El tiempo de espera fue de 24 h, tiempo en el que decayeron todos los otros radioisótopos formados, tanto el ^{38}Cl como el $^{80\text{m}}\text{Br}$, y $^{82\text{m}}\text{Br}$, se encontró que la resina misma contiene bromo como impureza acompañando al cloro. Al integrar las cuentas correspondientes a 10 canales en la parte superior del pico con una energía de 0.55 MeV, se obtuvo un determinado valor para el que llamaremos fondo de bromo en la resina, lo que se comprobó al tomar el espectro gamma correspondiente, donde aparece el espectro del ^{82}Br , impurificado ligeramente con ^{24}Na , proveniente del sodio adsorbido sobre la resina y presente en el agua eluída, impureza radioquímica muy común al realizar activaciones con neutrones térmicos debido a la apreciable sección eficaz, abundancia isotópica (100%) y amplia distribución en la naturaleza del ^{23}Na .

Así, una vez realizada la irradiación de las 22 muestras de resina correspondientes a 17 semanas y a 5 muestras de resina no utilizada, fue identificado el ^{82}Br

MEMORANDUM

DATE: 1/15/54

TO: SAC, NEW YORK

FROM: SAC, NEW YORK

SUBJECT: [Illegible]

[The following text is extremely faint and largely illegible due to the quality of the scan. It appears to be a memorandum detailing an investigation or report.]

On 1/15/54, [illegible] advised that [illegible] had been [illegible] by [illegible] on [illegible] at [illegible].

[The remainder of the text is too faint to transcribe accurately.]



por medio de la detección radiactiva en un cristal de centelleo de NaI (TI) con un tamaño de 2" x 2" acoplado a un analizador de pulsos con 400 canales marca RIDL, y el espectro de radiación del ^{82}Br se trazó con un graficador anexo mismo que llegó a ser triplicado en la muestra correspondiente a la 9a. semana después de la inyección del trazador (tabla 1a). Graficando estos valores contra semanas de muestreo, se obtiene un pico indicativo de la presencia, en la resina, del trazador usado (fig. 2a).

Tabla 1.a No. de cuentas inducidas de ^{82}Br (0.55 MeV) vs. semanas de muestreo.

Semana	cpm
1	4509
2	4504
3	4004
4	4435
5	6371
6	5851
7	6155
8	14087
9	9867
10	4289
11	5974
12	5019
13	4178
14	5837
15	3498
16	4322
17	4167

Por otra parte, en nuestro país también se han llevado a cabo estudios para determinar la concentración de contaminantes sólidos en el aire de la ciudad de México. La recolección de muestras se hizo durante períodos de 24 horas usando una bomba de aire Curtin, modelo 251-223, con un filtro de papel con base de celulo-

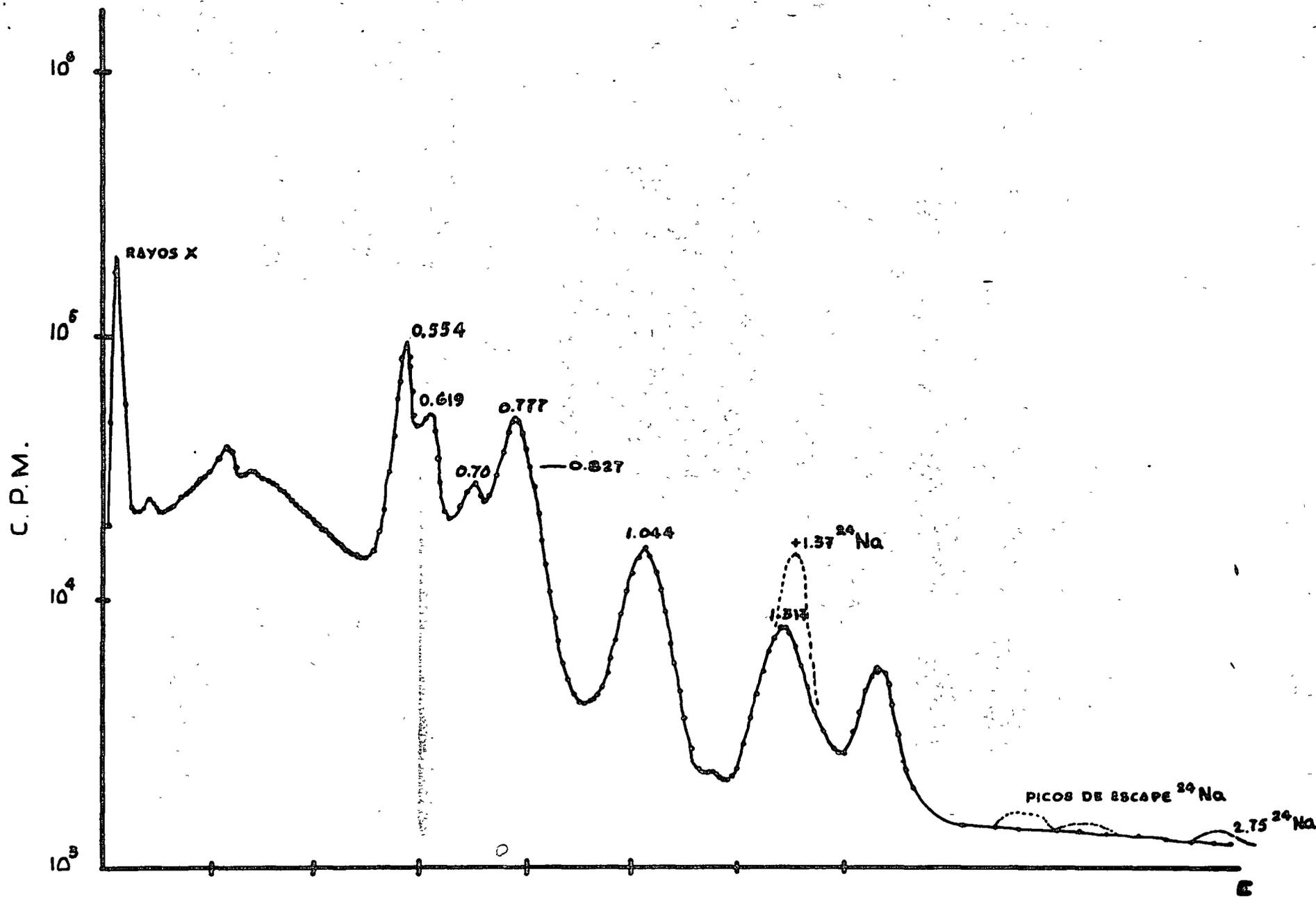


fig. 1a



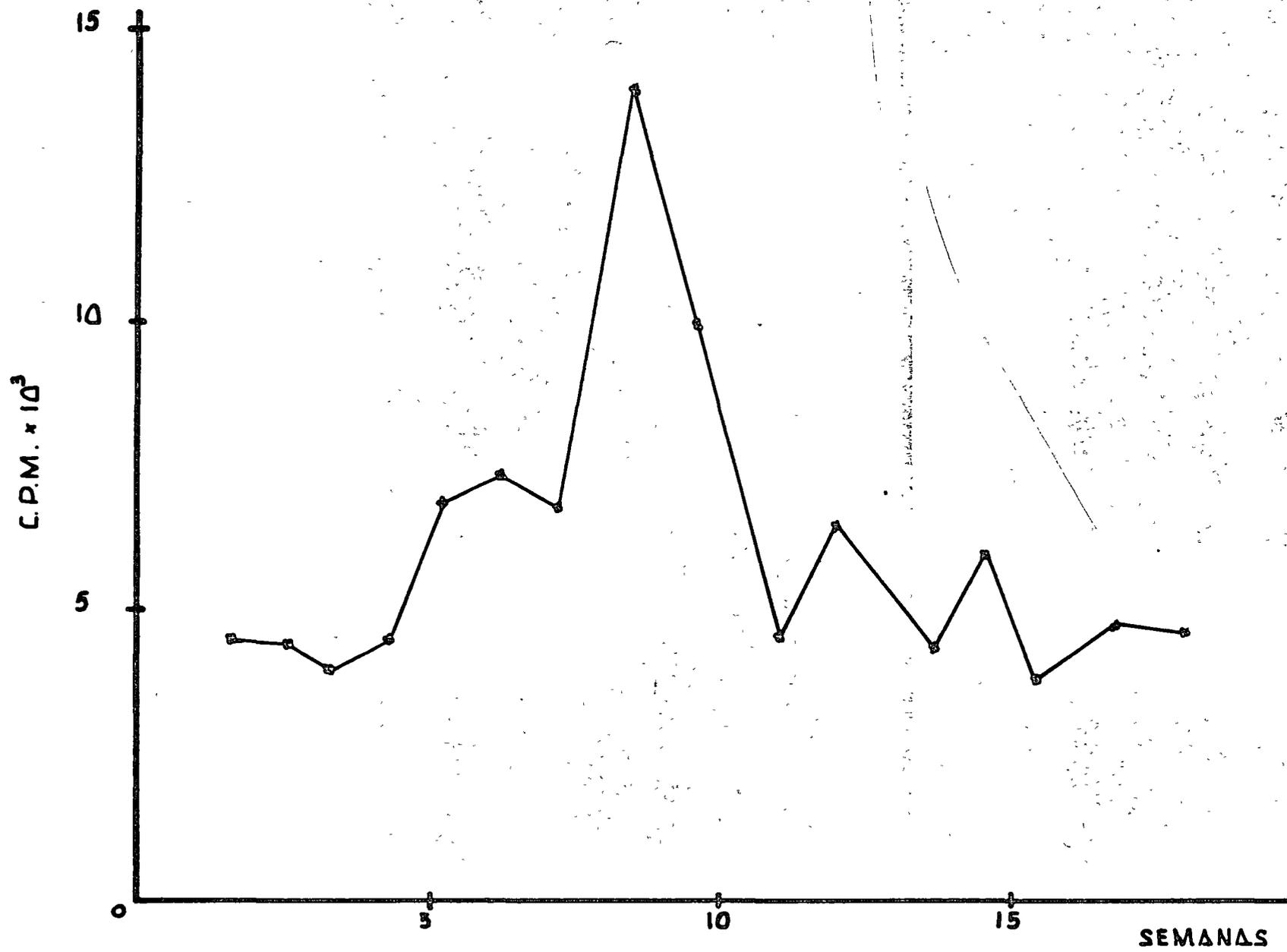


FIG. 2a

sa, grado C.1140, que demostró un buen grado de transparencia a los neutrones térmicos. El método usado para preparar muestras destinadas a la irradiación neutrónica fué cortar un círculo de área conocida de este papel filtro, usando un instrumento ya sea de hueso o plástico, a fin de evitar contaminaciones susceptibles de activarse fácilmente. Las irradiaciones fueron realizadas en el Reactor Nuclear Triga Mark III, con una potencia de 1 MW térmico y un flujo máximo de $7 \times 10^{12} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$, propiedad del Instituto Nacional de Energía Nuclear. Los espectros gamma fueron tomados usando un detector de Ge-Li, Nuclear Diode, modelo LGC 1.5-45, y un analizador de 4096 canales, Hewlett Packard, modelo 5401 B. Un factor que expresa la concentración de contaminantes inorgánicos sólidos en nanogramos por metro cúbico de aire fue formulado como sigue :

$$F = \frac{A_t}{A_i \cdot f_a}$$

donde:

F = factor a ser multiplicado por el peso (ng) de cada contaminante determinado en las muestras irradiadas.

A_t = área total de recolección de polvo en el papel filtro (cm^2)

A_i = área cortada para irradiación (cm^2) del área total de recolección de polvo

f_a = flujo total de aire (m^3) pasados a través del papel filtro en un período de 24 horas.

La tabla 1b enseña los 12 elementos medidos, junto con las características nucleares y los tiempos de irradiación, decaimiento y detección usados para identificar cada radioisótopo. Ocasionalmente, para asegurar la identificación de algunos de ellos, tales como ^{42}K o ^{197}Hg , fué necesario realizar una separación radioquímica, además de observar las energías características en el espectro y sus vidas medias.



The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions. It emphasizes that every entry should be supported by a valid receipt or invoice. This ensures transparency and allows for easy verification of the data.

In the second section, the author outlines the various methods used to collect and analyze the data. This includes both primary and secondary data collection techniques. The primary data was gathered through direct observation and interviews with key stakeholders. Secondary data was obtained from existing reports and databases.

The third section details the results of the data analysis. It shows a clear trend of increasing activity over the period studied. The data indicates that the majority of transactions occur during the middle of the day, with a significant peak in the afternoon.

Finally, the document concludes with a series of recommendations based on the findings. It suggests that the current processes are largely effective but could be improved by implementing more automated data collection methods. This would reduce the risk of human error and increase the efficiency of the data gathering process.

La tabla 2 enseña la concentración encontrada en muestras recolectadas diariamente por 3 días en cuatro estaciones de muestreo en la ciudad de México y la tabla 3 el promedio de estos valores. La figura 1 muestra la concentración promedio de los 12 contaminantes encontrados comparándolos con las concentraciones promedio de los mismos elementos determinados en otras ciudades del mundo. De las muy altas concentraciones de aluminio, calcio, manganeso, magnesio, potasio y sodio, puede comprobarse que en la ciudad de México la fuente más significativa de contaminantes sólidos está constituida por suelos salitrosos con un contenido de humedad muy escaso. Tales suelos son los productores potenciales de partículas sólidas que pasan a la atmósfera fácilmente, auxiliados por el hecho de que la humedad relativa del aire es también muy baja (menos del 40 % algunos días de primavera). Se propone la posibilidad de usar cantidades masivas de CaCl_2 o alguna otra sustancia higroscópica barata y fácil de producir industrialmente, para diseminarla sobre grandes áreas de lagos desecados al noreste de la ciudad (regiones de Texcoco, Chalco y Tláhuac), ya que estos terrenos salitrosos son de todas maneras completamente inútiles para la agricultura y representan una de las más significativas fuentes de contaminación (6).

Referencias .-

- 1.- Nakasa H Ohno H., Application of Neutron Activation Analysis to Stack Gas Tracing, Radioisotope Tracers in Industry and Geophysics, IAEA, Vienna. 1967.
- 2.- Cappadona C., Measurements of movements of solid substances in water by means of stable tracers and activation analysis. Modern Trends in Activation Analysis, National Bureau of Standards. Washington. D. C., 1969.
- 3.- Channell J. K., Kruger P., Activable rare earth elements as estuarine water tracers. Proc. 5th Int. Conf. Water Pollution Research, San Francisco, 1970.
- 4.- Radvan M. Revenska B., Vezranovski E., Use of a new method involving labelling with non radioactive elements and activation analysis to investigate wear, Radioisotope Tracers in Industry and Geophysics, IAEA, Vienna, 1967.



158
11

1911
1912

- 5.- Gálvez L., Navarrete M., Andreu B. Marcado de agua con bromo inerte y su detección mediante análisis por activación, *Rev. Soc. Quím. de Méx.*, vol. XV, No. 4, 1971.
- 6.- Navarrete M, Gálvez L., Tzontlimatzin E, Aguilar C. Determination of particulate air pollutants in Mexico City using activation analysis. *Radiochem. Radioanal. Letters*, vol. XIX, No. 3, 1974.

1942

1943

1944



TABLE 1
Measured elements

Element	Produced radioisotope /n, Y/	Gamma energy /MeV/	Half life	Irr. time	Dec. time	Count. time
Al	²⁸ Al	1.78	2.3 min	2 min	2 min	5 min
As	⁷⁶ As	0.6	26.5 h	7 h	3 d	1 h
Br	⁸² Br	0.618	36 h	5 min	18 h	1 h
Ca	⁴⁹ Ca	3.09	8.7 min	5 min	2 min	10 min
Cu	⁶⁶ Cu	1.04	5.1 min	5 min	2 min	10 min
Cl	³⁸ Cl	1.64	38 min	5 min	2 min	10 min
Mg	²⁷ Mg	1.01	9.5 min	5 min	2 min	10 min
Mn	⁵⁶ Mn	0.845	2.6 h	2 min	1.5 h	20 min
Hg	¹⁹⁷ Hg	0.077	65 h	7 h	18 h	1 h
K	⁴² K	1.52	12.4 h	5 min	18 h	1 h
Na	²⁴ Na	1.37	15 h	2 min	1.5 h	20 min
V	⁵² V	1.43	3.8 min	2 min	2 min	5 min

TABLE 2b
 Concentrations of contaminants in air /ng m⁻³/

	South St.			North St.			Center St.			East St.		
Al	447	1144	4219	1049	2409	10233	990	2031	3866	1441	8486	6573
As	4	4	5	9	8	7	6	13	6	11	11	12
Br	86	308	684	774	42	508	201	64	61	130	452	562
Ca	8422	2746	1349	9814	3158	15692	22413	7151	4988	16253	19931	29475
Cu	130	100	171	284	307	214	126	218	257	97	152	355
Cl	54	881	981	2775	1365	2563	1813	2525	3311	5243	2249	5839
Mg	969	388	501	5047	1926	8471	2945	2750	1983	6277	1315	1520
Mn	220	86	640	369	529	1616	1544	4106	1649	423	1409	2975
Hg	29	30	29	16	3	7	91	27	91	38	16	75
K	897	843	6766	6928	800	1253	11109	388	1332	738	1979	1250
Na	1613	9249	1419	953	1335	2583	3637	4739	4557	3605	2615	3678
V	34	49	145	54	22	29	78	73	109	40	132	85

NAVARRETE et al.: AIR POLLUTANTS

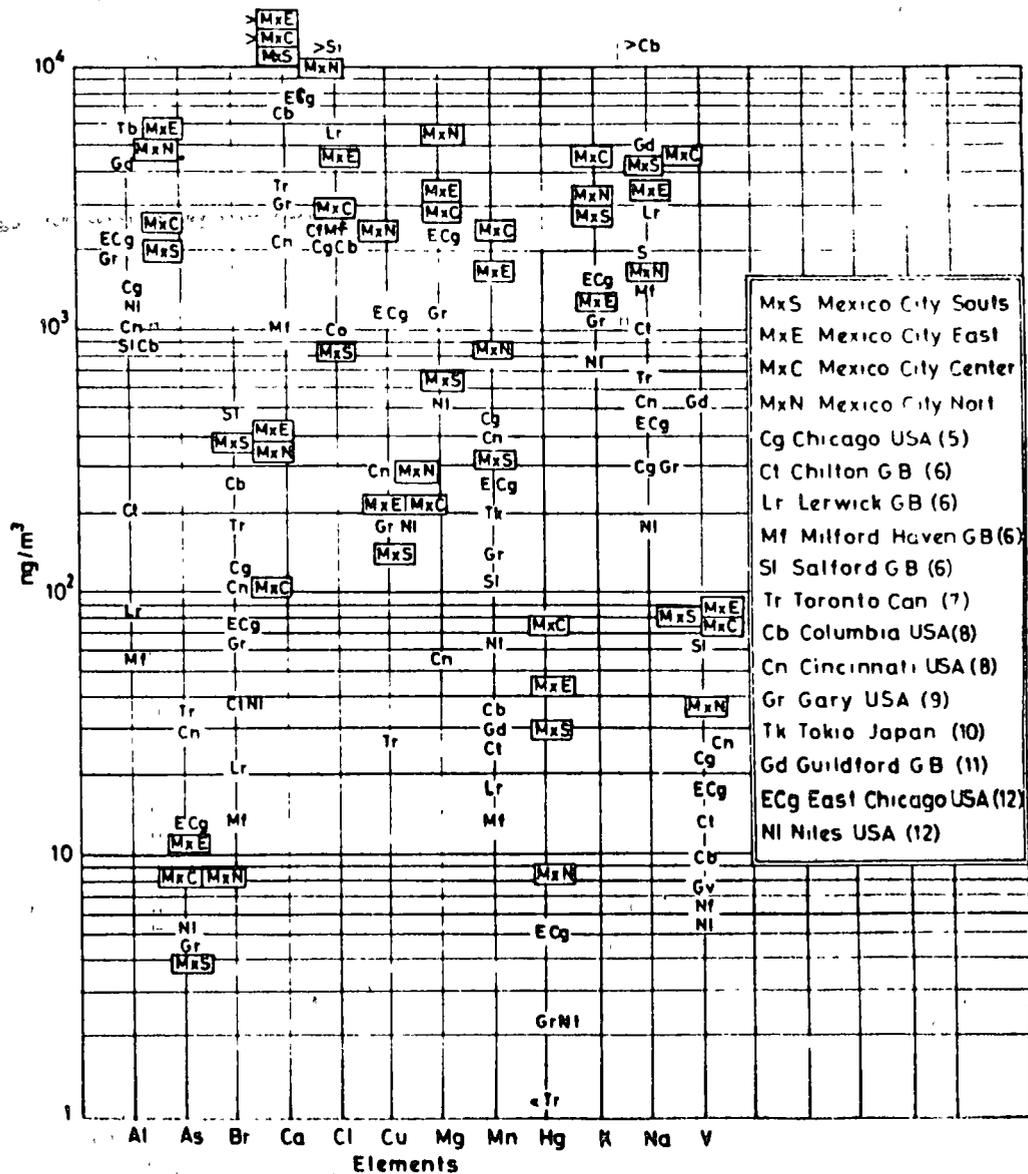
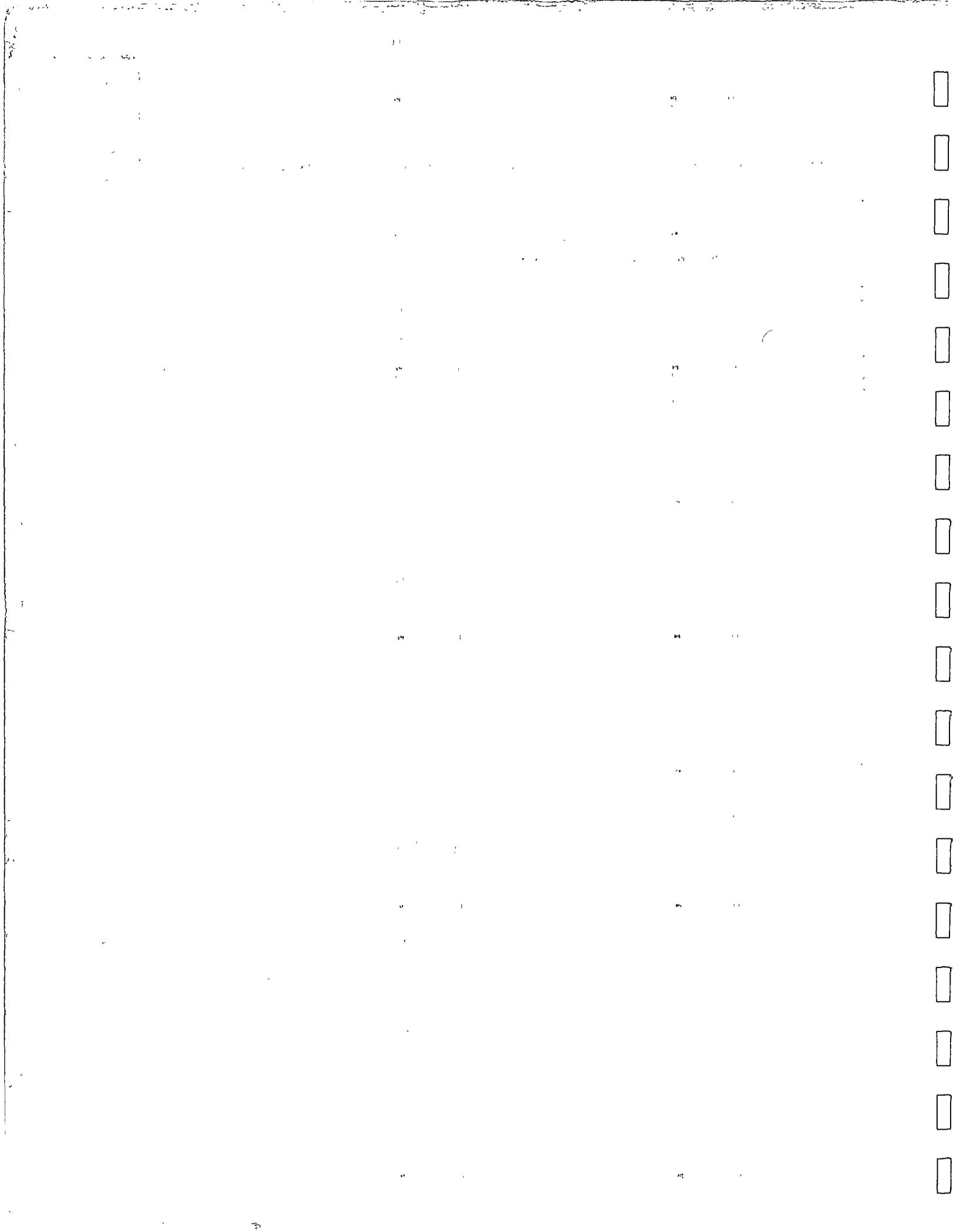


Fig. 1b Elements vs. concentration in air





centro de educación continua
facultad de ingeniería, unam



A los Asistentes a los cursos del Centro de Educación
Continua

La Facultad de Ingeniería, por conducto del Centro de Educación Continua, otorga constancia de asistencia a quienes cumplan con los requisitos establecidos para cada curso. Las personas que deseen que aparezca su título profesional precediendo a su nombre en el diploma, deberán entregar copia del mismo o de su cédula profesional a más tardar el Segundo Día de Clases en las oficinas del Centro, con la Señora Sánchez, de lo contrario no será posible.

El control de asistencia se efectuará a través de la persona encargada de entregar notas, en la mesa de entrega de material, mediante listas especiales. Las ausencias serán computadas por las autoridades del Centro.

Se recomienda a los asistentes participar activamente con sus ideas y experiencias, pues los cursos que ofrece el Centro están planeados para que los profesores expongan una tesis, pero sobre todo para que coordinen las opiniones de todos los interesados constituyendo verdaderos seminarios.

Al finalizar el curso se hará una evaluación del mismo a través de un cuestionario diseñado para emitir juicios anónimos por parte de los asistentes. Las personas comisionadas por alguna institución deberán pasar a inscribirse en las oficinas del Centro en la misma forma que los demás asistentes.

Con objeto de mejorar los servicios que el Centro de Educación Continua ofrece, es importante que todos los asistentes llenen y entreguen su hoja de inscripción con los datos que se les solicitan al iniciarse el curso.

ATENTAMENTE

ING. JOSE ELISEO OCAMPO SAMANO
COORDINADOR DE CURSOS



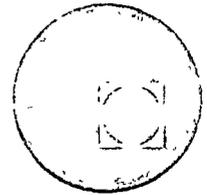
TECNICAS NUCLEARES APLICADAS A LA INGENIERIA

Fecha	Duración	Tema	Profesor
Abril 16,18 y 21	3 Hs. c/día	TEORIA BASICA Física Atómica Interacción de la Radiación con la materia Seguridad Radiológica Principios de Detección Demostraciones	M. EN C. BRAULIO ANDREU IBARRA
Abril 23	3 Hs.	ASPECTOS GENERALES SOBRE REACTORES NUCLEARES Producción de Energía Eléctrica Potabilización de Agua de Mar	M. EN C. SERGIO WALLER
Abril 25	3 "	APLICACIONES EN INDUSTRIA Control de espesores, densidades y niveles en plantas industriales. Determinación de patrones de flujo en sistemas y eficiencia de mezclado. Localización de fugas en general Estudios de ventilación Estudios de desgaste de partes de equipo, etc.	FIS. CARLOS GARCIA MORENO
Abril 28 y 30	3 Hs. c/día	MEDICION DE DENSIDAD Y HUMEDAD DE SUELOS Control de compactación de terraplenes APLICACIONES EN HIDROLOGIA Y SEDIMENTOLOGIA Determinación de algunas características de acuíferos. Localización de zonas de fugas en presas y canales. Medición de gastos en ríos y canales Movimiento de sedimentos.	M. EN C. BRAULIO ANDREU IBARRA M. EN C. OSCAR RUIZ PEÑA

FECHA	DURACION	TEMA	PROFESOR
Mayo 7 y	.3 Hs.	IRRADIACION DE PRODUCTOS AGRICOLAS E INDUSTRIALES Radio Preservación de Alimentos Desinfestación y Destrucción de Parásitos Mejoramiento de Semillas Esterilización Industrial	M. EN C. LUIS CABRERA
Mayo 9	3 Hs.	Mejoramiento de maderas y concretos Incremento de rendimientos en la fabricación de papel	M. EN C. GUILLERMINA BURILLO
Mayo 12	3 "	Análisis por Activación y Producción de Radioisótopos Análisis de Rayos X de Fluorescencia Contaminación	M. EN C. MANUEL NAVARRETE TEJ FIS . CARLOS GARCIA MORENO
Mayo 14	3 "	GAMAGRAFIA Y RADIOGRAFIA CON NEUTRONES Inspección de soldaduras y piezas de fundición	ING. SALVADOR GARCIA BORI
Mayo 16	3 "	EXPLOSIVOS NUCLEARES EN INGENIERIA CIVIL Movimiento de tierras para construcción de canales, puertos y vías terrestres. Desarrollo de cavidades subterráneas para explotación o depósito.	DR. PAUL KRUGER



centro de educación continua
división de estudios superiores
facultad de ingeniería, unam



TECNICAS NUCLEARES APLICADAS A LA INGENIERIA.

" IRRADIACION DE PRODUCTOS AGRICOLAS E
INDUSTRIALES "

M. en C. LUIS CABRERA.

CONTENIDO

IRRADIACION DE PRODUCTOS AGRICOLAS E INDUSTRIALES

M. en C. Luis Cabretta

	Página
I . - RADIOPRESERVACION DE ALIMENTOS.	2
II . - DESINFESTACION Y DESTRUCCION DE PARASITOS.	6
III.- MEJORAMIENTO DE SEMILLAS.	7
IV.- ESTERILIZACION INDUSTRIAL.	9
V .- PRUEBAS DE SALUBRIDAD DE ALIMENTOS IRRADIADOS.	10
VI.- RESULTADOS DE ALGUNOS ESTUDIOS EN EL CENTRO DE ESTU DIOS NUCLEARES DE LA UNAM.	12
VII.- COSTOS.	13
VIII.- DISCUSION Y COMENTARIOS.	14
IX.- REFERENCIAS.	14

IRRADIACION DE PRODUCTOS AGRICOLAS E INDUSTRIALES.

I.- RADIOPRESERVACION DE ALIMENTOS.

Entre los campos de aplicación práctica del uso de la radiación en la preservación de alimentos, se tienen las siguientes:

- a).- Inhibición de brotes en tubérculos y raíces comestibles.
- b).- Retardo de la madurez en frutas y hortalizas.
- c).- Esterilización de especias y aditivos de los alimentos.
- d).- Esterilización de carne, previa inactivación de enzimas.
- e).- Eliminación de todo tipo de parásitos en carnes.
- f).- Eliminación de salmonella en huevos, carnes, coco y harinas.
- g).- Preservación de quesos.
- h).- Inhibición de flora contaminante en mariscos.
- i).- Reducción del tiempo necesario para la rehidratación de las verduras y hortalizas deshidratadas.
- j).- Mejora del olor de aceites esenciales.
- k).- Aceleración del proceso de envejecimiento de bebidas alcohólicas.

a).- Inhibición de brotes en tubérculos y raíces comestibles.

En este campo se han obtenido los primeros resultados con papas, cebollas y ajos, cuya conservación en primavera e invierno es difícil. En el caso de las papas, se suelen emplear algunos productos químicos con esta finalidad, lo cual no deja de tener riesgos para el consumidor.

La acción de la radiación ha sido la inhibición de brotes, con dosis de 10 Krad, con temperatura de almacenamiento de 5°C y con una utilidad comercial de 2 años o más y con dosis de 50 Krad con almacenamiento a 20°C y una utilidad comercial de cosecha a cosecha.

b).- Retardo de la madurez en frutas y hortalizas.

La irradiación de frutas ha producido retardo en la madurez de plátanos de 16 a 20 días y en plátanos deshidratados hasta 3 meses. Naranjas sometidas a dosis de 100 Krad a 0°C pueden durar hasta 3 meses sin ningún cambio apreciable en sabor y contenido de Vitamina C. Cerezas dulces sometidas a 200 - 300 Krad, se pueden conservar de 2 a 3 semanas más que las frutas control.

Los duraznos se mantienen perfectamente 14 días a temperatura ambiente y de 30 a 45 días a 4 - 5°C, después de irradiados. La duración de fresas frescas almacenadas es de 7 a 10 días, pero este período puede prolongarse hasta 2 semanas mediante la irradiación. También se han obtenido resultados favorables con mangos, papayas, manzanas, peras, cítricos, uvas, puñas, melones, etc.

c).- Esterilización de especias y aditivos de alimentos.

Con la destrucción de las bacterias presentes, con dosis de 1 a 3 Mrad en envase, hermético, para evitar la reinfestación, almacenados a temperatura ambiente,

puede lograrse un tiempo de almacenamiento indefinido y utilizarlos cuando esto sea

necesario: *Coliformos, bacilos, hongos, mohos, levaduras, etc.*

d).- Esterilización de carne, previa inactivación de enzimas.

Combinando la inactivación de enzimas con color y destruyendo los microorganismos (levaduras, hongos y bacterias) y parásitos, incluso esporas de Clostridium botulinum, con dosis hasta de 4 - 6 Mrad, empacado al vacío, en envases de hojalata, almacenados a temperatura ambiente, con un tiempo útil de almacenamiento indefinido.

Eliminación de quistes de parásitos de triquinas en carne de puerco con dosis de 2- 40 Krad. Esterilización de carne fresca embasada en bolsas de plástico, para la eliminación de Clostridium botulinum, con dosis de 4.5 Mrad.

e).- Eliminación de todo tipo de parásitos en carnes.

Destrucción de Trichinella spiralis y Cisticercus bovis, con dosis de solo 0.01 Mrad, en envase normal, a temperatura ambiente. Es necesario realizar pruebas de degustación para apreciar la calidad de las carnes y detectar los posibles cambios organolépticos.

f).- Eliminación de salmonella en huevos, carne, coco y harinas.

Con dosis de 0.5 a 1.0 Mrad. almacenados a 0°C en envase hermético y duración indefinida.

g) Preservación de quesos.

Por la destrucción de moho con dosis de 100 a 500 Krad, en bolsas cerradas o permeables, almacenadas entre 0 -4 °C con un tiempo útil de almacenamiento

de 2 meses o más. En general, se triplica o se quintuplica el período normal.

h).- Eliminación de flora contaminante en mariscos. Con dosis de 200 Krad, combinados con refrigeración continua (0 - 1° C) con un período de utilidad de 17 días.

i).- Reducción del tiempo necesario para la rehidratación de las verduras y hortalizas deshidratadas.

Por acción física o química de la radiación con dosis de 250 Krad.

j).- Mejora del olor de aceites/esenciales.

Por acción química de la radiación, con dosis de 1.0 Mrad

k).- Aceleración del proceso de envejecimiento de bebidas alcohólicas.

Por acción química de la radiación, con dosis de 1 - 2 Mrad, en envase normal y a temperatura ambiente.

II.- DESINFESTACION Y DESTRUCCION DE PARASITOS.

Esta aplicación se ha realizado fundamentalmente en cereales, huevos y carnes.

a).- En la desinfestación de granos, bastan de 20 - 40 Krad para la destrucción, sin que queden residuos de ninguna clase y basta una sola aplicación, para que en condiciones normales de almacenamiento se conserven los granos de cosecha a cosecha.

b).- Control de plagas. Técnicas del macho estéril.

Para eliminar las plagas que dañan la agricultura, esterilizando al macho, para que la fecundación se inhiba. La esterilización puede hacerse con radiaciones, especialmente con rayos γ . Aunque haya huevecillos, estos son estériles

c).- Esterilización de especias y aditivos de alimentos, por destrucción de las bacterias presentes, con dosis de 1 - 3 Mrad, en envase hermético para evitar la reinfestación y almacenados a temperatura ambiente, puede lograrse un período de almacenamiento indefinido.

III.- MEJORAMIENTO DE SEMILLAS.

a).- Estímulo del crecimiento de plantas.

Irradiando semillas a bajas dosis (0.1 - 1.0 Krad), antes de la siembra, se aumenta el rendimiento de algunas semillas como maíz, chícharos, lechugas, calabazas, jitomates, etc., ya sea aumentando el tamaño del producto, aumentando el rendimiento de la cosecha o disminuyendo el tiempo de la obtención de la misma. Se ha conseguido la obtención de variedades mejoradas de mostaza blanca, guisante de forraje y cebada en Suecia. Arroz mejorado en China. Trigo mejorado en la India, la U.R.S.S. y en Japón. Variedades de habichuela, maní y avena en U.S.A. Una variedad mejorada de frijol en Alemania. Nuevas y mejores variedades de cereales en diferentes partes del mundo. Hasta 1968 se conocían 77 nuevas variedades de mutantes en plantas, todas en uso.

b).- Aumento del contenido de proteínas en plantas.

La producción total de proteínas del mundo en 1968 se calculaba de 153,85 millones de toneladas métricas. Los cereales contribuyen con 68.5 % del total (105.49 millones de toneladas métricas y las legumbres con 18 % (27.85 millones de toneladas métricas), pues bien, estos dos grupos de productos pueden mejorar su calidad y su cantidad de proteínas con técnicas nucleares, para un mundo cada vez más necesitado de ellos.

Un caso patético de envenenamiento con plaguicidas:

En Irak hubo un caso de envenenamiento colectivo con trigo rosado que había sido fumigado con un fungicida mercurial, murieron "oficialmente" 459 personas y hubo 6530 casos de envenenamiento, aunque "extraoficialmente" se calculó que el número de muertos

llegó a 6.000 y quizá a 100,000 el número de lesionados. El trigo fue el Mexipak, esto es el trigo "milagroso" de alto rendimiento desarrollado como parte de la "Revolución Verde". Este trigo fue tratado con el fungicida mencionado, por petición expresa de los clientes iraquíes el grano se fumigó para prevenir las plagas durante su traslado y distribución y al embarque de 16,000 toneladas se le vació tintura para indicar que no debía comerse y llevaba cada control una advertencia que decía "no usarlo para alimentos". A pesar de todo, al cabo de unas cuantas semanas el grano se había convertido en harina para pan o alimentaban con él a los animales en todo el país. Esto pudo haberse evitado irradiando el trigo con dosis bajas.

Un ejemplo optimista muy diferente al anterior.

Un equipo internacional de hombres de ciencia está logrando seleccionar una notable variedad nueva de maíz, llamado Opqco-2, que contiene casi el doble de la proteína efectiva del maíz corriente, casi tanta como la carne y más que la leche.

El Director General del Centro Internacional de Mejoramiento de Maíz y Trigo (CIMMYT), de México, Sr. Holdore Hanson, encabeza los trabajos de selección. "Si el gen del Opoco-2 puede transferirse al maíz de todo el mundo, será como agregar 10 millones de toneladas de proteínas al abastecimiento mundial, lo que podría remediar la desnutrición de las muchedumbres que se alimentan fundamentalmente de maíz". Un maestro rural que se enteró de los detalles del maíz, resumió sus observaciones con estas palabras. "En nuestras fincas no tenemos leche ni carne que nos den proteínas; pero ahora la carne y la leche están en este maíz nuevo".

IV.- ESTERILIZACION INDUSTRIAL.

a).- Esterilización de material médico-quirúrgico para hospitales y clínicas, en lugar de utilizar autoclaves o atmósferas gaseosas, en productos tales como, jeringas desechables, agujas hipodérmicas, bisturíes, gasas, algodón, cultivos enzimáticos o microbiológicos etc.

b).- Esterilización de biomateriales.

Materiales que tienen contacto íntimo y a veces prolongado con el organismo vivo, que necesitan una esterilidad absoluta y segura, como hormonas sintéticas en implantes, anticonceptivos de colocación manual, drogas, fármacos y productos químicos.

c).- Esterilización de dietas especiales.

Para enfermos en los que sea necesario que sus alimentos sean estériles. Los astronautas rusos de los vuelos Soyuz y los americanos de los vuelos Apollo, se alimentaron en sus viajes con alimentos irradiados. Las raciones militares en épocas de guerra o de emergencia pueden ser esterilizadas con radiaciones ionizantes, almacenadas en condiciones ambientales y tendrán una duración indefinida. Muchas otras aplicaciones como aumento de la resistencia de plásticos al calor etc.

V.- PRUEBAS DE SALUBRIDAD DE ALIMENTOS IRRADIADOS.

En estudios de comestibilidad desarrollados en U.S.A. por la Office of the Surgeon General y National Academy of Science en cooperación con la Food and Drug Administration, en pruebas de toxicidad, carcinogénesis, actividad inducida y alimentación balanceada en ratas, pollos, perros, monos y humanos voluntarios, durante 1954-1960, con más de 260,000 ejemplares, durante varias generaciones de algunos de ellos, con alimentos irradiados con dosis de 0.5 - 6 Mrad con 100 alimentos originales y finalmente con sólo 22 de ellos pero extrapolables a los 100 iniciales, incluyendo carnes (res, pollo, cordero, puerco, jamón y tocino, pescados (camaron y bacalao), frutas (duraznos, limones, naranjas, frutas secas, bayos frescas), hojas y vegetales verdes (ejotes, col brecol o brócoli), raíces (papas, zanahorias), cereales (granos enteros, harina) y leche (de vaca).

Los resultados fueron los siguientes:

No se forman productos tóxicos.

En las grasas se forman algunos peróxidos (que también se forman con otros tratamientos), que se eliminan durante el almacenamiento.

Las vitaminas se degradan en cantidades semejantes a los demás métodos de preservación.

Lista de productos que tienen aprobada la irradiación con diferentes fines y países e instituciones que los utilizan:

Papas (patatas).- por 11 países y la O.M.S.* Inhibición de brotes.

Cebollas por 5 países. Para inhibir brotes.

Frutas secas .- Un país. Para desinsectación.

- Hortalizas y legumbres .- Un país. Para radurización **
- Setas (hongos) .- Un país. Para radurización.
- Espárragos.- Un país. Para radurización.
- Fresas .- Un país. Para radurización.
- Cacao .- Un país. Para desinsectación.
- Espicias y condimentos .- Un país. Para radurización.***
- Granos y derivados . - 3 países y al O.M.S. Para desinsectación.
- Carnes y pescados.- Un país. Para radurización.
- Pollo .- Un país. Para radurización.
- Aves sin entrañas .- Un país.
- Gambas .- Un país.
- Concentrados de alimentos deshidratados .- Un país. Para desinsectación.
- Carnes congeladas .- Dos países. Para radapertización. ****
- Camarones .- Un país.
- Peticiones de muchos productos más en muchos países, además de estudios de la O.M.S. y del O.I.E.A. *****

* O.M.S. Organización Mundial de la Salud.

** Radurización; pasteurización. Radiopreservación

0.1 - 0.8 Mrad.

*** Radiación : pasteurización industrial.

**** Radapertización : Esterilización industrial. De 1 - 6 Mrad

***** O.I.E.A. : Organismo Internacional de Energía Atómica.

VI.- RESULTADOS DE ALGUNOS ESTUDIOS EN EL C.E.N.

Producto	Dosis (Krad)	Período de utilidad
FresasTioga	350-400	*
Fresas Solana	350-400	**
Mango corriente	25	7 días más de lo normal
Mango Manila	100	12 días más de lo normal
jitomate Bola	400	8 días más de lo normal
Plátano Dominicó	5	***
Naranjas Valencia	200	8 días más
Manzanas Delicia	50-100	***
Papayas Amarilla	25	7 días más
Tangerinas	0.25-5	***
Melones Chino	0.50-10	***
Piñas Cayena	30-120	***
Duraznos Amarillo	250-350	***

* Se disminuyó en 27 % la putrefacción después de 10 días al ambiente.

** Se disminuyó en 47 % la putrefacción después de 10 días al ambiente.

*** Sólo se mejoró el aspecto durante el período de anaquel.

VII.- GASTOS .

La mejor fuente radiactiva para cualquier operación, está determinada por el tipo de alimentos a procesar, así como su cantidad, por el tamaño de los envases y el tiempo necesario para el tratamiento.

Costo de fuentes de ^{60}Co hasta julio de 1973. A.E.C.L. *

Base costo de instalación de \$ 0.45 dólares/Ci.

Fuente de 0.5×10^6 Ci + instalación \$ 4,644,562.00 M.N.

Fuente de 1.0×10^6 Ci + instalación \$ 7,457,062.00 M.N.

Fuente de 2.0×10^6 Ci + instalación \$ 13,082,062.00 M.N.

Actualmente es uno de los mejores negocios en U.S.A y en otros países (Venezuela por ejemplo), la esterilización industrial con fuentes radiactivas.

* No incluye edificio o local para la instalación, la cual debe cumplir con las especificaciones del O.I.E.A. y de la Atomic Energy of Canada Limited.

VIII.- DISCUSION Y COMENTARIOS.

IX.- REFERENCIAS.

- 1.- Cabrera M. L. Preservación de alimentos por irradiación. Rev. Soc. Quím. Méx. Vol. Xv, No. 4, (1971).
- 2.- Cabrera M. L. Irradiación de frutas y hortalizas mexicanas OIEA/FAO Contra to No. 972. Viena, Austria (1974). En prensa.
- 3.- Comar L. C. Atomic Energy and Agriculture, A.A.A.S. Washington D. C. (1957).
- 4.- Del Val, Cob M. y N. Ortin Suñé. Conservación de alimentos por irradiación J. E.N. 158-Si/l-15. Madrid, España (1965).
- 5.- Food Tech. 11 (9) Supl. 9 - 14 (1947)
- 6.- Radiation Preservation of Food. Proceedings of a Symposium, Bombay (1973).
- 7.- Third International Congress. SOS/70 Food Science and Technology. Washington, D. C. (1970)
- 8.- Desrosier, N. W., The Tecnology of food preservation. Avi. Publishing Company. Westport, Conn. U.S.A. (1959).
- 9.- Desrosier N. W. Radiation Technology in Food, Agriculture and Biology. Avi publishing Company. West port, Conn. U.S.A. (1960).
- 10.- Dharkar, D. S. and A. Sreenivosan Irradiation of tropical fruits and vegetables. Symp. Karlsruhe IAEA/FAO (1961).
- 11.- Raica N. Jr. Wholesomeness Testing of Irradiated Food. Cehm. Eng. Progress. 83 Vol. 64 (1968).
- 12.- Hickman J. R. Food Irradiation. Issues 2-3 Karlsruhe, Germany (1973).
- 13.- Improving plant protein by Nuclear Techniques Proceedings of a Symposium IAEA/FAO, Viena (1970).

- 14.- Induced mutations for Disease resistance in Crop plants. FAO/IAEA, Viena (1974).
- 15.- Manual on Radiation sterilization of Medical and Biological Materials STI/DOC/10/149, IAEA, Viena (1973).
- 16.- Radioisotope Applications in Industry STI/PUB/70, IAEA, Viena (1963)
- 17.- Industrial Radioisotope Economics. STI/DOC/10/40, IAEA, Viena (1965).
- 18.- *May que puede cambiar la vida de millones. Selecciones del Reader's Digest. Abril de 1975.*

2ª parte

Con diapositivas

*Resena de un trabajo de investigación en el CEN
Radiopreservación de frutos tropicales.*

DIRECTORIO DE PROFESORES DEL CURSO

TECNICAS NUCLEARES APLICADAS A LA INGENIERIA

M. EN C. MANUEL NAVARRETE TEJERO
D I R E C T O R
CENTRO DE ESTUDIOS NUCLEARES
CIUDAD UNIVERSITARIA

M. EN C. LUIS CABRERA
COORDINADOR DEL AREA DE
QUIMICA NUCLEAR
CENTRO DE ESTUDIOS NUCLEARES
CIUDAD UNIVERSITARIA

M. EN C. SERGIO WALLER
INVESTIGADOR
CENTRO DE ESTUDIOS NUCLEARES
CIUDAD UNIVERSITARIA

M. EN C. GUILLERMINA BURILLO
INVESTIGADOR
CENTRO DE ESTUDIOS NUCLEARES
CIUDAD UNIVERSITARIA

M. EN C. OSCAR RUIZ PEÑA
INSTITUTO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR
INVESTIGADOR
INSURCENTES SUR 1079-1°PISO

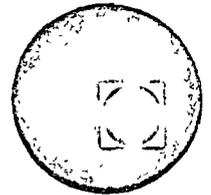
M. EN C. BRAULIO ANDREU IBARRA
INVESTIGADOR
CENTRO DE ESTUDIOS NUCLEARES
CIUDAD UNIVERSITARIA

FIS. CARLOS GARCIA MORENO





centro de educación continua
división de estudios superiores
facultad de ingeniería, unam



TECNICAS NUCLEARES

TEMA: APLICACIONES INDUSTRIALES DE LA RADIACION

ING. CARLOS GARCIA MORENO

Aplicaciones Industriales de la radiación

- 1.- Propiedades del material madera-plástico obtenido por irradiación gamma.
- 2.- Propiedades y obtención del material aserrín-plástico por irradiación gamma.
- 3.- Propiedades del concreto-mortero poroso impregnado con MMA y polimerizado por rayos gamma.
- 4.- Aumento en el rendimiento de la pulpa de papel por irradiación de astillas.

I.- Madera - Plástico.

En los Estados Unidos hay 3 compañías comerciales que tienen instalaciones para producción de madera-plástico por irradiación. La American Novawood Corporation, Lockhud-Georgia Co. y la Universidad West Virginia University todos los procesos están basados en los trabajos iniciales de la West Virginia University de 1961.

La mayoría de la información se ha desarrollado en los últimos 6 años.

Entre los principales monómeros impregnados tenemos el MMA, estireno-acrilonitrilo y el cloruro de vinil.

El procedimiento de impregnación en general cuenta con los siguientes pasos:

- evacuación o de vacío
- adición de monómero
- curado o preparación
- presión con N_2

Las diferencias en los sistemas de impregnación están relacionadas con: tamaño de equipo, innovaciones en el manejo de impregnadores y de la madera.

Para obtener un material de carga parcialmente uniforme, las recomendaciones son las siguientes:

- 1.- evacuar la presión mínima, agregar N_2 para dar la carga deseada de polímero y retenerla 20 min. (la presión de impregnación depende de la madera

y el monómero en el sistema.

v/g madera de arce y metil metacrilato con una presión de 380 torr dará un producto con 0.35 lb de polímero por lb de madera; con pino y MMA la misma presión dará 0.8 lb de polímero/lb de madera.

2.- Introducir el monómero

3.- Introducir N_2 a presión atmosférica y retenerla 4 hr.

4.- Drenar el monómero, incrementando la presión del nitrógeno 125 lb/pul² (1.8 hrs).

5.- Reducir la presión a la atmosférica durante 1 1/2 hrs.

A continuación se envuelven en papel aluminio, las piezas de madera, o se dejan en el mismo recipiente donde se impregnó para evitar evaporación (con juntas de elastómero) o en otro contenedor de irradiación y se purga con N_2 para evitar en lo posible el O_2 .

Algunos nombres comerciales de la duela de madera-polímero es "Gammapar" "Permagrain"

American Novawood Co.

Los recipientes se mueven automáticamente para tener una dosis uniformes.

Propiedades mecánicas de productos finales

Combinación	Retención %	Brinell Side dureza Kp/cm ²	Fuerza de compresión Kp/cm ²	Flexión estática Kp/cm ²
abeto sin tratar	0	250	580	885
abeto/MMA	102	2210	1110	1815
haya	0	390	770	1475
haya/MMA	62	1380	1300	2370
fresno	0	400	485	1160
fresno/MMA	55	1430	925	1230

Pruebas de Inflamabilidad del abeto

	Retención %	Tiempo de quemado (mín.)
sin tratar	0	3.75
MMA	120	17.5

Estabilidad dimensional en %

Combinación	Retención %	Cambio volumétrico %
abeto	0	16.5
abeto/MMA	102	9.5
haya	0	14
haya/MMA	62	8.5

West Virginia University

Después de impregnación y cubiertas con láminas de aluminio, se colocan en cajas de aluminio selladas, se introduce nitrógeno y se introducen bajo el agua a una fuente de Co^{60} de 50,000 Ci. La dosis total requerida varía con la especie de madera, monómero y razón de dosis.

v/g para arce con MMA a una razón de dosis de 40,000 rad/hr. la dosis de curado es de 0.6 Mrad y para arce con estireno 60% y 40% acrilonitrilo es de 2.6 Mrads.

La selección de razón de dosis es muy importante para evitar sobrecalentamiento y degradación de la madera.

Lockhud - Georgia Co.

Se han usado 2 fuentes de irradiación de un reactor nuclear y fuente de rayos γ de Co^{60} de 200,000 Ci.

En México en el Centro de Estudios Nucleares se llevó a cabo la impregnación de caoba con estireno, MMA y acrilonitrilo; se escogió caoba por ser más homogénea.

Resultados de los ensayos con estireno

Dosis Mrads	% conversión	% absorción agua	Dureza Janka Kg
0	0	62.0	455
2	18.0	53.0	500
6	49.8	47.0	490
10	82.8	41.4	485

Con acrilonitrilo

La flexión estática se mejora ligeramente excepto a 4 Mrads que es la dosis máxima, las dosis van de 0.25 hasta 4 Mrads.

La absorción de humedad disminuye notablemente llegando a disminuir hasta un 59.7%. Se mejora la estabilidad dimensional y la dureza. La irradiación se hizo en atmósfera de nitrógeno para los 2 casos anteriores.

Con Metil metacrilato

Dosis entre 0.5 y 5 Mrads, si se agregaron aditivos como CCl_4 y/o benceno en diferentes proporciones aumenta la velocidad de polimerización.

Aquí se usaron vacíos del orden de 1 y 5×10^{-1} mm de Hg durante 15 min y se purgó con N_2 se hizo a escala de laboratorio con el Gammacell de 3600 Ci y se diseñó equipo para escala semi piloto con el Gamma Beam de 50,000 Ci con las pruebas de flexión estática en: esfuerzo límite proporcional al momento de la ruptura, módulo de elasticidad y trabajo al límite proporcional, las muestras de madera se mejoran ligeramente.

La absorción de humedad disminuyó en 60% y se evitó el hinchamiento de la madera en gran porcentaje.

Dosis Mrads	% conversión	Incremento en dureza en %	Dureza Janka en Kg
0.5	36.9	+ 20	430
1.0	41.4	+ 30	460
1.5	75.0	+ 95	500
2.0	92.0	+ 160	550
4.0	99.0	+ 160	600

BIBLIOGRAFIA

- W. E. MOTT and G. J. Rotario "Impregnation and Polimerization methods and systems used in the production of wood-polymer materials". Impregnated Fibrous Materials IAEA, Viena (1968) pág. 83.
- E. PROKSCH "Wood Plastic Work in Austria". IAEA - SM - 123/33 pág. 467 - 473 (1969) Large Radiation Sources for Industrial Processes, Proceeding of a Symposium, Munich, 1969.
- V. M. Loyola, R. Echenique M. y L. Gálvez Cruz. "Impregnación de Caoba con estireno y polimerización inducida por irradiación gamma". Rev. Soc. Quím. Mex. - Vol. XVI (6) pág. 232 - 235 (1972).

2.- Impregnación de Concreto

La preparación del concreto-mortero poroso polimerizado requiere de la elaboración previa del mortero-poroso, para llenar más tarde con monómero del metil metacrilato los poros de éste y polimerizarlo posteriormente por medio de radiación gamma de Co-60.

El cemento-mortero es básicamente una mezcla de cemento portland, arena y agua.

El tipo de cemento empleado fué el cemento portland tipo II; se utilizó arena de mina del D. F. de granulación natural, la relación cemento agua fué de 0.750, el porcentaje de poros fué del 55% y su grado de capacidad de 0.45. Se agregó un aditivo en relación de 30 g/kg de cemento.

El monómero utilizado fué metacrilato de metilo.

Para los ensayos se utilizaron probetas cilíndricas de 10 cm de alto x 5 cm de diámetro. Las vigas destinadas a pruebas mecánicas de flexión fueron de 28.5 cm de longitud y 2.5 x 2.5 cm.

Cuando los especímenes cumplieron su tipo de curado, se secaron a temperatura de 35°C la cual no afecta la estructura del concreto-mortero poroso.

Impregnación

Se hicieron dos tipos de impregnación: en atmósfera de aire durante 24 hrs y a vacío durante 6 hrs.

La cantidad de monómero a emplearse depende del tipo de porosidad del concreto; después de impregnada, se cubre con una hoja de aluminio y se recubre con polietileno para evitar la evaporación.

Irradiación.

La irradiación de los especímenes se efectuó en un equipo Gamma Beam 650 tipo IR 31, Unidad de radiación de cobalto 60.

Los ensayos realizados en los especímenes fueron esfuerzo a la compresión y a la flexión, absorción de agua y resistencia al ataque químico.

Los valores máximos a la resistencia a la compresión se obtuvieron para los especímenes impregnados a vacío y polimerizados a 1.2 Mrads, la resistencia a la compresión se vió aumentada en un 600%.

Los valores del esfuerzo a la flexión más altas se obtuvieron para especímenes impregnados a vacío e irradiados a una dosis de 1.2 Mrads, la resistencia se incrementó en un 80%.

La absorción de agua se redujo a valores despreciables a partir del tercer día de inmersión, los especímenes tratados absorben 50% menos que los de control.

Ataque químico.- La resistencia al HCl al 15% indica que el espécimen es atacado en gran escala al principio, pero disminuye con la exposición continua al ácido comparada con los especímenes de control.

La penetración del monómero en especímenes impregnados en condiciones atmosféricas fué de 1.5 cm, y a vacío la penetración fue total debido a la evaporación de aire contenido en los poros.

Se encontró un valor máximo de 777.3 Kg/cm^2 para el esfuerzo a la compresión. En vigas un valor máximo de carga de 91.6 Kg y de tensión de 2.3 Kg/cm^2 .

Aplicaciones

Tiene aplicación en la fabricación de ladrillo o bloques huecos, piezas para techos y pisos, muros para edificios, vigas y zapatas para puentes, etc., ya que proporciona ventajas como: peso bajo, estructura y carga de cementación reducida, mejor resistencia al fuego, mejor aislante del calor, permeabilidad reducida, etc.

Resultados de las pruebas de compresión en Kg/cm^2 para especímenes con 20 días de curado.

Dosis total	Compresión para probetas impregnadas en aire en Kg/cm^2	Compresión para probetas impregnadas a vacío en Kg/cm^2
0.6	204	348
0.9	306	430
1.2	318	642

En el Laboratorio de Brookhaven, New York se llevaron a cabo estudios de impregnación de concreto, los cuales consistieron en el secado a 105°C de probetas de concreto, evacuación de aire a menos de 3 pulgadas de Hg; impregnación del monómero a presión y polimerización por medio de radiación gamma del Co-60 o por iniciación temocatalítica.

Se hicieron estudios con: etileno, acetato de vinil, acrilonitrilo, metacrilato de metilo, estireno, poliestireno y epoxiestireno

Las mejoras encontradas fueron:

- a) incremento en la fuerza de compresión de 285% más que el control.
- b) incremento en la fuerza de tensión de 292%.
- c) incremento en el módulo de elasticidad de 80%.
- d) incremento en el módulo de ruptura de 256%.
- e) absorción de agua disminuye en 95%.

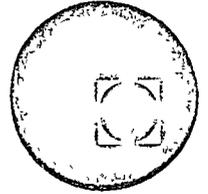
El concreto -monómero polimerizado por medios termo-catalíticos tiene valores de fuerza de 7 a 15% menos que polimerizado por radiación.

BIBLIOGRAFIA

- Norma L. Isunza y Elizabeth Volbre "Propiedades del Concreto - Mortero Poroso Impregnado con MMA y Polimerizado con rayos Gamma". Tesis que para obtener el título de Ingeniero Químico presentaron en la Facultad de Química UNAM (1974).
- M. Steinberg, L. E. , KUKACKA, P. Colombó and B. Manowitz "Concrete - Polymer Composite Materials" Proceedings of the American Nuclear Society Topical Meeting, San Juan, Puerto Rico (1969).



centro de educación continua
división de estudios superiores
facultad de ingeniería, unam



TECNICAS NUCLEARES

TEMA: IRRADIACION DE MADERAS

ING. GUILLERMINA BURILLO

Aserrín - Plástico

El estudio fué realizado en el Centro de Estudios Nucleares con el propósito de utilizar uno de los desperdicios de madera más abundantes en el país (aserrín de pino y de encino), através de su impregnación con MMA y polimerización con rayos gamma para producir un material con las características necesarias para utilizarlo en la industria de la construcción.

El MMA fué lavado con Na, OH al 10% por agitación cuando el inhibidor fué hidroquinona o destilado a vacío cuando el inhibidor fué topanol.

Se preirradió el aserrín para eliminar en parte el efecto de inhibidores de polimerización de la madera (extractivos).

Se mezcló el aserrín preirradiado con VAZO en diferentes proporciones según la especie de madera 1%, y cantidades variables de monómero y dosis de irradiación desde 0.1 a 1.5 Mrad.

La fuente de irradiación fué un Gamma Beam de Co-60 de 50,000 Ci.

Se encontraron los siguientes resultados: los mejores resultados se encontraron para una relación de 8g/10 ml para pino y de 9/20 para encino. La gravedad específica se incrementa de 0.5 a 0.7 para pino y de 0.6 a 0.7 para encino. Los demás resultados se pueden observar en las siguientes tablas.

Dosis Mrads	Dureza J. Pino (Kg)	Dureza J. encino (Kg)	Absorción de humedad %	
			pino	encino
0.1	290	---	33%	---
0.3	343	670	33	29
0.6	431	770	26	16
0.9	450	710	23	19
1.2	---	580	---	25
1.5	800	---	11	---

Dosis Mrads	Variación Volu_ métrica %		Flexión estática esfuerzo máximo al momento de la ruptura Kg/cm ²	
	pino	encino	pino	encino
0.1	16	---	3	---
0.3	10	10	19	32
0.6	8.6	3	---	53
0.9	4.0	3	---	37
1.2	---	---	---	---
1.5	2.5	4	80	59

El material así preparado se puede maquinar perfectamente, clavar, aserrar, etc.

Respecto a las características de inflamabilidad es menos inflamable que la madera sola, pero si se quiere eliminar o retardar más ésta se pueden usar algunas sales o aditivos; se estudiaron más de 30 combinaciones posibles y los mejores resultados se encontraron para aquellas muestras en las cuales el aserrín fué impregnado con fórmula de la AWPA tipo B para retardantes de flama (cloruro de Zn y Cr 80 %, sulfato de amonio 10 % y ácido bórico 10 %) antes de mezclar con el MMA y polimerizar. Al material ya acabado se impregna con una solución de metaborato de sodio-ácido bórico (7 : 3) al 12 %.

Otra fórmula es aquella en que al monómero se adiciona phosgard C-22-R + CCl_4 (3% = 10 %).

Los mejores resultados encontrados se dan en la siguiente tabla.

anti inflamable	aserrín sin pre-impregnar		aserrín pre-impregnado con fórmula AWPA-B	
	tiempo de quemado min.	velocidad de quemado cm/min.	tiempo de quemado min	velocidad de quemado cm/min.
borax	4.26	1.78	4.91	1.54
metaborato-ac bórico (7:3)	4.90	1.55	8.53	0.89
phosgard + CCl_4	6.58	1.15	7.70	0.98
control	2.67	2.88	4.25	1.78

El material así terminado es de aspecto agradable, asilante térmico y absorbe ruidos. En Japón se han hecho algunos estudios al respecto, pero con el material aserrín-plástico se hacen láminas, las cuales se pueden utilizar para marcos de puertas, pasamanos de escaleras, puertas, superficies de muebles y en paredes exteriores e interiores.

Las técnicas de laminación pueden ser de extrusión, compresión y otras técnicas empleadas normalmente para termoplásticos.

Bibliografía

- Burillo de V. G., Loyola V. V. M., Echenique. Manrique R., Gálvez C. L. y Azamar B. J. A. "Irradiation of Monomer-Impregnated Sawdust to produce new construction Material". Journal of Radiation Curing Vol. 2 (2) 1975.

- Guadalupe Albarrán S. "Propiedades de la mezcla Aserrín de Encino-MMA polimerizado con rayos gamma!" Tesis Profesional Facultad de Química UNAM (1974).

- Naiochi Takashima, Yujiro Nakayama, Takeo Iwamoto . "Properties and Applications of S.D.P. Japan Plastics Age, February 1972. pag. 24-30

Incremento en el rendimiento de la pulpa de papel por irradiación gamma de
astillas de pino.

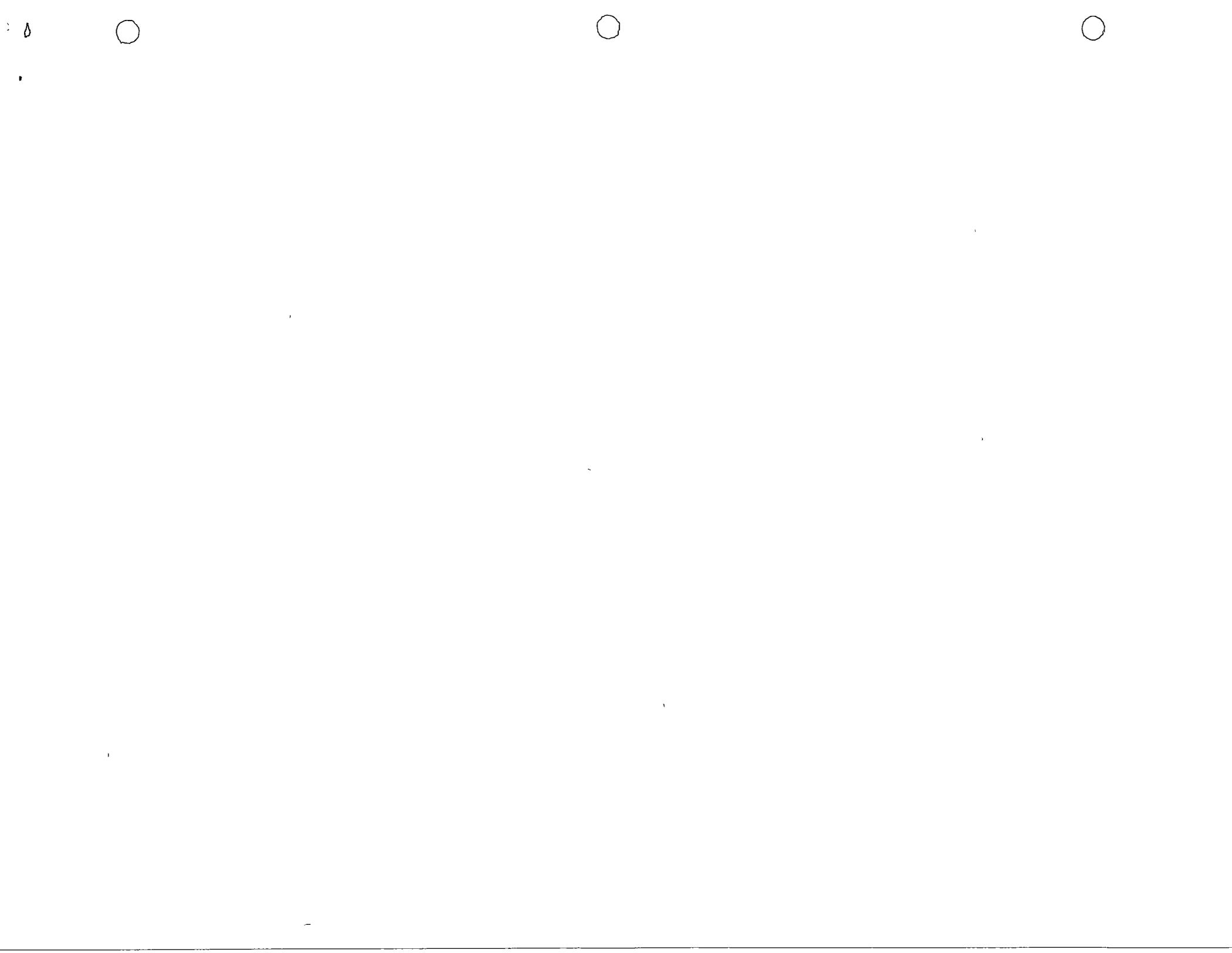
En recientes estudios se ha encontrado que la irradiación con un haz de electrones de astillas de abeto Douglas incrementa el rendimiento de la pulpa en el proceso Kraft entre 4 y 8 % y que esta mejora se mantuvo durante 8 meses de almacenamiento convencional a la intemperie por lo que se postuló que el incremento en el rendimiento debido a la irradiación de las astillas, pudo deberse a un mejoramiento en la retención del material celulósico en la pulpa.

En el Centro de Estudios Nucleares de la UNAM se estudió la posibilidad de que por irradiación gamma de cobalto-60 también se aumentará el rendimiento, con la ventaja de que debido a la mayor penetración de los rayos gamma se podría irradiar mayores volúmenes en el mismo tiempo, disminuyendo el costo y sin importar el tamaño o grosor de la astilla.

Para investigar los efectos de la radiación en las hemicelulosas, se sujetaron a un tratamiento de hidrólisis con NaOH al 0.1 N y a 100°C durante 24 horas en atmósfera de nitrógeno, se observó la pérdida de peso y se comprobó con una muestra sin irradiar. Las dosis de irradiación a que se sometieron las muestras fueron: 0, 0.012, 0.025, 0.05, 0.075, 0.1, 0.2, 0.5, 1, 1.5 y 2 Mrad.

En los resultados obtenidos se encontró que la madera sin irradiar dió una pérdida de peso de 23.46 % y en las astillas irradiadas hay una menor pérdida de peso encontrándose un mínimo a 0.025 Mrads de 15.33 % por tanto, el rendimiento aumenta en 8.1 %.

La dosis óptima encontrada a 0.025 Mrads para madera de pino con irradiación gamma es menor que la encontrada para abeto Douglas a 0.15 Mrads con irradiación de electrones y con un aumento del orden de 7 %.





centro de educación continua
 división de estudios superiores
 facultad de ingeniería, unam



TECNICAS NUCLEARES APLICADA A LA INGENIERIA.

"TRAZADORES

RAYOS X".

ING. CARLOS GARCIA MORENO.

TRAZADORES EN LA INDUSTRIA.

El trazado significa que un cierto elemento, substancia, fase u objeto cuyo transporte o transformación se desea estudiar, se marca con un agente específico que se comporta durante el proceso investigado en la misma forma que la materia bajo estudio, y además puede detectarse selectiva y fácilmente en un punto dado durante o después del proceso.

El empleo de trazadores radiactivos para estudiar procesos industriales ha sido objeto de numerosas aplicaciones ya que presenta muchas ventajas: sensibilidad, selectividad, posibilidad de hacer mediciones in situ y a través de las paredes de los equipos, etc. La técnica consiste en añadir una substancia radiactiva al material que fluye al sistema bajo estudio y en registrar la concentración de trazador en el efluente, como función del tiempo. Esta función contiene prácticamente toda la información relacionada a las características del flujo y del recipiente, tales como flujo volumétrico o volumen, tiempo de residencia, tamaño de zonas muestr~~x~~tas, dispersión, mezclado, etc.

Estas técnicas se emplean rutinariamente en plantas piloto o en fábricas en estudios de diversa índole, tales como:

- estudios de transporte de materiales para determinar flujos, distribución de tiempos de residencia y patrones de flujo.
- estudios sobre mezclado.
- determinación de volúmenes.
- localización de fugas y de bloqueos.
- estudios de dispersión de contaminantes.
- estudios sobre ventilación, etc.

Al iniciar un estudio con trazadores hay que seleccionar cuidadosamente el radioisótopo que se utilizará en función de su tipo de desintegración, energía, vida media y costo, así como su forma física y química; seleccionar el equipo de detección así como el equipo para inyección del trazador y para toma de muestras en caso de ser necesario.

Medición de gastos.

Existen varios procedimientos para determinar el gasto en tuberías, y en canales o ríos.

- Método de picos: Consiste en añadir al sistema en forma instantánea una cantidad de trazador y, determinar con ayuda de dos detectores colocados en puntos diferentes a lo largo de una tubería; el tiempo de paso del trazador. Conociendo el volumen comprendido entre dichos puntos, ΔV , al obtener la diferencia entre los tiempos de paso, $\Delta t = t_2 - t_1$ puede determinarse el gasto de la relación

$$q = \frac{\Delta V}{\Delta t} \quad (1)$$

- Inyección instantánea: Si una actividad conocida A de un radioisótopo se añade al sistema y aguas abajo se registra la concentración del trazador como función del tiempo, $c(t)$, el flujo volumétrico puede determinarse de la relación:

$$q = \frac{A}{\int c(t) dt} \quad (2)$$

La relación anterior expresa la conservación del trazador y para que sea válida se requiere que en el punto de detección se tenga

una concentración uniforme de trazador en la sección transversal y naturalmente, que no haya pérdidas de trazador, ya sea por adsorción o por haber bifurcaciones.

Existen diversas formas de evaluar la integral que aparece en la ecuación (2); una de ellas es la de "conteo total". Si se coloca un contador en el punto de detección, el número total de cuentas que se registra, N , está dado por la relación:

$$N = F \int_0^{\infty} c(t) dt \quad (3)$$

en donde F es una constante que depende del detector y se puede obtener calibrándolo en condiciones iguales que las de medida; por ello es conveniente colocar el detector no en el sistema mismo sino utilizar para la detección un contenedor con una geometría reproducible por el que se hace pasar una parte del fluido, previamente mezclado.

- Inyección continua: Se inyecta al sistema un trazador con una concentración C_1 y un caudal constante q_1 y aguas abajo se mide la concentración del trazador, C , en un punto donde haya buen mezclado; el gasto q en el sistema estará dado por la relación:

$$q = q_1 \frac{C_1}{C}$$

Distribución de tiempos de residencia.

Muy a menudo es necesario conocer en distintas industrias o laboratorios el tiempo promedio que permanecen una o varias sustancias en un horno, un reactor u otros recipientes.

El tiempo de residencia depende del caudal de entrada, dimensiones y forma geométrica del tanque y, de las condiciones de alimentación y de desague, así como de las características físicas y químicas de los productos que fluyen.

El tiempo de residencia nominal \bar{t} se define como el cociente entre la capacidad del recipiente V y el caudal o gasto que pasa por el mismo, q .

$$\bar{t} = \frac{V}{q}$$

Este tiempo de residencia nominal es útil para efectuar distintas evaluaciones técnico económicas pero es preciso admitir que esta información es incompleta, ya que una parte de la materia que fluye demora más tiempo que el valor nominal hallado y otra reside un tiempo menor.

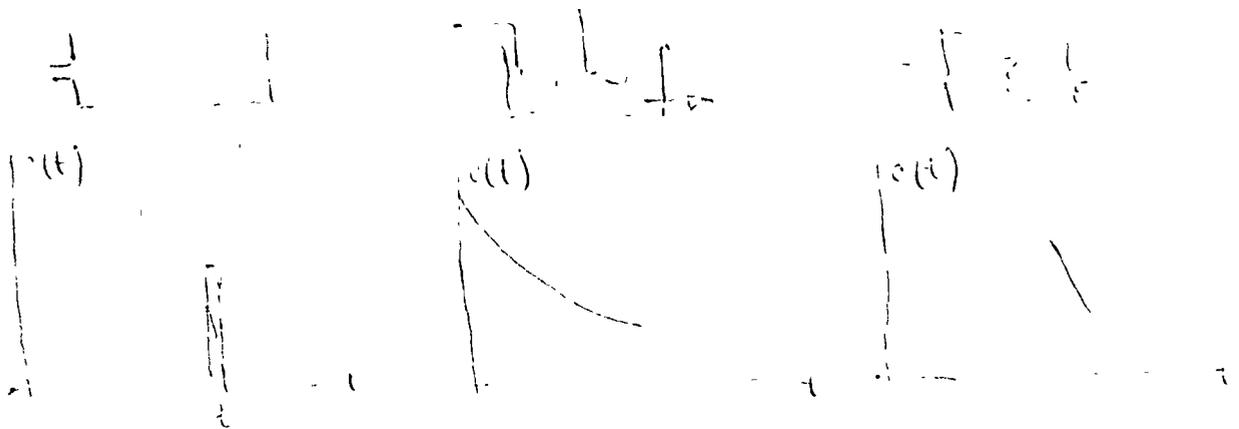
Si esto ocurre por ejemplo en un reactor, significaría que parte de la materia atraviesa demasiado rápido el recipiente sin completar la reacción química, mientras que otra fracción permanece más tiempo del debido.

Si se añade una cantidad A de trazador en forma instantánea al material que fluye a la entrada de un recipiente y se registra continuamente la concentración a la salida del sistema, se obtiene prácticamente la llamada curva C .

El área bajo la curva comprendida entre t y $t + dt$ representa la

fracción de material a la salida que tardó un tiempo comprendido entre t y $t + dt$ en salir, a partir del momento de la inyección del trazador, o sea la curva C nos da la distribución de edades a la salida del sistema o sea, la distribución de tiempos de residencia del fluido dentro del sistema.

La curva de respuesta a una inyección instantánea de trazador para el caso ideal de un flujo de tipo pistón y para el de un recipiente perfectamente mezclado se ilustran a continuación:



El tiempo de residencia promedio o sea, el centroide de la curva de concentración vs tiempo puede encontrarse de la relación:

$$\bar{t} = \frac{\int_0^{\infty} t c(t) dt}{\int_0^{\infty} c(t) dt}$$

Comparando el tiempo de residencia observado experimentalmente con el nominal se puede obtener información sobre el patrón de flujo dentro del sistema; por ejemplo, si $\bar{t}_0 < \bar{t}_N$ es indicativo de que se tienen zonas muertas en el sistema y el volumen muerto, V_m , puede encontrarse de la siguiente forma:

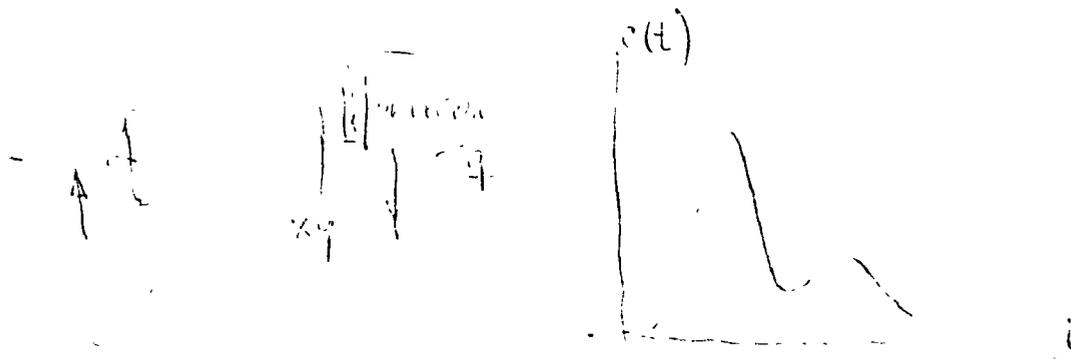
Volumen efectivo = $V - V_m$

$$\tau_0 = \frac{V - V_m}{q} = \frac{V}{q} - \frac{V_m}{q} = \tau_{\text{total}} - \frac{V_m}{q} = \tau_{\text{total}} \left(1 - \frac{V_m}{V}\right)$$

$$\tau_0 = \tau_{\text{total}} \left(1 - \frac{V_m}{V}\right)$$

Análogamente puede encontrarse la existencia de un "by pass".

En un sistema con recirculación puede determinarse el flujo recirculante: si se añade una cantidad A de trazador, la actividad que verá el detector en la primera pasada del material será A y en la segunda pasada será $x A$; o sea que de la curva de actividad obtenida puede determinarse x que es la fracción de material que recircula.



En algunos sistemas es posible mediante inyecciones instantáneas de trazador en distintos lugares del sistema obtener información sobre corrientes o flujos preferenciales, zonas muertas, tiempos medios de eliminación, etc. En otros sistemas es posible obtener en tiempos diferentes, curvas de isoconcentración de un trazador

inyectado previamente y de ellas es posible determinar las características del sistema, en particular en estudios de dispersión de contaminantes o de movimiento de arenas.

En general la curva de respuesta a una inyección instantánea - puede usarse para evaluar parámetros de un modelo específico de flujo propuesto para el proceso.

Estudios de Ventilación.

Los trazadores radiactivos se han empleado frecuentemente en estudios de ventilación. La rapidez de ventilación o de cambio de aire R , puede definirse como el cociente del flujo volumétrico de aire que entra a un cuarto y el volumen de éste, suponiendo que el aire en el cuarto está perfectamente mezclado; si esto no ocurre, la ventilación no es uniforme en el sistema.

En el caso de mezclado perfecto, la curva de salida de trazador que se ha inyectado en forma instantánea será $C = C_0 e^{-Rt}$ ($R = \frac{q}{V}$); o sea, la pendiente de la curva graficada en papel semi-logarítmico es la rapidez de ventilación; si se conoce el flujo volumétrico de aire puede determinarse si existen o no zonas - - muertas, así como su magnitud. Colocando el detector en diversos puntos de un local bajo estudio pueden determinarse con precisión aquellas zonas en las que no se tiene un mezclado perfecto. En esta forma ha sido posible diseñar difusores o rejillas cuya geometría sea la óptima para asegurar una perfecta ventilación y en cuartos piloto o en grandes espacios públicos cerrados, se ha encontrado su colocación óptima.

Localización de fugas.

Existen varios métodos para detectar fugas en redes de distribución de aguas o en drenajes. Uno de ellos consiste en añadir un trazador al sistema y observar la dirección del flujo con la línea bloqueada, de modo que el líquido fluya solo hacia la fuga, sabiéndose así si la fuga se encuentra hacia la derecha o hacia la izquierda del punto de inyección; procediendo así repetidamente en dirección hacia la fuga, es posible aislarla.

Otro método consiste en poner un trazador en el agua y presurizar la línea de modo que el fluido marcado fluya por los sitios de fuga y quede adsorbido en el terreno, en cuyo caso, desde la superficie puede detectarse la fuga; en oleoductos, el procedimiento es el mismo salvo que la detección se hace mediante un detector, acoplado a una grabadora que se mete dentro del ducto; la posición se determina en relación a las señales obtenidas - cuando la sonda pasa por fuentes de radiación colocadas a distancias convenientes, por fuera de la tubería.

En algunos casos en las "unidades raspadoras o diablos" que se emplean para limpiar tuberías se incorpora una fuente radiactiva para que si se atorán se pueda detectar su posición exacta desde la superficie y se procede a reparar la tubería en donde se produjo el bloqueo.

Fugas en intercambiadores de calor se pueden detectar fácilmente si se sigue la trayectoria de un trazador soluble; su magnitud puede determinarse por la técnica de conteo total.

ANALISIS DE RAYOS X DE FLUORESCENCIA.

El análisis de rayos X de fluorescencia consiste en excitar la muestra con una fuente adecuada de radiaciones detectando simultáneamente los rayos X característicos emitidos por los diversos elementos presentes en la muestra.

Con la disponibilidad de materiales radiactivos es posible seleccionar radioisótopos que emitan rayos X ó γ con energías adecuadas para excitar varios elementos. Se han hecho diversos intentos para realizar análisis de rayos X de fluorescencia en forma tal que la geometría permita compensar la relativamente baja intensidad de emisión de las fuentes radiactivas.

Con detectores de centelleo o proporcionales no es posible resolver rayos X de energías cercanas y al emplearlos, ha sido necesario recurrir a técnicas especiales, como la de los filtros de Ross, en que se utilizan dos absorbedores tales que el borde o discontinuidad de absorción por efecto fotoeléctrico de uno de ellos esté a una energía ligeramente menor y el del otro a una energía ligeramente mayor que la energía de los rayos X cuya intensidad se desea determinar; con cada uno de los filtros se toma un conteo y la diferencia de conteos es proporcional a la intensidad. En esta forma se hizo ya rutinario el análisis de rayos X con radioisótopos y en casos muy favorables se tienen límites de detección de 100 ppm para algunos elementos.

Paralelamente se desarrollaron los detectores de estado sólido cuya resolución permite separar los rayos X $K\alpha$ de casi todos los elementos, aún vecinos; con un analizador multicanal de altura

de pulsos es posible analizar simultáneamente todos los elementos presentes en una muestra, en forma cualitativa y/o cuantitativa. A esta modalidad del análisis de rayos X se le denomina de "dispersión de energías" así como a la técnica convencional se le conoce como de dispersión de longitudes de onda.

Equipo.

La configuración geométrica fuente-muestra-detector utilizada, se ilustra en la figura 1. La fuente radiactiva está blindada en su parte inferior y emite radiaciones solo en dirección a la muestra M, en donde una cierta fracción produce rayos X característicos que son emitidos en todas direcciones; algunos de ellos llegan al detector y también parte de la radiación primaria dispersada en la muestra.

La fuente de excitación se selecciona en función de la energía del borde de absorción fotoeléctrico de los elementos que se desea analizar. En la tabla I se muestran las características sobresalientes de los radioisótopos más empleados.

En el Departamento de Isótopos del Programa de Tecnología del INEN se cuenta con un detector de Si(Li) de 30 mm^2 de área x 4 mm de profundidad que tiene una resolución de 180 eV a 5.9 keV; con él es posible diferenciar rayos X de cualquier elemento de número atómico mayor que el del aluminio ($Z=13$). Los pulsos producidos en el detector, adecuadamente amplificados, se procesan en un analizador multicanal de altura de pulsos, en el que se -

obtiene el espectro de energías de los rayos X emitidos por la muestra; el área de cada uno de los fotopicos es directamente proporcional a la intensidad. Este equipo se está empleando - principalmente para análisis de elementos presentes a nivel de trazas en muestras muy delgadas.

Excitación de Rayos X.

Se han formulado diversas teorías semiempíricas para obtener la intensidad (I_A) de los rayos X de un cierto elemento A, excitados en una muestra. Para un haz de radiación monoenergética que incide perpendicularmente en una muestra homogénea que contiene una concentración r_A del elemento A, puede demostrarse que:

$$I_A = I_A^S \frac{[1 - e^{-2(\mu_i^E + \mu_i^A) r_i m}]}{\sum (\mu_i^E + \mu_i^A) r_i} \lambda_A$$

en donde: I_A^S , es un factor que depende de la intensidad y energía de excitación, de la geometría utilizada, y del número atómico Z del elemento A.

μ_i^E , μ_i^A ; son los coeficientes de absorción de cada uno de los elementos presentes en la muestra para la energía de excitación y para la energía de los rayos X del elemento A, respectivamente.

r_i , es la concentración en peso de cada uno de los elementos presentes en la muestra.

m , es el espesor de la muestra, expresado en mg/cm^2 .

Para muestras "gruesas" ($\sum (\mu_i^E + \mu_i^A) r_i m \geq 4$), la ecuación anterior será:

$$I_A^G = I_A^S \frac{\mu_A}{\alpha \mu_A + \sum \beta_i \mu_i}$$

en donde:

$$\alpha = \mu_A^E + \mu_A^A$$

$$\beta_i = \mu_i^E + \mu_i^A \quad (i \neq A)$$

Para muestras delgadas, $(\sum (\mu_i^E + \mu_i^A) \cdot r_i \cdot m) \leq 0.1$, la intensidad de los rayos X del elemento A excitados en la muestra será:

$$I_A^D = I_A^S \cdot r_A \cdot m$$

O sea, en el caso de muestras gruesas la intensidad de los rayos X de un elemento en el detector no es una función lineal de su concentración en la muestra, sino que depende también de la concentración de los otros elementos presentes en la misma muestra; o sea, se tienen ciertos efectos de absorción de rayos X en la muestra misma, que es necesario tomar en el análisis cuantitativo; sin embargo, en el análisis de minerales es generalmente fácil obtener curvas de calibración adecuadas y de ahí que este tipo de análisis en el que se emplea tan solo un detector de NaI(Tl) y un contador de pulsos, es una técnica ya rutinaria.

El análisis de muestras delgadas es un caso particularmente adecuado para el análisis de rayos X de fluorescencia ya que no se tienen efectos de absorción o interferencia de otros elementos y la intensidad de rayos X excitados es proporcional a la concentración del elemento que se desea determinar.

Análisis de contaminantes colectados en filtros.

Un aspecto muy importante en los estudios de contaminación ambiental es el análisis multielemental de las partículas de polvo colectadas en un papel filtro mediante muestreadores de aire, ya

que permite conocer el origen y movimiento de los contaminantes.

El filtro con las partículas colectadas puede analizarse mediante cualquier técnica: absorción atómica, espectroscopía de emisión, activación con neutrones o análisis de rayos X de fluorescencia; las dos primeras requieren de tratamientos previos en la muestra que además de ser laboriosos y tardados pueden ser una importante fuente de error, ya que puede contaminarse la muestra o perderse parte de los contaminantes colectados. El análisis por activación es una técnica muy sensible para ciertos elementos pero es muy costosa y requiere de un reactor nuclear; además, es difícil ver elementos como el Pb, Fe y otros que son importantes contaminantes.

El análisis de rayos X de fluorescencia en muestras delgadas es una técnica no destructiva; no requiere de preparación de la muestra excepto cortar un trozo del papel filtro, el cual se puede guardar como referencia después del análisis; en un corto tiempo (10 a 20 min) se determinan en forma simultánea prácticamente todos los elementos presentes en el filtro. Con un cambiador de muestras y una pequeña computadora se puede tener un sistema completamente automático capaz de analizar más de 100 muestras diarias a un costo inferior a \$50.00 por muestra.

Con el equipo que se tiene para el análisis de muestras delgadas, la cantidad mínima detectable en un tiempo de análisis de 10 minutos de elementos tales como Fe, Zn, Pb, etc. es de décimas de microgramo por cm^2 de filtro.

Referencia:

Radioisotope X-Ray Fluorescence Spectrometry, Technical Report Series No. 115, IAEA, Vienna, 1970.

Medición del espesor de recubrimientos.

En un sistema metal base-recubrimiento es posible medir el espesor del recubrimiento por uno de dos procedimientos: excitando rayos X del recubrimiento y midiéndolos directamente o excitando rayos X del metal base y midiendo su absorción en el recubrimiento.

En el primer caso, si el recubrimiento es con un metal puro, como por ejemplo zinc (lámina galvanizada), estaño (hoja lat), etc., la ecuación 1 se reduce a la forma:

$$I_R = \frac{I_R^S}{\mu_R^E + \mu_R^R} \left[1 - e^{-(\mu_R^E + \mu_R^R) \cdot m} \right]$$

en donde m es ahora el espesor del recubrimiento.

En el segundo caso se excitan rayos X del metal base, por ejemplo fierro, que se supone tiene un "espesor infinito" y se mide la intensidad de estos rayos X una vez atenuados en el recubrimiento. Entonces tendremos:

$$I_B = \frac{I_B^S}{\mu_B^E + \mu_B^B} \cdot e^{-(\mu_R^E + \mu_R^B) \cdot m}$$

Energía nuclear y tecnología

Carlos García Moreno*

La industria, la agricultura, la medicina y la investigación científica han encontrado en los radioisótopos una poderosa ayuda

Los radioisótopos

Al hablar de la aplicación pacífica del átomo, mucha gente considera que es sinónima de la producción de energía eléctrica a partir de combustible nuclear.¹ Esto es comprensible, ya que éste es uno de los grandes objetivos de muchos países en este mundo ávido de fuentes de energía. Hay sin embargo, otro aspecto importante: los radioisótopos y sus usos en la industria, agricultura, medicina e investigación científica.

Los materiales radiactivos, o radioisótopos, son aquellos cuyos núcleos emiten radiaciones. Estas pueden ser de tres tipos, que se distinguen por su naturaleza y su poder de penetración: los rayos alfa (α) están constituidos por partículas con carga eléctrica positiva y tienen poco poder de penetración en la materia por ser partículas pesadas; los rayos beta (β) son en realidad electrones, es decir, partículas relativamente ligeras con carga eléctrica negativa; y los rayos gamma (γ) son de naturaleza electromagnética (como la luz o los rayos X) con una energía más elevada, y un gran poder de penetración.

Existen muchos elementos radiactivos en la naturaleza; sin embargo, con la disponibilidad de reactores nucleares en 1940 se abrió un mundo nuevo ante nosotros: materiales estables pueden tornarse radiactivos al ser sometidos al flujo de neutrones de un reactor; de esta forma el hombre ha podido *fabricar* radioisótopos a volumen, es decir, materiales que emiten determinadas radiaciones, que hoy en día se emplean en una infinidad de actividades en bien de la humanidad.

Los radioisótopos producen beneficios tangibles en la industria y ésta es la principal explicación

que puede darse de su uso extendido y creciente. Mediante el uso de radioisótopos puede lograrse una mejor calidad del producto elaborado, un ahorro de materia prima, de desperdicios y de mano de obra, y una mayor eficiencia de otros factores de producción que en seguida analizaremos, en función de algunas de las aplicaciones más importantes de los radioisótopos. Para ello, dividámoslas en dos grupos:

- Uso de fuentes selladas e instrumentos.
- Uso de trazadores y técnicas de activación.

Instrumentos de medición con fuentes selladas

Como la cantidad de radiación que absorbe o dispersa un material depende de la naturaleza del mismo, midiendo el grado de absorción o dispersión podemos determinar ciertas propiedades del material en cuestión, como son espesor, densidad, composición, etc. Los instrumentos que nos permiten hacer estas determinaciones consisten básicamente de una fuente radiactiva sellada y de un detector de radiaciones acoplado a un indicador que muestra la cantidad de radiación detectada.

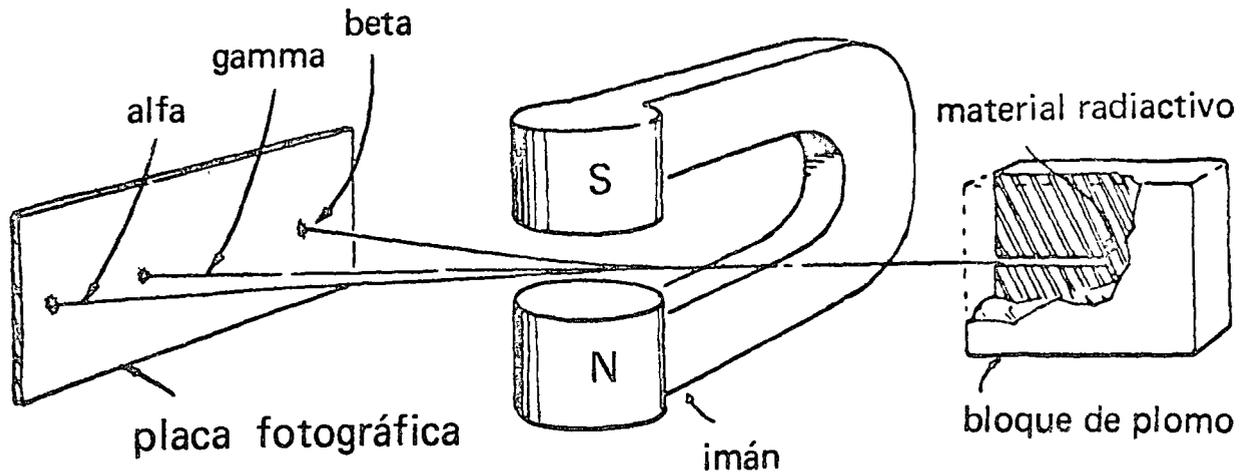
La ventaja más importante que presentan los instrumentos con radioisótopos es que no se requiere ningún contacto con el material que se mide. Por tanto, se usan para mediciones en materiales que son delicados, como el papel, o en los que el acabado superficial es importante. Esta técnica permite también determinar propiedades de materiales producidos en forma continua, a alta velocidad o a alta temperatura. En la industria alimenticia, las mediciones sin contacto garantizan las condiciones sanitarias necesarias en el proceso de manufactura. Además, las mediciones pueden realizarse ya sean continuamente en el material producido, o en muestras extraídas del mismo, sin alterar el material en modo alguno.

Medición de densidades

Otra ventaja de los medidores con radioisótopos estriba en que la gran penetración de la radiación

*Carlos García Moreno es investigador científico de la Comisión Nacional de Energía Nuclear y se ha dedicado a las aplicaciones industriales de los radioisótopos. Trabaja también en el Laboratorio Nuclear de la UNAM.

¹ NR: ver Física, vol 1, No 8.



Un imán permite distinguir entre los tres tipos de emisiones radiactivas.

gamma de alta energía permite realizar mediciones a través de recipientes cerrados aunque sus paredes sean muy gruesas. Así, desde el exterior podemos determinar la densidad de una sustancia que está dentro de una tubería, o el nivel de un líquido en un tanque de almacenamiento, con lo que se facilita la instalación y el servicio de mantenimiento. Por ejemplo, en un oleoducto pasan diferentes productos de petróleo y es necesario distinguirlos; esto puede lograrse con un medidor de densidades de radiación gamma. Cuando el instrumento falla puede reemplazarse o repararse sin detener la operación de bombeo, ya que el medidor está montado por fuera del ducto.

Cuántas veces nos hemos encontrado con que la salsa de tomate embotellada que acabamos de comprar no sale de la botella, o que el cigarro que encendemos se apaga por estar el tabaco muy flojo o muy apretado; estos problemas pueden eliminarse fácilmente con un medidor de densidad con radioisótopos.

Análisis no destructivo

Varias características de los instrumentos con radioisótopos los hacen particularmente adecuados para emplearse en la industria minera, tanto en la prospección como en el ensayo de minerales. El bajo costo, las pequeñas dimensiones, la independencia de la corriente de línea y el fácil manejo, son las bases ideales de un instrumento portátil para uso en el campo. Con un equipo de esta naturaleza se pueden realizar análisis no destructivos de rayos X para determinar el conte-

nido de ciertos elementos en los minerales lográndose en algunos casos una sensibilidad hasta de 40 ppm (40 partes por millón).

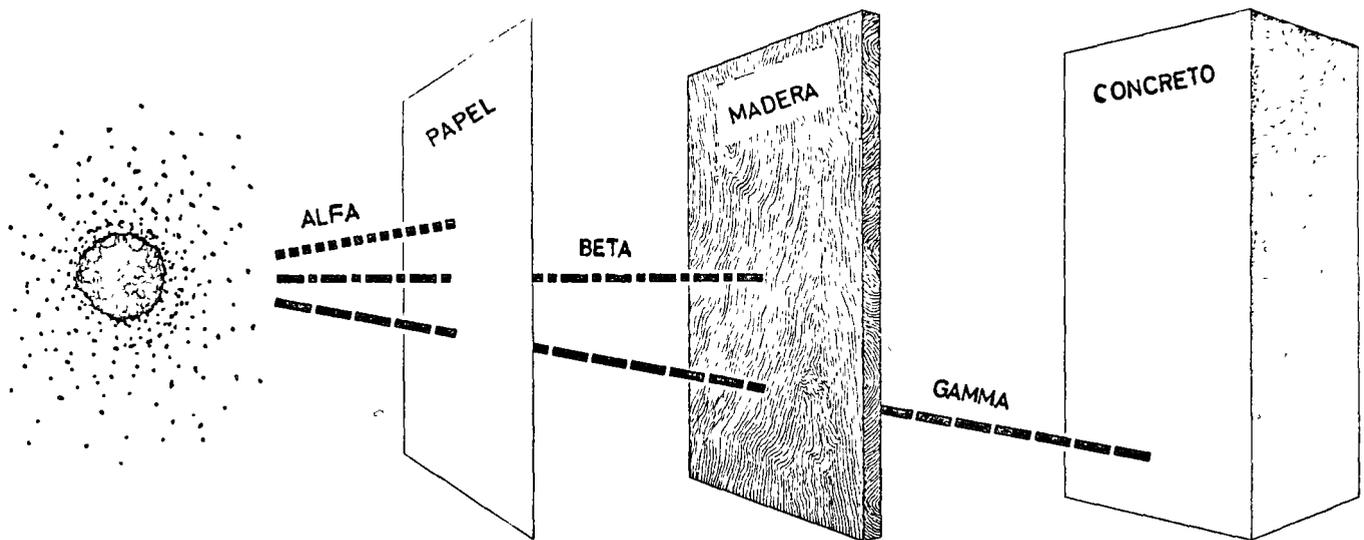
El costo de los medidores con radioisótopos varía grandemente según el grado de complejidad que se requiera, desde \$10 000.00 MN para uno sencillo, hasta \$ 250 000.00 MN para uno que permita automatizar una fábrica. Normalmente, la inversión se amortiza en corto tiempo.

Medición de espesores

Consideremos un ejemplo para comprender mejor la importancia de empleo de los radioisótopos en la industria: medición del espesor de recubrimiento de zinc sobre lámina de hierro. Al producto final se le denomina lámina galvanizada. El propósito del galvanizado es proteger la lámina contra la corrosión, y el grado de protección depende del espesor del recubrimiento de zinc. En láminas que estarán expuestas a la intemperie se requiere un recubrimiento de aproximadamente 0.05 mm de zinc para que tengan una duración de por lo menos 15 años en buenas condiciones; en aquellas que se usen en interiores, un espesor de 0.01 mm de zinc es suficiente.

Todos hemos visto el empleo de lámina galvanizada en la construcción de techos, ductos de aire acondicionado, tuberías para desagüe y drenajes, tinacos, latas, cubetas y botes de basura, así como en muebles metálicos, refrigeradores, lavadoras, etc.

El galvanizado puede realizarse, ya sea por inmersión de la lámina de hierro en una tina con



Poder de penetración de algunas radiaciones nucleares.

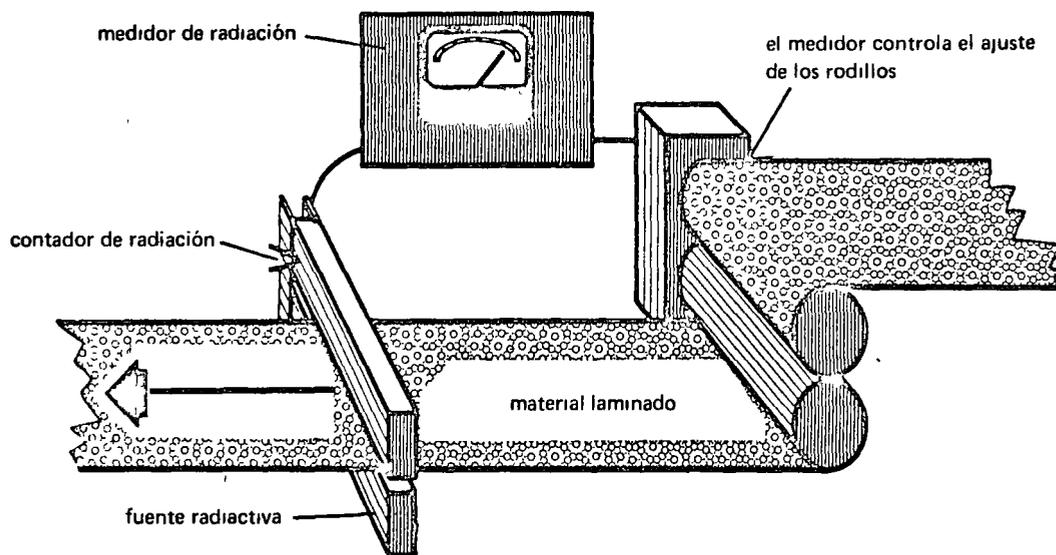
zinc fundido (para espesores mayores de 0.01 mm de zinc) o por electrodeposición (para espesores menores).

En el proceso de galvanizado por inmersión en caliente, la lámina negra se hace pasar por un baño de zinc a una velocidad de unos 60 metros por minuto o mayor y a continuación pasa a una cortadora; la temperatura del baño es del orden de 450°C.

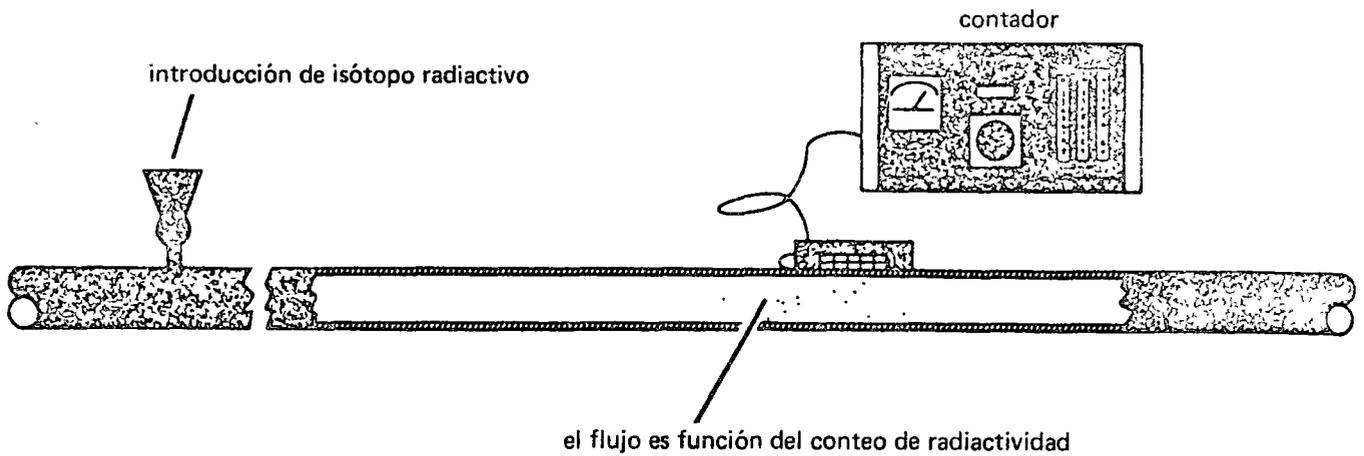
Este es un caso típico de un proceso en el que, para asegurar la uniformidad del producto terminado, es conveniente medir continuamente el

espesor del recubrimiento. Este se controla variando el tiempo de inmersión. La rapidez, la elevada temperatura y el acabado superficial del producto obligan a que esta medición se efectúe sin contacto alguno con el material que se mide.

Si el fabricante desea producir una lámina resistente a la intemperie el espesor del recubrimiento de zinc debe ser superior a 0.05 mm; cuando no se dispone de un medidor adecuado es costumbre fijar las condiciones iniciales del proceso en forma tal que el espesor sea el doble, con lo que se puede asegurar que si el tiempo de



Medición continua del espesor de materiales laminados.



Medición del flujo en una tubería.

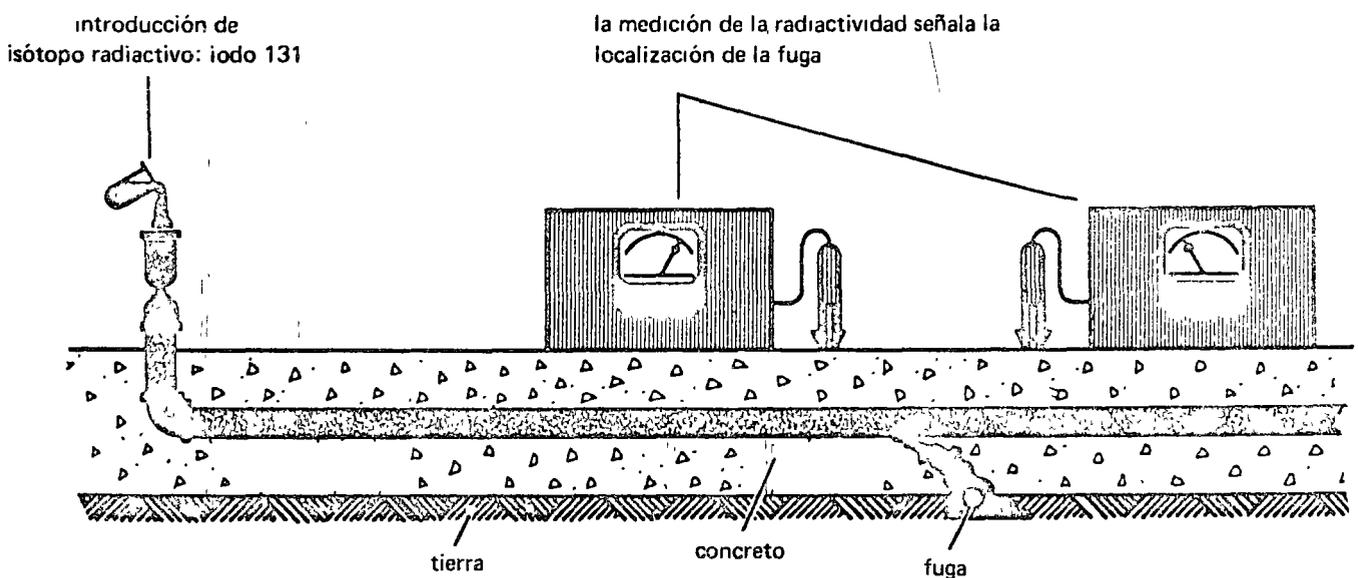
inmersión disminuye por alguna razón, el espesor del zinc seguirá siendo por lo menos igual a lo necesario. En este caso el fabricante está consumiendo prácticamente el doble del zinc que requiere. En el momento en que se instale un equipo de medición continua, podrá ajustar instantáneamente sus condiciones de operación con lo cual obtendrá un producto más uniforme, menos desperdicio de material y un ahorro de materia prima. Ahora bien, si el volumen de producción es tal que el consumo de zinc es de 10 toneladas por semana, el ahorro en materia prima será de 5 toneladas o sea \$ 20 000.00 / semana aproximadamente. En este caso, un medidor que cuesta \$ 200 000.00 quedará pagado en 10 semanas de operación.

En este ejemplo, la técnica de medición del espesor más adecuado consiste en excitar rayos X

característicos del zinc y en cuantificarlos. el número de rayos X depende directamente del espesor del zinc, dentro de ciertos límites.

Radiografía gamma

La técnica moderna exige un control minucioso de, por ejemplo, las piezas destinadas a la construcción mecánica. Por ello, los métodos de control no destructivo han encontrado un dominio considerable de aplicación. Entre ellos el de gammagrafía ocupa un primer plano, aumentando su importancia día con día. Su uso es rutinario en la inspección de soldaduras y de piezas de fundición, para revelar la presencia y naturaleza de las discontinuidades y los defectos. Numerosas fallas en tanques de almacenamiento, en recipientes de presión, en tuberías, en barcos y aviones se han debido a fracturas en el acero, asociadas a



defectos de soldadura. La radiografía con rayos X puede emplearse para verificar que no existan en las uniones roturas ni otros defectos como poros, escorias y falta de penetración o de fusión de la soldadura.

Otras aplicaciones

Son tantas las aplicaciones de los radioisótopos, como fuentes de radiación, que sería imposible mencionarlas todas aquí. A manera de ejemplo citemos brevemente algunas más. Los radioisótopos se pueden emplear en sistemas de alarma contra incendios, en la eliminación de cargas electrostáticas de materiales aislantes, en la fabricación de pinturas luminiscentes. . .

Empleo de trazadores y técnicas de activación

El rastreo significa que una cierta sustancia, cuya transformación se desea estudiar, se marca con un agente específico que se comporta en el proceso investigado en la misma forma que el material de interés y que, además, permite su detección selectiva y rápida en un momento dado, durante o después del proceso. La aplicación del principio de rastreo se ha desarrollado extensamente con la disponibilidad de sustancias radiactivas como trazadores.

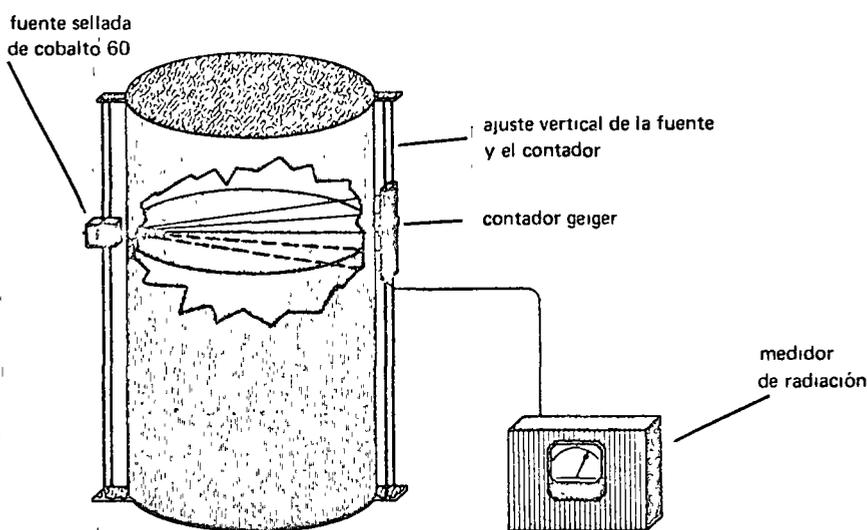
No existe una clasificación de las diversas formas en que se utilizan los trazadores en la industria, pero pueden agruparse en las siguientes aplicaciones: estudios de transporte de materiales y de mezclado, determinación de volúmenes, detección de fugas, estudios de corrosión y desgaste,

y análisis por activación. Los experimentos con trazadores radiactivos se han hecho en una gran diversidad de sistemas, incluyendo entre otros, motores, pozos de petróleo, torres de destilación, tuberías, reactores químicos, mezcladores, sistemas de engranes, ríos y canales, hornos rotatorios, etc.

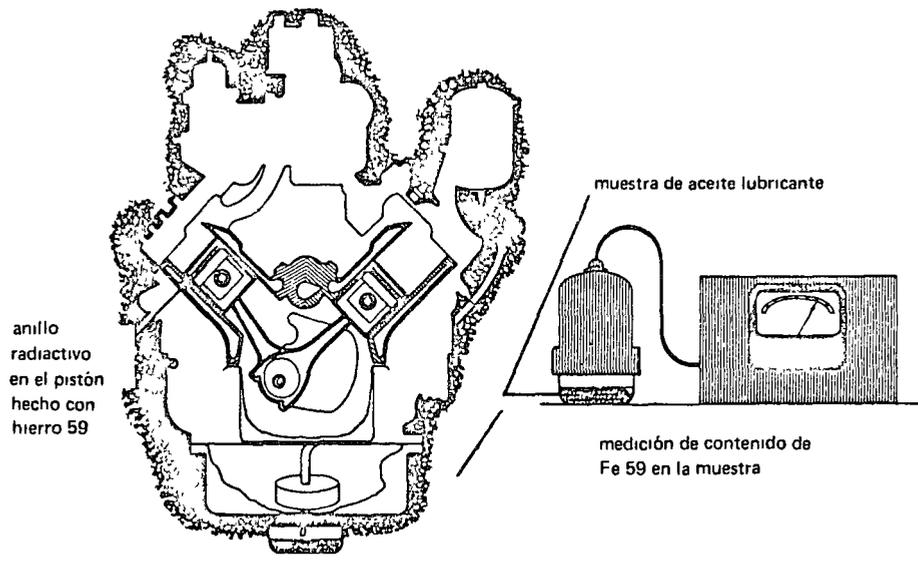
Algunas de las ventajas de los trazadores radiactivos son las siguientes: la medición de radiación se hace con una gran sensibilidad, por lo que la cantidad de trazador empleada puede ser tan pequeña que no produzca interferencia con el proceso bajo estudio. Los detectores de radiación tienen una respuesta rápida. La radiación nuclear puede medirse, continua o discontinuamente, sin necesidad de extraer muestras y perturbar el sistema estudiado, ni parar el proceso. Cuando se usan emisores de rayos gamma, la medición puede efectuarse a través de las paredes de recipientes y tuberías. El material radiactivo y la instrumentación de detección son generalmente baratos y el costo de realizar una aplicación es generalmente insignificante en relación con el valor de la información obtenida.

Estudios de fricción y desgaste

Los estudios de corrosión y desgaste requieren la medición de cantidades muy pequeñas de material. Actividades específicas moderadamente altas, obtenidas al irradiar el material, dan una sensibilidad suficiente para realizar las mediciones. Esta técnica se ha utilizado en el estudio del desgaste de herramienta de corte, troqueles y dados, balines, engranes, pistones, contactos eléctricos, mo-



Determinación del nivel de un líquido en un recipiente.



Estudios de fricción y lubricación.

tores, llantas, ceras y barnices bajo condiciones normales de operación. Se emplea también para determinar el desgaste de recubrimiento de hornos de fundición.

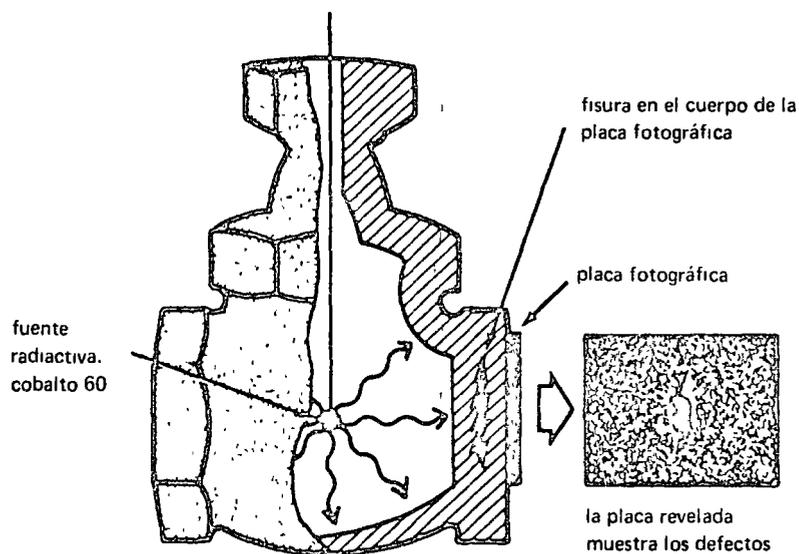
Análisis por activación

Un gran número de las aplicaciones industriales de los radioisótopos pueden considerarse esencialmente como técnicas de análisis. Sin embargo, el análisis por activación con neutrones es la más conocida y la más poderosa de las técnicas de análisis de elementos químicos. Actualmente ha alcanzado una etapa en la que se le considera parte de la herramienta normal del químico ana-

lista. Esta técnica consiste en irradiar la muestra en un reactor o en un generador de neutrones y en determinar, con un equipo de conteo de radiaciones, la cantidad de radiactividad inducida. En algunos casos no se requiere de separaciones químicas, por lo que puede considerarse como una técnica de análisis instrumental, no-destructiva, con la que puede obtenerse una sensibilidad hasta de 10^{-1} g para algunos elementos.

Distribución de tiempos de residencia y velocidades de transporte

De la distribución de tiempos de residencia en un sistema, como un recipiente o un reactor químico-



Radiografía con rayos gamma.

co, puede obtenerse información sobre los patrones de flujo del fluido y de su relativa importancia.

Estos estudios son necesarios en el diseño de plantas, para probar que el equipo se usa eficientemente, que el producto es uniforme en calidad, y en la identificación y localización de diversos funcionamientos erróneos en procesos industriales.

Dentro de este grupo pueden incluirse aplicaciones tan variadas como la determinación de velocidad de flujos (o gasto) en sistemas de enfriamiento en plantas industriales, o en ríos y canales de riego, estudios sobre ventilación para determinar la rapidez de renovación del aire y para obtener patrones de su movimiento, estudios sobre el movimiento de aguas subterráneas y superficiales, estudios sobre el movimiento de arena y sedimentos en puertos y litorales, etc.

Otros usos

Con radioisótopos pueden realizarse estudios sobre mezclado de materiales, con objeto de minimizar el tiempo de mezclado y optimizar las condiciones del proceso; pueden determinarse pesos o volúmenes por medio de dilución isotópica y pueden localizarse fugas en recipientes cerrados o en tuberías enterradas, así como fugas de un sistema a otro.

Conclusión

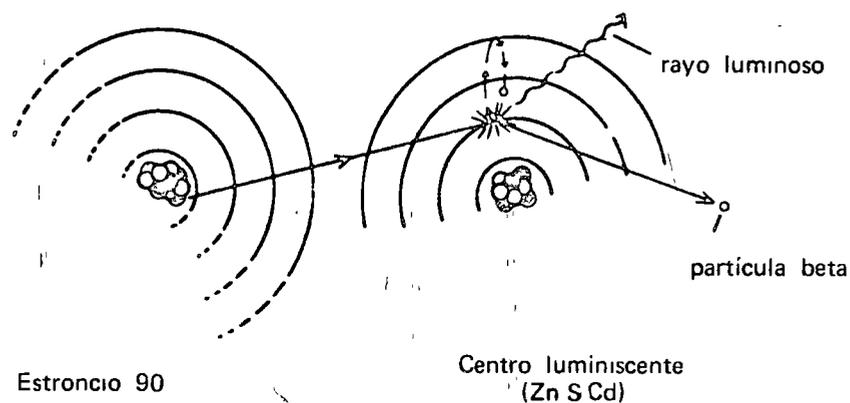
Hemos mencionado algunas de las aplicaciones industriales más importantes de los radioisótopos

y hemos visto que, debido a los beneficios tan importantes que producen, su uso es cada día mayor. En México, el reactor nuclear de la Comisión Nacional de Energía Nuclear tiene como uno de sus objetivos el producir radioisótopos de vida media corta que, por ser activos durante poco tiempo, deben ser producidos cerca del lugar de utilización, no siendo posible su importación desde el extranjero. Los primeros radioisótopos producidos por este reactor fueron empleados en el hospital 20 de Noviembre del ISSSTE para una aplicación de tipo médico que, por falta de espacio, no hemos tratado. La Universidad Nacional Autónoma de México y el Instituto Politécnico Nacional también han hecho uso de radioisótopos producidos en el país.

Con el funcionamiento continuo de este reactor, y con los próximos que se instalen en el país, el empleo de los radioisótopos en la industria y en otras áreas como la medicina y la agricultura crecerá vertiginosamente.

Bibliografía

- Isotopes*, J L Putman. Penguin Books. Libro muy descriptivo, al alcance de todos. Muy recomendable.
- Radioisotope Applications in Engineering*. Kohl, Zentner and Lukens. D Van Nostrand Co, 1961. Libro de texto que trata sobre radioisótopos y sus aplicaciones. Recomendable.
- Industrial Radioisotope Economics*. IAEA. Vienna, 1965. Lista todas las aplicaciones industriales de radioisótopos, presentando sus ventajas económicas y su importancia.
- Radioisotope Applications in Industry*. IAEA. 1963. Resumen de diversas aplicaciones de radioisótopos, clasificadas según las diferentes actividades industriales, con referencias seleccionadas.



Mecanismo de la luminiscencia

INSTRUMENTOS CON RADIOISOTOPOS

Medidores de espesor y de recubrimientos

Láminas de aluminio, de cobre, de fierro, papel y plásticos; recubrimientos de hule, de plástico o de abrasivos en papel y textiles; recubrimientos metálicos tales como hojalata y lámina galvanizada; lacas y pinturas en láminas metálicas.

Medidores de densidad

Alimentos en evaporadores (jugos, miel, leche condensada), densidad de tabaco en cigarros. Densidad de pasta de pulpa en fábricas de papel; de solución de latex en hule, de mezclas de asbestos y de cal en la industria del cemento, densidad de hidrocarburos en oleoductos; densidad de ácidos corrosivos o concentrados en la industria química en general.

Medidores de nivel y monitores de paquetes

Para controlar el llenado de latas, botellas, y paquetes de sopa, café, cerveza, etc. Se usan medidores de nivel en tanques de almacenamiento, reactores y hornos, en casi todas las ramas de la industria alimenticia, papelera, hulera, química, petrolera, cementera, etc.

Instrumentos analíticos

Contenido de cloro en hidrocarburos clorinados. Análisis de azufre, de cobalto y de plomo, y proporción de carbono e hidrógeno en productos del petróleo. Análisis de plata, estaño, cobre, zinc y otros elementos en minerales. Análisis de aceros especiales y aleaciones (ej: determinación de wolframio, cromo, níquel, manganeso y otros elementos en aceros).

Otros

Detectores de humo, fuentes luminosas, eliminadores de electricidad estática en productos laminados.

USOS DE TRAZADORES EN LA INDUSTRIA

Transporte de materiales	<p>Medición de flujos, patrones de flujo y tiempos de retención de sólidos, líquidos y gases en diversos sistemas empleados en la industria. Velocidad de sólidos en suspensión y estudio de procesos de flotación.</p> <p>Flujo de agua, de pulpa y de fibras en la industria del papel.</p> <p>Movimiento de virutas en digestores.</p> <p>Dinámica de torres blanqueadoras, y eficiencia de lavado.</p> <p>Tiempos de residencia y patrones de flujo en extrusores. Pérdida de catalizadores.</p>
Mezclado	<p>Homogenización de materiales en minería.</p> <p>Eficiencia de mezclado en alimentos, distribución de vitaminas.</p> <p>Distribución de aditivos y de pigmentos en la fabricación de hule y pinturas.</p> <p>Mezclado de aditivos en concreto.</p> <p>Distribución de componentes en aleaciones.</p>
Desgaste y corrosión	<p>De piezas de molino, de asbestos, de llantas, de piezas de maquinaria, de engranes, pistones, anillos y herramientas de corte; desgaste del recubrimiento refractario en hornos de fundición; corrosión de tanques y recipientes industriales.</p>
Análisis por activación	<p>Análisis de impurezas en semiconductores; de sodio, vanadio, bario y fósforo en hidrocarburos, de oxígeno en aceros, de aluminio y de magnesio en catalizadores, de aluminio, cloro y flúor en plásticos y hules sintéticos, de pesticidas en cosechas y alimentos, etc.</p>

ALPHABETICAL LIST OF INDUSTRIES WITH TYPICAL PANALYZER APPLICATIONS

Aerospace	Chemical	Ore Processors	Rubber
Aluminum	Electric Power Co.	Paper	Steel
Analytic Laboratories	Foundry	Petrochemical	Synthetic Fibers
Battery Manufacturers	Glass	Photo Film Mfg.	Wood Preservation
Cement	Metal Processors	Pollution Monitoring	

Industry	Element	Sym.	Z	Matrix	+S	Range	Remarks	N
Aerospace	Molybdenum	Mo	42	Ni based alloy	.1%	0-5%		28
	Neodymium	Nd	60	Mg based alloy	.05%	0-5%		31
	Nickel	Ni	28	Rocket fuel	.05%	0-7%		33
	Praseodymium	Pr	59	Mg based alloy	.05%	0-5%		31
Aluminum	Copper	Cu	29	Al alloy	.017%	0-5%		19, 20, 21
	Iron	Fe	26	Al alloy	.04%	0-5%		19, 20, 21
	Manganese	Mn	25	Al alloy	.01%	0-5%		20, 21
	Zinc	Zn	30	Al alloy	.03%	0-5%		19, 20, 21
Analytical Labs	Chlorine	Cl	17	Polyvinyl chloride	.05%	0-5%		14
	Cobalt	Co	27	Hydrocarbon	.01%	0-2%		49
	Lead	Pb	82	Hydrocarbon	.001%	0-5%	NF, T=64	24
	Mercury	Hg	80	Hydrocarbon	.001%	0-5%	NF, T=64	49
	Palladium	Pd	46	Hydrocarbon	.01%	0-5%	NF, T=64	49
	Potassium	K	19	Hydrocarbon	.02%	5-10%	NF, T=64	49
	Rubidium	Rb	37	Hydrocarbon	.01%	0-15%	NF, T=64	49
	Selenium	Se	34	Hydrocarbon	.01%	0-5%	NF, T=64	49
	Silver	Ag	47	Hydrocarbon	.01%	0-5%	NF, T=64	49
	Strontium	Sr	38	Hydrocarbon	.01%	0-15%	NF, T=64	49
	Tellurium	Te	52	Hydrocarbon	.01%	0-5%	NF, T=64	49
	Thallium	Tl	81	Hydrocarbon	.001%	0-5%	NF, T=64	49
	Thorium	Th	90	Acid solution	.02%	0-5%		49
	Titanium	Ti	22	On filter paper	30μ gm	0-100μ gm		14
Uranium	U	92	Acid solution	.02%	0-5%		49	

Industry	Element	Sym.	Z	Matrix	±S	Range	Remarks	N
Battery Mfg.	Antimony	Sb	51	Lead	1.0%	0-12%		2
	Gallium	Ga	31	Indium alloy	.3%	0-5%		22
	Germanium	Ge	32	Indium alloy	.3%	0-5%		22
Cement	Calcium	Ca	20	Cement raw mix	.2%	30-50%		11
	Iron	Fe	26	Cement raw mix	.05%	1.5-4.5%		49
Chemical	Barium	Ba	56	Polymers	.1%	0-15%		4, 5, 6
	Cadmium	Cd	48	Hydrocarbon	.01%	0-5%	NF, T=64	49
	Cesium	Ce	55	Hydrocarbon	.1%	0-5%	NF, T=64	49
	Calcium	Ca	20	Polymers	.15%	0-5%		4, 5, 6
				Aliphatic alcohols	.1%	0-5%		7
				Oil	.1%	0-5%		8
	Chlorine	Cl	17	Tin organics	.2%	0-5%		5
	Iodine	I	53	Hydrocarbon	.02%	0-5%	NF, T=64	49
	Sulphur	S	16	Polymers	.8%	0-15%		4, 5, 6
	Titanium	Ti	22	Hydrocarbon	.02%	0-5%		43
	Zinc	Zn	30	Polymers	.05%	0-10%		4, 5, 6
Rayon ZnSO ₄				1.0%	35-40%		46	
Electric Power	Sulphur	S	16	Coal	.04%	0-5%		41
Foundry	Antimony	Sb	51	Brass	.1%	0-5%		1
	Copper	Cu	29	Brass	1.0%	50-60%		1
	Lead	Pb	82	Leaded Brass	.12%	0-4%		49
	Silicon	Si	14	Iron silicate	2%	20-60%		35
				Cast Iron	.7%	0-5%		37
	Tin	Sn	50	Bronze	.2%	0-11%		49
	Zinc	Zn	40	Brass	1.0%	25-30%		1
Glass	Calcium	Ca	20	Glass	.03%	0-5%	NF, T=64	10
	Tin	Sn	50	On glass	1μ in.	0-10μ in.	NF, T=64	10

Industry	Element	Sym.	Z	Matrix	$\pm S$	Range	Remarks	N
Metal Processing	Cadmium	Cd	48	Plated on wire	2 μ in.	30-200 μ in.		49
	Chromium	Cr	24	Ni based alloy	.2%	0-5%		15
				Plated on steel	50 μ in.	120-320 μ in.		49
	Gadolinium	Gd	64	Alloys	.05%	0-5%		49
	Gold	Au	79	Plated on Ni	2 μ in.	0-100 μ in.		14
	Lead	Pb	82	Plated on Fe	2 μ gm	0-100 μ gm	NF, T=64	25
	Platinum	Pt	78	Plated on Ti	2 μ in.	0-50 μ in.		49
	Silver	Ag	47	Plated on Cu	2 μ in.	30-200 μ in.		39
	Tin	Sn	50	Hot dipped steel	2 μ in.	20-60 μ in.		49
				Plated on Cu	2 μ in.	0-100 μ in.		42
				Plated on steel	1 μ in.	0-40 μ in.		49
	Vanadium	V	23	Iron alloy	.02%	0-5%		45
	Zinc	Zn	30	Plated on steel	2 μ in.	20-80 μ in.		49
	Zirconium	Zr	40	Plated on steel	10 μ in.	20-500 μ in.		49
	Ore Processing	Barium	Ba	56	Ba/Pb ore	.1%	1-10%	
Cadmium		Cd	48	Ore	.1%	0-5%		49
Calcium		Ca	20	Magnesite ore	.1%	0-5%		9
Cobalt		Co	27	Ore tailings	.2%	0-5%		49
Copper		Cu	29	Ore flotation	.2%	0-5%		16
				Ore tailings	.1%	0-5%		17, 18
Gold		Au	79	Ores	.1%	0-1%		49
Iridium		Ir	77	Ores	.1%	0-1%		49
Iron		Fe	26	Ore (clay)	.1%	0-5%		9, 16, 17
				Titanium ore	1.0%	10-50%		23
Lead		Pb	82	Ore	.1%	0-20%		49
Mercury		Hg	80	Ore	.1%	0-5%		49
Molybdenum		Mo	42	Ore	.02%	0-5%		29
Nickel		Ni	28	Ore	.2%	0-5%		16, 18, 32
Palladium		Pd	46	Ore	.1%	0-5%		49
Phosphorus		P	15	Ore	2.5%	5-10%		34
Platinum		Pt	78	Ore	.1%	0-1%		49
Rhenium		Re	75	Ore	.05%	0-5%		49
Rhodium		Rh	45	Ore	.02%	0-5%		49

Industry	Element	Sym.	Z	Matrix	+S	Range	Remarks	N
Ore Processing (continued)	Ruthenium	Ru	44	Ore	.02%	0-5%		49
	Silver	Ag	47	Ore	.1%	0-2%		49
	Sulphur	S	16	Cu-calcine mix	.5%	0-5%		40
	Tantalum	Ta	73	Ore	.05%	0-5%		49
	Thulium	Tm	69	Ore	.05%	0-5%		49
	Tin	Sn	50	Ore	.01%	0-2%		49
	Titanium	Ti	22	Ore	1.0%	5-50%		23
	Tungsten	W	74	Ore	.05%	0-5%		29
	Zinc	Zn	30	Ore	.04%	0-1%		49
Paper	Bismuth	Bi	83	Hydrocarbon	.01%	0-7%		12
	Titanium	Ti	22	Paper	.02%	0-5%		49
Petrochemical	Chlorine	Cl	17	Chloroparaffin	.1%	0-5%	NF, T=64	49
	Lead	Pb	82	As TEL in gas	15mg/l	0-700mg/l		49
	Molybdenum	Mo	42	Catalyst	.02%	7-16%		30
	Nickel	Ni	28	Catalyst	.5%	0-5%		30
Photo Film	Bromine	Br	35	Hydrocarbon	.01%	0-5%	NF, T=64	8
	Silver	Ag	47	Film emulsion	2mg/ft ²	0-100mg/ft ²		36
	Zirconium	Zr	40	Water	.01%	0-15%		36
Pollution Monitor	Lead	Pb	82	On filter paper	100μ gm	0-800μ gm	NF, T=64	24
Rubber	Chlorine	Cl	17	Rubber	.3%	0-5%	NF, T=64	13
	Tin	Sn	50	Polyvinyl chloride	.01%	0-5%	NF, T=64	13
Steel	Iron	Fe	26	Steel making slag	.2%	6-46%		49
	Lead	Pb	82	Steel	.05%	0-.3%		49
	Manganese	Mn	25	Steel	.15%	0-5%		26
	Molybdenum	Mo	42	Stainless steel	.05%	0-5%	NF, T=64	27
	Nickel	Ni	28	Iron alloy	1.0%	0-5%		27
	Niobium	Nb	41	Steel	.1%	0-5%		26
	Tungsten	W	74	Steel	.2%	0-10%		49
	Vanadium	V	23	Steel	.1%	0-.2%		26
	Synthetic Fibers	Titanium	Ti	22	Polyesters	.005%	0-5%	
Wood Preservation	Arsenic	As	33	Sawdust	.01%	0-5%		3
	Chromium	Cr	24	Sawdust	.02%	0-7%		3
	Copper	Cu	29	Sawdust	.02%	0-5%		3

the fundamental similarity between Bergner's results and those given in Eqs. (4.1)-(4.8) is evident. Noting that b^0 and $b_0(0)$ can be interchanged in Eq. (4.41) it is also clear that the Stewart-Hamilton equations (Eqs. (4.39)-(4.40)) are contained in this formula. Bergner also discusses in detail which restrictions have to be placed on the injection for the relationship in Eq. (4.41) to be valid. The shape of the equation underlines an important fact: we have to observe the whole tracer retention curve $b(t)$ and cannot, without additional hypotheses, draw conclusions from isolated sections of the curve.

The residence time distribution describes the overall properties of a continuous flow system, but it does not reveal where the actual flow paths are located within the system. The existence of various flow regions (e.g. mixed models) and of special deficiencies, e.g. channelling, can be deduced from the residence time distribution but the underlying causes, structural or otherwise, cannot be brought to light. To achieve this, it is necessary to map the flow patterns inside the system. Some knowledge of the internal flow patterns can be gained by external measurements for systems having more than a single inlet and outlet, since, in principle, tracer experiments can be arranged to determine tracer carry-over and residence time distributions by injecting tracer into one inlet at a time and recording tracer concentration at each outlet as a function of time. In this way, residence time distributions pertaining to any given pair of inlets and outlets can be established as well as the branching of tracer and process chemicals introduced in the same way from the inlet to each one of the outlets; a tracer balance can be established by means of Eq. (4.39) if the flow rates v at all exits are known.

Qualitatively it is also possible to gain insight into the local flow patterns of a system of not too large dimensions by placing external detectors at different points close to the vessel walls and recording the intensity variation at these points after introduction of a γ -emitting tracer to the system inlet.

For a detailed elucidation of flow patterns, it is, however, necessary to arrange measurements inside the system, either by placing detectors or by sampling at various points in order to obtain local concentration-vs.-time relationships. This aspect has been treated theoretically by Danckwerts [92] who points out that the average age of material at any given point inside a process vessel can be found as

$$\bar{t} = \frac{v}{Q} \int_0^{\infty} tc(t) dt \quad (4.42)$$

After a sudden injection of the quantity of tracer Q at the inlet. This average local age is a measure of local rate of replacement and can thus be expected to indicate the possible existence of stagnant or by-pass volumes. One would expect the integral to assume values approaching zero near the system inlet, and to tend to the value of the average age of material in the outgoing stream near the exit. By drawing contour maps of average (or median, which may be simpler) ages over the volume of the system, areas of stagnancy or channelling would readily show up.

4.2. Investigations of industrial plant systems

4.2.1. Flow of fluids

Information from tracer investigations characterize continuous flow systems as to their 'concentration dynamics'; using a term suggested by Gilath [93]. Value of the knowledge on the steady-state and transient behaviour of a system can be derived from such results and may lead to a better understanding of the physical processes taking place in the system and a check on the effectiveness of practical designs. When the residence-time distribution of the fluid particles in the through-flowing stream has been established, the conversion yield of any given first-order chemical reaction can be directly calculated and the bounds for conversions of non-linear reactions can be set [51, 53, 94, 95].

It is also possible to calculate the response of the system to disturbances of various kinds and to estimate quantitatively the degree of uniformity in quality for systems where the process requires a minimum of spread in residence times, i.e. plug flow. The existence of very long turnover times in stagnant zones can be revealed and the risk for adverse phenomena assessed, e.g. unwanted condensations or deposits.

Among investigated systems are pipes, continuous blenders, pulp bleaching towers, digesters, contactors, heat exchangers, holding tanks, packed beds, fluidized beds, flotation cells, catalytic crackers, stills, glass furnaces, in all of which the transported medium is a fluid (or at least fluidized), and rotary kilns and driers, furnaces and digesters, to mention a few where solid materials are conveyed.

The dispersion in pipe flow, as mentioned in section 2, can be studied conveniently by using radioisotope tracers. Such results can be used, either directly or by calculations (using dispersion indexes established in measurements) for assessing the intermixing between two fluids transported one after the other through the same pipeline. The intermixing determines the degree of contamination which occurs at the interface [14, 96].

Mixing in continuous blenders can easily be assessed by radioactive tracers that are injected rapidly into the inlet of the system. Gardner et al. [97] used $^{113}\text{In}^m$ as the chloride to investigate an aqueous mixing system consisting of three tanks connected in series thereby demonstrating the usefulness of the pulse testing method. The $^{113}\text{In}^m$ was obtained by 'milking' a source of ^{113}Sn .

A large-scale test has been carried out by Stemerding et al. [98] on a stirred vessel used for contacting a hydrocarbon and an aqueous stream. Simultaneous tracing of the hydrocarbon phase with ^{14}C -labelled n-decane and of the aqueous phase with Na^{131}I was performed.

In petroleum refineries an impressive number of tracer investigations have been carried out. Hull et al. [99] have used ^{60}Co -naphthenate and a chelate compound of ^{95}Zr (as oil-soluble tracers) to check the mixing in stills and surge tanks, respectively. The study is a practical demonstration of the use of Danckwerts' concepts of scale of segregation and degree of segregation to describe the performance of continuous blenders [50]. General surveys of the use of tracers in refinery control have been given by Hull [100], King [101] and, very recently, by Mott [28]. King [101] describes a test of the relative efficiencies of an old jet injection device

and a modern jet tray in back-mixing in an olefin alkylation plant
Ausman et al. [102] have used ground firebrick impregnated with ^{24}Na to evaluate the mixing performance of a fluid coker.

Much interest has been devoted to studies of flow patterns, mixing and loss of catalyst material in fluidized catalytic cracking units. Essential information has been obtained by tracer investigations on the following [28]: (a) initial loss of fresh catalyst after addition to a unit; (b) mixing pattern and mixing rate of fresh catalyst with the catalyst material in a unit, and (c) the long-time loss of catalyst from a unit. Tagged catalyst is injected into the unit and activity variations subsequently followed from outside the unit or in samples taken at appropriate points. Such studies have been published by Hull [103], Hull and Ball [104], Singer et al. [70], Gunn [105], Kinsella and Mitchell [106], Hull and von Rosenberg [107] and by Todd and Wilson [108]. Counting techniques for such studies have been described by Gunn et al. [109].

Handlos et al [110] have investigated the gas mixing characteristics of a fluid bed regenerator. They used helium as a tracer but point out that the large volume injections, which sometimes had to be made, changed the actual gas flow within the system significantly. According to the authors, ^{85}Kr would have eliminated this disturbance.

Fractionation in refining processes can be investigated to advantage by addition of radioactive tracers and subsequent measurement of the activity in a product stream. Fries et al [111] used hydrocarbons labelled with ^{14}C or ^3H as tracers and a flow liquid-scintillation counter which monitored a continuously drawn sample from the relevant product stream. By applying the total count principle one can, in this way, determine what fraction of a given, labelled compound comes out each product line.

Investigators in Poland have developed a range of organometallic compounds based on germanium (active nuclide ^{77}Ge) from which a useful tracer can be selected for almost any given hydrocarbon fraction [112, 113]. Mott [28], on the other hand, emphasizes the general usefulness of bromobenzene (with ^{82}Br).

Flow patterns in liquid systems have also been studied; the flow distribution across the trays in a large vacuum distillation column has been mapped using triphenylstibine (^{124}Sb) [114].

To provide for high quality of the distillate from refinery vacuum distillation units, a low degree of contamination with non-volatile feed constituents must be achieved, and therefore entrainment within the unit has to be kept small. By using ^{140}Ba - ^{140}La as a tracer in the form of a phenolate and monitoring the activity of distillate, pitch and runback line, the magnitude of the entrainment could be estimated by considering the tracer balance [115]. Similarly, entrainment in an alkylation plant has been measured [32].

Very short residence times have been studied in a sulphuric acid alkylation system containing a circulation pump, a heat exchanger and a tank [116]. $^{137}\text{Ba}^m$ with 2.6-min half-life, milked from a ^{137}Cs column was used as a tracer.

An extensive study of the flow characteristics in a fluidized-bed reactor has been made by May [117] who used ^{132}I , impregnated onto the solid catalyst material, and helium gas as tracers. Measurements were made of the gas flow rates, of gas volumes in bubbles and emulsion, of

mass transfer between bubbles and emulsion to obtain the 'cross-flow' and of catalyst mixing to establish dispersion coefficients.

Yavorsky and Gorin [118] used irradiated coal particles of various sizes to study movement and disposition in a fluidized bed reactor. Both the rate of segregation of various sizes of coal particles and their equilibrium disposition could be studied using an external scintillation counter.

De Maria and Longfield [119] have attacked the problem of determining local residence times in the gas phase of fluidized beds.

One large field of tracer application is the study of liquid or gaseous flow through packed beds and columns of various kinds. Markas and Backman [120] used iodinated triolein (^{131}I) to label the dispersed toluene phase in a packed counter-current liquid-liquid extraction tower. The main purpose of the investigation was to measure the hold-up characteristics (fractional volume of the dispersed liquid phase) when different sizes of Raschig rings were used as packings, and conclusions concerning channelling could also be drawn.

Sater and Levenspiel [12] have measured the axial dispersion coefficients in both gas and liquid phases in a bed packed with Raschig rings or Berl saddles. In the gas phase ^{41}Ar was used as a tracer while Na^{131}I served the same purpose in the liquid. Empirical relations were obtained for the dispersion coefficients in terms of Reynolds number, axial flow velocity and size of packing.

Another example of investigations on the liquid flow through a packed bed can be taken from the cellulose industry, where the circulation through two types of sulphite digesters for pulp-making was studied by means of repeated residence-time measurements for the circulating cooking liquor during the digesting [122]. It became evident that the flow rate decreased towards the end of the cook and also that one of the digester constructions investigated, having a bottom counter-current liquor circulation, was superior to the other as in this the variance of the residence time distribution was much smaller at the end of the cooking. The digesters are schematically shown in Fig. 3, and the variance of the residence

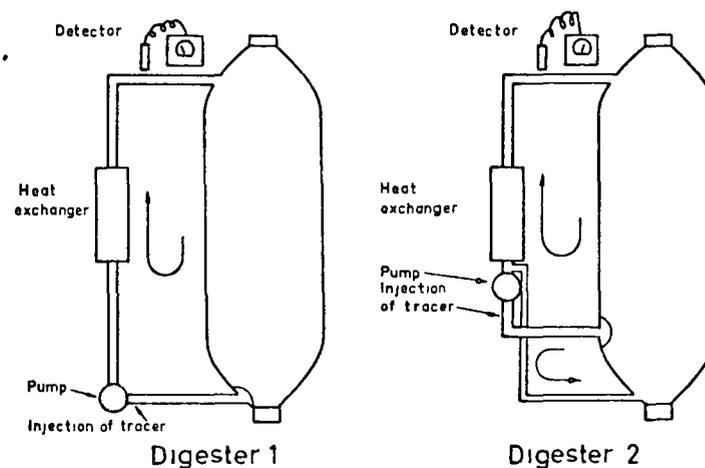


FIG. 3. Schematic drawings of two sulphite digesters, demonstrating the different circulation systems and the measuring arrangement in the tracer investigation. (After Burchardt et al., Ref. [122])

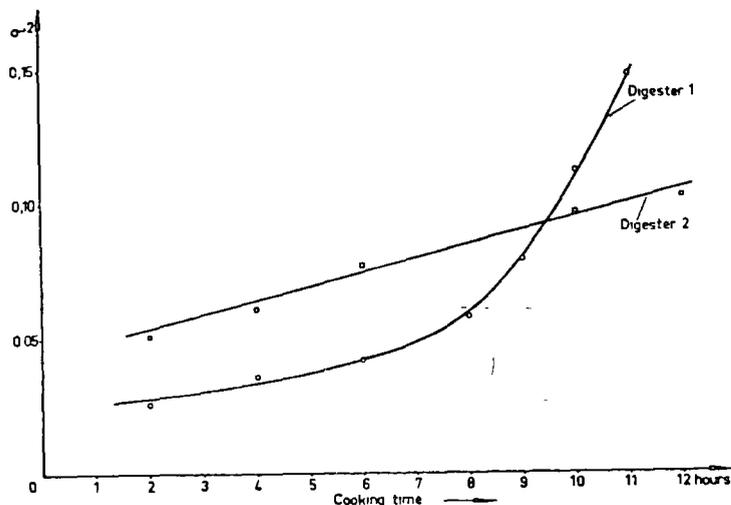


FIG. 4. Variance of the residence-time distributions versus cooking time for digesters 1 and 2 of Fig. 3. The sharp increase towards the end of the cook for digester 1 is noticeable; this corresponds to a proportional increase in the dispersion coefficient (Eq. 4.25). (After Burchardt et al., Ref. [122])

time distribution as a function of time is given in Fig. 4. Similar studies on liquor flow in continuous digesters have also been made [123].

The pulp and paper industry has made much use of radioactive tracers to test the efficiency of various process units and to reveal deficiencies affecting the production capacity or the quality of the product. In the majority of reported investigations attention is focused on the flow of the cellulose fibre rather than on the aqueous phase carrying the suspended fibre. Therefore, the tracer used must have properties identical with those of the natural fibre. One way is to tag the cellulose fibre by incorporating a suitable radioactive substance. Allen et al. [124] incorporated ^{131}I into the fibre by first precipitating silver chloride inside the fibre and then letting the chlorine exchange with radioactive iodine. This fibre has been used for investigating fibre flow in paper making machines when comparing differently designed headboxes [125, 126] and for evaluating centricleaner performance at different pulp consistencies [127]. The preparation of the labelled fibre by this procedure is, however, a tedious operation and this tracer, for most investigations, has now been abandoned in favour of glass fibres cut in lengths to resemble the cellulose fibres. These glass fibres form ^{24}Na in sufficient specific activity when irradiated with neutrons to serve as a most useful and readily producible tracer. The large amount of material of the glass compared with the cellulose has not been observed to cause any unrepresentative behaviour above concentrations of 0.5%.

It has become an established routine to investigate the flow in bleaching towers used for pulp and in chests used for mixing or storing the pulp [123, 126]. A bleaching tower is an excellent example of a unit which exhibits plug flow characteristics, while most of the investigated chests are able to accomplish an efficient mixing of various qualities of pulp entering the chest. To maintain constancy in product quality it is also

essential that a mixing chest is capable of smoothing concentration variations which may appear in the feed streams. Ryti [129] has made a systematic study of the ability of mixing vessels for pulp of different construction to attenuate disturbances of various duration appearing at the inlet.

Gilath et al. [130] have studied the mixing in a pulp chest. With the mixed model approach of Wolf and Resnick [76] (i.e. plotting $\ln(1-F)$ as a function of t/θ) they were able to state that 83% of the chest volume gave perfect mixing, 12% represented dead volume, and 5% plug flow.

In mineral concentration or leaching plants, there are numerous operations amenable to evaluation by tracer techniques. Dorr-type agitators in a pilot plant for leaching uranium ore were investigated for their mixing efficiency [131]. Four agitator tanks connected in series were investigated by introducing tracer into the feed of the first tank. The investigation is one of the first to compare theoretically derived residence time distributions for series-connected mixers with experimental data obtained with radioactive tracers.

Eichholz et al. [132] studied the transport of the material in a flotation circuit using irradiated zinc ore as well as $^{64}\text{CuSO}_4$ as tracers (copper sulphate was used as a surface activator in the process). They were able to derive various retention and contact times in the circuit together with figures on the consumption of copper sulphate. Recirculation within the circuit caused some difficulties in the processing of the experimental curves.

More recently, two studies of the dynamics of flotation cells have been reported by Niemi [133, 134]. The mass transportation both in mechanically agitated and in pneumatic flotation cells were studied using $^{24}\text{Na}_2\text{CO}_3$ as a tracer for the fluid, irradiated tailings (producing ^{24}Na as the dominating activity at the time of measurement) for the gangue components and irradiated chalcopyrite for the floatable components. The experimental results were fitted to theoretically derived models and it could be shown that the residence time distribution of the pulp body in the mechanical cell corresponds to that of an ideal mixer in series with a small plug flow region. The tracer investigations established the essential transfer functions of the system. It deserves mentioning that, in the evaluation, the residence time distributions obtained experimentally had to be corrected for recirculation.

An interesting study has been made at a nuclear reactor installation into the function of a delay tank designed to retain the circulating water long enough for its induced ^{16}N -activity to decay to a harmless level before the water reached the heat exchangers [135]. Considerable axial mixing was found to exist which would have led to a prohibitively high ^{24}N -activity level, but the error could be eliminated by reconstruction.

Several investigations have been made of flow patterns and residence times in glass furnaces [136-139]. Several different tracers were used: ^{32}P incorporated in glass, tantalum oxide (as inactive tracer), ^{46}Sc incorporated in glass and, most frequently, ^{24}Na induced by irradiation of actual glass taken from the process.

Radioactive gas tracers (^{85}Kr , ^{41}Ar , ^{133}Xe , ^{82}Br -labelled methyl bromide) have been used for various investigations of air turnover and flow patterns in ventilation problems in houses [140], in hay drying in hay lofts by forced air circulation [141, 142] and in mixing and dispersion of dust and gases in coal mines [143, 144].

The through-flow of the various phases in Dorr thickeners, used in refining step in the extraction of sugar from sugar-beet and in the Bayer process in the production of aluminium, has been investigated [145-147].

2.2. Flow of solids

The theoretical models for evaluating results from residence time studies are derived for fluid systems and are strictly applicable only to these. For solid materials, some of an entirely used become obscure and cannot be univocally defined: volume, volumetric flow rate etc. They have, on statistical grounds, a simple meaning when dealing with very large numbers of identical particles, as in a liquid or a gas, but become less clear when we are confronted with limited numbers of particles in the volume under observation, which are furthermore non-identical, e.g. with respect to size. Volume and volumetric flow rate more or less lose their meaning for solid particles; instead mass and mass per unit time have to be used. In line with the different phenomenology, an entirely different situation arises when solids are to be labelled radioactively. The labelling has to be made judiciously so that the tracer material is truly representative of either the average properties of a non-homogeneous material, or of the properties of some especially interesting fraction of it [1]. It is noteworthy, however, how useful practical information can be obtained also from investigations where the question of defining the tracer material has been treated rather lightly. The following methods to accomplish labelling of solids have been used:

- (a) irradiation of the actual process material to induce useful activities,
- (b) affixing a radioactive substance to the surface of the process material by adsorption or impregnation,
- (c) mechanical tagging with a radioactive source;
- (d) making a physical imitation of the material under study which is easily rendered radioactive.

The first two methods are generally used when a large portion of a fine-grain material is to be labelled for obtaining statistically valid results, whereas the third and sometimes the fourth alternative are used when individual large lumps are to be followed.

The movement of coal in continuous vertical retorts was studied by means of small ^{60}Co sources as early as in 1951 [148]. Measurements of the rate of descent of the charge in blast furnaces and other furnaces have been reported by many authors [29, 149-152]. A similar study of the movement of iron ore pellets in a Wiberg-Söderfors sponge iron furnace was made in conjunction with measurements on the distribution of reductive gas flow across the furnace [153].

Comprehensive studies of material transport in rotary kilns in many industrial processes have been made with radioactive tracers. Rutle [154], in 1955, investigated the transport in a rotary kiln for making Portland cement, and this study was followed by several others [153, 155, 156]. Some investigations were also concerned with the circulation of alkali in the kiln [153, 157]. Similar studies have been made on drying kilns in the fertilizer industry [158, 159].

Very extensive investigations into material transport in rotary kilns for various industrial purposes have been carried out in Poland [160, 161],

and it was pointed out that knowledge of the actual residence time in various zones of the kiln is of importance, not only for choosing optimum operating conditions for existing kilns but also for reconstructing kilns and designing new units. Kilns for the following purposes have been investigated: (1) decomposition of calcium sulphate to SO_2 and cement clinker; (2) sintering apatites with soda during production of thermophosphate; (3) reduction of acidic iron ores, (4) fire enrichment of zinc ores; (5) calcination of soda in rotary calcinators, (6) oxidation of chromium ores; (7) processing barites in rotary kilns, and (8) production of cement clinker.

In the cellulose industry, continuously operating digesters have been introduced on a large scale in the last decade or so, and more than half all the paper pulp in the world is now being made in continuous units. Radioactive tracers played an important part in the introduction of these digesters because they enabled the chip transport in the digester to be studied. It is absolutely essential to ensure that all the chips are transported through the digester at the same speed, irrespective of their position in the cross-section, so that the uniform cooking necessary for the production of high-quality pulp is obtained. Fineman [162] has described a method where pieces of radioactive copper wire were inserted in the wood chips. Because of the radiation characteristics of ^{64}Cu , the method can only be used for small to medium-sized digesters, and alternative techniques using ^{140}La 'baked' into plastic chips [163] or ^{24}Na enclosed in small Teflon containers [123] have been developed and used on digester of up to 4.3-m diameter.

Diamond imitations, made of an aluminium-cobalt alloy of exactly the same specific gravity as diamond, have been used to check the operation efficiency of diamond concentrators [164].

4.3. Investigations of natural systems

There is a far-reaching analogy between tracer investigations of material transport made in industrial plant and in natural systems as far as the principal arrangement of the investigations and the evaluation of the results are concerned. Similar transportation mechanisms act on the tracer and traced substance in the plant, and in the water, ground or atmosphere around us. However, there is usually a difference in scale. While plant investigations are limited to the size of the studied systems - and thus the amounts of tracer required - natural systems are not confined in the same way and sooner or later dilutions are reached which lower the concentration of tracer below the limit of detection unless copious amounts of tracer are used, as in the global tracing of tritium of atmospheric origin and from nuclear weapons tests. The applications of radioactive tracers to natural systems extend over wide areas in geology and geophysics, soil science, hydrology and meteorology. It is not possible to give a full review of these applications in the present context; the account will be limited to some methods and investigations related to the in-plant applications described earlier.

The applications in geology and geophysics are covered by other reviews in these Proceedings [165, 166].

A general survey of the use of radioisotope techniques in hydrology was given by Payne et al [167] in 1964 and a more recent report was published after a Working Group meeting in October 1965 [42].



centro de educación continua
división de estudios superiores
facultad de ingeniería, unam

TECNICAS NUCLEARES

Aspectos Generales sobre reactores nucleares.

M. en C. Sergio Waller.

El reactor nuclear ha venido a ser hoy en día un dispositivo de uso común y cuyas aplicaciones se ven limitadas solo por la imaginación del usuario. Es indudable que el papel más importante del reactor en nuestro tiempo es como fuente de energía.

Para mejor comprender que es un reactor nuclear y por ende hacer una mejor utilización del mismo, procederemos a mencionar aquellos conceptos y principios fundamentales sobre los que se asientan las bases de diseño y operación de un reactor. Consideraremos también los tipos de reactores existentes y sus características más sobresalientes. Finalmente, apuntaremos algunas de sus aplicaciones destacando entre estas la generación de potencia y la potabilización de agua de mar.

Fisión Nuclear. - La fisión es un proceso en el cual el núcleo de un elemento pesado sufre un rompimiento que tiene como efecto la formación de dos o más núcleos ligeros y la emisión de neutrones y radiación gamma. Usualmente hablar de fisiones de orden superior al binario tiene poco sentido ya que experimentalmente se ha mostrado que la fisión ternaria, con formación de fragmentos de tamaño comparable, es un evento que se da 5 veces por cada 10^6 fisiones binarias.

El primer estudio teórico del proceso de fisión se debe a Bohr y Wheeler. Actualmente el modelo se denomina de la gota líquida (liquid-drop model). Básicamente establece que si consideramos al núcleo como una gota líquida, la forma de esta depende del balance que exista entre las fuerzas de tensión superficial y las coulombianas de repulsión. Si de alguna manera se le adiciona energía a la gota esta dará razón a oscilaciones en el interior de nuestra esfera, las cuales intentarán distorcionarla pudiendo bajo ciertas condiciones alcanzar una forma elipsoidal. Mientras que

la tensión superficial trata de reestablecer la forma original de la gota, la energía de excitación lucha por aumentar la deformación. Para una energía de excitación suficientemente grande la gota podría alcanzar la forma de unas mancuernas gimnásticas y en este punto crítico las fuerzas de repulsión coulombiana pueden apartar los extremos hasta que el rompimiento en dos gotas similares suceda. La secuencia gráfica del proceso de fisión se muestran en la figura 1.



Fig. 1. El proceso de la fisión nuclear según el modelo de la gota líquida.

La energía potencial del núcleo en diferentes etapas del proceso puede ser calculada con la teoría de Bohr-Wheeler, como una función del grado de deformación de la gota. Los resultados se muestran en la figura 2.

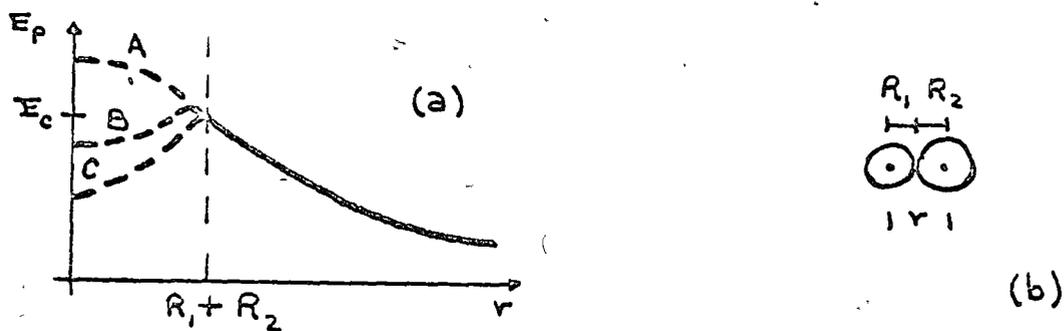


Fig. 2. Energía Potencial de dos productos de fisión como función de la distancia entre sus centros.

Cuando el núcleo se ha dividido en dos fragmentos, r es la distancia entre sus centros. Para $r = R_1 + R_2$, donde R_1 y R_2 son los radios de los dos

productos de fisión, nos encontramos en el punto cuando los núcleos esféricos de los productos solo se están tocando fig. 2 (b). Para valores de r menores a $R_1 + R_2$, r representa el grado de desviación del núcleo original de su forma esférica. Para valores de r mayores a $R_1 + R_2$, la energía potencial está dada por la energía electrostática resultante de la repulsión mutua de dos fragmentos nucleares cargados positivamente. Al igual que en electrostática elemental cuando la separación de las cargas es muy grande, $r \rightarrow \infty$, la energía es tomada como cero. En el punto $r = R_1 + R_2$ la energía se denota por E_c y dada por

$$E_c = \frac{Z_1 Z_2 e^2}{R_1 + R_2}$$

Para valores de r menores a $R_1 + R_2$, la energía depende de las fuerzas electrostáticas así como de la tensión superficial y obviamente los cálculos se vuelven complejos. De estos cálculos se obtienen los resultados A, B y C en la fig. 2 (a). Es importante notar que para $r = 0$, cuando consideramos la gota nuclear esférica original, nosotros contamos con una energía potencial E_0 dada por

$$E_0 = c^2 [M(A, Z) - M(A_1, Z_1) - M(A_2, Z_2)]$$

donde $M(A, Z)$ es el peso atómico del núcleo que podría experimentar fisión y los subíndices se refieren a los posibles fragmentos de fisión. De la figura 2(a) se puede distinguir que para la curva A $E_0 > E_c$, para B $E_0 \approx E_c$ y para C $E_0 < E_c$. Núcleos que se ajustan a la curva A sufren fisión espontánea. Para aquellos cuyo comportamiento se ve descrito por B, por ejemplo U-235, Pu-239, U-233, la energía de activación $E_c - E_0$ es del orden de 6 Mev. Para los núcleos restantes la di-

ferencia en energías es de aproximadamente 50 Mev. La energía de activación requerida para inducir fisión en los nucleos tipo B, se ha calculado con la ayuda de la teoría Bohr-Wheeler y son comparables a la energía de excitación resultante de la captura de un neutrón, otra partícula o un rayo gama.

Los neutrones que se emiten como un resultado del proceso de fisión se pueden dividir en dos clases, los neutrones inmediatos y los retardados. Los primeros, que cuentan por el 99 % de los neutrones totales de fisión, se emiten en un intervalo de tiempo no mayor a 10^{-14} seg. del proceso de fisión. Los segundos se han asociado al decaimiento de algunos productos de fisión, esto es los fragmentos formados durante la fisión poseen muchos neutrones en su núcleo lo cual les coloca en estados excitados, para alcanzar la estabilidad nuclear algunos de estos neutrones en exceso son expulsados los cuales son acompañados por radiación gama. De manera similar se habla de radiación gama inmediata y retardada.

Uno de los aspectos importantes del proceso de fisión es la cantidad de energía que se libera. Sin embargo hay que hacer una distinción entre la energía total liberada en fisión y la energía que puede ser recuperable, por ejemplo en un reactor, y por tanto disponible para la producción de calor.

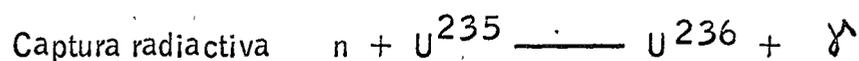
En la tabla siguiente consideramos un caso particular, U-235, que nos permite conocer las contribuciones y sus ordenes de magnitud a cada una de las energías, emitida y recuperable.

Tabla 1.- Energías emitidas y recuperables para fisión de U-235.

Forma	Energía emitida (Mev)	Energía recuperable (Mev)
Fragmentos de Fisión	168	168
Decaimiento de productos de fisión:		
β	8	8
γ	7	7
neutrinos	12	---
γ inmediatos	7	7
Neutrones de Fisión (energía cinética)	5	5
Captura de γ	---	3-12
Total	207	198-207

Conceptos Básicos de física de reactores. - Entendemos por un reactor nuclear un dispositivo conteniendo un suministro suficiente de isótopos fisionables, también llamados combustible, que una reacción en cadena autosostenida es posible.

Las reacciones que se dan en el reactor son muy simples, a saber (para U-235).



en donde A y B denotan los dos núcleos ligeros resultantes de fisión, ν número promedio de neutrones resultantes de fisión.

ν es una función (insignificante) de la energía del neutrón que causa la fisión y una función (fuertemente dependiente) del isótopo fisionable.

Como no todos los neutrones inducen fisión se requiere de un factor que nos de el número de neutrones emitidos por neutrón absorbido por el combustible. A este factor se le asigna el símbolo η y se le refiere como la eficiencia del combustible. η esta dado por

$$\eta = \nu \frac{\sigma_f}{\sigma_a}$$

donde σ_f, σ_a son las secciones transversales de fisión y absorción respectivamente. La sección eficaz de absorción esta dada por la suma de las secciones de fisión y captura radiativa. En las tablas 2 y 3, se dan algunas características de combustibles nucleares.

Tabla 2.- Energías de activación para algunos isótopos fisionables.

Isótopo	Energía de Activación ($E_c - E_0$) MeV	Energía del neutrón para fisión.
Th-232	6.2	1 MeV
U-233	5.7	térmico *
U-235	5.7	térmico *
U-238	6.3	1 MeV
Pu-239	5.1	térmico *

* neutrones cuya energía corresponde a una velocidad de 2200 m/s., (0.025 eV) a una temperatura de 20°C.

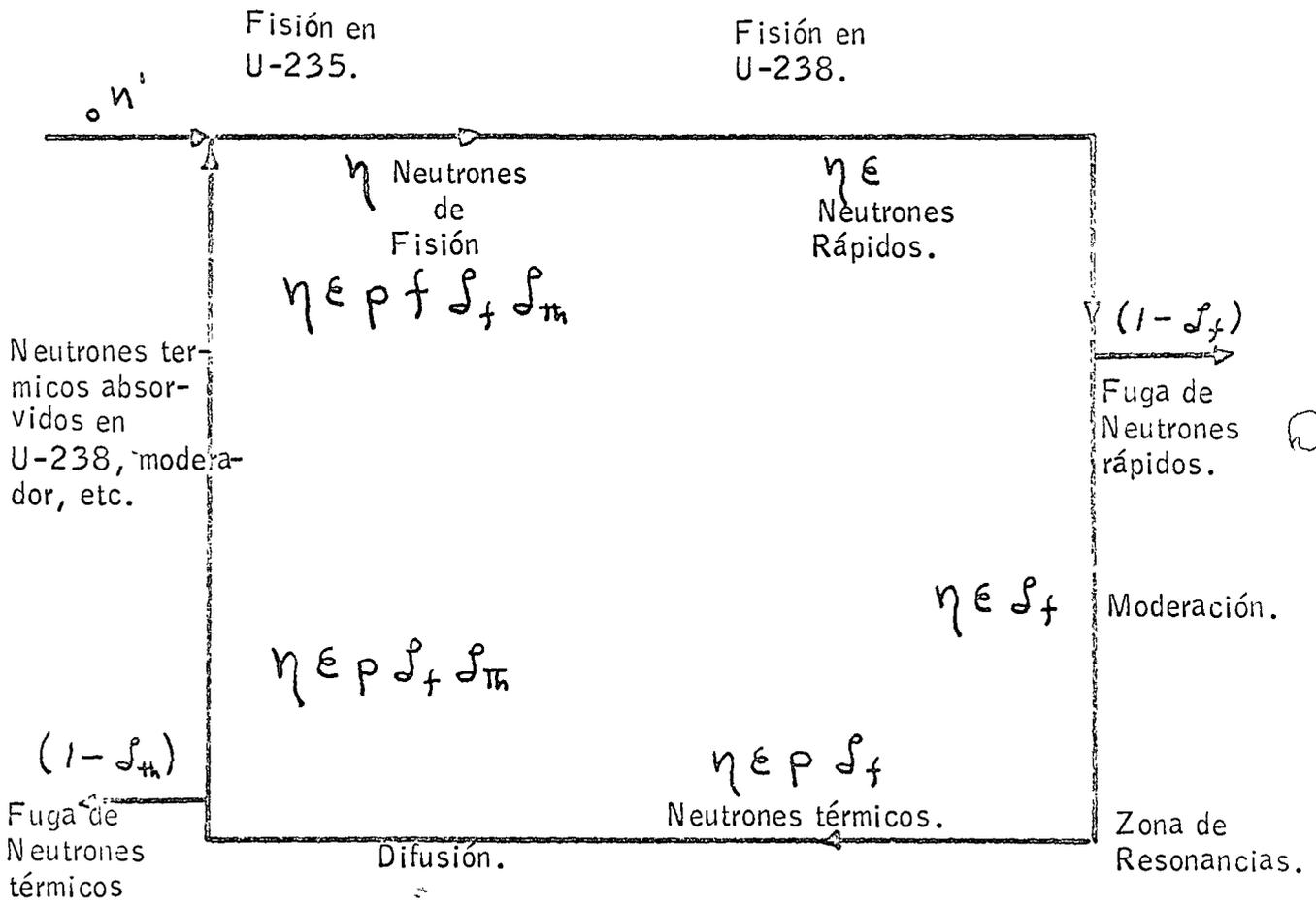
Tabla 3.- Valores de $\bar{\nu}$ y η para algunos combustibles.

Combustible	$\bar{\nu}$	η
U-233	2.51 ± 0.02	2.28 ± 0.02
U-235	2.43 ± 0.02	2.07 ± 0.01
Pu-239	2.89 ± 0.03	2.08 ± 0.02
U- natural	2.47	1.34

Introducimos ahora el factor de criticidad, k . A este factor asociamos el siguiente fenómeno físico. Para $k > 1$, decimos que el reactor es supercrítico, la población de neutrones en el reactor se incrementa como función del tiempo. Para $k < 1$, decimos que el reactor es subcrítico, la población de neutrones decrece como función del

tiempo. Para $k = 1$, decimos que el reactor es crítico, la población neutrónica es independiente del tiempo. Entonces podemos pensar en k como la relación de neutrones presentes en una generación dada y aquellos en la inmediata anterior. Para aclarar este concepto, discutiremos brevemente el "ciclo del neutrón" o la reacción en cadena del neutrón en un reactor nuclear. Supongamos que un solo neutrón inicia nuestra reacción en cadena (ver fig. 3) en un sistema que usa U-natural como combustible. Como resultado de la fisión del U-235 se formarán η neutrones, estos neutrones se caracterizan por sus altas energías (~ 2 MeV). A estas energías existe una probabilidad de que el U-238 existente en el combustible sufra fisión la cual denotamos por ϵ . Los neutrones resultantes, serán por tanto, $\eta\epsilon$. Como el reactor tiene dimensiones finitas algunos de estos neutrones se escapan del sistema, los que permanecen estarán representados por L_f . Lo cual nos deja con $\eta\epsilon L_f$ neutrones que inician el proceso de moderación. Este consiste en la pérdida gradual de la energía de los neutrones por colisiones con los núcleos del medio.

En ciertos intervalos de energía se presentan resonancias en las secciones transversales de absorción del U-238 lo cual aumenta la probabilidad de que los neutrones sean atrapados sin ningún beneficio a la economía neutrónica. Si designamos por p a la probabilidad de que un neutrón escape a las resonancias, los neutrones que continúan en el ciclo estarán dados por $\eta\epsilon p L_f$. Una vez que, los neutrones alcanzan la energía térmica, inician su difusión en el medio. Nuevamente hay una gran probabilidad que los neutrones se fuguen del sistema mientras se difunden, para tomar en cuenta esta situación introducimos un factor de no fuga, L_{TR} . Lo cual resulta en $\eta\epsilon p L_f L_{TR}$ neutrones que aún se mantienen en el ciclo.



Finalmente, no todos los neutrones son absorbidos en el combustible y por eso hay que corregir por el uso del factor de utilización térmica, f . Ahora podemos escribir.

$$k = \eta \epsilon f p L_f L_{\pi}$$

si tuvieramos un reactor con dimensiones infinitas las probabilidades de fuga $(1 - L_f)$ y $(1 - L_{\pi})$ serian cero y por tanto

$$k_{\infty} = \eta \epsilon f p$$

a k_{∞} se le llama cte. de multiplicación infinita.

Es importante notar que k depende solo de las propiedades físicas de los materiales usados en el reactor (combustible, moderador, etc.), mientras que el producto $L_f L_{\pi}$ es solamente una función de las dimensiones espaciales del sistema. Para una geometría con dimensiones dadas la cantidad de combustible necesario para tener $k = 1$ se denomina masa crítica.

Los procesos físicos que gobiernan el comportamiento de un reactor nuclear incluyen cambios en la distribución de neutrones en el reactor. La descripción matemática de la distribución de neutrones se basa en una ecuación de balance llamada la ecuación de transporte de neutrones. La forma integro-diferencial esta dada por

$$\frac{1}{u} \frac{\partial \bar{\Phi}(\underline{r}, \underline{u}, t)}{\partial t} + \underline{\Omega} \cdot \nabla \bar{\Phi}(\underline{r}, \underline{u}, t) + \Sigma_T(\underline{r}, u) \bar{\Phi}(\underline{r}, \underline{u}, t) = S(\underline{r}, \underline{u}, t) + \int d^3 u' \bar{\Phi}(\underline{r}, \underline{u}', t) \Sigma_s(u' \rightarrow u; \underline{\Omega}' \rightarrow \underline{\Omega})$$

donde $\bar{\Phi}(\underline{r}, \underline{u}, t) = u \Psi(\underline{r}, \underline{u}, t)$, $\Psi(\underline{r}, \underline{u}, t)$ representa la densidad de neutrones por unidad de volumen en espacio-velocidad en el punto \underline{r} con velocidad \underline{u} en el tiempo t . $\underline{\Omega}$ es un vector unitario en la dirección de la velocidad del neutrón ($\underline{u} = u \underline{\Omega}$). $\Sigma_T(\underline{r}, u)$ es la sección macroscópica

total. $S(\underline{r}, \underline{u}, t)$ término de fuente. $\Sigma_s(u' \rightarrow u; \Omega' \rightarrow \Omega)$ es la sección macroscópica de dispersión de neutrones con rapidez inicial u' y dirección Ω' que terminan con rapidez u y dirección Ω .

La ecuación anterior es realmente una forma linearizada de la ecuación de Boltzmann, familiar en la descripción de gases. Debido a la complejidad de la ecuación, solo existen soluciones para modelos físicos muy simplificados y ciertamente de poco interés práctico. Una aproximación llamada de difusión (one speed approximation) ha resultado más útil para el cálculo de reactores nucleares. También, con el advenimiento de las computadoras electrónicas el método de diferencias finitas y más recientemente el método de elementos finitos han mostrado su superioridad sobre las técnicas analíticas conocidas.

No obstante las numerosas variaciones en el diseño y componentes de reactores nucleares, hay sin embargo un número común de características que todos ellos comparten en mayor o menor grado. Un bosquejo de los componentes de un reactor se muestran en la figura 4.

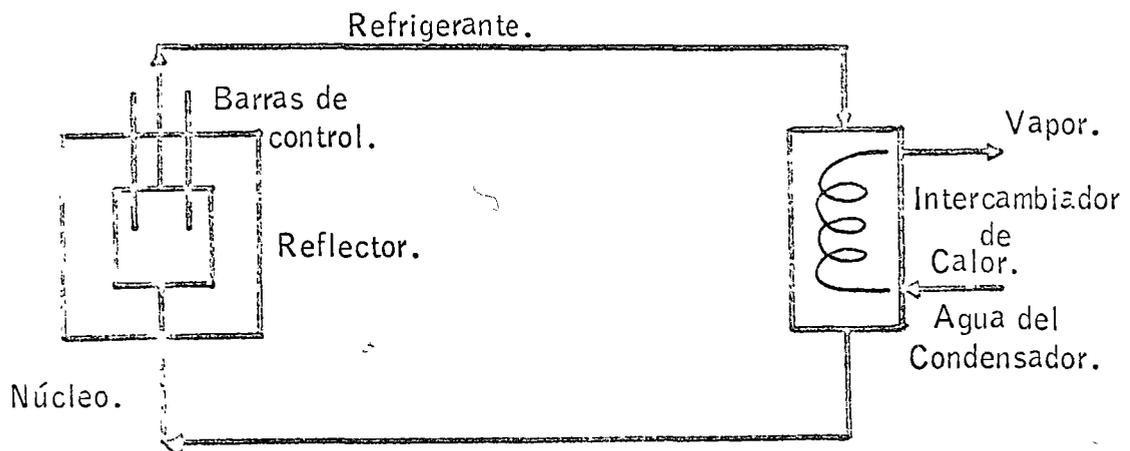


Fig. 4. Representación esquemática de un reactor nuclear.

En el núcleo se dan las reacciones de fisión autosostenidas y mucha de la energía de fisión se libera como calor. El núcleo contiene al combustible nuclear. Si se desea que la gran mayoría de las fisiones se deban a la absorción de neutrones térmicos, entonces la presencia de un moderador se hace necesaria en el núcleo. La función del moderador es degradar la alta energía de los neutrones de fisión, principalmente como resultado de reacciones de dispersión elástica. El núcleo se encuentra envuelto por un reflector de neutrones. El propósito de este reflector es disminuir la fuga de neutrones del núcleo y se lleva a cabo utilizando un material cuyas propiedades sean tales que muchos de los neutrones que escapan del núcleo se vean dispersados por el reflector hacia el núcleo nuevamente.

El calor generado en el núcleo del reactor es removido por la circulación de un refrigerante adecuado. Si la energía liberada se va a utilizar para generar electricidad, entonces el calor del refrigerante debe ser transferido a un fluido de trabajo para producir vapor o gas caliente. Este vapor o gas caliente resultante se puede entonces usar en un sistema generador-turbina convencional. En algunos reactores, el refrigerante se hace hervir dentro del núcleo del reactor, así que el calor de fisión se utiliza directamente para producir vapor. Por razones termodinámicas es especialmente importante el trabajar a altas temperaturas el fluido de trabajo, lo cual implica que las temperaturas de operación del reactor deben ser tan altas como el sistema lo permita. Más aún, desde el punto de vista económico, la potencia específica del reactor, esto es la razón del calor generado por unidad de masa del isótopo fisiónable debería ser grande. Con respecto a consideraciones nucleares, no hay límite en la temperatura o el nivel de potencia que se puede alcanzar. Las condiciones prácticas de operación están determinados por limitaciones de ingeniería, más que por fac

tores nucleares. Algunas de las limitaciones de ingeniería consisten en evitar temperaturas que den razón a esfuerzos térmicos, temperaturas de fusión de componentes del núcleo, etc.

El control de un reactor, incluyendo encendido, operación a cualquier nivel de potencia deseado, y apagado, se alcanza variando la densidad de neutrones en el núcleo. Esto se hace moviendo barras de material absorbedor de neutrones, desplazando partes del núcleo del reactor o reflector. A las primeras se les conoce como barras de control y es más común su uso en reactores. La otra alternativa trabaja bajo el principio de permitir una mayor fuga de neutrones del sistema.

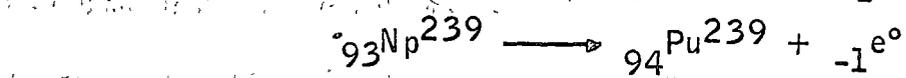
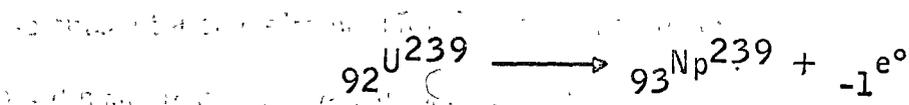
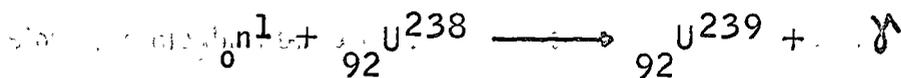
Tipos de Reactores. - Desafortunadamente una clasificación única de reactores no es posible, esto debido básicamente a que los diseñadores utilizan diferentes criterios para agruparlos. Nosotros consideramos los más usuales y describiremos las características sobresalientes de algunos reactores típicos.

Los reactores se pueden clasificar de acuerdo a :

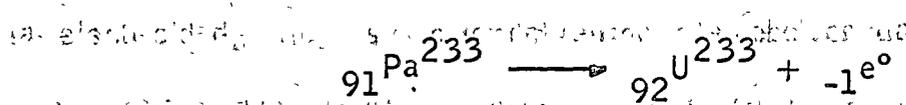
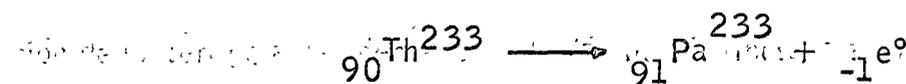
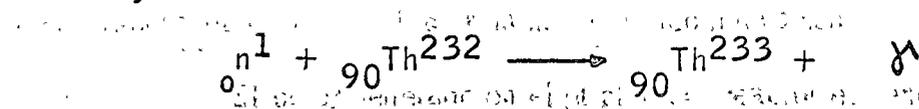
- 1) propósito general o función.
- 2) tipo de moderador.
- 3) tipo de refrigerante.
- 4) energía de los neutrones.
- 5) tipo de combustible.
- 6) diseño interno del núcleo.

En el inciso 1 se habla de reactores de potencia, investigación, entrenamiento, cría o una combinación de ellos. Todas las descripciones son obvias con excepción de la última, reactor de cría.

La captura radiativa de neutrones por algunos núcleos resulta en una serie de reacciones que culminan con la formación de un isótopo fisionable. A estos núcleos se les conoce como fértiles. De relevancia a reactores tenemos el U-238 y el Th-232, ambos núcleos fértiles. Las reacciones que se observan por la captura radiativa son las siguientes:



y



Los isótopos fisionables resultantes son el Pu-239 y el U-233. A este proceso se le denomina conversión. Un reactor en el que se forman isótopos fisionables diferentes a los originales en el núcleo se llaman convertidores. Si un reactor produce más isótopos fisionables que los que consume o si produce isótopos fisionables del mismo tipo que los originales en el núcleo entonces lo llamamos de cría.

En la 2a. clasificación tenemos moderados por agua ligera, agua pesada, compuestos orgánicos, hidruro de zirconio, polietileno, grafito, etc.

Si el refrigerante es el criterio utilizado para su reconocimiento entonces hablamos de reactores refrigerados por agua ligera, agua pesada, metales líquidos,

gases, etc.

La clasificación por razón de la energía de los neutrones es quizás la más afin a los conceptos físicos. En esta, la energía promedio de los neutrones que causan el mayor número de fisiones se usa para diferenciar un tipo de reactor de otro.

Así tenemos;

Tipo	Región de energía
Térmicos	ev
Intermedios	entre ev y Kev
Rápidos	Mev

El quinto criterio nos define a los reactores por la clase de combustible que utilizan, esto es combustible sólido, líquido etc.

La última clasificación se refiere a la forma en que se conjuntan los elementos que forman el núcleo. Básicamente hay dos tipos el reactor homogéneo y el heterogéneo. En el primero no existe una interfase bien definida entre el combustible, el moderador (si lo hay) y el refrigerante. Por el contrario, en el heterogéneo esta definición de interfases es precisa.

Reactor de agua a presión (PWR, Pressurized Water Reactor). - Todos los reactores de agua a presión tienen muchas similitudes independientemente del tamaño, tipo de combustible o arreglo del núcleo. Por definición, en un PWR el calor de fisión es extraído de los elementos de combustible por agua, que juega el papel de refrigerante, sin que ocurra ebullición en el seno de la misma. Esto implica un sistema de transferencia de calor de dos circuitos. Uno el primario, que contiene el reactor y el lado líquido de un generador de vapor, el otro, el secundario, que contiene

el lado vapor del generador de vapor y la turbina-generador.

Se puede hablar de dos tipos de reactor PWR, los de recipiente o vasija a presión y los de tubos a presión. En los primeros la vasija del reactor soporta toda la presión del refrigerante en el circuito primario, en los últimos el núcleo del reactor es penetrado por tubos que conducen el refrigerante y que soportan toda la presión del refrigerante mientras que la vasija se encuentra a menores presiones.

El uso de tubos a presión permite la construcción de núcleos más grandes que los posibles con el diseño de vasija a presión. Al mismo tiempo, el diseño de tubos a presión permite el uso de un moderador diferente al refrigerante y que además se puede operar a temperaturas más bajas con respecto al refrigerante.

Los PWR con diseño de vasija a presión emplean agua como refrigerante y como moderador, sin que exista una separación entre ellos. Esto permite un diseño del núcleo y la vasija directo y simple con una preocupación mínima por los esfuerzos y expansiones térmicas.

Como la temperatura del agua no puede elevarse por arriba de la temperatura de saturación el vapor producido en el hervidor se encuentra a relativamente bajas temperaturas. Esto impone una limitación en la eficiencia térmica de este tipo de reactores. Debido al bajo grado de sobre calentamiento del vapor se hace necesario el uso de turbinas con cuchillas especiales y separadores de mezcla en el circuito de vapor.

Reactores de agua hirviente (BWR, Boiling Water reactor).- A diferencia de los PWR en el BWR el refrigerante, que extrae el calor del núcleo, sufre ebullición presentándose el fenómeno de flujo a dos fases. Algunas ventajas potenciales de los BWR sobre los PWR son evidentes:

- Sistemas de más baja presión reducen los problemas de construcción de la vasija y por tanto disminuyen los costos.
- El intercambio de calor puede ser eliminado y si se emplea circulación natural las bombas del circuito primario no son necesarias.

La fascinación del ciclo directo no es difícil de apreciar. Es la forma más directa de usar el calor del reactor, ya que el vapor se alimenta del reactor a la turbina inmediatamente. La caída de temperatura debida al hervidor intermedio se evita, aumentando por ello la eficiencia para una misma temperatura del combustible. Los BWR se presentan a si mismos para ser operados en un número diferente de ciclos. Ya sea circulación forzada o natural los siguientes ciclos pueden ser usados:

- Ciclo directo, en el cual el vapor va del reactor a la turbina.
- Ciclo indirecto, en el cual el intercambiador de calor se coloca entre el reactor y la turbina.
- Ciclo dual, en el cual parte del vapor se genera de agua saturada del separador de vapor primario (Primary steam drum).

La formación de huecos (voids) en el núcleo de un reactor debido a la aparición de burbujas de vapor bajo condiciones de ebullición tiene los siguientes efectos :

- Un decremento en la reactividad ($\frac{k-1}{k}$) debido al incremento de absorción por resonancia cuando el moderador es expulsado.
- Un decremento en reactividad debido al incremento de la fuga de neutrones cuando el moderador es expulsado.
- Un incremento en reactividad debido al incremento del factor de utilización térmica por la remoción de la absorción de neutrones en el refrigerante.

La magnitud de estos cambios depende del diseño del reactor - tamaño del reactor, relación de moderador a combustible, enriquecimiento del combustible y tipo de agua usada, pesada o ligera. Por un diseño adecuado de los varios parámetros los BWR se pueden hacer auto-regulados, esto es que a un incremento de potencia se da un decremento en reactividad el cual a su vez reduce la potencia.

Tanto en PWR como en BWR el accidente base de diseño consiste en la ruptura del sistema primario seguido por la pérdida de refrigerante es usual el designio por las siglas L O C A (Loss of Coolant Accident).

Este accidente base de diseño se utiliza para mostrar que bajo tales condiciones, muy improbables, el riesgo de daños al público general es mínimo, y ciertamente dentro de las recomendaciones internacionales de protección radiológica.

Reactores de agua pesada HWR (Heavy-Water reactor). Los HWR son reactores que usan agua pesada como moderador. Obviamente los HWR pueden ser del tipo PWR o BWR. Los hay también enfriados por gases y líquidos orgánicos.

Una ventaja de los HWR es su capacidad de extracción de relativamente altos rendimientos de energía, hasta 10,000 MW d/t, con elementos de combustible a base de uranio natural.

Esta cualidad de los HWR es un factor importante para países con abastecimientos limitados de uranio enriquecido. Otro factor importante ha sido la perspectiva de que reactores alimentados con uranio natural sean competitivos con los de uranio enriquecido. La excelente economía neutrónica de los HWR se deriva de la muy baja absorción de neutrones en agua pesada.

El uso de agua pesada como moderador permite la construcción, en contraste al uso de grafito, de reactores alimentados con uranio natural de tamaño modesto.

La economía neutrónica se mejora manteniendo el moderador a baja temperatura. La gran mayoría de los HWR proveen una separación del moderador y refrigerante, aun cuando agua pesada sea usada para ambas funciones. Esto permite operar el refrigerante a temperaturas suficientemente altas para ser útiles en producción de potencia mientras que el moderador se encuentra a baja temperatura.

Los mayores problemas mecánicos con reactores de tubos a presión es el tomar provisiones para la expansión diferencial de los tubos de la calandria y los tubos a presión, las conexiones entre tubos a presión y tubería externa, mecanismos de realimentación capaces de operar mientras que el reactor esta a potencia, y fugas del agua pesada. Una area de preocupación relacionada a la fuga de agua pesada es el riesgo que se presenta por la producción de tritio como resultado de la absorción de un neutrón en agua pesada. El control de HWR esta afectado por la variación en el volumen y temperatura del moderador, siendo las barras de control usadas solamente para seguridad y control shim.

Reactores rápidos de cría (FBR, Fast breeder reactor).- Este tipo de reactores se caracteriza por producir más combustible del que consume. Existen dos diseños, básicamente, los enfriados por un metal líquido y los enfriados por un gas inerte (Helio). Los primeros se encuentran en una etapa de mucho mayor desarrollo. Aquí nos limitaremos a hablar de los reactores rápidos de cría enfriados por metales líquidos (LMFBR, Liquid metal fast breeder reactor). Entre sus características sobre salientes notamos las siguientes. El núcleo de un reactor rápido puede ser muy pequeño. Por razones económicas el reactor debe ser operado a densidades de potencia mucho mayores que los reactores de fisión ordinarios. El volumen activo del núcleo es por tanto de unos pocos metros cúbicos y es aproximadamente proporcional a la potencia producida. La densidad de po-

tenencia es alrededor de $\sim 0,5$ Mw. por litro. Para transportar fuera el calor mientras que el combustible se mantiene a una temperatura razonable el sodio debe fluir a través del núcleo a una velocidad de miles de metros cúbicos por hora. Para proveer canales para el flujo de sodio el combustible se divide en miles de barras verticales esbeltas. Cada barra es sellada en acero inoxidable o en otra aleación de alta temperatura. El combustible es preferiblemente en forma cerámica tal como óxido o carburo, ya que estos cerámicos son estables durante grandes períodos de exposición a calor y radiación. El isótopo fisionable del combustible puede ser Uranio-235 enriquecido, plutonio-239 o una mezcla de los dos. Típicamente el combustible es diluido con uranio-238, así que parte de la cría toma lugar en el núcleo. Otra característica sobresaliente de el F.B.R. es el cobertor (blanket) que rodea al núcleo. Mucha de la cría se da aquí y esa es la razón para usar uranio-238 en tubos de acero inoxidable (puede ser también uranio agotado en el isótopo-235). Como en el cobertor también hay algunas fisiones este debe ser enfriado por el flujo de sodio. El cobertor cumple otra función importante en la economía neutrónica, el reflejar algunos neutrones nuevamente hacia el núcleo. El sodio líquido posee excelentes propiedades de transferencia de calor y requiere potencias de bombeo más bajas que los gases y el agua. Algunas desventajas del sodio líquido son su alta reactividad química, su activación en presencia de campos neutrónicos. Las barras de control son generalmente de carburo de boro o tantalio metálico. Actualmente existen dos diferentes diseños del contenedor para el ensamble del núcleo, cobertor y el sistema primario de transferencia de calor. El tipo circuito y el tipo alberca. En el primero solamente la vasija del reactor se llena con sodio y el metal líquido se hace circular por bombeo a través de los circuitos de intercambio de calor montadas fuera del contenedor del reactor. En el tipo alberca, un gran tanque se llena con

sodio el cual rodea a la vasija del reactor, las bombas que toman el sodio de la alberca y lo mueven através del núcleo y el cobertor y también el intercambiador de calor intermedio que transfiere calor del sodio radioactivo a otra corriente de sodio. El tipo alberca tiene la ventaja de una mayor capacidad calorífica en el evento de una falla de la bomba, pero también requiere un inventario de sodio mucho mayor.

Reactores enfriados por gas y moderados por grafito (GCR, Gas cooled reactor). - Este tipo de reactor ha recibido gran atención en el Reino Unido y en Francia principalmente. Se los encuentra alimentados por uranio natural y enriquecido, enfriados con anhídrido carbónico (CO_2) y moderados por grafito. En los Estados Unidos se utilizan combustibles enriquecidos y helio como refrigerante (HTGR, High Temperature gas reactor). El atractivo de usar gases como refrigerante yace en el hecho que en general los gases son seguros, relativamente fácil de manejar, tienen reacciones macroscópicas muy bajas, los hay en abundancia y baratos (a excepción del helio) y se pueden operar a altas temperaturas sin que ello implique el tener un sistema a presión.

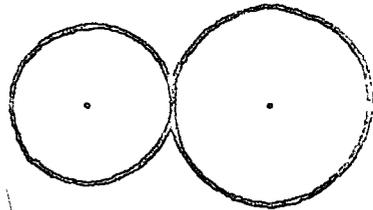
Las principales desventajas son sus pobres características de transferencia de calor, los cuales requieren superficies de contacto muy grandes, y sus requerimientos de bombeo (entre 8 y 20 % de la potencia bruta de la planta), necesitando cuidadosa atención los problemas de flujo, caídos de presión, etc.

Para sobreponerse a las desventajas inherentes por el uso de gases como refrigerantes y al mismo tiempo obtener altas eficiencias termodinámicas, es necesario operar los elementos de combustible a temperaturas tan altas como sea posible y permitiendo una gran elevación de temperatura del gas en el reactor por la reducción del flujo másico y elevando la presión del gas. Debido a que el combustible opera a altas temperaturas, la selección del material del combustible y el encamizado y su fabricación pre-

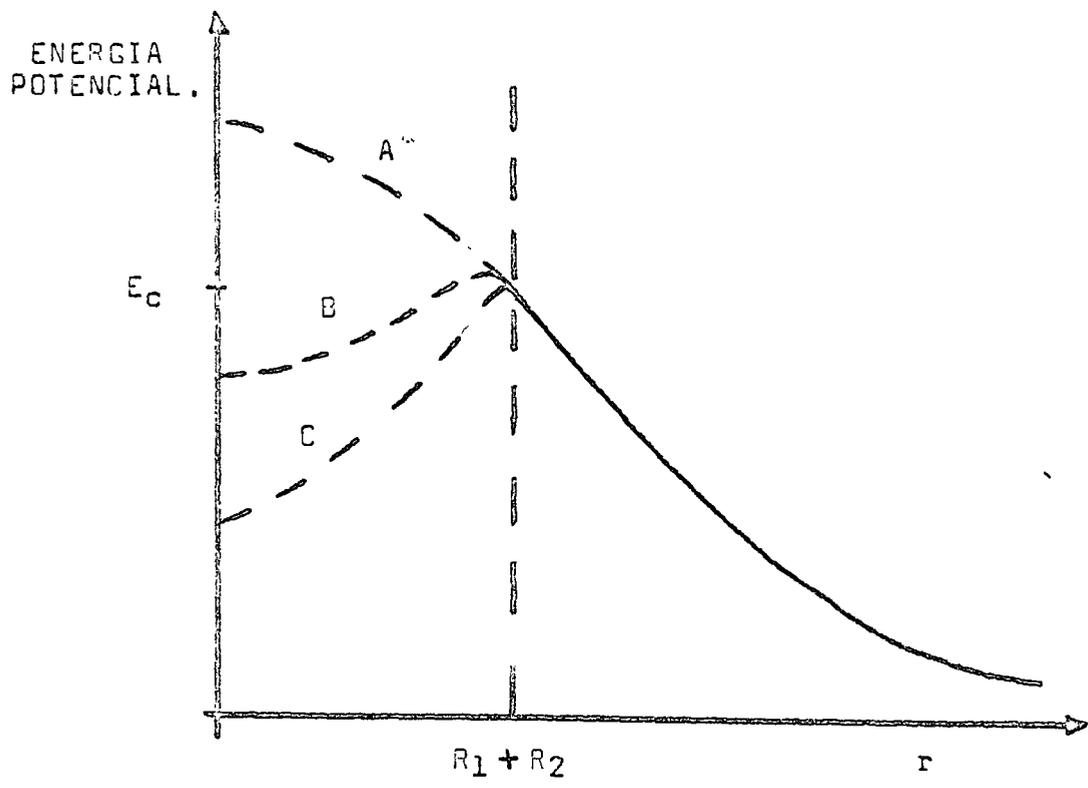
sentán un problema mayor, es la tendencia actual usar combustibles cerámicos más que combustibles metálicos.

Los GCR son usualmente muy grandes así que son particularmente adecuadas para plantas de potencia de gran capacidad. El reactor en si mismo puede imponer problemas estructurales y de cimentación. El tamaño de las unidades, obviamente, puede ser reducido en cierta medida por el incremento del enriquecimiento del combustible.

$|R_1 + R_2|$



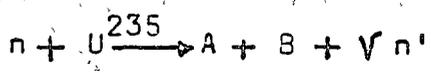
$|r|$



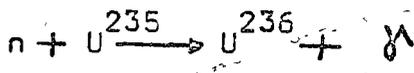
580731 1/1/1945

... ..
... ..
... ..

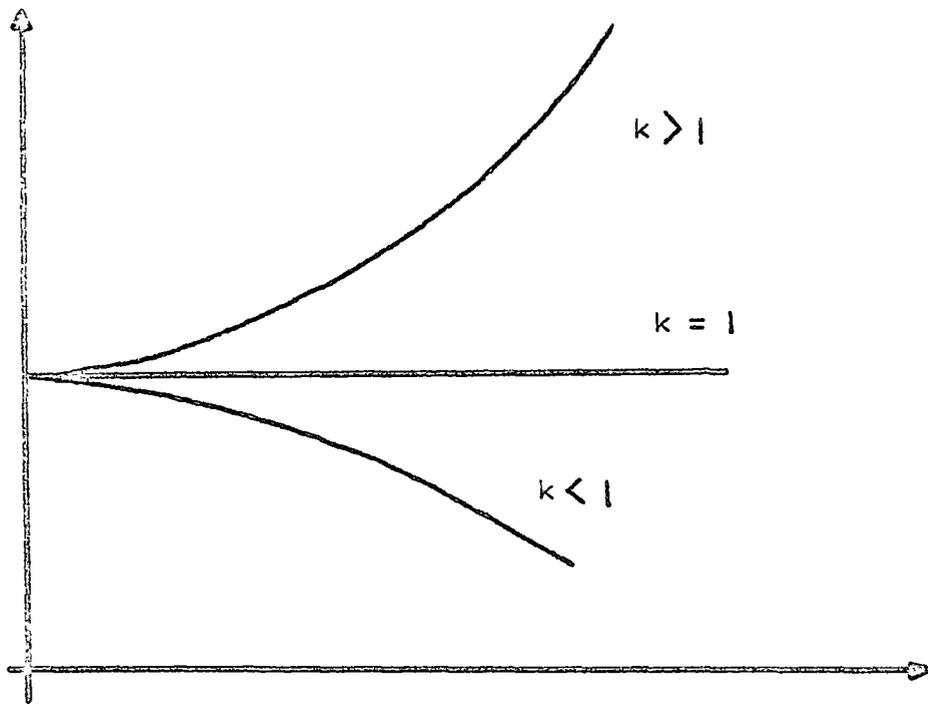
FISION



CAPTURA RADIATIVA



POBLACION
NEUTRONICA.

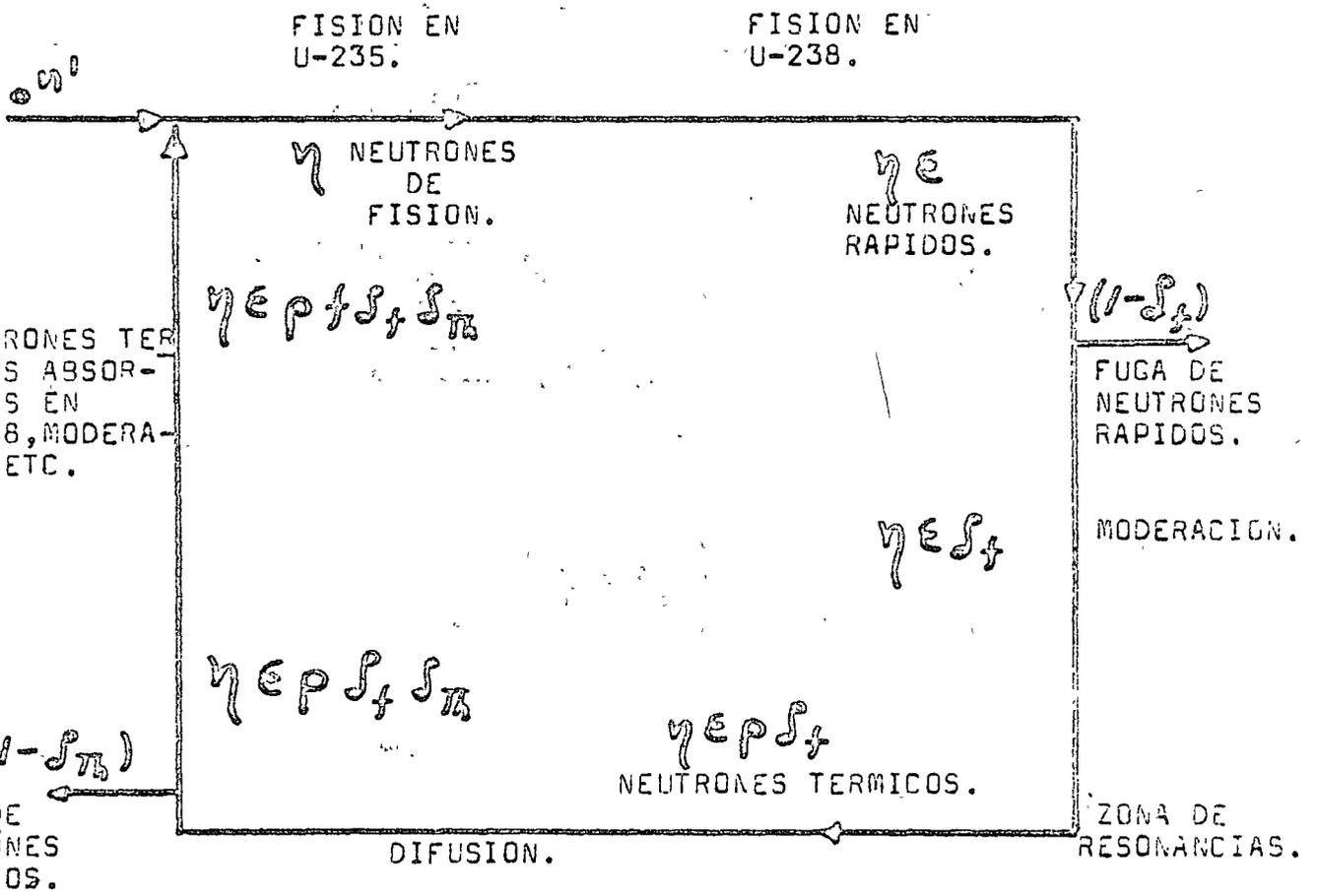


$k > 1$

$k = 1$

$k < 1$

TIEMPO.

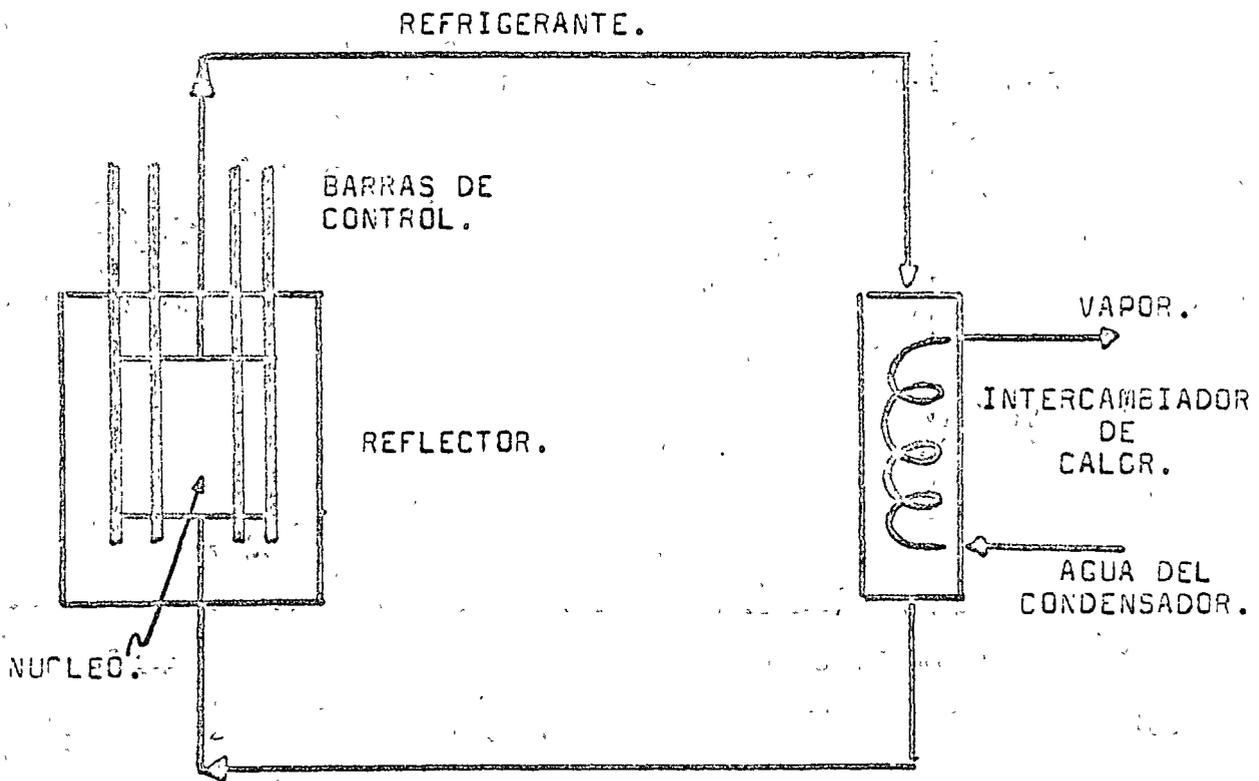


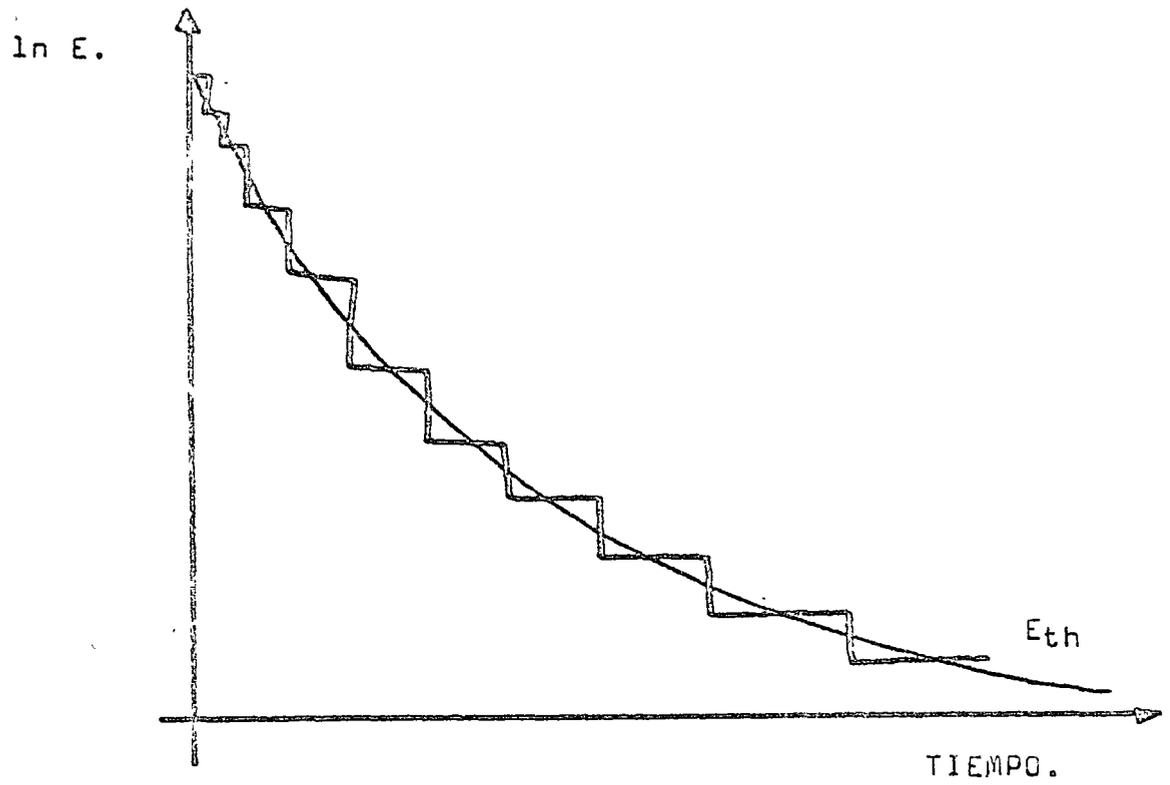
ECUACION DE TRANSPORTE.

$$\frac{1}{u} \frac{\partial}{\partial t} \bar{\Phi}(\underline{r}, \underline{u}, t) + \underline{\Omega} \cdot \nabla \bar{\Phi}(\underline{r}, \underline{u}, t) + \Sigma_T(\underline{r}, u) \bar{\Phi}(\underline{r}, \underline{u}, t)$$

$$= S(\underline{r}, \underline{u}, t) + \int d^3 u' \bar{\Phi}(\underline{r}, \underline{u}', t) \Sigma_s(u' \rightarrow u; \underline{\Omega}' \rightarrow \underline{\Omega})$$

$$\bar{\Phi}(\underline{r}, \underline{u}, t) = u \Psi(\underline{r}, \underline{u}, t)$$





1

Douglas Point BWR/6



Figure 1. Superimposition photography provides authentic projected views of completed facility

site involved the analysis and interpretation of several often conflicting requirements. Here is a synopsis of the process.

First, the status of the physical conditions of the site, geology, hydrology, ecology and meteorology, etc., were assembled into a composite picture of the natural setting. Second, a preliminary site plan based solely on these natural influences was prepared. In this step, the flood plain area was identified, the drainage basin for the on-site ecologically significant marsh was marked, a protection buffer zone along the top of the river bank clay cliffs also was set aside. Taken together, these considerations constituted a general site development plan. Then, the general arrangement schemes, which were in engineering evaluation, were each tested and found to be well accommodated within this plan framework. This preliminary plan then set the development limits for all detailed planning which followed.

While the process of selecting the final general arrangement scheme proceeded, a system of site security zones was developed and integrated into an internal circulation road network. This step produced a tightly organized 290 acre zone of restricted access within which the entire power generation and transmission facility could con-

veniently be placed. This left 1150 acres (which is the total site area of PEPCO's next largest station, Chalk Point, Maryland) available for other functional uses. A plan for creatively utilizing this large parcel of land has been developed with the intent of returning as much as possible to usage which will directly benefit the public. The included table is a tabulation of the land use acreage which was finally

developed in the designated use zones of the Douglas Point site.

Developing a programme of supplemental land use

In many respects, the supplemental land use programme which PEPCO is preparing for Douglas Point will be quite innovative.

First, a programme of close cooperation with the Biology Department of Charles County Community College (whose campus is located near LaPlata, Maryland, approximately 15 miles from the site) has been undertaken in order to measure and evaluate the ecological systems presently existing on the site, and to develop an on-going programme for monitoring the changes which will result from the construction of a project of this magnitude. Such a detailed ecological evaluation has never been attempted, to date, for a nuclear plant. PEPCO intends to provide a permanent on-site ecological research and teaching facility for this programme. A total of 870 acres of this site has been set aside as a protected ecological zone for this programme.

Second, discussions with the

BWR/6 reactor design

by J. Jacobson, *General Electric Company*

In the boiling water reactor (BWR) the reactor assembly contains the equipment and instrumentation necessary to produce and contain the steam power required by the plant. The major equipment categories and components are as follows:

- Fuel—fuel assemblies and channels.
- Instrumentation—neutron sources, in-core monitors, in-core guide tubes and in-core housings.
- Control—control rods, rod drives, rod drive housings, rod guide tubes.
- Steam generating—feedwater spargers, jet pumps, steam separators, dryers and associated pressure vessel nozzles.
- Structural—pressure vessel, shroud, shroud head, shroud head bolts, core plate and top guide.
- Core cooling protection systems—core spray lines, core spray sparger, low pressure coolant injection connections and various other pressure vessel nozzles for safety system connections.

Standardized modular components assembled in a single pressure vessel with its self-contained structure best characterizes the reactor assembly (Figure 1). Major parameters of the reactor assembly are shown in Table 1.

Individual fuel assemblies that make up the core rest on orificed fuel supports mounted on top of the control rod guide tubes. Each guide tube, with its fuel support piece, bears the weight of four assemblies and is supported by a control rod drive penetration nozzle

in the bottom head of the reactor vessel. The core plate provides lateral

Table 1. Reactor assembly characteristics

Reactor assembly height	83 ft 7 in
Pressure vessel nominal inside height	70 ft 3 in
Pressure vessel minimum inside diameter	19 ft 10 in
Pressure vessel approximate weight	865 tons
Number of fuel assemblies	732
Number of control rods	177
Number of in-core monitor strings	41
Number of neutron sources	7
Number of jet pumps	20
Number of steam separators	263

Table 1. Estimated acreage of use zones

Power generating transmission	
Generating station	200
Transmission right of way on site	30
Undeveloped reserve	60
	290
Perimeter buffer	
River dike screening	50
Road and north boundary screening	80
	130
Protected wildlife	
Improved marsh habitat	180
Undisturbed land	690
	870
Public use	
Recreation	140
Ecological/education centre	10
	150
Site total	1440

Charles County Recreation Commission and Board of Education have identified the need for a river access point, a boat launching ramp, in this portion of the county. This and other minimum recreational facilities are now being integrated into the county's master planning programme. About 140 acres have been provided for the long range development of active recreational purposes.

Third, PEPCO intends to develop an orienting/nature trail, close to the river bank along which will be placed several energy/information pavilions as well as interpretive displays concerning the ecological systems which exist on-site. This trail will lead to areas where plant overlooks will be provided. The trail system will continue (elevated) into the protected areas of the marsh which lies at the south edge of the property.

This three-fold programme has therefore attempted to utilize local resources—both cultural and natural—to the maximum extent in the development of a sound programme of development of 1150 acres supplemental land use zone at Douglas Point.

guidance at the top of each control rod guide tube. The top guide provides lateral support for the top of each fuel assembly.

Control rods occupy alternate spaces between fuel assemblies and may be withdrawn into the guide tubes below the core during plant operation. The rods are coupled to control rod drives mounted within housings which are welded to the bottom head of the reactor vessel. The bottom entry drives do not interfere with refuelling operations. A flanged joint is provided at the bottom of each housing for ease of removal and maintenance of the rod drive assembly.

All major internal components of the reactor assembly can be removed except the jet pump diffusers, the core shroud, and the jet pump and high pressure coolant injection inlet piping. The removal of the top guide assembly and the core plate assembly is a major task and it is not expected that these components would require removal during the life of the plant. The removal of other components such as fuel assemblies, in-core instrumentation, control rods, fuel support pieces, etc. is accomplished on a routine basis. Except for the Zircaloy in the reactor

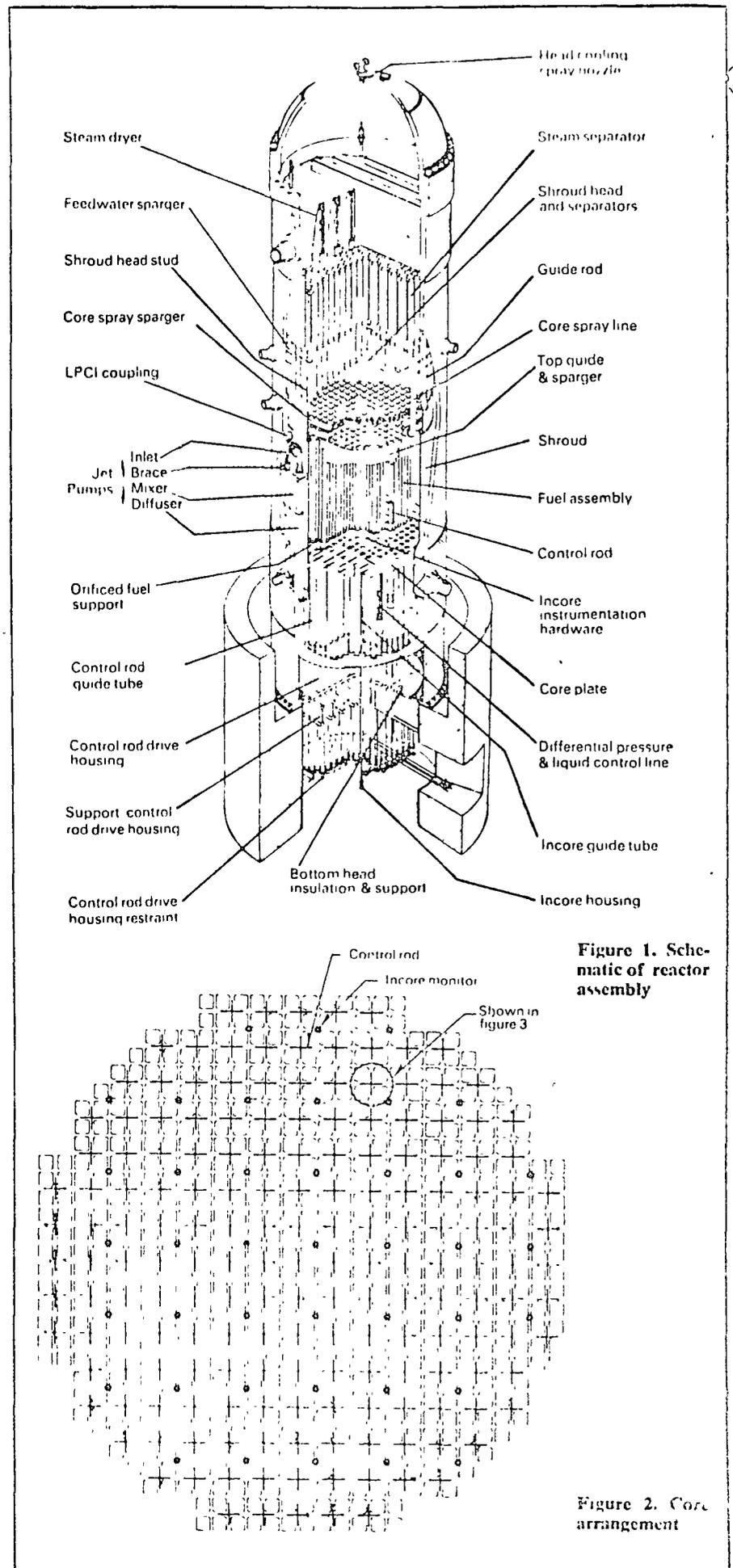


Figure 1. Schematic of reactor assembly

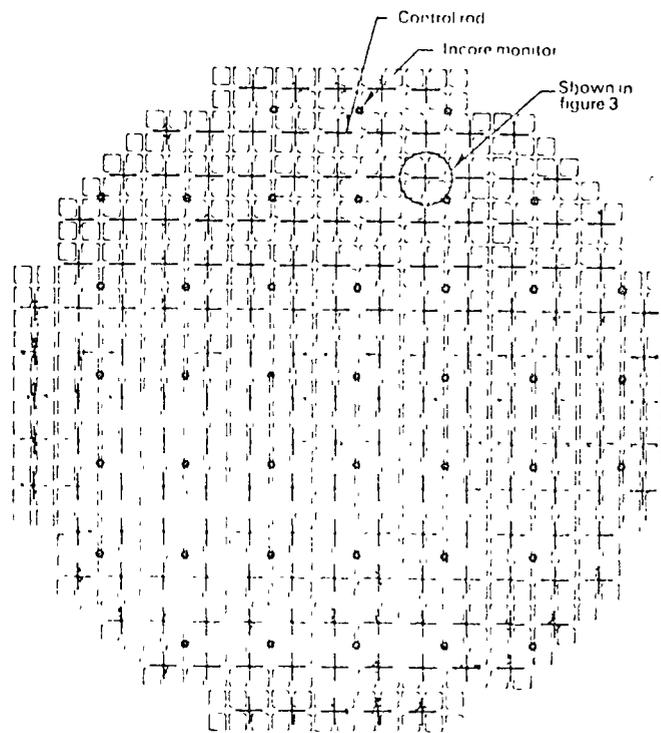


Figure 2. Core arrangement

Douglas Point BWR/6

core, the reactor assembly components are stainless steel or other corrosion resistant alloys

Core arrangement

The core layout for the reactor is shown in Figure 2. An enlarged view of the basic fuel lattice is shown in Figure 3. Some key features of the core arrangement are as follows.

- Maximum linear heat generation in the fuel is less than 13.4kW/ft
- Local power peaking factors are reduced by the use of several uranium enrichments
- Flow distribution among the fuel assemblies is accomplished by fixed orifices in the fuel support
- The upward flow is confined to each fuel assembly by the fuel channel
- The bottom entry cruciform control rods consist of B_4C in stainless steel tubes surrounded by a stainless steel sheath. Rods of this design have been irradiated for more than 12 years in the Dresden-1 reactor and have accumulated thousands of hours of service without significant failures in operating reactors.
- The control rods are sufficient to provide reactivity control from cold shutdown to full load. Supplementary reactivity control in the form of gadolinia is used to assist in providing reactivity compensation for fuel burnup.
- The fixed in-core chambers provide continuous power range flux monitoring.
- Source and intermediate range monitors are located in core and are axially retractable

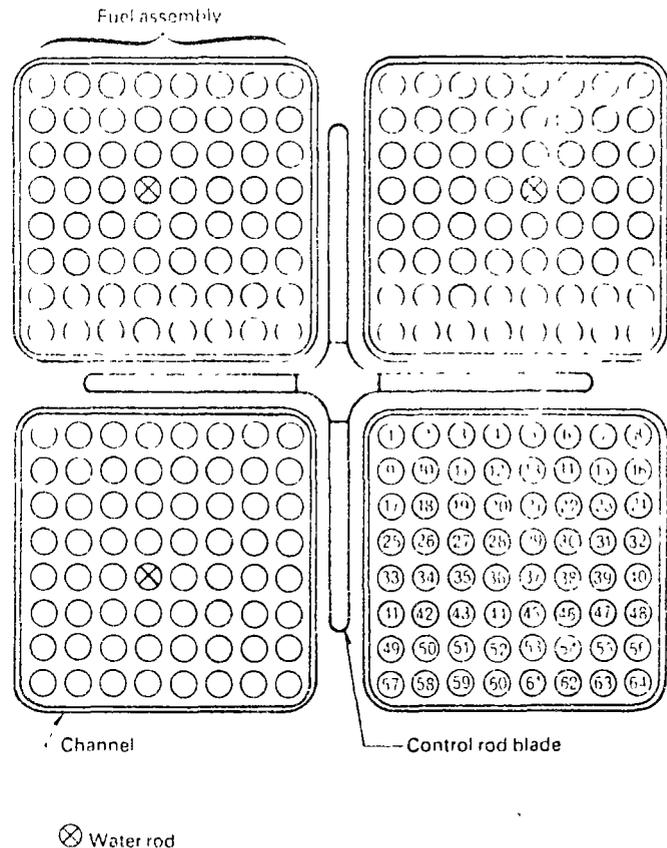
Fuel assembly

The fuel assembly consists of 63 active rods and a single "water rod" in an 8x8 square array. The Zircaloy-2 clad is 0.493in o.d., 160.25in long and 0.034in thick. Active fuel height is 148in. Eight tie rods are used to tie the lower tie plate to the upper tie plate. Seven spacers fixed to a water rod provide required lateral spacing along the length of the rod. A Zircaloy-4 square shaped channel, 0.120in thick, 166.875in long and 5.518in square on the id, completes the assembly. The channel has a sliding seal on the lower tie plate and is screwed to the upper tie plate. The channel is reusable.

Control rod

The cruciform shaped control rod contains 84 stainless steel tubes (21 tubes in each wing of the cruciform) filled with boron carbide powder compacted to approximately 70% of theoretical density (Figure 4). The tubes are 0.188in o.d., 144.6in long and 0.025in thick. The control rods have an active

Figure 3. Basic fuel lattice



length of 144in, a span of 9.75in and an overall length of 173.75in. The rods are designed to be uncoupled from the drive from either the bottom or top of the reactor. The velocity limiter is designed to limit the free fall velocity and reactivity insertion rate of a control rod so that fuel damage would not occur in the event of a low probability rod drop accident.

Control drive line components

The control rod movement in the core is guided by the four adjacent fuel channels in its modular core unit. Below the core, the rod is withdrawn into a control rod guide tube which shields it from reactor recirculation cross flow. The control rod drive mechanism located in the control rod drive housing at the bottom of the pressure vessel, activates the drive. One hydraulic control unit for each drive activates (from the control room) the drive pipes to move up to move down, to hold position, or scram. A master hydraulic power supply system provides the required hydraulic fluid pressures and cooling water to complete the system. The drive moves in 6in increments at a speed of about 3in per second.

Key characteristics of the drive line components are:

- The drives do not interfere with refuelling and are operative even when the head is removed from the reactor.
- The locking piston hydraulic control

rod drive mechanism provides the highest scram forces and operating force margins of all known types of drive mechanism. This provides high operational reliability particularly in the scram function.

- The drive uses reactor quality water as the drive coolant and operating fluid
- The drive utilizes internal piston seals which allow leakage to drain back to the reactor vessel. External leakage through the static seals is essentially zero.
- Control rod entry from below the reactor provides the best axial flux shaping and resultant fuel economy for the boiling water reactors.
- The drive is essentially the "third generation" of the locking piston drive. The drive has demonstrated reliability and maintainability and is delivered as a standard component to all reactors going into service.
- Each drive and each hydraulic control unit is factory tested for performance.

Reactor vessel

The reactor vessel is designed, fabricated, and tested in accordance with Section III, Class I, of the American Society of Mechanical Engineers Boiler and Pressure Vessel Code. The vessel is designed to accommodate provisions of the Code for In-service Inspection of Nuclear Reactor Coolant Systems. The base material of the vessel

for vessel is manganese molybdenum nickel steel (ASME A 533 Grade B, Class 1 and ASME A 508, Class 2). Internal surfaces except the vessel head and nozzles are weld overlaid with austenitic stainless steel. The integrated exposure to neutrons of energy greater than 1 MeV is estimated to be less than 1×10^{19} nvt in 40 full power years of vessel life. The joint between the vessel head and vessel is sealed using two metal O-rings with a high pressure leak detection system.

Core shroud

The shroud is a cylindrical stainless steel structure which surrounds the core and provides a barrier to separate the upward flow through the core from the downward flow in the annulus. The shroud head is bolted to the top of the shroud by the shroud head bolts. The steam separator standpipes are mounted on the shroud head. The lower end of the shroud is welded to the pressure vessel by means of an annular water-tight shroud support plate. The support legs extend down to the bottom head of the pressure vessel. The jet pump discharge diffusers penetrate the shroud support plate below the core elevation to introduce coolant into the inlet plenum. The shroud support plate and support legs are designed to carry the weight of the shroud, shroud head, top guide, core plate, the steam separators, the jet pumps and the seismic and pressure loads. The fuel weight is supported on the bottom head of the pressure vessel by means of the fuel support casting, control rod guide tube and control rod drive housing. The shroud is penetrated in the vicinity of the top guide by the supply lines for the low pressure coolant injection system. The core spray sparger supply enters through the top guide

Steam separators and steam dryers

The steam water mixture exiting the reactor enters the standpipes mounted to the shroud dome which covers the core. Each standpipe terminates in an axial flow centrifugal separator. The steam water mixture first impinges on vanes which give the mixture a spin to establish a vortex wherein the centrifugal forces separate the water from the steam in each of three stages. Steam leaves the separator at the top and passes into the wet steam plenum below the dryer. The separated water exits from the lower end of each stage of the separator and enters the pool that surrounds the standpipes to join the downcomer annulus flow.

The steam dryer assembly is mounted in the reactor vessel above the steam separators and forms the top and sides of the wet steam plenum. The

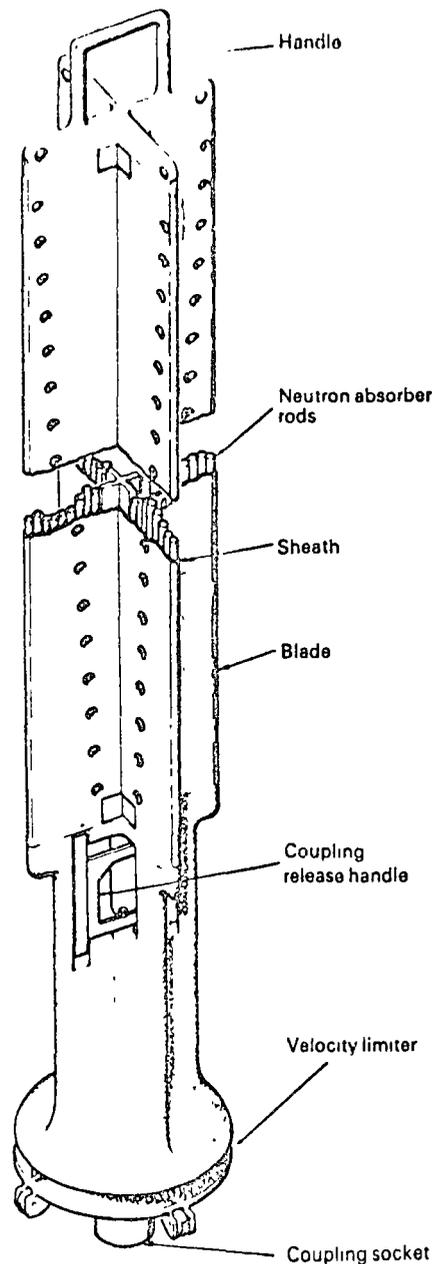


Figure 4. Control rod

dryer assembly is supported by pads extending inward from the vessel wall and is held down in position during operation by the vessel head. Steam from the separators flows upward and outward through the drying vanes. Moisture is removed and carried by a system of troughs and drains to the pool surrounding the separators and then into the recirculation downcomer annulus flow. The dry steam exits the pressure vessel through the steam outlet nozzles in the main body of the pressure vessel.

Jet pumps

High performance jet pumps located within the reactor vessel are used in the recirculation system. The jet pumps, which have no moving parts, provide a continuous internal circulation path for a major portion of the

coolant flow. The system was first incorporated in the Dresden 2 plant. Approximately one third of the total core flow is pumped to a higher pressure in external centrifugal pump loops and used as the driving flow for the jet pumps. The overall length of the jet pump is approximately 19ft. Instrumentation is used to monitor individual and collective flow rates of the jet pumps.

BWR/6 improvements

The Douglas Point reactor utilizes a General Electric BWR/6 reactor. This reactor is the latest in a continuing series of commercial boiling water reactors supplied by General Electric Company-U.S.A. Some of the key features of the BWR/6 reactor over its immediate BWR/5 predecessor are the following:

- 8x8 fuel bundle in place of 7x7.
- Use of "water rod" introduced.
- Active fuel length increased to 148in from 144in.
- Power density increased to 56kW/litre from 51kW/litre.
- Approximately 20% greater output for the comparable size reactor pressure vessel.
- Use of a uniform water gap between channels of 0.482in compared to 0.75in and 0.375in gaps.
- Use of channels 0.120in thick compared to 0.080in.
- Control blade thickness reduced to 0.260in from 0.312in by reducing sheath thickness.
- Use of a new 10in diameter steam separator reduced from 12.75in diameter.
- Use of a 5 hole nozzle jet pump of higher efficiency. In addition, the diffuser outlet diameter has been reduced.
- Seismic capability of internal components designed for 0.3g ground acceleration when housed in a specified containment and building.

Fulton Station HTGR

by V. S. Boyer¹, J. P. Gibbons², T. A. Johnston³, R. J. Hoe⁴, D. K. Feldtmose⁵, and W. C. Drotleff⁶

Philadelphia Electric Company's announcement in August 1971 that they were negotiating with General Atomic Company to build a 2300 MW(e) twin High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) plant heralded the arrival of the large HTGR as a competitive force in the reactor marketplace. The Fulton Station HTGRs were the first in the 1000 MW(e) range ordered by an electric utility. The plant is to be located in Lancaster County, Pennsylvania, U.S.A. It will be built directly across the Susquehanna River from Peach Bottom¹, a 40 MW(e) prototype HTGR in commercial power operation for Philadelphia Electric since June 1967. The outstanding safety and reliability record of Peach Bottom¹ was a major factor influencing the decision in favour of the HTGR system for Fulton Station.

Fulton Station will have two HTGRs rated at 1160 MW(e) each. The nuclear steam system (NSS) and nuclear fuel have been purchased from General Atomic Company (GA). Stone & Webster Engineering Corporation has been selected as architect/engineer and constructor. Unit 1 of the plant is scheduled for commercial operation in 1981, and Unit 2 will follow in 1983.

1. Vice President, Philadelphia Electric Company.
2. Fulton Station Project Manager, Philadelphia Electric Company.
3. Vice President, General Atomic Company.
4. Fulton Station Project Manager, General Atomic Company.
5. Vice President, Stone & Webster Engineering Corporation.
6. Fulton Station Project Engineer, Stone & Webster Engineering Corporation.

General Atomic Company began developing the HTGR nuclear system in 1957. This system has advanced through the design and operation of the 40 MW(e) prototype Peach Bottom Atomic Power Station Unit 1 and construction of the 330 MW(e) Fort St Vrain Nuclear Generating Station for Public Service Company of Colorado. The large HTGRs (770 MW(e), 1160 MW(e), and 1500 MW(e)) being offered commercially are currently under design.

Parallel HTGR programmes have taken place in Europe. Two prototype installations, the 20 MW(t) DRAGON reactor in the U.K., starting in 1965, and the 15 MW(e) AVR in Germany, starting in 1966, have been operating successfully. A 300 MW(e) demonstration plant, the THTR, a follow-on to the AVR, is now under construction in Germany. Under an in-

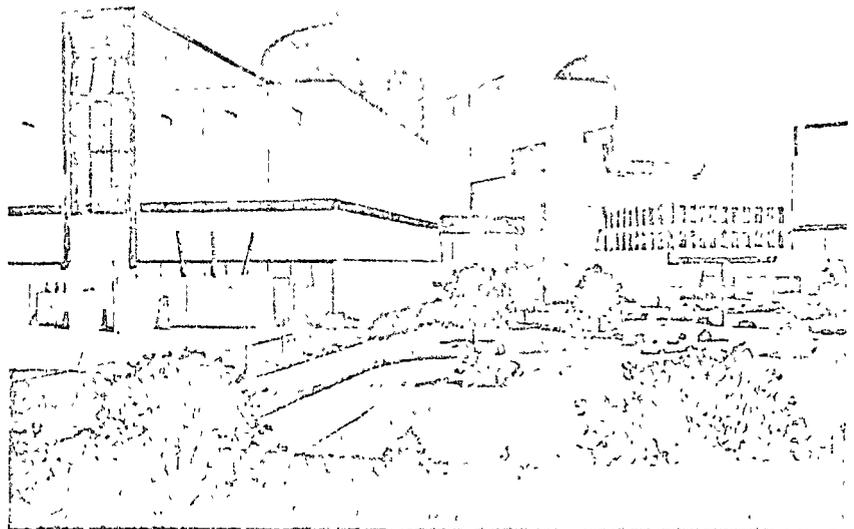
formation exchange agreement between the U.S. Atomic Energy Commission and the Organization for Economic Co-operation and Development, High Temperature Reactor Project Dragon, General Atomic has maintained active liaison between Peach Bottom and Dragon projects, contributing significantly to the technology of GA's HTGR design.

Philadelphia Electric's requirements

Philadelphia Electric Company serves a 2475 square mile area including the city of Philadelphia (population 2 million), in southeastern Pennsylvania and northern Maryland. Total installed capacity is approximately 6650 MW(e), which includes hydro-, pumped storage-, fossil-, and nuclear-power generation. The Peach Bottom Atomic Power Station is being enlarged by the addition of two 1050

"One important reason Philadelphia Electric Company chose the HTGR for Fulton Station is its strong environmental advantage. It will have the highest net operating efficiency of any large commercial nuclear plant in the world and is designed to meet and surpass all state and national environmental criteria. The high efficiency, which is equivalent to the most modern fossil-fueled plants, will result in substantially lower thermal discharge to the environment than from other types of nuclear plants. It will use much less cooling water in an area where water for this purpose is becoming less plentiful. Additionally, the use of thorium in the HTGR fuel cycle will conserve valuable supplies of uranium."

*J. Lee Everett
President
Philadelphia Electric Company*



MW(e) BWRs, Peach Bottom 2 and 3, to the existing 40 MW(e) HTGR Unit 2 is now in operation. A further addition, Limerick Generating Station (consisting of two 1050 MW(e) BWRs) is presently scheduled for initial operation in 1979. Major fossil fuel station additions (two 100 MW(e)) will be placed in operation in 1974 and 1975.

Philadelphia Electric Company is part of the Pennsylvania-New Jersey-Maryland (PJM) Interconnection, which has a total installed capacity of about 37,000 MW(e). Although each member company generally provides for its own needs, being part of a large system enhances the attractiveness of large nuclear units. When the HTGR became available in the 1000 MW(e) range, the company was ready to give serious consideration to such a plant.

In addition to the promising operating experience with the Peach Bottom HTGR, specific attractions of the HTGR to Philadelphia Electric were:

- Less heat rejection per kilowatt—an important factor in a geographical area where cooling water is becoming scarce.

- The reactor design, with the prestressed concrete reactor vessel (PCRV) and the large mass of graphite in the core, which result in inherent safety advantages.

In 1971, an economic evaluation was performed which formed the basis for negotiation with General Atomic. A letter of intent was issued in August of that year, and design and licensing activities have been proceeding since then. The preliminary safety analysis report and environmental report were docketed by the USAEC in November 1973. The schedule presumes the receipt of a construction permit in mid-1975; in that event, construction of the first unit will be complete in 1980, with full commercial operation in the following year.

Plant arrangement and features

Fulton Station will be constructed on 360 acres 17 miles south of Lancaster, Pennsylvania. Philadelphia is 59 miles to the east-northeast of the plant; Baltimore, Maryland, is 36 miles southwest. The site is on high ground overlooking Conowingo Pond, a 11-mile-long body of water formed by Conowingo Dam on the Susquehanna River. The estimated population within the low population zone is 809 and within 5 miles is 6143. Lancaster is the nearest population centre of significance.

The station is a complex of structures interrelated in a compact functional plan. The dominant features of the station related to power production are arranged in a V-configuration,

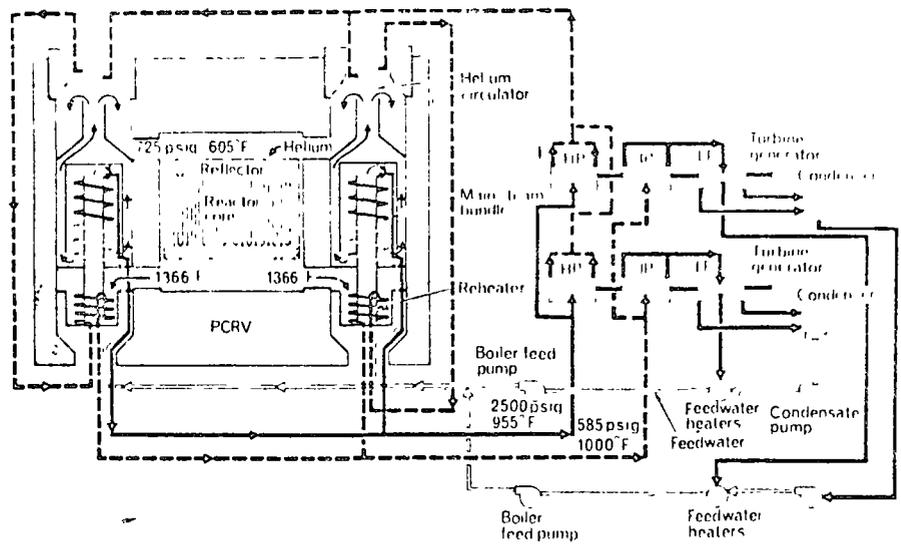


Fig. 1. Schematic flow diagram of large HTGR

with the twin reactor containments, common reactor service building, and common control building at the base of the V and the turbine buildings forming the flaring wings of the V. Forward of the control building is the administration building, which contains offices, personnel accommodation, and maintenance services. Natural draft hyperbolic cooling towers are situated behind the buildings to realize optimum foundation conditions. Other structures on the site include a common auxiliary building, safety related diesel generator buildings, and reactor plant component cooling water and core auxiliary cooling water system air-cooled heat exchangers. The major structures can be seen in the plot plan on the foldout drawing (page 643).

The switchyard contains the necessary 500 kV and 220 kV switchgear to provide connection of the plant to the transmission system. A total of five 500 kV lines will radiate from the plant site. An additional 220 kV line will provide a start-up source of power.

Two hyperbolic cooling towers will serve the plant, one dedicated to each unit. Make-up requirements for cooling tower losses as well as for condensate makeup will be drawn from Conowingo Pond at elevation 116 ft (plant grade 387 ft). The water treatment plant will be located in the auxiliary building, which will also house the auxiliary boilers.

Each of the 3000 MW(t) reactors will drive two 600 MW(e) rated turbine-generators. The reactor PCRVs are located in reinforced concrete containment buildings designed to be operated at slightly positive pressure with respect to atmosphere. The reactor service building contains the fuel storage facility, shipping and receiving equipment, the helium purifi-

cation system, radioactive waste disposal systems, and health physics and chemistry laboratories. The centerlines of the turbine buildings for each unit are at an angle of approximately 60 degrees to facilitate access during construction. Each building houses the two turbines, deaerators, feedwater heaters, auxiliary switchgear, and other related equipment.

The control building adjoins the reactor service building and is convenient to both turbine buildings. The control room itself is on the third floor and connects with the operating level of the turbine building by means of enclosed walkways. Other floors of the control building house switchgear, instrument and control equipment, and ventilation systems. The administration building, adjacent to the control building, contains offices, shops, laboratories, storerooms and locker facilities.

Construction

Preconstruction activities have consisted of soil borings, geological refraction surveys, the excavation and backfill of two test pits, the erection of two meteorological monitoring towers, and land surveys. Activities at the station site that will start following receipt of the construction permit include: clearing of land, installation of sedimentation basins, earthwork (cut and fill), rock excavation, construction of roads and railroad spurs, installation of sanitary treatment facilities and perimeter fencing. The initial site preparation activities are expected to be completed in nine months. Excavated material, consisting of soil, loose rock, and blasted material will be placed as fill in the low areas of the site to provide the necessary space for the power station and construction facilities. Top soil will be stripped and stockpiled for later use as seed

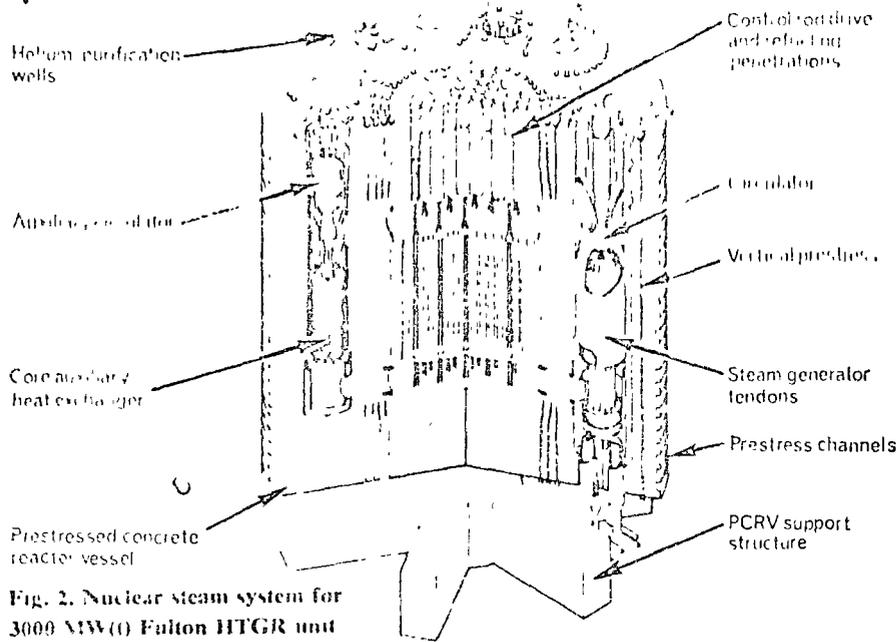


Fig. 2. Nuclear steam system for 3000 MW(t) Fulton HTGR unit

Table 1 - Major parameters of 300 MW(t) Fulton HTGR Unit

General	
Net unit output	1160 MW(e)
Net NSS output	2979 MW(t)
Net plant efficiency	38.6%
Net plant heat rate	8843 Btu/kWh (2217 kCal/kWh)
Turbine back pressure	2.25 in Hg _a (57 mm Hg)
Reactor core	
Number of fuel elements	3944
Fuel residence time	4 years
Average fuel burnup	98 000 MWd/tonne
Primary coolant system	
Helium charge	17 300 lb (7850 kg)
Total helium flow rate to steam generators	11 23 × 10 ⁴ lb/h (5 08 × 10 ⁴ kg/h)
Helium pressure at circulator discharge	725 psig (51 kg/cm ²)
Core inlet helium temperature	605 F (318 C)
Core outlet helium temperature	1366 F (741 C)
Number of steam generators	6
Number of circulators	6
System helium pressure drop	20.7 psi (1.9 kg/cm ²)

bed to restore exposed areas to greenery.

Extensive preconstruction planning and scheduling are under way, aimed at maximizing prefabrication and pre-assembly work, anticipating and studying the construction problems associated with the large twin HTGR station. Completion of the containment mat will be one of the earliest milestones, followed by simultaneous construction of the PCRV and the reactor containment. Construction of the other major buildings will follow closely behind. The diesel generator building construction will be delayed to facilitate access to the larger buildings. Construction of the hyperbolic cooling towers will begin about two years prior to the commercial operating date.

Nuclear steam system

The HTGR is characterized by a uranium-thorium fuel contained in graphite blocks, which also serve as moderator. The core is housed in a PCRV which also provides essential shielding. The cooling fluid is helium circulated from the core through six steam generators in each 1160 MW(e) unit. Figure 1 shows a simplified flow diagram of an HTGR. Table 1 summarizes the principal plant parameters. The PCRV, core design characteristics and fuel cycle, nuclear components, and plant instrumentation and controls are covered in detail in accompanying articles in this issue.

Prestressed concrete reactor vessel

A key feature of the Fulton Station NSS is the PCRV, which will contain major components of the NSS. This type of reactor vessel was first used in the United States for the Fort St. Vrain reactor but has been in use in the U.K. and France for many years. The PCRV contains the entire primary coolant system. It is constructed of high strength concrete reinforced with bonded reinforcing steel and prestressed by steel tendons. Externally, the PCRV is 91 ft (27.7m) high by 100 ft (30.5m) diameter. The major components housed in the PCRV are the reactor core, steam generators, helium coolant circulators, control rod drives, and the auxiliary circulators and heat exchangers for the core auxiliary cooling system (CACS). Figure 2 shows a cross section of the PCRV used in an 1160 MW(e) HTGR unit indicating the location of major installed components. Nine peripheral cavities surround the central core cavity. Six of the side cavities each contain a main helium circulator and a steam generator. The CACS is located in the remaining three side cavities,

each containing an auxiliary circulator and a heat exchanger.

Core and fuel

The Fulton Station reactor core is made up of 3944 hexagonally shaped fuel elements. Each element is approximately 11 in (27.9 cm) across the flats and 41 in (1.04 m) high. The fuel is in the form of coated particles of uranium dicarbides as the fissile material and thorium oxide as the fertile material, which are bonded in a graphite matrix to form fuel rods that are located in vertical blind holes in the fuel elements. Vertical coolant holes are provided for helium flow through the fuel elements. The fuel elements are stacked in columns eight elements high, so that the active core height is 20.8 ft (6.1m). The core is made up of 493 columns, giving an active core mean diameter of 27.7 ft (8.4m). The active core is divided into 73 regions and is surrounded by graphite reflector elements. The entire assembly is mounted on a graphite block floor, which in turn is supported by graphite columns. Each of the 73 fuel regions is composed of a central control fuel column surrounded by six columns of standard fuel elements, except at the core periphery where reflector columns replace some of the fuel columns.

Core heat removal is accomplished by the downward flow of the helium coolant through the fuel columns. Variable flow control valves in each refuelling region help balance the coolant flow through the various core regions in proportion to region power production and thereby regulate the fuel temperatures in the core.

The reactor is controlled by means of 73 control rod pairs. A reserve shutdown system is provided that releases neutron absorbing pellets containing boron carbide into the core. Neutron flux information for monitoring, protection, and control systems is provided from neutron detectors located in wells in the PCRV wall outside the liner. In-reactor neutron detectors and thermocouples at each refuelling region outlet provide additional information for flux monitoring and control. Burnable poison in the form of graphite rods containing up to 5 per cent wt natural boron in the form of B₂C is used to control part of the core excess reactivity and to flatten the transverse core power distribution. The fuel temperature coefficients and the isothermal temperature coefficient are negative for all fuel cycle and all normal and transient temperatures.

Fuel loading is based upon a four-year cycle; that is, approximately one-fourth of the core will be replaced on an annual basis. The initial

fuel loading will consist of approximately 1725 kg of highly enriched uranium (93 per cent U-235) and 37 500 kg of thorium. As the U-235 is fissioned, fissionable U-233 is formed from the thorium. The average burnup at equilibrium is about 98 000 MW(d)/tonne of uranium and thorium. The U-233 remaining in the spent fuel at refuelling can be recycled to the Fulton Station reactors or it can be sold for use in other reactors.

Steam generators

The Fulton Station HTGR has six cooling loops located within cavities of the PCRV. Each of these loops has one steam generator and is capable of producing sufficient steam for approximately 500 MW(t). The helium gas flows down through the reactor core where it is heated from about 605°F (318°C) to about 1366°F (741°C) and then flows into each of the steam generators where the helium is cooled during steam formation. The cooled helium is drawn into the circulator inlet located at the top of the steam generator and returned to the core. On the steam side, high pressure feedwater enters the steam generator through penetrations in the bottom of the PCRV and is superheated to 955°F (513°C at 2515 psia (176.8 kg/cm²)) in the steam generator before it leaves through the same penetrations to flow into the high-pressure section of the main steam turbine. Cold reheat steam used to drive the circulators is reheated in the steam generator to 1000°F (538°C) at 585 psig (41 kg/cm²). The steam then flows back to the intermediate-pressure section of the main steam turbine.

The steam generators are designed to operate continuously at full or part load. The steam generators are also used to remove decay heat during periods of plant shutdown (although the CACS may also be called on for this purpose), at these times the evaporator and superheater sections are flooded and the superheater discharges heated water to the flash tank.

The design of the Fulton Station steam generator draws on industry-wide experience with conventional boilers and heat exchangers as well as experience with steam generators for gas-cooled reactors, especially those used in Peach Bottom Unit 1 and Fort St Vrain. Steam generator testing programmes that have been conducted by GA in support of Peach Bottom Unit 1 and Fort St Vrain supply a significant part of the data upon which the large HTGR steam generator design is based. An extensive test programme is being carried on in support of the steam generator design for the large HTGR. The testing

programme is provided to verify specific design features of the large HTGR. As a part of the test programme, boiling stability and vibration testing on full-size components will be performed in France by the CEA.

Helium circulators

Helium coolant is circulated within the PCRV using six steam-turbine-driven circulators. Each circulator consists of a single-stage axial-flow compressor driven by a single-stage steam turbine. Each circulator is mounted above a steam generator in the same PCRV cavity. The circulator drive turbines are in series with the main steam turbine and operate on cold reheat steam, which is reheated and returned to the intermediate pressure turbine.

Circulator speed is controlled by circulator-turbine throttle and bypass valves to achieve proper system control and permit individual control of each circulator. The operating characteristics of the circulator are such that during part-load plant operation excess steam is bypassed around the circulator turbine.

Helium purification system

The helium purification system removes radioactive material and chemical impurities from the reactor coolant system by continuously purifying a side stream of the primary coolant. The purified helium is used for purging helium circulator seals, control rod drives, instruments and valves, and PCRV penetrations. The purification system also purifies helium transferred from the reactor coolant system to the helium storage system during depressurization of the reactor for maintenance or refuelling. Chemical impurities, particularly those impurities containing oxygen, are maintained at a low level. The system maintains the impurity levels in the primary loop to less than 1-ppm (CO+CO₂+H₂O) and less than 40-ppm H₂ during normal operation. The helium purification system consists of two identical purification trains (one is normally off stream): two compressors cross connected so that either one can operate with either train, a regeneration section, and a hydrogen removal section. Each train contains:

- A high-temperature charcoal filter-adsorber to remove fission-produced isotopes (other than the noble gases krypton and xenon) and tritium by adsorption on charcoal and to remove dust that enters the purification system.
- A water-cooled helium cooler.
- A helium purification dryer to remove carbon dioxide and water.
- A low-temperature gas-to-gas ex-

changer to cool the gas to about -285 F (-176 C)

• A liquid-nitrogen cooled, low-temperature adsorber to remove impurities such as krypton, xenon, carbon monoxide, methane, and some hydrogen and tritium.

• A purified-helium dust filter to protect the purified-helium compressors.

Balance of plant

The twin turbine generators and controls for each reactor unit are designed to permit start-up, synchronizing, loading, shutdown, and tripping of the turbine generators simultaneously or independently in the event that one turbine generator is out of service. Normally, the twin turbine generators are started and loaded simultaneously. The load is shared essentially equally, and the reactor follows the load demands of the turbine generators. Each turbine is a 3600 rpm, tandem compound, four casing machine with double flow high and intermediate pressure elements, and two double flow low pressure elements. The low pressure turbine last-stage blades are 28.5 in (724mm) long. Extraction connections are provided for four stages of feed water heating and for two steam generator feed pump turbine drives. Each turbine has its own lube oil system, gland seal system, and electro-hydraulic control (EHC) system. The generators are each rated at approximately 680 000 kVA and 0.9 power factor and are inner-cooled with hydrogen. Each exciter is shaft driven from the generator.

Systems and auxiliaries associated with each turbine generator include (sizes are related to single turbine generator capacity):

- Single pass steam surface condenser.
 - A condensate system consisting of three one-half size vertical condensate pumps, full flow polishing demineralizer, three stages of closed low pressure feed water heaters, a drain cooler, an elevated deaerating feed water heater and storage tank, and three one-half size mechanical vacuum pumps.
 - A feed water system consisting of two one-half size auxiliary turbine-driven steam generator feed pumps and feed water booster pumps.
 - A hot reheat steam bypass system.
- The turbines share the following:
- A stand-by motor driven steam generator feed pump capable of 25 per cent rated reactor feed water flow at rated pressure.
 - A main steam bypass system including desuperheaters and two flash tanks.
 - A closed loop circulating water system consisting of four circulating water pumps and a single natural draft cooling tower.

• An auxiliary steam system which is supplied by either the bypass flash tanks, the cold reheat system, or the station auxiliary boilers.

At rated reactor power, approximately 8×10^6 lb/h ($\times 10^6$ kg/h) of superheated steam at 2400 psig (198 kg/cm²) and 950 F (510 C) are delivered to the inlets of the main turbines. After expansion through the high pressure turbines, the exhaust steam drives the helium circulator turbines, which are regulated by the combination of throttling and bypass valves. The steam then flows through the reheater tubes of the steam generators. Reheated steam at approximately 554 psia (39 kg/cm²) and 1000 F (538 C) enters the intermediate pressure turbines and, after expansion through the intermediate pressure and low pressure turbine sections, is discharged to the condenser. The heat given up in the condensers is carried by condenser circulating water to the cooling tower and rejected to the atmosphere. The condensate is initially deaerated in the condenser. It is then extracted by condensate pumps, and, after full-flow demineralization, is regeneratively heated by extraction steam from the main turbines. Direct contact heaters with storage tanks are included in the cycle for the dual purpose of final deaeration and ready availability of elevated feed water storage.

There are two main condensers per reactor, one for each turbine generator. They are two-zone, single-pass condensers with their tubes parallel to the turbine axis. The average backpressure at the rated load conditions is approximately 40 in Hg (102 mm Hg). With a circulating water inlet temperature of 95.5 F (37 C) at the rated conditions, the heat rejected to the circulating water is approximately 3×10^7 Btu/h (0.75×10^7 kCal/h) per condenser. The 23,600 gpm of circulating water to each condenser undergo a 28 F (15.5 C) rise in absorbing the design point heat load. Normal operating level capacity is 3 min of full load flow. Air is removed from each condenser by two one-half size, two-stage mechanical vacuum pumps. A third one-half size mechanical pump is provided for each condenser for standby. Three one-half size condensate pumps are provided, one of which is a standby pump. Condensate from each hotwell is pumped through the gland steam condenser, the polishing demineralizer system, the drain cooler, and three stages of low pressure heaters, one of which is located in the condenser neck. The full flow condensate demineralizer in each turbine cycle provides the high purity feed water required by the once-through

steam generators. From the low pressure heaters the condensate flows through a level control valve to the deaerator and then to the deaerator water storage tank for feed pump suction. The deaerators are combination spray-tray type units with stainless steel trays. They are designed to reduce the oxygen in the effluent to 0.005 ppm or less. The deaerators are mounted directly on top of storage tanks which provide a 5 min elevated water supply for the steam generator feed pump suction at 105 per cent rated reactor load.

The steam generator feed pump equipment consists of two booster pumps and two steam generator feed pumps for each turbine generator. Each set of booster and feed pumps is driven by a variable speed, double-ended auxiliary steam turbine drive. This equipment is located on the turbine operating floor. The auxiliary turbines operate on extraction steam from IP-LP crossover, with back-up steam provided by auxiliary steam and main steam. Each auxiliary turbine exhausts to its associated main turbine condenser. Feed water is supplied through redundant feed water lines to the containment building. The temperature and pressure of feed water at rated load are maintained at approximately 370°F (188°C) and 2970 psig (209 kg/cm²), respectively, at the steam generator inlets.

The steam generator feed pumps are horizontal, multistage, centrifugal type, directly driven from the end of the auxiliary turbines opposite the booster pump drive end. The speed of the turbine-driven steam generator feed pumps is varied to maintain the required flow and pressure to the steam generators. The booster pumps

are horizontal, centrifugal, turbine-driven through speed-reducing gears.

A standby motor-driven steam generator feed pump capable of 25 per cent of rated reactor feed water flow is provided. This pump is located on the ground elevation and can take suction from either deaerator and discharge through either freshwater discharge header. This pump is operated during start-up or if one auxiliary turbine-driven pump is out of service.

Each turbine generator has a hot bypass system that diverts steam from the hot reheat line to the condenser. Control of the bypass valves is integrated with the turbine control system in order to co-ordinate their operation with the operation of the turbine combined reheat (stop and intercept) valves. This provides stable outlet conditions for the main helium circulator turbines as the flow is transferred between the combined reheat valves and the bypass valves during start-up, shutdown, and following turbine trips. A main steam bypass system is provided to bypass the high pressure sections of both turbines during start-up, shutdown, and following turbine trips.

The flash tanks separate the steam/water mixture during start-ups and shutdowns, and receive superheat steam bypassed during load rejections after appropriate desuperheating.

The design of the balance of plant is closely integrated with the NSS to provide a total HTGR plant that will meet all of the government safety and licensing requirements, satisfy the environmental concerns of the residents of the area; and provide the Philadelphia Electric Company with a station that will meet their criteria of high reliability, ease of operation, and ready maintainability.

FULTON STATION HTGR

Extra copies of the full-colour, wall-chart drawing (page 643) of the Fulton Station high temperature reactor plant to be built by General Atomic Company for Philadelphia Electric Company are obtainable from

IPC Electrical-Electronic Press Ltd,
General Sales Department, Room 11,
Dorset House, Stamford Street,
London SE1 9JU, England

Price including postage is £1.50 (\$3.90) plus 10% VAT for UK orders. Please send money with order. Other drawings in this series which are still available at the same price are

Gentilly-2	HWR	Sequoyah	PWR	Hartlepool	AGR
Calvert (ChTS)	PWR	PER	IBR	Molviken	HWR
Caorso, ENEL IV	BWR	Phenix	EBR	Lingen	BWR
Douglas Pt USA	BWR	Oskarshamn	BWR	Winfrith	SCHWR
Atlantic (offshore)	PWR	Pickering	HWR		HWR/BWR
Gentilly-1	HWR/BWR	Genesee	PWR	Dungeness B	AGR
PIFF	EBR	Palisades	PWR	Trawsfynydd	Magnox
Heysham	AGR	Fort St. Vrain	HTGR	Windscale	AGR

Core design characteristics and fuel cycle

by R. C. Dahlberg¹
and L. H. Brooks²,
General Atomic Company

The 1160 MW(e) HTGR cores are a straightforward scale-up of the 330 MW(e) Fort St. Vrain HTGR. The fuel element configuration is very similar to that of Fort St. Vrain and fuel performance expectations are essentially the same. The fuel cycle has been adjusted to be commercially more competitive, the power density being about 8 W/cc instead of 6 W/cc. The fuel lifetime is correspondingly shortened. Uranium-233 recycle is an integral part of the HTGR fuel cycle. Shipping casks, reprocessing facilities, and recycle fabrication facilities are being designed. Extensive technology programs are currently underway on both reprocessing and refabrication.

The Fulton Station HTGR core design is very similar to that of the Fort St. Vrain HTGR core described in *Nuclear Engineering International* in 1969¹. The basic fuel element (Fig. 1) is a hexagonal graphite block into which blind longitudinal holes are drilled to hold rods of fuel particles bound together by a graphite matrix. Other holes are drilled through the block for helium coolant flow. With such an element, it is relatively easy to scale up the plant size. The 330 MW(e) Fort St. Vrain HTGR has 247 columns of fuel elements, each column having six elements. In the Fulton Station each of the two 1160 MW(e) HTGR units has 493 columns, every column having eight elements. The layout for a Fulton HTGR core is shown in Fig. 2.

For refuelling purposes, the columns of fuel elements are generally arranged in groups of seven, as in Fort St. Vrain. Each group, called a refuelling region, rests on a graphite support block and is located directly below a refuelling penetration that houses a control rod drive assembly. Within the centre fuel-element column of each region, two larger parallel channels are provided for insertion of a pair of control rods that move as a unit. Refuelling regions are grouped into four segments for refuelling purposes, with one segment being refuelled each year in the reference cycle. Fig. 2 defines

the fuel segments designated A, B, C and D.

Comparative data on the core configuration of the 40 MW(e) Peach Bottom HTGR, Fort St. Vrain (330 MW(e)) and the Fulton Station are shown in Table 1.

Fuel configuration

Two types of fuel particles will be used in the Fulton plant⁽²⁾. All the highly enriched uranium feed will be contained as UC_2 in the kernel of the fissile particle, which has a TRISO coating. All the thorium will be contained as ThO_2 in the kernel of the fertile particle, which has a BISO coating. TRISO and BISO are acronyms denoting a type of coating. TRISO contains three types of coating layers, low-density pyrolytic carbon around the kernel to act as a buffer and SiC and high-density isotropic pyrolytic carbon which retain the fission products. BISO contains two types of coating layers, a low-density pyrolytic carbon buffer and high-density isotropic pyrolytic carbon to retain the fission products. Photomicrographs of BISO- and TRISO-coated particles are shown in Fig. 3. This choice of particles facilitates fabrication, effectively retains fission products within the fuel element, and results in a high conversion ratio and low fuel depletion costs⁽⁴⁾. The fuel particles are blended in suitable proportions and formed into fuel rods using a graphitic matrix as a binder. The fuel rods are about 1.6 cm in diameter and 5 to 6 cm long. The fuel rods are loaded into a graphite block to make a completed

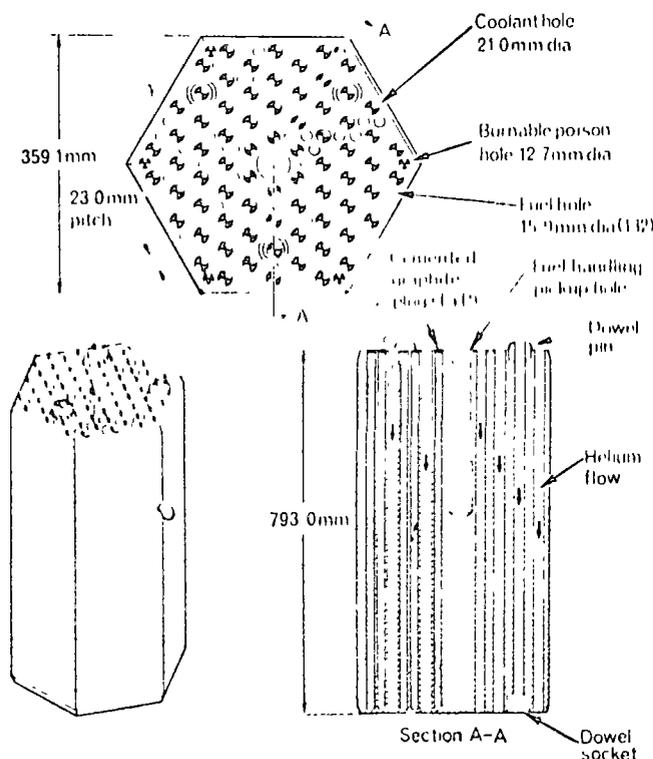
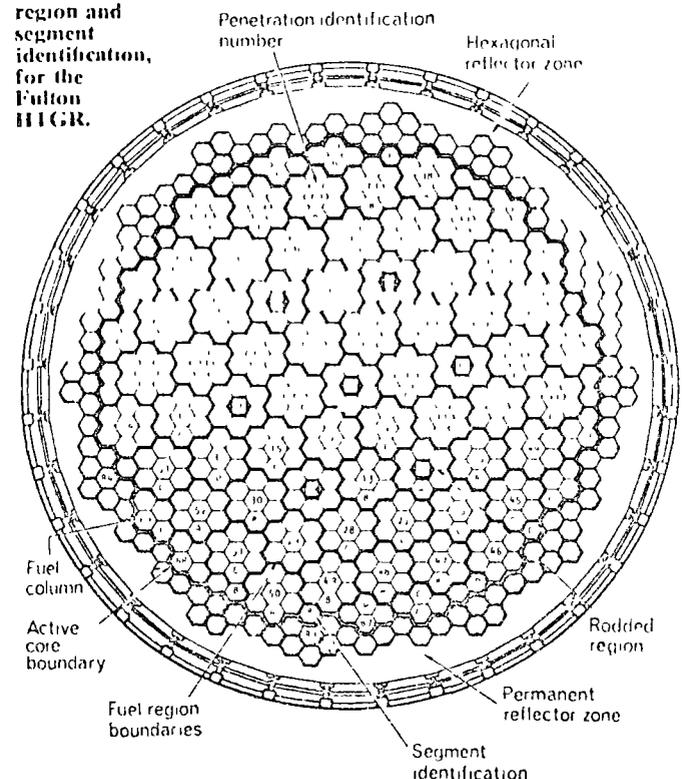


Fig. 1. HTGR standard fuel element.

Fig. 2. Core configuration, region and segment identification, for the Fulton HTGR.



1. Director, HTGR Fuel Development Division, General Atomic Company
2. Senior Technical Advisor, HTGR Fuel Process and Manufacturing Division, General Atomic Company

Table 1—Comparison of HTGR characteristics

	Peach Bottom	Fort St. Vrain	Fulton 1160 MW(e) Unit
Power Level			
MW(t)	115	842	3 000
MW(e)	40	330	1 160
Efficiency (%)	35	39	38.6
Inlet gas temperature (°C)	340	405	318
Outlet gas temperature (°C)	715	780	741
Core configuration			
Active height (m)	2.78	4.75	6.34
Equivalent diameter (m)	2.79	5.94	8.47
Number of control rods	36	37 pairs	73 pairs
Number of elements	804	1482	3944
Number of columns		247	493
Elements per column		6	8
Basic fuel component	Particles in a graphite compact within a cylindrical purge sleeve	Bonded rods of particles within a hexagonal element	Bonded rods of particles within a hexagonal graphite element
Element height (cm)	360	79.3	79.3
Element width (cm)	8.9 (diameter)	35.9 (across flats)	35.9 (across flats)

fuel element. This fuel has been extensively tested to design exposures, and performance has been excellent.^(2,5)

Fuel cycle parameters⁽³⁾

The fuel management scheme with the lowest fuel cycle costs consistent with current thermal and material performance limits is defined in Table 2, where comparative data from Peach Bottom and Fort St. Vrain are also shown. The fuel cycle for the Fort St. Vrain plant and the Fulton plant are very similar. A fraction of the core is replaced each year. The shorter fuel lifetime and higher power density of the Fulton plant give about the same fuel exposure, as the longer fuel lifetime but lower power density at Fort St. Vrain.

All HTGR plants operate on the thorium cycle. The relative advantage of the thorium cycle is due in large

part to the fact that the neutronic characteristics of U-233 are far superior to those of either plutonium or U-235. Uranium-235 yields about 10 per cent fewer neutrons per absorption than U-233, and Pu-239 yields about 20 per cent fewer neutrons per absorption than U-233. As a result, the conversion ratio of an HTGR operating on the thorium cycle can be up to 50 per cent greater than that possible with the uranium cycle. Specifically, the HTGR conversion ratio is 0.62 without recycle and 0.66 with bred uranium recycle. The U-233, U-234 and U-235 bred from the thorium will be continuously recycled, the turnaround being about 12 months.

Excessive buildup of U-236 is avoided by limiting the recycle of feed uranium remaining in the discharged fuel. The U-236 is a neutron poison formed by radiative neutron capture

in U-235. By using fissile and fertile particles with different types of coatings it is possible to separate the bred U-233 from the residual enriched uranium at the reprocessing plant. Specifically, the SiC coating on the fissile particles, which contain the residual enriched uranium provides the mechanism for separating the fissile particles from the fertile particles. This is discussed more fully later in this article. The contents of the fertile particles are reprocessed and the U-233 is recycled; the contents of the fissile particles are reprocessed and the residual enriched uranium is either sold or recycled to the Fulton HTGR.

The most important independent fuel management variables are power density, fuel lifetime, and carbon-to-thorium (C/Th) ratio, the effects of these on the fuel cycle cost are illustrated in Fig. 4. The dotted lines in Fig. 4 define those fuel cycles yielding acceptable fuel temperatures. For the same fuel lifetime and C/Th ratio, an increase in power density results in some lowering of the fuel cycle costs due to the reduced quantity of fuel to be processed each year. For example, an increase from 8W/cm³ to 9W/cm³ for a four-year fuel lifetime lowers the fuel cycle cost by about 0.01mill/kWh and generally also results in lower plant capital costs. At shorter fuel lifetimes, the effect of power density on fuel cycle cost is more pronounced.

A fuel lifetime of four years with a power density of about 8W/cm³ results in a maximum fast fluence of about 8 × 10²¹ nvt, a reasonable design point for the type of graphite used in the Fort St. Vrain HTGR. A higher power density would result in a fast fluence proportionately larger than 8 × 10²¹ nvt. The possible adoption in the near future of improved near-isotropic graphites for the fuel block makes a stretch capability of 10 per cent to 20 per cent possible with respect to fast fluence.

The C/Th ratio is also an important variable. An increase in C/Th ratio (reduced thorium loading) will lead to a reduction in two components of the fuel cycle cost:

- A smaller fissile inventory requirement will lead to reduced working capital costs
- The smaller thorium and uranium loading will lead to reduced fabrication and reprocessing costs.

However, two adverse effects will also occur:

- A smaller conversion ratio will lead to increased fuel depletion costs
- The lower fissile inventory will tend to give higher power peaking factors in fresh fuel and higher fuel temperatures.

A C/Th value of 240 is close to the economic optimum and yet satisfies

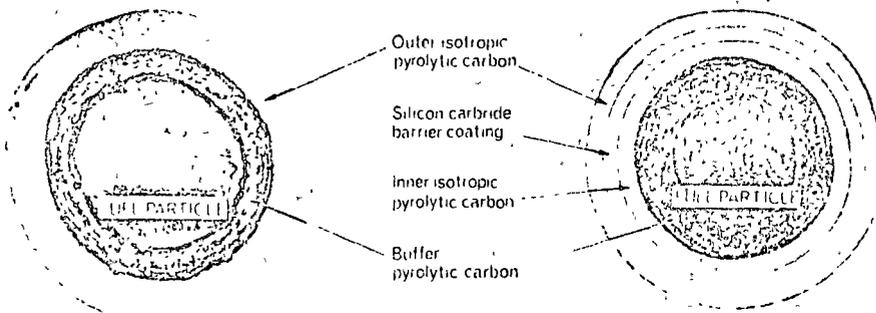


Fig. 3. HTGR coated fuel particles. BISO type particle left, TRISO right.

Table 2—Comparative fuel cycles

	Peach Bottom	Fort St. Vrain	Fulton
Fuel lifetime at 80% capacity factor, y	1	6	4
Refueling cycle, y	1	1	1
Fraction of core replaced each cycle	1	1/6	1/4
Number of refueling regions	1	17	16
Average power density, W/cm ³	11.1	6.1	11.4
Carbon/thorium ratio (equilibrium cycle)	116	226	240
Fuel exposure, MWd/tonne	74 000	100 000	98 000
Peak fast fluence, 10 ²¹ nvt	4.6	8	8

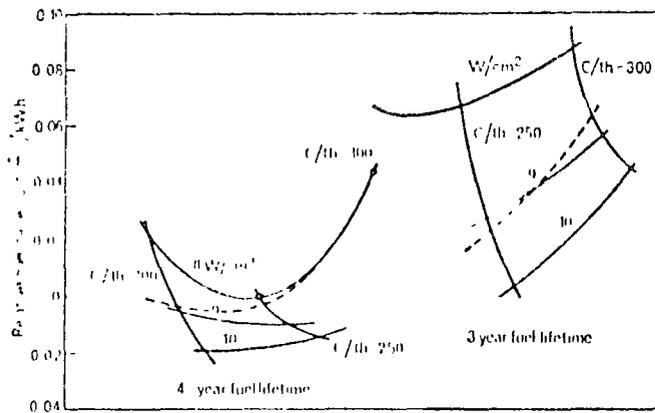


Fig. 4. Relative fuel cycle costs, equilibrium cycle.

the design requirements. Recent trends toward higher projected uranium costs favour lower C/Th ratios and cycles with higher power density potentials.

The fuel lifetime and C/Th ratio influence the power peaking and peak fuel temperatures through the age peaking factor. The age peaking factor is caused by the distribution of fuel of different ages in the core, which results from a graded fuel cycle without fuel shuffling. Due to its higher than average uranium load, new fuel has a higher than average fission density. This can be expressed as the age peaking factor, i.e., the power peaking factor applicable to new fuel. The age peaking factor is increased by a longer fuel lifetime and higher C/Th ratio. Both lead throughout life to lower conversion ratios and larger fractional changes in the fissile content, and therefore larger relative differences in fission rates for fuels of different ages. The current region of acceptable power peaking shown in Fig. 4 has a limiting age peaking factor of about 1.4. Clearly, the reference design point (C/Th ratio of 240 with power density of $8W/cm^2$) is well within the region of acceptable power peaking.

Fort St. Vrain experience

The Fulton Station will benefit directly from the experience gained at the Fort St. Vrain Nuclear Generating Station, now in the final stages of preoperational and startup testing for the Public Service Company of Colorado. In particular, core performance in Fort St. Vrain can be directly related to expected performance at Fulton since the fuel elements, fuel materials, and core arrangement are so similar. Although full power operation at Fort St. Vrain won't occur until late-1974, the results of the initial loading and test program have been extremely encouraging. The Fort St. Vrain core was loaded in January 1974 and initial criticality was achieved at essentially the predicted critical rod position on January 31. Shutdown margins were slightly larger than predicted and the measured flux distributions in the

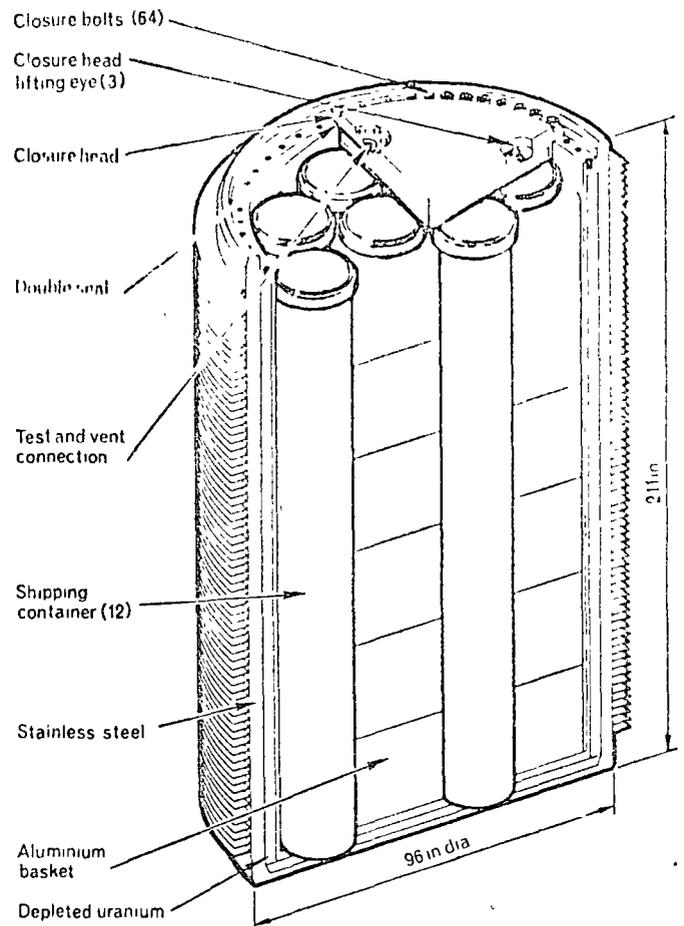
Fig. 5. Spent and recycle fuel rail shipping cask (72 element capacity).

cold critical core agreed with predicted distributions to within about ± 5 per cent.

Fuel recycle

Fuel recycle consists of shipping the spent fuel to a reprocessing plant, reprocessing the spent fuel to separate the fission products and heavy metals from the uranium, fabricating the purified bred uranium into new fuel elements for recycle into the reactor, and then shipping the recycle elements back to the reactor in the same cask used for transporting spent fuel. The HTGR spent fuel shipping system⁽⁹⁾ provides the method and equipment required for removing and transporting spent fuel elements from a nuclear electric generating plant to a storage or reprocessing plant. The system equipment is designed so that all regulations of the US Atomic Energy Commission, US Department of Transportation, and individual states are satisfied.

The rail shipping package consists of a cask and twelve containers. Each container holds six spent fuel elements or five refabricated fuel elements and protective packaging. The cask (Fig. 5) is fabricated in three layers: a stainless steel inner layer, a middle layer of depleted uranium, and an outer shell of steel. The cask weight is 160 tons and it is transported in the near-horizontal position on a special rail car weighing 60 tons. The



cask is finned for improving the removal of decay heat generated by the fission products. The cask is not removed from the car for loading or unloading operations but is jacked into an upright position when the lid can be removed and the fuel transferred. Truck shipping cask and rail shipping cask differ in size. The truck-mounted cask will accept one container identical to the ones used in the rail cask.

Reprocessing is based on the crush-burn-leach flowsheet illustrated in Fig. 6. A three-stage crushing system has been adopted for the reprocessing plant, based on the experimental testing at General Atomic Company of modified commercially available equipment using full-sized fuel elements. The crushed product is $\frac{1}{2}$ in (4.8mm) ring size or less and is suitable for feeding to a fluidized bed burner. Primary reduction is done by feeding the fuel element vertically into an overhead eccentric jaw crusher that produces four inch lumps. Secondary reduction is also performed in an overhead eccentric jaw crusher which produces less than $\frac{1}{2}$ in (19mm) lumps. Tertiary crushing is done in a double-roll crusher to produce less than $\frac{1}{8}$ in (4.8mm) burner feed, which is pneumatically conveyed to the fluidized bed burners. Some results of crushing are given in Table 3.

The burning operation is carried out by pneumatically feeding crushed fuel

to a continuous primary fluidized bed burner. The burner is operated automatically at constant temperature by controlling the oxygen supply from the centre-bed temperature signal, and the product rate is controlled from the bed-depth differential pressure signal. The feed rate is maintained as constant as possible. The primary burner product is fed to a batch-operated secondary burner where the remaining carbon is removed, the final product being oxide ash and SiC coated particles. Secondary burner operation cannot be sustained, due to the low concentration of carbon required in the subsequent processing steps, without the use of heat supplied by means of an electrical furnace. Heat generated during the burning operation is removed by forced-gas cooling in a clamshell jacket surrounding the burner. Off-gases pass through a cyclone and sintered metal filters for fines removal before being cooled and scrubbed for release to the atmosphere. Fines from the filter systems are recycled to the primary burner. Results of a typical burning test are given in Table 1.

A possible alternative to crushing and fluidized bed burning is whole-block burning. The advantage of this would be the absence of the crushing stage. The technology, however, is not sufficiently advanced for whole-block burning to replace fluidized bed burning at the present time.

Two approaches are possible in processing the carbon-free burner product. One, the reference case, is to leach the mixture with leach liquor and separate the solution from the insoluble SiC coated particles. The other is to classify the burner product by some method, the mixed oxides going to the leacher. An classification is being studied experimentally at GA and Idaho Chemical Processing Plant (ICPP) as the second approach and backup to the reference case.

The burner or classifier product is leached with nitric acid, aluminium nitrate, and hydrofluoric acid (Thorex liquor). The solution is clarified by centrifugation. The clarified solution is fed to the final step in fuel reprocessing, which takes the highly contaminated U-233 and thorium and separates them cleanly both from each other and from fission products. These separations are performed by solvent extraction. After adjustment of concentrations, the resultant aqueous solution is equilibrated with immiscible solutions of tributyl phosphate (TBP) in *n*-dodecane. The TBP solutions preferentially extract uranium and thorium nitrates, leaving fission product and other nitrates in the aqueous phase. Subsequently, concentrations are adjusted so that the

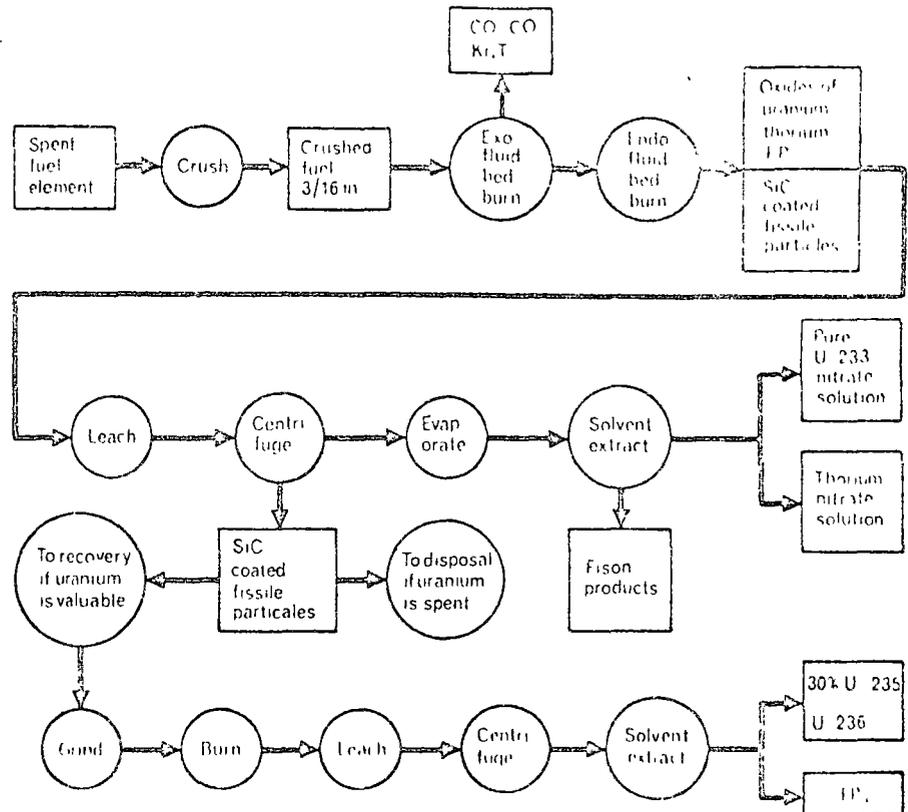


Fig. 6 Simplified reprocessing flow diagram for TRISO/BISO feed.

Table 3 - Screen analysis of product after crushing a whole fuel element block (Double-roll gap 0.057 in)

Screen size No.	Cumulative Weight - %
35	1.96
4	4.93
7	28.24
14	55.98
18	64.64
35	77.82
60	85.40
120	91.31
120	100.00

thorium leaves the TBP phase to enter an aqueous phase, leaving only uranium in the TBP phase. Finally, the uranium is stripped into an aqueous phase in the form of uranyl nitrate for use in fuel particle fabrication operations.

Solvent extraction is being studied at GA as part of the cold pilot plant work and in hot cell studies at Oak Ridge National Laboratory (ORNL) to ensure that all questions regarding fission product precipitation, product purity, equipment specifications, and process safety are answered.

The refabrication process consists of taking the purified uranyl nitrate solution produced in the reprocessing plant and converting it to microspheres by the resin bead process (Fig. 7). These microspheres are then dried and calcined. The resin process for forming microspheres has been developed at ORNL⁽¹⁰⁾. The feed to the

Table 4 - Primary Burner operation

Burner diameter, cm	10
Burn rate, g/cm ² /h	32
Superficial velocity, cm/s	64
Bed size, g/cm ²	52
Bed temperature, °C	1015
Oxygen conc inlet, %	87
Fines carryover rate, g/g burned	1.04
Off gas concentration	
O ₂ , %	0
CO, %	4.5
CO ₂ , %	83
Final bed	
Average particle size (surface/volume) μm	600
Carbon, %	6.3

resin process consists of two parts: the uranyl nitrate solution recovered in the reprocessing plant and the resin beads, which have been screened to produce a very narrow size range. The objective of the latter process is to ensure that the final kernels are uniform with virtually none undersize or oversize. The resin and solution are contacted in a countercurrent Higgins contactor⁽¹¹⁾ to load the resin to 100 per cent of theoretical. The denuded solution is returned for reconcentration, and the beads are removed for drying and high-temperature treatment. At 1200 °C, the resin has decomposed and the product is a mixture of UO₂ and carbon. The final temperature is 1800 °C when the product is UO₂/UO₃+carbon. The proportion of UO₂ and carbon is small.

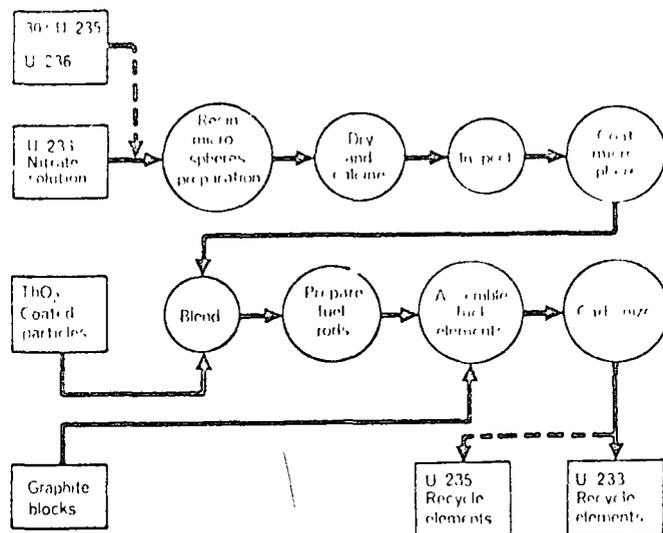
The kernels are then conveyed to the fluidized bed coaters where a TRISO coating is applied. The fissile particles produced in the refabrication

plant are blended with coated ferrite particles and moulded into a fuel rod. The rods are then loaded into a graphite block to form a recycle fuel element. The recycle fuel element is shipped to the reactor site in a return trip of the spent fuel element shipping cask. Because of the presence of U-232 and its daughter products in the U-233, all relabouration operations are carried out remotely in a shielded facility.

REFERENCES

1. Dahlberg R C, R F Turner and W V Goeddell, 'Core Design Characteristics--Fort St Vrain HTGR', *Nuclear Engineering International* 14 1073 (December 1969).
2. Gulden T D, D P Harmon and O M Stansfield, 'Design and Performance of Coated Particle Fuels for the Thorium Cycle HTGR', General Atomic Report GA-A12628, August 15, 1973.
3. Dahlberg R C, R F Turner and W V Goeddell, 'HTGR Fuel and Fuel Cycle Summary Description', General Atomic Report GA A12801 (Rev), January 21 1974.
4. Lane R K, C H George, and R C Dahlberg, 'Comparative Fuel Utilization in the HTGR and PWR', General Atomic Report GA A12592, April 15, 1973.
5. Turner R F, R D Burnette, and W J Scheffel, 'HTGR Fuel Performance in the Peach Bottom Reactor', USAEC Report GA A12675, General Atomic Company July 9 1973.
6. 'National HTGR Fuel Recycle Development

Fig. 7. Simplified relabouration flow diagram.



7. Program Plan, USAEC Report ORNL 4702, Oak Ridge National Laboratory, August 1973.
8. Blanco R E, L M Ferris and D E Ferguson, 'Aqueous Processing of Thorium Fuels', USAEC Report ORNL-3219, Oak Ridge National Laboratory, March 14, 1962.
9. Blanco R E, L M Ferris, C D Watson, and R H Rainey, 'Aqueous Processing of Thorium Fuels--Part 2', USAEC Report ORNL-3418, Oak Ridge National Laboratory, June 7, 1963.

10. Reiser H G, Private Communication, 1974.
11. Neitz, K J, Haas, P A, 'Resin Based Microsphere Development', Annual Progress Report for 1972 Oak Ridge National Laboratory Report ORNL 4911.
12. Higgins, I R 'Mechanical Features of the Higgins Continuous Ion Exchange Column', Oak Ridge National Laboratory Report ORNL 1907 (Oct 1955).

Nuclear components for HTGR

by R. E. Brandt, L. Cavallaro, P. S. Hunt, and H. N. Wellhouser,

General Atomic Company

High temperature gas-cooled reactor (HTGR) components are designed to rigid specifications for long life and low maintenance. Rigorous testing programs have been completed and others are under way to ensure reliability of equipment in this modern nuclear system. The components will undergo preoperational testing before startup of the Fulton Station.

The equipment described here is used in the main and auxiliary primary coolant systems, the reactor control and orifice system, and the fuel handling system of the Fulton HTGR plant. The steam generators and the main helium circulators are the major components in the main coolant system. Circulation of helium in this system transports heat from the core

to the steam generators, which provide main and reheat steam for the two 600 MW(e) turbine generators used in each unit of the twin HTGR station. The main coolant system in each 1160 MW(e) unit consists of six loops, each comprising a circulator and a steam generator, both of which are located in a peripheral cavity of the prestressed concrete reactor vessel (PCRV). The six main loop cavities (about 14 ft diam or 4.3 m) are spaced symmetrically around the central core cavity.

The auxiliary cooling system, which provides core cooling if the main loops are inactive, consists of three loops, each having a circulator and a heat exchanger. When in operation, this system circulates the primary coolant through the reactor core and auxiliary heat exchangers where the heat is dissipated. Any two of the three auxiliary loops are capable of cooling down the core from full power. The three auxiliary loops are located in peripheral PCRV cavities (7 ft diam or 2.1 m) distributed around the reactor core cavity.

Reactor reactivity control and the distribution of primary coolant flow to the core is accomplished by 73 identical control and orifice assemblies, each including a control rod drive (for one pair of control rods), a primary coolant orifice valve and drive, and a reserve shutdown unit. The major components for refuelling the reactor are the fuel handling machine which, under remote control, removes and replaces fuel elements, and the auxiliary service cask

which handles control and orificing assemblies.

Steam generator

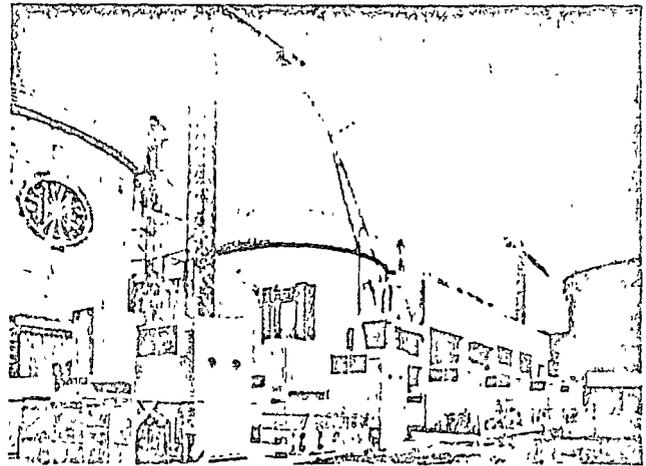
The steam generators are designed to deliver steam at modern conditions including full reheat. The integrated primary loop within in the PCRV influenced the adoption of the once-through type steam generator with the high-pressure section delivering 955 F (513 C) and 2515 psia (177 kg/cm²) steam and with an integral reheat section reheating the steam to 1000 F (538 C). Each steam generator consists of a main steam bundle, a reheat bundle, tubesheets and interconnecting tubing, and internal supports, shrouds and baffles. The arrangement is illustrated in Fig. 1. Hot helium from the reactor core enters a plenum located above the reheater. From here, the helium flows downward through the reheat bundle, which is located at the lower end of the steam generator. After leaving the reheater, the helium is turned 180 degrees, flowing upward through a central pipe into the main steam bundle inlet plenum. Flow through the main steam bundle is downward, so that counterflow heat transfer is achieved in concurrence with uphill boiling thereby enhancing boiling stability. At the bottom of the bundle, the helium, now cooled to its lowest temperature in the cycle, is discharged into the annular duct lying between the PCRV cavity liner and the steam generator shroud, through this duct, the helium flows upward into the circulator inlet.

The steam generator tube bundles are composed of helical coils that are

PICKERING GENERATING STATION

By C.L.Moon

The heavy water nuclear power reactor programme in Canada is moving vigorously ahead. At the prototype Douglas Point Station a series of mechanical difficulties which had beset the station has been overcome and on-power refuelling has been successfully achieved at equilibrium rate. The progress being made both with the construction and initial commissioning at Pickering has been highly satisfactory. The first unit is scheduled to produce power in 1971



Progress of work on site at March 1970

THE PICKERING GENERATING STATION has been considered from the outset to be a fully competitive and economically sound production unit in the 11 000 MW(e) system of The Hydro-Electric Power Commission of Ontario. With a planned approach which forecasts that the installed capacity will be more than doubled within the next ten years, the historical dependence of the Province of Ontario on hydraulic power is being tilted in favour of thermal power. Between 1971 and 1978, the thermal capacity of the Ontario system will be increased by 5 200 MW(e) of nuclear power and 6 300 MW(e) from fossil-fired conventional stations. The Pickering Generating Station thus becomes the first commercially competitive nuclear station of a series which will place Ontario Hydro among the world leaders in the percentage of nuclear power commitments in relation to system size.

Location

Located on a 500 acre site on the north shore of Lake Ontario, the Pickering Generating Station is 20 miles east of downtown Toronto, a city of approximately two million people. A number of smaller communities, some with sizable populations, are located within a lesser radius, and residential developments, holding approximately 20 000 people are located within 3 miles of the Pickering site. A 3 000 ft radius exclusion area is maintained around the present station and any future extensions of it. Lake Ontario, some 200 miles long and 35 miles wide, offers a first-class supply of cooling water on a year-round basis.

ESTIMATED COSTS

Costs for Pickering Generating Station reflect its planned base load application at 80 per cent capacity factor. With no credit for plutonium, costs have been calculated in 1969 dollars (US) based on actual expenditures prior to 1968 expressed in 1968 dollars and revised to allow for major escalation to 1970 in costs of labour, materials, interest, taxes and other significant cost change which developed in 1969. A full cost estimate in 1969 dollars, however, has not been made. For reference purposes, comparative costs for Nanticoke and Pickering Generating Stations are shown. Nanticoke is under construction by Ontario Hydro on Lake Erie near Port Dover. Plans call for 4 units in service by 1974 and an additional four by 1977.

	Pickering Nuclear	Nanticoke Coal fired
Plant type	HWR-PHW	Coal fired
Station net capacity, MW(e)	4 x 508	4 x 488
Station life in years	30	30
Net efficiency, %	29.1	37.9
Interest rate, %	7.5	7.5
Fixed-charge rate on capital, %	8.47	8.47
Specific capital cost, \$/net kW(e)	275	143
O & M, M \$/a	4.97	3.65
D ₂ O capital cost for units 1 & 2 \$/kg	57.26	—
D ₂ O capital cost for units 2 & 3, \$/kg	41.72	—
D ₂ O upkeep—U M C., \$/kg D ₂ O	37.00	—
D ₂ O upkeep, rate, kg/h	1.3	—
D ₂ O upkeep, M \$/a	1.68	—
Nuclear fuel U M C. \$/kg U	42 lb	—
U M C. \$/short ton	221	8.44
Heat content, BTU/lb	—	13,200
Costs/MBTU	—	31.96
Unit energy cost—mill/kWh		
Capital	3.32	1.74
Operation and maintenance	0.35	0.27
D ₂ O upkeep	0.12	—
Fuelling	0.66	2.88
Total UEC	4.45	4.89



Location of the Pickering Generating Station

PICKERING

Station layout

The Pickering Generating Station consists essentially of four separate reactor-turbine-generator units, each having a net electrical output of 508 MW(e). The units which are basically independent of each other in their operation, are supplied with certain common essential services. Some minor common services are also supplied. The main group of buildings forming the four-unit station consists of the four reactor buildings, the vacuum building, the powerhouse which includes the turbine hall and turbine auxiliary bay running the full length of the station, the reactor auxiliary bay which is attached to the south side of the powerhouse, and the service wing and the administration building at the eastern end. A single intake channel, screen house and gravity feed intake duct for condenser cooling water and process water serves all four units. The intake duct is built on rock between reactor buildings No. 2 and No. 3. The cooling water intake duct divides into two separate ducts at the turbine auxiliary bay, one running to the east for units 1 and 2 and a second to the west for units 3 and 4. The condenser cooling water pumps and process water pumps are located in these ducts which run the length of the turbine auxiliary bay. The condenser cooling water is discharged into covered ducts immediately north of the powerhouse and returned to the lake at the western end of the four units.

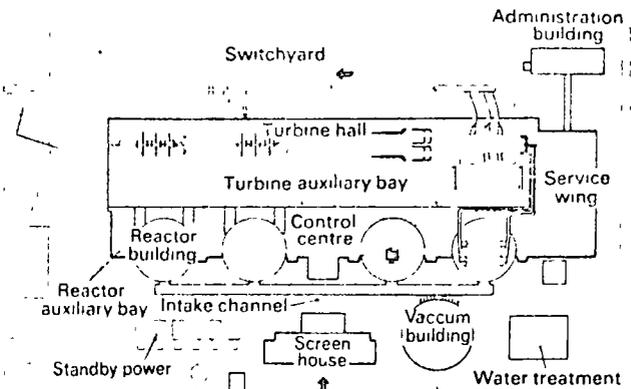
A spent fuel bay, which is designed for the underwater storage of fuel from four reactor units, is located at and below grade level directly above the intake duct. The station control centre is located on the second floor of the reactor auxiliary bay, directly above the spent fuel bay. This location is central to the four-unit station.

The separate vacuum building which forms part of the containment system is connected to each reactor building by a large pressure relief duct located at the level of the boiler room on the south side of each reactor building. The vacuum building provides reserve volume for containment of any high energy fluids released within the reactor buildings.

The service wing, which is attached to and serves the powerhouse and the reactor auxiliary bay, contains stores, laboratories and workshops both for active and uncontaminated operations. It is situated at the east end of the four-unit station, which give it a central location in an ultimate eight-unit station. The size of the service wing and its layout are planned to be adequate to handle the work load from such a station. The main passageways of the reactor auxiliary bay provide clear access on both floors between the service wing and the reactor buildings, and it is intended as a general practice that equipment will be brought to the service wing for any decontamination and shop work.

The station administration building is connected by a bridge to the upper floor of the service wing. This bridge constitutes the main entry and exit route for station personnel to all work areas and will contain the final monitoring point.

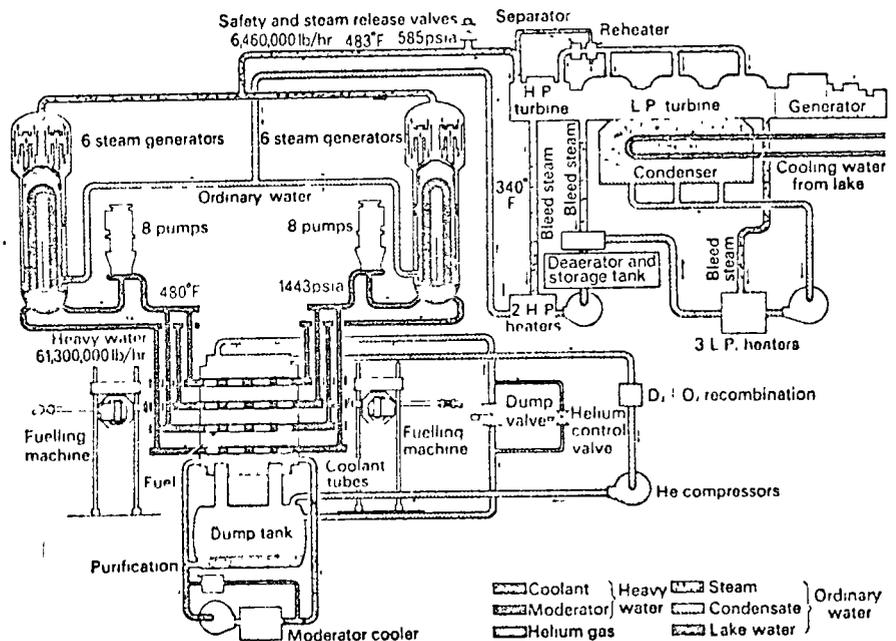
The 230 kV switchyard is located on the north side of the station in a convenient location for connection to transmission lines.



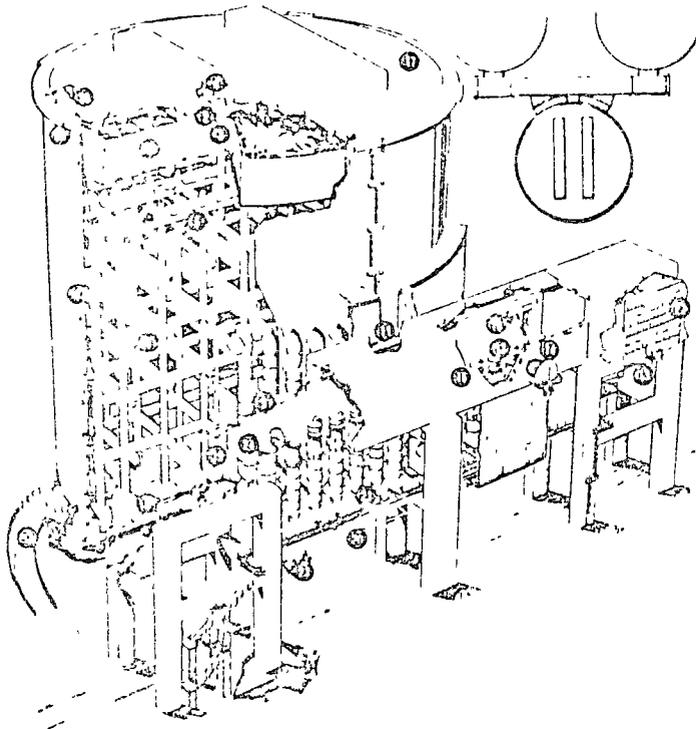
Station layout

MAJOR EQUIPMENT AND SUPPLIERS

Coolant Tubes—Chano Bross & Copper Ltd
 End Fitting Bodies—Cameron Carter Wright Ltd.,
 End Fitting Assemblies—General Gear Ltd,
 General Deep Hole Boring & Turning Ltd,
 Calandra Joints—Dominion Bridge Co. Ltd
 Calandra End Shields—Canadian Vickers Industries Ltd
 Calandra Tubes—The Carpenter Steel Co
 —Canadian Westinghouse Co. Ltd
 Primary Coolant Pumps—Byron Jackson Division, Borg-Warner (Canada) Ltd.
 Boilers—Babcock & Wilcox Canada Ltd
 Tubing for Boiler Heat Exchangers—Vereinigte Deutsche Metallwerke A.G.
 Fuelling Machine Heads—Standard Modern Tool Co Ltd
 Turbine Generators—Howden & Parsons Ltd
 Condensers—MLW—Worthington Ltd
 Feedwater Heaters—MLW—Worthington Ltd
 Main Transformers—Canadian General Electric Co./Ltd
 Fuel—Canadian General Electric Co. Ltd
 4 kv Switchgear—I.T.E. Circuit Breaker (Canada) Ltd
 Standby Generators—Orenda Ltd
 Digital Computer Controllers—International Business Machines Co. Ltd
 Condenser Circulating Water Pumps—Canadian Ingersoll-Rand Co. Ltd
 Reactor Building Airlocks—Dominion Bridge Co. Ltd
 Reactor Coolant Assembly Shielding Plugs—Canadian Westinghouse Co. Ltd
 Coolant Channel Closure Plugs—Standard-Modern Tool Co. Ltd
 End Shield Rings—Canadian Westinghouse Co. Ltd
 Moderator Heat Exchangers—Toronto Iron Works
 Primary Cooling System Valves—Velan Engineering Ltd
 Heat Transport System Feeder Pipe—Dominion Bridge Co. Ltd
 Heat Transport System Reactor Headers—Crane Canada Ltd
 —Babcock & Wilcox Canada Ltd
 Standby Cooling Heat Exchangers—Montreal Locomotive Works
 Standby Cooling Pumps—Bingham Pump Co. Ltd



Simplified flow diagram for a reactor turbine unit



Vacuum building and relief duct

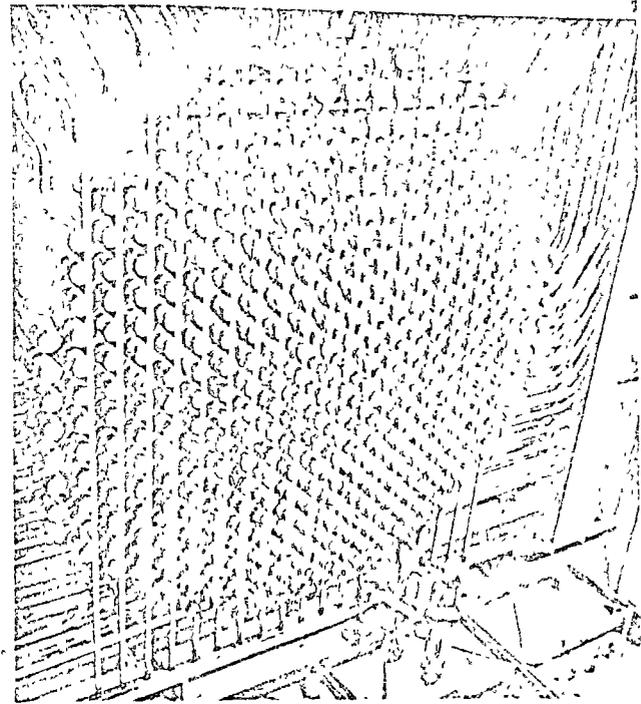
1—Vacuum building internals, 2—Pressure actuated water displacement system inlet header, 3—Pressure actuated water displacement system outlet header, 4—Vacuum chamber, 5—Distribution and spray header, 6—Emergency water storage tank, 7—Perimeter wall, 8—Basement, 9—Vacuum ducts, 10—Monorail and hoist, 11—Emergency water line, 12—Pressure relief valves, 13—Shielding walls, 14—Personnel airlock, 15—Pressure relief duct, 16—Roof/wall seal, 17—Water tank access hatch, 18—Basement access ramp, 19—Vacuum pump suction header, 20—Vacuum duct drain pipe, 21—Vacuum duct fill pipe, 22—Reactor building pressure relief louvers, 23—Service tunnel, 24—Equipment airlock, 25—Perimeter wall monorail, 26—Jib crane

The location of the buildings on the site permits the construction of an additional four-unit station to the east of the central service wing at a later date. Provision is made for a 500 kV switchyard to the north of these units when built.

Reactor systems and equipment

The four Pickering reactors are identical, except for details described in a subsequent article on the reactor core. They are designed to use the heavy water moderated natural uranium fuel cycle which was developed and refined as a power producing system in the reactors in the NPD and Douglas Point stations. The coolant is pressurized heavy water, which transfers the nuclear heat to a light water secondary system in twelve heat-exchanger boilers. The reactor is a horizontal pressure tube type, using zirconium alloy pressure tubes within the reactor to house the fuel and contain the hot high pressure primary coolant. Located within a heavy concrete vault in its respective reactor building, each reactor consists of two stainless steel vessels. The principal vessel is the calandria, which holds the D₂O moderator and in which the nuclear reaction takes place. Directly below the calandria and connected to it by dump ports is the dump tank into which the moderator can be dumped when not required in the calandria. The calandria is penetrated by 390 Zircaloy calandria tubes, which form leak-tight joints with the inner tubesheet of each end shield, thus providing 390 fuel channel sites spatially located in the moderator. These fuel channel sites are fully accessible from both ends of the reactor as the end shields contain corresponding penetrations.

Each fuel channel consists of a pressure tube attached at each end by a rolled joint to a stainless steel end fitting. The end fittings are supported by the end shields, and in

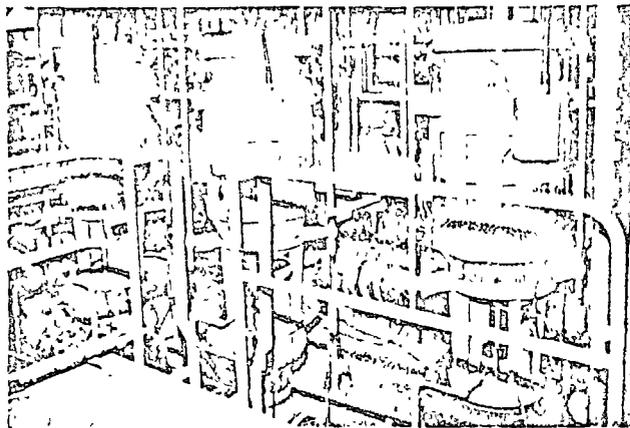


A full view of the reactor face of reactor unit 1 with all feeders installed

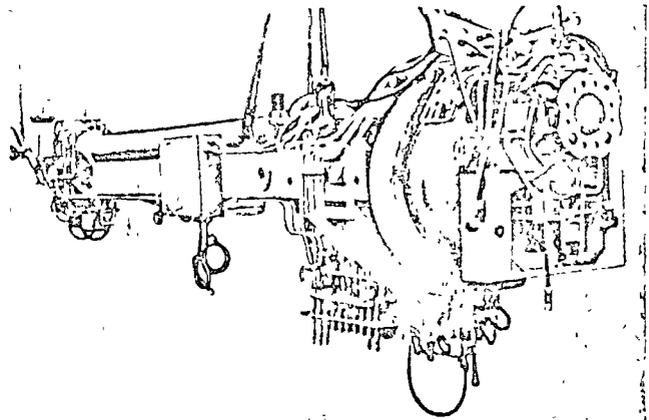
turn support the pressure tube, with its load of fuel and primary coolant. The outer end of each end fitting and each of its working components are designed to work in conjunction with the fuelling machines which form an essential part of the fuel handling system.

The heat transport system, which removes the heat produced in the fuel to the boilers, consists of two identical loops, each of which serves one half of the reactor. Each loop, complete in itself, consists of a balanced figure-eight arrangement which circulates the coolant through adjacent fuel channels in opposite directions. The principal components are grouped closely to and above each end of the reactor. For each loop six heat-exchanger boilers, eight circulating pumps and two pump suction headers are in the boiler room while the connecting inlet and outlet feeders and their headers are located near the ceiling in each fuelling machine vault. Thus for the whole system twelve boilers and sixteen pumps are provided. The headers for each loop are physically separate, although the outlet headers have a small diameter valved connection between them. The division of the primary heat transport system into two loops provides some practical benefits in that it reduces the length of each header and hence the effects of axial thermal expansion. It also is beneficial from the safety aspect in that the hypothetical *maximum credible accident* involving a gross failure of a primary system header would only cause early voiding of one half of the reactor.

Each of the twelve boilers consists of an integral U-tube-in-shell heat exchanger and steam separator head. The overall height is 46 ft 7 in. The diameter is 5 ft 8 in at the heat exchanger and 8 ft 2 in at the steam separating head. The heavy water coolant is passed through 2,600 monel U-tubes having a total heat transfer length of 152,800 ft per boiler. The tubes are 0.5 in outside diameter and have a wall thickness of 0.049 in. On the light water side, the recirculation-to-steam formation ratio is eight. Steam separators in the boiler head give a steam quality of 99.8 percent. The sixteen heat transport pumps are centrifugal, vertically mounted single stage units, rated at 10,100 fpm at 480 ft head. Each pump gland has two mechanical face



Three of the five moderator circulation pumps—the system for unit 1 was installed and running by March 1970



A fuelling machine head was extensively tested under service conditions in the Sheridan Park laboratories of AECL

type seals as the primary barrier against loss of the heavy water coolant. This is backed up by an interstage D.O. collection system and a dry air pressurized outer seal bushing. Each pump is equipped with a flywheel to provide pump power during rundown in the event of loss of station electrical power.

The material used for the pipe, pump bowls and fittings for the main coolant circuit of the heat transport system is carbon steel, equivalent to ASIM A106 Grade B. This piping ranges from the inlet and outlet headers which are manufactured from 20 foot lengths of 16 in outside diameter schedule 160 pipe down to the feeders which range in diameter from 1.5 to 2.92 in and from 20 ft to 60 ft in length. The piping system is of welded construction and complies with the requirements of Section III of the ASME Boiler and Pressure Vessel Code or to other corresponding Codes as applicable. To provide a coolant flow through each coolant assembly appropriate to its heat output, the feeder pipes are designed with various resistances. The feeders are arranged in banks with up to 10 feeders in a bank at the reactor end and with a maximum of five feeders at any section at the header end. The system is designed for a pressure of 1 600 psig. The use of carbon steel for the main circuit piping and for the main pump bowls is associated with close control of the water chemistry. The pH of the primary coolant is maintained at close to a value of 10. The primary coolant is kept in a pressurized liquid state by a pressurizing flow supplied by two multi-stage high pressure pumps. Under steady state conditions a flow of 12 lpgm enters the primary system through the glands of the main circulating pumps and is bled from the system through bleed valves. On demand, feed valves in the system are opened automatically and a net inflow of up to 160 lpgm can be achieved. The feed and bleed valves are interconnected through the station control system and function to maintain the primary system pressure within the design set points.

An overpressure relief arrangement is provided for the primary heat transport system. It consists of instrument-actuated opening of relief valves which would discharge into the condenser system which normally handles the bleed which is extracted as part of the pressure control arrangement. The bleed condenser is sized to accommodate all known transients including the full effects of sudden closure of the turbine stop valves.

A characteristic feature of the Pickering reactor and its predecessors is a heavy water moderator system in which heavy water is maintained in the calandria by a helium gas balance system which permits its ready discharge into a dump tank below the calandria when desired. The system also permits the moderator to be maintained at any intermediate level. The support is obtained by connecting the

calandria to the dump tank through horizontal S shaped ports and maintaining helium at a pressure of 25 psia in the dump tank. A 16 in diameter helium balance line is connected to the top of the calandria through multiple sets of 12 in helium dump valves and sets of smaller control valves in parallel. Helium bleeds through this system under normal operation and is withdrawn from the top of the calandria to the suction side of the helium compressor system. Opening of the large dump valves permits the helium pressures to be equalized above and below the moderator, thus allowing it to discharge by gravity into the dump tank.

In CANDU reactors the moderator is maintained at nominally atmospheric pressure and at a temperature well below boiling. It is thus maintained in a system which is entirely separate from the hot high energy system of the primary heat transport system. During full power reactor operation there is an input of approximately 92 MW of heat energy to the moderator and this is removed in a circulation and cooling system. The circulation system includes five pumps and two heat exchangers. A cooling flow of approximately 11 500 lpgm is provided. The moderator is drawn from the bottom of the calandria, cooled and re-enters at a number of points along the side. The system provides an average moderator temperature of approximately 150°F within the calandria, and due to the circulation system within the calandria this temperature is maintained within close limits at all points. The moderator circulation system provides several auxiliary functions. One of these is to supply part of the moderator input through a series of cooling spray nozzles inside the calandria and dump ports. These are arranged in locations, which, if the calandria is empty, will provide a drenching spray of cool water on all surfaces to prevent overheating. Part of the moderator supply is also fed through reactivity control devices to remove any heat formed within them.

Fuel handling

The Pickering reactors and their fuel handling equipment are designed for the on-power once-through refuelling system using natural uranium fuel which has been a characteristic of the CANDU power reactor family. Associated with the use of relatively short fuel bundles it results in an appreciable fuelling economy. This is realised by maintaining the nuclear system in an equilibrium condition having small excess reactivity. The fuel handling system meets this condition by providing incremental refuelling to individual channels selected on a basis of local power production and burnup. The need for refuelling shutdowns, with their attendant thermal cycling of the equipment as well as the cost of lost power production, is thereby avoided. Each Pickering reactor is equipped with

its own set of fuel loading and unloading equipment, although on the spent fuel discharge side of the system the four reactors are served by the common centrally located spent fuel storage bay. In this bay the spent fuel is maintained under a minimum of 12 ft of water for an indefinite period or until removed for sale or reprocessing for recovery of the residual plutonium.

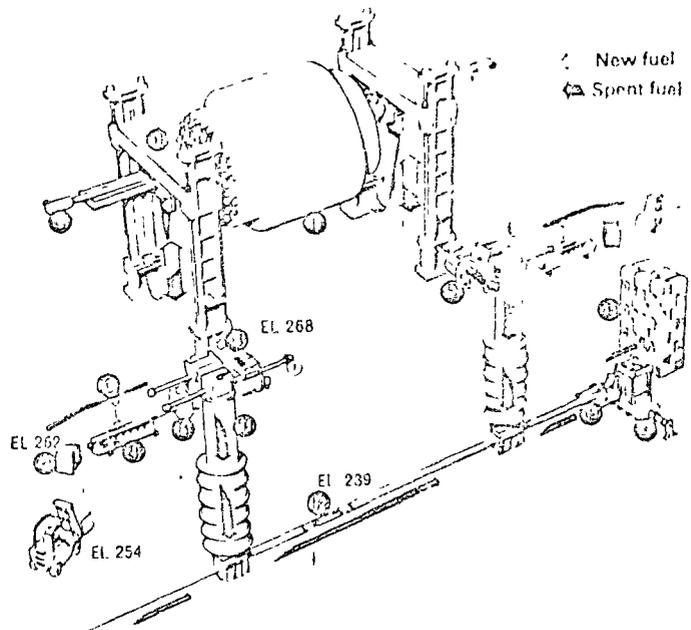
The loading and unloading equipment at the face of each reactor consists of two co-ordinated fuelling machines, one at each end of the reactor. Each machine consists essentially of a magazine type head which is capable of containing ten fuel bundles, mounted on a bridge and column combination. Suspended in a carriage below the bridge, the fuelling machine heads are capable of homing on to and making a pressure tight connection to any end fitting. With one machine acting as a loading machine and the other as an unloading machine, fuel is pushed progressively through the reactor without interference to the coolant flow. The fuelling machines are pressurized to the conditions of the primary heat transport system. Combination mechanical hydraulic rams which form part of each fuelling machine head provide the motive force to move the fuel. The two fuelling machines are identical and are arranged to refuel adjacent channels in opposite directions, thus giving a balanced pattern to the arrangement of fuel in the reactor. This results in a level of reactivity in the fuel which is constant along the length of the reactor.

Each fuelling machine is housed within the area at the end of the reactor known as the fuelling machine vault. The floor of the fuelling machine vaults, some 20 ft above grade, contains a slot into which the fuelling machine bridge lifts when in the fully lowered position. In this position the fuelling machine head projects into a fuelling machine service room below, which under these conditions is shielded by virtue of the shielding materials attached to the fuelling machine bridge. Servicing of the fuelling machine may therefore be carried out while the reactor is operating. While in this lowered condition the fuelling machine head may be rotated 90° to be attached to a fuel transfer port from which it can obtain new fuel or into which it can discharge spent fuel. The fuel transfer ports, one at each end of the reactor, provide mechanisms to connect to a new fuel loading area, or alternatively to a spent fuel transfer mechanism and a spent fuel elevator. The spent fuel elevator lowers the spent fuel through a water-filled compartment on to a spent fuel conveyor which travels in a common duct connected to the spent fuel inspection and storage bays.

The fuel handling processes are treated in the control systems as programmed sequences of operations (or steps) with various options. Normally the options are made by switch selection before the sequence starts. Once the sequences have been started the movements and other parameters of the actuators and devices of both machines are called up step by step by the appropriate programs in one of the station computers. Each step must be completed satisfactorily before the succeeding step is initiated. Alternatively, semi-automatic or manual modes of control may be used. Individual operations may be selected manually at the computer keyboard or at the fuel handling panels in the control room.

Reactor and systems containment

The design of the containment system for the Pickering Generating Station is based on the principle that following a hypothetical major failure of any of the high energy systems in the reactor building, accompanied by failure of the reactor protective system, there shall be no significant escape of harmful effluent to the atmosphere. Within less than thirty seconds after any accident resulting in over-pressure in a reactor building the discharge from the failure shall be retained within the containment at sub-atmospheric



Fuel handling equipment

- 1—Fuelling machine bridge, 2—New fuel loading area, 3—Pneumatic hoist, 4—New fuel loading mechanism, 5—Shield gate, 6—New fuel magazine, 7—Transfer mechanism, 8—Fuel transfer port, 9—Fuelling machine, 10—Reactor, 11—Spent fuel elevator, 12—Spent fuel conveyor, 13—Conveyor unloader, 14—Storage loader, 15—Basket in storage bay

pressure. The facilities which provide for this are known as the negative pressure containment system.

An outstanding feature of the system is the use of a common vacuum building which has a clear volume of 2.9×10^6 ft³ and which is maintained at an absolute pressure of 1 psi (51 mm Hg) to provide the negative containment. This vacuum building is connected through twelve 6 ft diameter vacuum ducts and a corresponding set of pressure-actuated relief valves to a pressure relief duct. This duct is in turn connected through 25 ft diameter louvered openings to the boiler room of each reactor building. In the top of the vacuum building an emergency water storage tank, containing 350,000 ft³ of water, is located. Associated with the tank is a water distribution system which discharges the water in the form of a dousing spray if the pressure in the vacuum building exceeds an absolute pressure of 6.2 psi.

A major failure in the high energy systems in any of the reactor buildings will cause the pressure in that reactor building to rise. This rise in pressure will be communicated directly to the twelve pressure relief valves located in the pressure relief duct. The valves respond automatically to a rise in pressure of 1 psi, allowing the effluent to be discharged into the vacuum building. The valve openings are sufficiently large that the pressure in the reactor building affected will be brought rapidly down to the range 0 to -0.5 psig. The outward opening louvers in the other reactor buildings prevent them from being affected by the back-pressure from the pressure relief duct. The vacuum building and the pressure relief system are designed collectively to contain all the energy which could be released inside a reactor building following any postulated accident to the reactor or its heat transport system. The energy that can be absorbed within the vacuum building, including the stored water therein, is in excess of all the energy in the primary system (liquid, and stored in the fuel and the piping) and in the secondary system (liquid, steam and stored in the piping) and that which would be generated by a reactor for one half hour following a reactor shutdown. This energy is approximately 500×10^6 Btu for each reactor. The containment system has a heat energy absorption capability in excess of two and a half times this amount, alternatively its capacity is more than ten times the heat energy released by the failure of a single reactor primary system header.

Mechanical design of the Pickering core

By C. A. Simmonds

The Pickering reactors are of a horizontal type with zirconium alloy pressure tubes. The heavy water moderator and reflector is contained in a low-pressure calandria. The calandria, with the dump tank below it, is built into a heavy concrete reactor vault. Reactivity control mechanisms operate from above. The nuclear fuel is located within horizontal fuel channels each of which is itself located within one of 390 calandria tubes forming part of the calandria.

THERE ARE TWO quite independent heavy water systems in the Pickering reactors, the primary heat transport system and the moderator system. The coolant channels are part of the primary system. The calandria forms part of a separate moderator system. Both the coolant channels and the calandria are designed in detail by Atomic Energy of Canada Limited. Both parts follow the intent of the ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III for Class A Vessels, although the calandria is only a Class C Vessel according to its function. The general arrangement of the reactor core is shown in Figure 1. The material of construction of the major items is as follows:

Pressure tubes	Zirconium alloy
End fitting	403 type stainless steel
Calandria shell and dump tank	3041 austenitic steel
End shield shrouding slabs	Carbon steel
Calandria supports	Carbon steel
Calandria tubes	Zirconium
Heavy duty mechanism guide tubes	Zirconium reactor 3041 austenitic steel out of reactor
Reactor vault	Heavy concrete

Fuel channels

The 390 fuel channels, containing fuel and primary heavy water coolant, are 4 in diameter zirconium alloy tubes. By comparison, Douglas Point with 40% of the power output (per reactor) uses 3½ in nominal diameter tubes. End fittings, shown in Figure 2, provide for passage of fuel bundles and coolant. Each end fitting is carried by two sliding bearings located within the end shields.

Pressure tubes

The pressure tube dimensions and properties are as follows:

Material	Units 1 and 2	Units 3 and 4
	Zircaloy 2 cold worked and stress relieved	Zr 2.5%Nb cold worked and stress relieved
Minimum wall thickness	0.1965 in	0.160 in
Length, approximately (trimmed for installation)	20 ft 8 in	20 ft 8 in
Ultimate Tensile Strength min. at 572°F	48 000 psi	63 000 psi
0.2% yield strength min. at 572°F	39 000 psi	47 000 psi

When selecting the pressure tube material, it was recognized that the zirconium 2.5% niobium alloy would be preferable to Zircaloy-2 because of its higher strength and superior creep properties even at higher stress. Its use would offer the desirable benefits of a reduced wall thickness and therefore less parasitic absorption of neutrons, and a longer service life based on creep as the controlling factor. It was not used for reactor units 1 and 2, however, because at the time of ordering it was felt that there was insufficient manufacturing experience and inadequate data on the corrosion properties of zirconium 2.5% niobium to permit its selection. These conditions had been rectified by the time the pressure tubes for reactor units 3 and 4 were ordered, and the zirconium-niobium alloy was selected.

A consideration in deciding the wall thickness of the pressure tubes has been what allowance, if any, must be made for the possible effects of fretting and wear between the pressure tube and the fuel bundle residing within it:

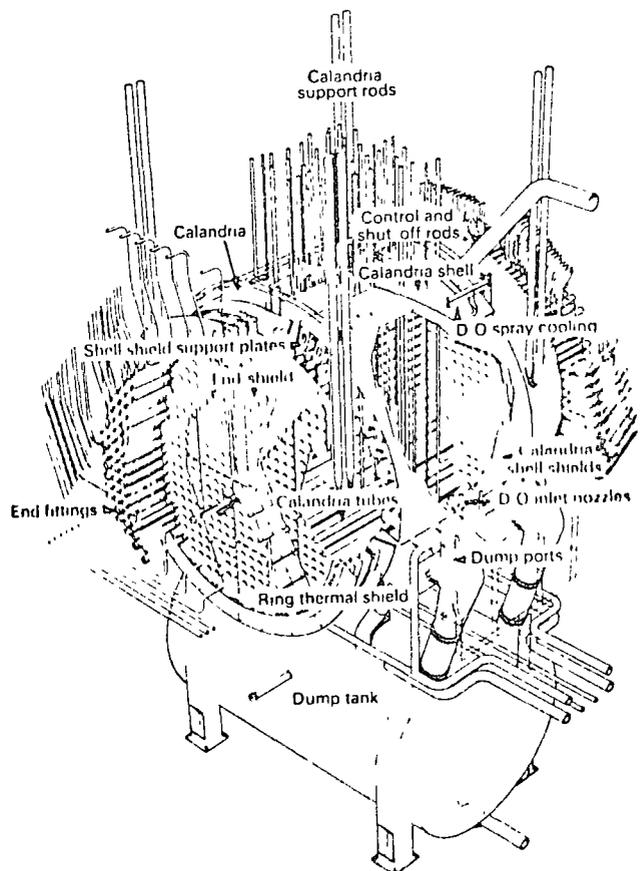


Fig. 1 Arrangement of the calandria vessel and reactor core

also what will be the effects of corrosion. Based on extensive development tests, both with the earlier Douglas Point fuel channels and with those for the Pickering reactor, it has been determined that with the coolant flow conditions selected there will be no fretting of the pressure tubes. The design of the fuel bundles is such that wear on the pressure tubes caused by sliding of the bundles is not an appreciable factor in design.

Corrosion of the interior surface of the pressure tubes is virtually eliminated by close control of the chemistry of the heavy water coolant. The exterior surface of the pressure tubes is in contact with the dry nitrogen atmosphere of the insulating gas gap between the pressure and calandria tubes. Under active service conditions it is expected that the combined effects of corrosion and wear over a 30 year period will be less than 0.01 in. This applies to the zirconium 2.5% niobium material, which has a greater corrosion rate than Zircaloy 2.

As shown in Figure 2, roll expanded joints are used to attach the pressure tubes to the end fittings. These roll expanded joints have strengths close to those of the tubes

themselves. Leakage in helium tests of these joints is minimal. Similar rolled joints have a lengthy history, having been in operation since 1962 in the nuclear power demonstration reactor, NPD, and since 1967 in Douglas Point. Thermal cycling of the primary system imposes cyclic thermal stresses at the rolled joints because of the differential expansion of tube and end fitting. A test, which was carried out to check the fatigue life of the tubes at the joints, simulated over 150 years of reactor life without a detectable change to the joints and was then discontinued.

There are two intermediate supports between pressure tubes and calandria tubes. These supports are in the form of zirconium niobium copper alloy *gutter springs* located approximately one-third span distance. It is possible that, after 15 years for Units 1 and 2 and 30 years for Units 3 and 4, the tubes in high flux channels could creep (sag) across the gap provided. If this should occur, the fuel channel would still function but some heat would be lost to the moderator by conduction through contact with calandria tubes.

The most significant remaining design question concerning the pressure tubes is that of diametral creep. This influences directly the permissible life of the tubes. The current design life is for 2% creep. The Zircaloy-2 tubes may need replacing after 15 years' full use because this stage will have been reached. The zirconium 2.5% niobium tubes in Pickering Units 3 and 4 should take 30 years of full use to reach the same stage. The matter of replacement of the tubes is purely one of economics, not of feasibility. The feasibility was demonstrated at Douglas Point where a pressure tube was removed and replaced after some months of criticality.

End fittings

The end fittings have to be at least as hard as the pressure tubes to make good rolled joints. This requirement is met using 403 type stainless steel, with appropriate heat treatment to retain suitable impact properties.

The shape of the end fittings is set by functional requirements. The overall length is 8 ft 4 in. The diameter ranges from 6.25 in to 6.81 in. There is a passage for the fuel bundles and a 39-in long 410 stainless steel shield plug. A removable channel closure near the end has a pressure actuated seal disc to contain the primary coolant. An outer annular passage assures full flow of primary coolant at all times including during refuelling operations. The connection to the feeders is accessible. Bellows at each end are attached to the end fittings and the end shields. These seal the annuli and prevent high torque loads being applied to the pressure tubes from the weight of the feeders.

Calandria

The calandria shell and the end shields are field welded to form an integral structure. The calandria dimensions are as follows:

Shell diameter	26 ft 0 in
Overall length	27 ft 1 in
Inside length	17 ft 6 in
Dump ports at calandria shell	3 ft 4 in x 2 ft 0 in
Calandria tube (Zircaloy) diameter	5.150 in
End shield diameter	22 ft 9 in
End shield length	3 ft 9 1/2 in
Weight empty	665 tons

The use of 304L austenitic stainless steel avoids embrittlement problems. The low pressures—normally atmospheric pressure at the top—allow a shell of only 1 in thickness. In operation the moderator and the shell are maintained at a low temperature. The heavy water cools the shell and the immergent heat is low because of internal shielding and the thin shell. Part of the moderator circulation flow is continuously directed to spray nozzles inside the calandria. There are two such independent systems. Each of these

fully wets areas of shell, internal shields, end shields and calandria tubes which become exposed during dumping or low moderator level operation.

The corner cut-outs of the calandria, originally intended to eliminate heavy water from an area where it has no economic value, permit limited movement between the tube sheets. This provides for relative diametral expansion between the shell and the calandria tubes. The Pickering calandria is hung from the top of the concrete reactor vault.

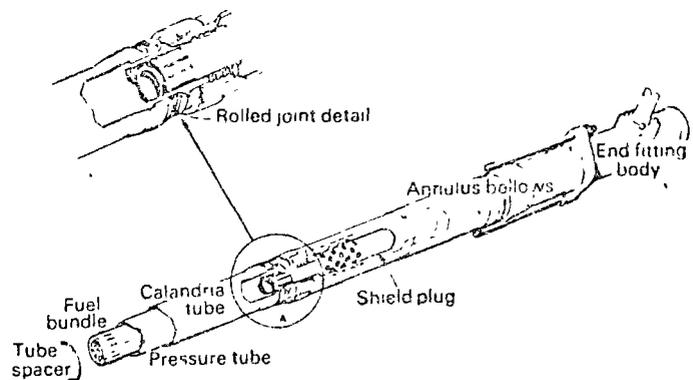


Fig. 2 Pressure tube and end fitting

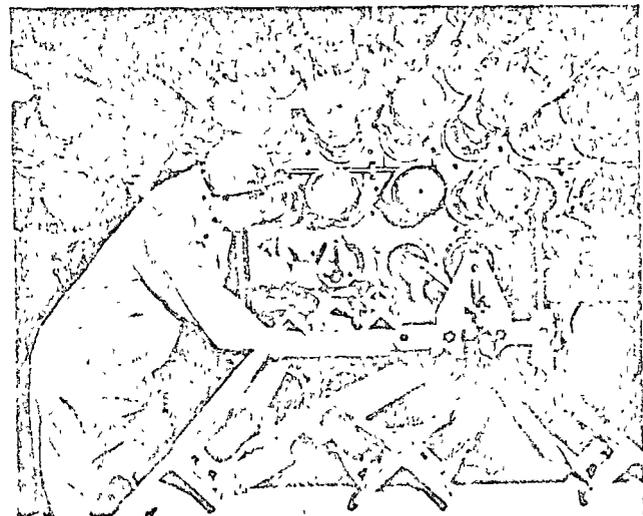


Fig. 3 Pressure tube being installed in unit 2

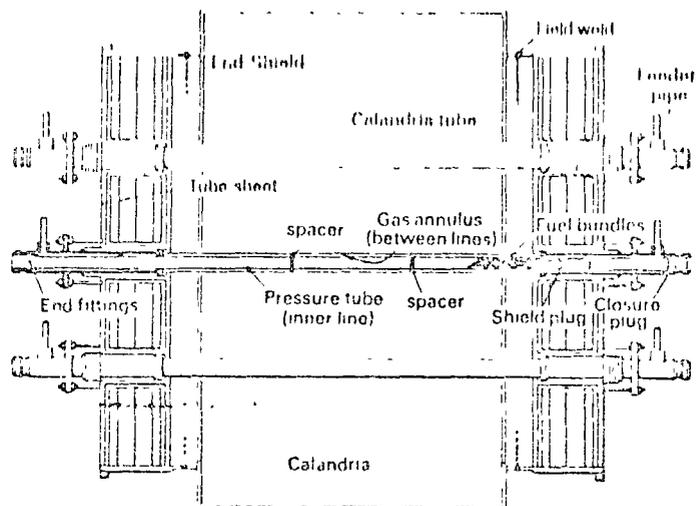


Fig. 4 Reactor core schematic

PICKERING

by four pairs of carbon steel rods which are attached to the end shield structure. The rods are 5/8 in diameter and 28 ft long. Thermal and radiation effects on them are reduced to insignificant levels by locating them within the heavy concrete walls of the reactor vault.

The calandria tubes are made from reactor grade Zircaloy 2. The tubes have a major structural effect because of the flexibility of the annular plates in the calandria shell. This arrangement is shown schematically in Figure 4. The calandria tubes also carry part of the weight of the fuel channels which is transmitted through the garter springs. The thickness of 0.061 in is, however, set by the need to avoid buckling and plastic deformation due to external pressure on the lower tubes. The effect of a permanent increase in ovality due to plastic deformation would be to cause earlier contact between a pressure tube and a calandria tube as the pressure tube sags under creep action.

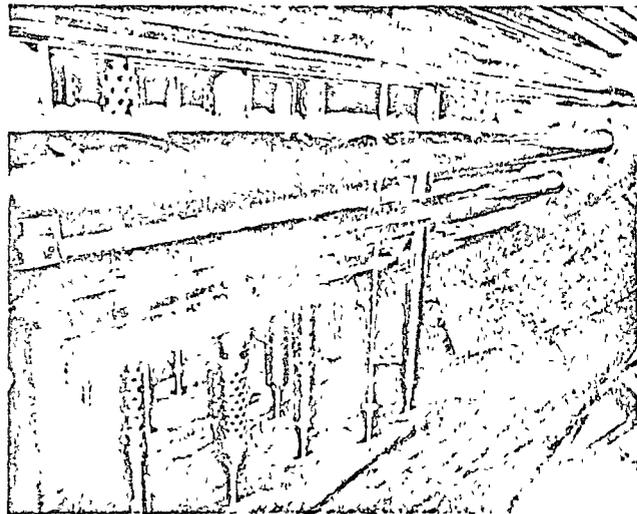


Fig. 5 Inside view of unit 2 calandria after assembly in field. The lower ends of the reactivity control mechanisms and in-core flux detectors passing vertically between the calandria tubes are shown.

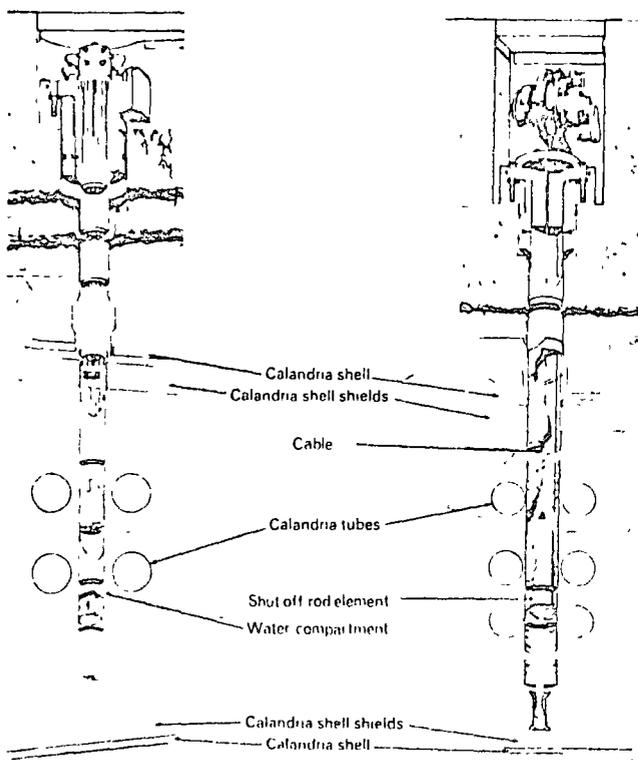


Fig. 6 Zone control rod (left) and shut-off rod (right)

A small amount of heat would be lost to the moderator under this condition. The joints between the calandria tubes and the tube sheets are roll expanded joints as shown in Figure 2. The form is based on the sandwich type joint developed for Douglas Point. The high diameter-to-thickness precludes the use of rolled joints without the insert. The joints have proved in tests to be stronger than the tubes. Any leakage from these rolled joints would show as vapour in the annulus gas system. The annulus gas system will normally be lightly pressurized.

The moderator inlet openings in the calandria are so arranged that the cool moderator return is injected vertically into the reflector space at the sides of the calandria to promote good circulation. This method avoids direct impingement on the calandria tubes or on the reactivity mechanism guide tubes. Figure 5 is a photograph of the inside of the calandria of reactor unit No. 2 after assembly in the field.

Reactivity control mechanisms

The reactivity control devices have accessible mechanisms which are located outside and above the reactor vault. Operation of the devices inside the calandria is within vertical Zircaloy guide tubes. These are situated in the spaces between the horizontal calandria tubes. All except the largest diameter guide tubes are tensioned to avoid vibration. Outer stainless steel guide tubes extending upward outside the vault to the operating mechanisms provide atmosphere control.

The zone control rod shown in Figure 6 comprises a Zircaloy outer tube with welded inner bulkheads and inner tubing to permit flow of water to each part of the rod. The rod consists of light water.

The shut-off rods use a tubular element of cadmium and stainless steel. The element is raised and lowered by a sheave and cable arrangement. It also has an electromagnetic clutch and snubbing arrangements. The clutch may be operated at any time, including the performing of partial drops for testing. The drop time is about 1.7 sec, using gravity acceleration only. Figure 7 shows the design features.

There are 18 cobalt adjuster rods, which are operated by a drum and cable arrangement similar to that of the shut-off rods, except for the gravity drop facility. In-core flux monitors are also installed to provide an indication of the flux in each control zone within the core. All of the reactivity control mechanisms are replaceable, as are the Zircaloy guide tubes in which they are housed.

Reactor shielding

Thermal shielding of the core radiation is provided by the 1 in thickness of the calandria shell and a 4 1/2 in thickness of austenitic steel which is located circumferentially inside the calandria adjacent to the shell. These slabs, known as the *internal thermal shields*, are kept cool by the moderator in which they are immersed. Thermal movement of the internal thermal shield slabs is not restricted. (See Figure 1.)

The calandria and dump tank are housed within a heavy concrete vault, internally 35 ft 2 in long by 19 ft 6 in wide by 54 ft 10 in high. The four-foot thick heavy concrete vault walls, as well as the ceiling and floor, have a single row of cooling water pipes near their inner surface to remove the radiation heat and limit the maximum concrete temperature to 130 F for structural reasons. An additional circumferential water cooled ring thermal shield is required adjacent to each calandria shell annular plate. The roof of the vault contains a steel hatch plug, partly filled with heavy concrete. This is used for location and alignment of the reactivity mechanism drives and guide tubes. Axial shielding within the diameter of the core is provided by the integral end shields. These permit access to the fuelling machine vaults when the reactor is shut down.

Technical description of PFR

By K. J. Henry, U.K.AEA

The PFR is being constructed at Dounreay, Scotland, for the U.K.AEA by The Nuclear Power Group Ltd. (TNPG). The station output of 250 MW(e) is based on the requirement that the reactor system should be capable of providing data which could be confidently extrapolated to provide the information necessary for the installation and operation of commercial fast reactors in the U.K. in the 1970s. After consideration of the fuel development, physics, engineering and safety aspects of the reactor it was decided that a minimum thermal power output of 600 MW was necessary to provide this information.

The PFR station is being built immediately to the west of the existing facilities at DFR which include the 60 MW (th) DFR. The reactor, and all the major plant items, are located in a single large building. The reactor is in a steel framed building, clad with pre-cast concrete panels to give the desired strength and low leakage rates necessary, since it forms the secondary containment boundary. It is designed to contain the pressure and activity release which could result from an accident in the reactor or during fuel handling. The principal plant units reactor, secondary circuits, steam generators and turbine generator are arranged in that order, as close together as possible on a common centre line. This layout minimizes pipe and cable runs and simplifies operational stalling. Fig. 1. Since the PFR will fulfil an important role in the development and irradiation testing of fuel sub-assemblies for commercial fast reactors, it has been equipped with extensive cave facilities for the handling and examination of both new and irradiated fuel. The control room is situated at the south side of the main building in a wing which also houses the main change rooms and administration offices.

The main features of the design are the use of ceramic fuel elements, mixed plutonium-uranium oxide in the reference design, the single tank primary circuit containment, single wall steam generators, and the adoption of operating temperatures which permit the use of modern standard design turbine generating and auxiliary plant, working at 159 kg/cm² steam pressure and 538 C.

Core design

The core is made of an array of hexagonal sub-assemblies (see Fig 2) 142 mm across the flats, 381 mm long, containing 325-UO₂ PuO₂ fuel pins. The pins are 584 mm OD with 0.38 mm wall thickness cans as described in Ref. 2. The pins within the sub-assembly are supported by grids over

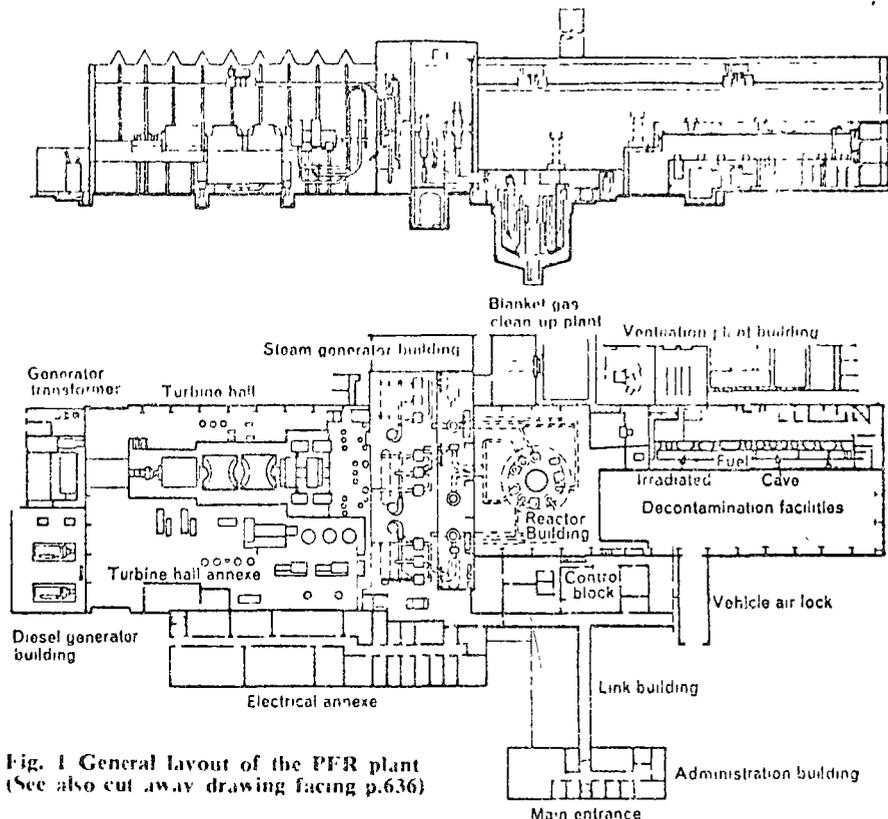


Fig. 1 General layout of the PFR plant (See also cut away drawing facing p.636)

the 915 mm fuel length and at either end of the top and bottom axial breeder sections. Below the lower breeder section is a 1190 mm long fission gas reservoir section.

The sub-assemblies are installed in groups of six into a carrier which also has a central leaning post which carries the absorber rod guide tube. The bottom guide bush in the carrier is offset away from the leaning post so the bottom spike of the sub-assembly is compelled to bend in this direction and force the sub-assembly wrapper against the leaning post. Wear faces are provided on the sub-assembly wrappers and the leaning post at the points of contact. The upward thrust of the coolant on the sub-assemblies is balanced using conventional hydraulic hold-down design. No mechanical hold-down is provided but the instrument tubes suspended in a grid arrangement from the rotating shield

limit the extent to which the fuel assemblies may rise.

The fuel is of two enrichments, that of the inner 30 assemblies being lower than that of the 48 outers. The core is surrounded by a radial breeder of natural or depleted UO₂, a neutron shield and reflector of mild steel rods, and an outer region of thick steel tubes containing graphite. Control of the core is by means of five tantalum control rods, five boron carbide shut-off rods and one safety rod. The former are distributed around the centre zone and the latter around the periphery of the outer core zone. The safety rod will operate in the centre leaning post position. Facilities are also provided for the installation of an oscillator and a neutron source. The operating mechanisms for all the absorbers are situated above the top shield and they and the drop off magnets can readily be removed for

maintenance. The control and shut-off rods are de-latched and remain in the core during fuel changing operations. The safety rod can remain cocked during refuelling.

A sample of the coolant flow is taken from the top of each sub-assembly for burst pin detection. This flows down through the leaning post and diagrid to the delayed neutron detection equipment. Bulk coolant and individual sub-assembly signals are provided.

Experimental sub-assembly positions have been provided in the core with additional burst pin detection take-off point. A special demountable

strike region of the vessel. The provision of graded thicknesses of insulation gives an acceptable axial temperature gradient in the region between the free sodium surface and the roof.

The core and diagrid are supported on a cylindrical support structure also welded to the roof. A free standing skirt sits on the bottom of this structure and has three compartments on its periphery into which the six intermediate heat exchangers are fitted. The internal surfaces of this skirt are clad with quilted stainless steel insulation packs to limit the heat transfer between the hot core outlet so-

each contains a decay heat removal coil connected to an air cooled NaK circuit. The latter are designed to maintain safe temperatures within the primary circuit in the event of failure of power supplies. Any intermediate heat exchanger can be isolated from the main circuit by means of a sleeve valve fitted above a top tube plate. The valve is operated by means of electrically driven push rods.

Under normal full power conditions the primary sodium flow of 2920 kg/sec is drawn at 400°C by the pumps from the bulk sodium and delivered to the diagrid at 8.9 kg/cm². Leaving the core at 560°C the cool-

Potential instrumented experiment position

-  Control rod
-  Shut-off rod
-  Leaning post not used for reactor control
-  Fuel sub-assemblies or un-instrumented experiments

- Zone I Outer core
- Zone II Inner core
- Zone III Radial breeder
- Zone IV Breeder reflector

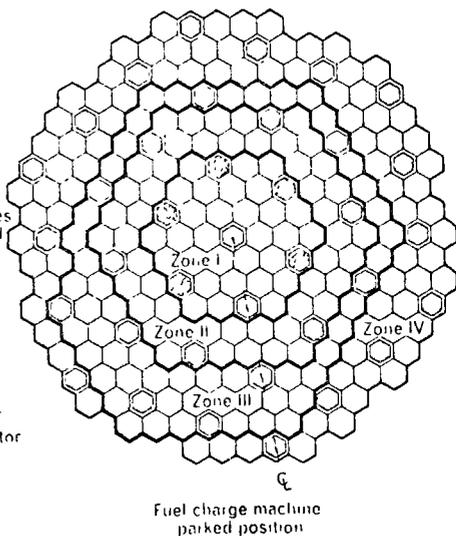


Fig. 2 Plan of PFR core showing the arrangement of hexagonal fuel assemblies, breeder elements, and shut off rods

Fig. 3 PFR fuel assembly (see also p. 642)



sub-assembly containing up to six separate clusters of fuel pins has been designed for use in these positions. The clusters can be quickly removed from the reactor after irradiation for examination, unlike the full scale sub-assemblies which have to undergo an appreciable cooling period before removal from the primary vessel.

Primary circuit

The whole of the primary circuit, pumps, intermediate heat exchangers, etc. is contained within a cylindrical stainless steel vessel 12.2 m diameter and 15.2 m deep of 12.7 mm wall thickness. It is suspended (as shown in the detail on the chart facing p636) from the outer periphery of the fixed roof structure. All the other main components of the circuit are also suspended from the roof, thus minimizing the stresses on the primary vessel. A separate low alloy steel tank or leak jacket surrounds the latter. This is also suspended from the roof and its purpose is to prevent an excessive fall in the liquid metal level in the main vessel in the unlikely event of the latter being breached.

The main design problem was to limit the thermal stress at the top

sodium and the bulk sodium in the outer regions of the vessel. The neutron shield rods surrounding the core and breeder also rest on the diagrid support structure.

The three primary pumps are situated in the region between these two cylindrical skirts. The pumps are driven by constant speed A.C. motors through variable speed hydraulic couplings and use an oil lubricated face seal to provide a leak tight barrier between the reactor argon cover gas and the atmosphere. The pump shaft and double inlet type impeller are supported by a conventional taper roller bearing at the top of the pump plug and a sodium lubricated hydrostatic bearing just above the impeller. Sodium is fed to this bearing from the pump discharge casing.

The six intermediate heat exchangers are of the counterflow shell and tube type containing 1540 tubes, 19 mm in outside diameter and 4.57 m long in a shell 1220 mm in diameter. Primary circuit coolant flows through the tubes and expansion between the tubes and shell is accommodated by having sinusoidal bends in the former. The exchangers are supported from flanged plugs in the reactor roof, and

ant flows through the neutron shield rods to the intermediate heat exchangers where it is cooled to 400°C before passing again into the bulk sodium.

Fuel handling system

Irradiated sub-assemblies from the core are removed to a fuel store within the primary vessel and replaced by new fuel from the store. After an appropriate decay period—say 30 days—the spent fuel is removed from the reactor vessel in a sodium filled bucket and taken to the fuel handling cave. This latter operation can be done with the reactor at power. The system is made up

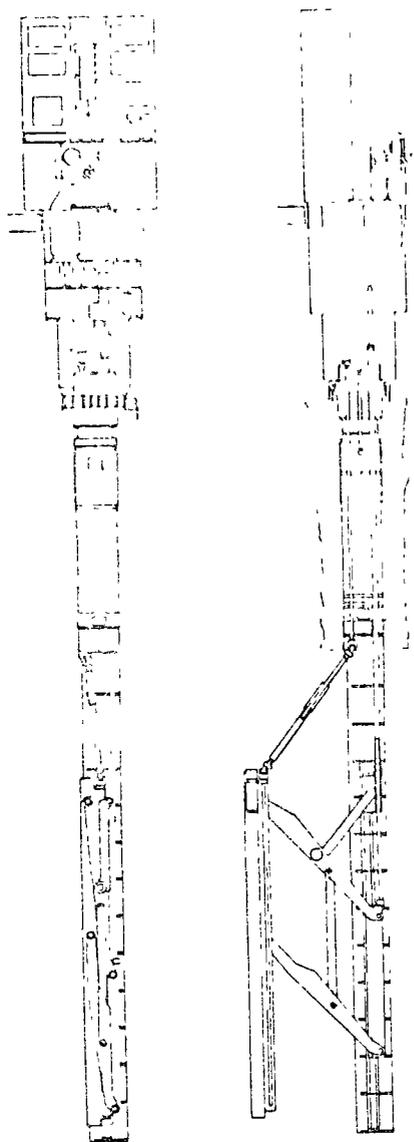


Fig. 4 Charge machine with chute fully retracted and at maximum radius

of a single rotating shield mounted concentric with the core, within which is mounted a charge machine having radial movements, and a storage rotor. A combination of movement of the shield and charge machine enables any sub-assembly or radial breeder element to be selected. All movements are made under the sodium level.

The charge machine is about 12.8 m long and comprises a system of links producing parallel motion of a charge chute (Fig. 4). The latter incorporates a grab mechanism which is moved within a tube by means of a recirculating ball screw. The latching and delatching of the grab is done by means of fixed cams and can only be affected when the grab is at the lower limit of its travel. The chute can be traversed inwards to the reactor and following rotation of the machine through 180° can be extended outwards through a slot in the

radial shield to a position above the storage rotor.

The charge machine is removed from the reactor after fuel handling and is therefore only required to operate in sodium at a temperature of 350°C. Extensive testing of bearing materials, sliding parts, etc., in sodium at 400°C and above, preceded the selection of steels to be used. The fuel handling system has been designed to enable normal fuel loading operations of up to 13 sub-assemblies every 60 days to be completed within a week-end shut down period.

The PIR in addition to fulfilling its role as a demonstration sodium cooled fast reactor will also be used for the development and testing of advanced fuels for future fast reactors. Extensive cave facilities have therefore been provided which have facilities for breaking down sub-assemblies to individual pins and for carrying out a full range of post irradiation examinations of these. These include decontamination, metrology, radiography and visual examination.

Sodium purity control

The required sodium purity levels for both primary and secondary circuits are maintained by means of cold traps which precipitate hydrides and oxides and some other impurities by reducing the sodium temperature below the saturation temperature for these constituents. The primary cold trap loop which is situated within a shielded compartment comprises a 7 kg/s pump followed by a regenerative heat exchanger which reduces the incoming sodium temperature to approximately 140°C, before it enters the top of the externally cooled cold trap vessel. The sodium flows downwards through a 152.5 mm cooling annulus where it reaches a minimum temperature of 110°C before passing upwards through the central section, which contains a stainless steel wire mesh, on which the precipitated impurities are collected. The system is designed to reduce sodium impurity levels to 5-10 ppm. Sodium monitoring and sampling facilities are provided on the loop including an automatic plugging meter. The secondary circuits are provided with a similar clean-up system.

Secondary and steam circuits

There are three secondary loops connected to each pair of intermediate heat exchangers and with the exception of common dumping and clean up facilities these are entirely separated from each other. The secondary circuit pipework is made from thin

walled large diameter seam welded stainless steel. Each secondary loop is connected to a 200 MW steam raising plant. Steam from the HP turbine cylinder is reheated at 27 kg/cm² to 538°C before entry into the intermediate turbines. Figures 5 and 6 show the arrangement of one steam generating unit with its superheater, evaporator, reheater. These three units with a conventional steam drum and recirculating pump are piped together to form a Lamont type forced circulation boiler.

The exchangers are vertically mounted shell and 'U' tube units. The evaporator employs parallel flow while the other two units operate with counter flow. The evaporator has a single large tube plate and header, but the steam units have concentric annular tube plates. All the units have trapped gas spaces below the tube plates. The evaporator tube and tube plate material is 2½ Cr 1% Mo niobium stabilized. The superheater and reheater tube material is 316 type stainless steel.

In the event of a severe sodium water reaction occurring following the failure of a tube the resultant pressure rise will operate relief devices fitted to each unit. These consist of a hinged plate supporting a nickel membrane, the latter being the sodium seal. The plate itself is held in position by a shear pin which will fail at about twice the normal circuit operating pressure. The membrane is supported over most of its area thus avoiding the creep problem to which a normal bursting disc would be subject, at high sodium temperatures. The waste products from a sodium water reaction are led away from the units to cyclone separators and thence via flame traps to atmosphere.

The integrity of the boiler tubes is monitored by hydrogen detectors fitted on the sodium side of the units. These will, at a predetermined hydrogen level in the sodium, automatically isolate the system from the remainder of the plant by means of valves, and dump the water side. At lower hydrogen levels, signifying a very small leak rate, the equipment will provide an alarm which will enable the operator to isolate, cool, and dump the system at a controlled rate. Following such an occurrence the plant is able to restart operation on two steam raising units at reduced power.

Turbine-generator plant

The steam turbine is a conventional multi cylinder tandem machine comprising 1 HP, 1 IP and two double flow LP cylinders with solidly coupled rotors. With a nominal heat

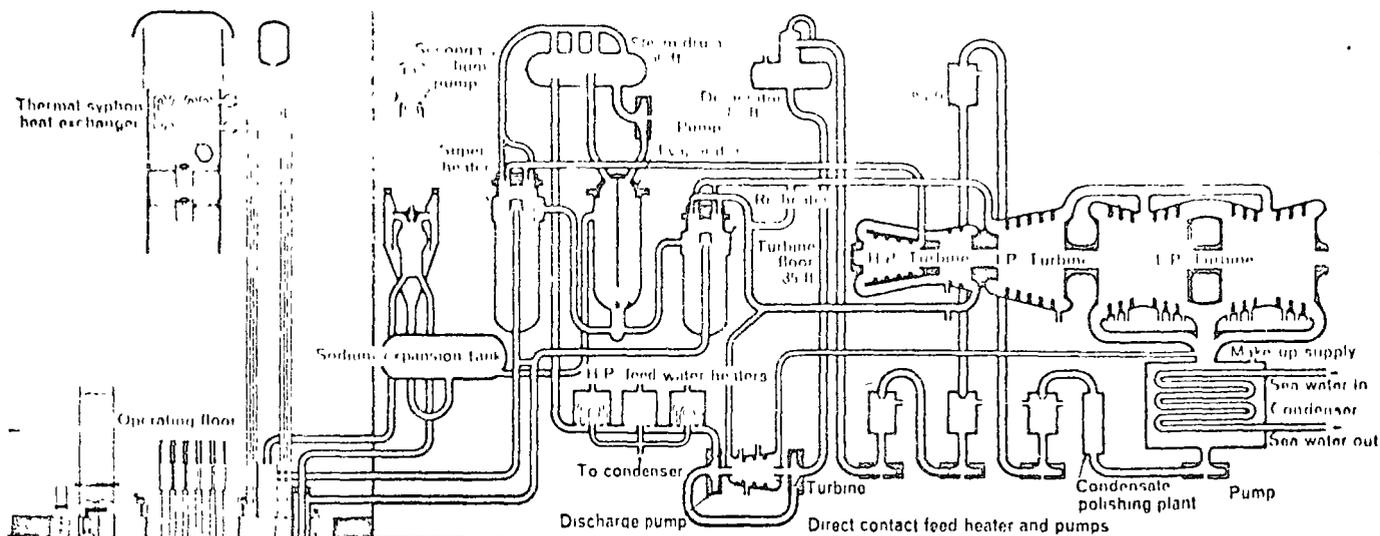


Fig. 5 PFR heat removal and steam plant

input of 600 MW the generator electrical output will be 270 MW. There are eight feed heating stages, three surface heaters on the high pressure side and five low pressure direct contact types. The condenser has double tube plates to reduce contamination, and incorporates a dump system capable of condensing about 10% of full load steam to provide flexibility during reactor start up and shut down conditions. Full flow condensate polishing plant is provided. There is a single 100% feed pump capable of being run off either bled steam during normal operation or live steam during start up or periods of low load on the turbine. The generator is a two pole, 3000 rev/min hydrogen-water cooled machine generating at 17000V, 3 phase, with a current rating of 10000A.

Instrumentation and plant control

The central feature of the instrumentation is an on-line computer supervised data system for overall control of plant operation. The system comprises two identical linked sub-systems operating together, but with either able to sustain plant operation by itself. The system deals with about four thousand instrument outputs from the reactor and power plant and processes these by means of a variety of programmes to generate the following:

- ⊙ Plant operating data which are displayed on cathode ray tubes in the main control room, and at various positions in the plant.
- ⊙ Control information for the two main automatic control loops, i.e. reactor outlet sodium temperature, which is maintained at a constant level by control rod movement, and steam pressure at the TSV, which is maintained by varying the operating

speeds of the primary and secondary sodium pumps.

- ⊙ Sequence control data for interlocking and supervising operations such as refuelling and plant start-up.
- ⊙ Records and analyses of plant performance

In the event of failure of both sub-systems the reactor has to be shut down and consequently a small number of independent back up instru-

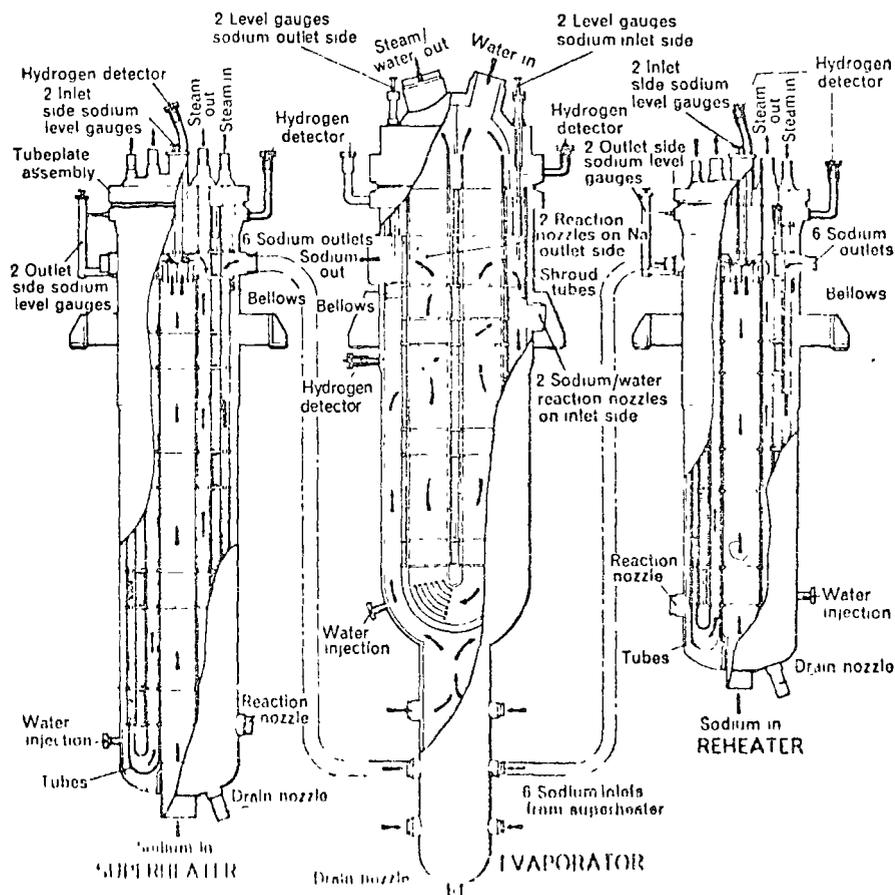


Fig. 6 PFR steam generator heat exchangers

ments is provided to enable the shut down operation to be properly monitored. The automatic protective system capable of shutting down the plant operates completely independently of the data reduction equipment from data supplied from separate instruments

Construction

Because of their large size, the primary vessel and its leak jacket and the main roof structure were delivered to the site in sections, and assembled in the reactor building and another large temporary building which was erected nearby. The reactor building was also used as an assembly workshop for the intermediate heat exchangers and the rotating shield.

The leak jacket, primary vessel and diagrid support structure are all welded to the roof and novel methods of supporting these in the reactor vault were adopted. The leak jacket was supported by floating it in water in the vault, the primary vessel being hung from its rim by temporary hooks, the diagrid support structure itself was carried by temporary cantilevers from the top of the vault, and the roof was supported on a jacking tower about 16 m high.

The construction procedure was to lower the roof on its jacks to a level where it could be welded to the diagrid support structure. The next stage was to lift the reactor jacket and primary vessel, by raising the water level, to a position where the latter could be welded, and finally to raise the leak jacket to its welding position.

Commissioning

As a final check on the hydraulic characteristics of the system, the primary circuit and one secondary circuit are to be filled with water on completion of construction. Detailed measurements of flow distribution, pressure losses and vibration characteristics, gas entrainment and acoustic noise level, etc., will then be made under varying conditions of flow and temperatures up to 80°C. In order to permit clean up and commissioning of the steam and power generation plant, two large oil fired boilers have been erected at site. The plant is due for completion of construction at the end of 1971 and commissioning and power operation in 1972.

REFERENCES

1. Frame, A. G., et al. Design of the Prototype Fast Reactor. Proceedings of the Conference on Fast Breeder Reactors, BNES, May, 1966.
2. Bishop, J. F. W., et al. Design and Development of Fuel and Fuel Elements for a Prototype Fast Reactor. Proceedings of the Conference on Fast Breeder Reactors BNES, May, 1966.

Construction and engineering of PFR

By R. H. Cambell, *TNPG*

The system of control under which the PFR was designed, developed and constructed is outlined, the method of construction described and a record given of construction progress to mid 1971. Lastly the work still to be done in completing and commissioning the reactor is reviewed.

System of project control

The design and construction of the PFR were started in 1966 by the Reactor Group of the U.K.AEA. The system normally adopted for one of these projects was set up with responsibility for the control of all design, development and construction activities, including cost control, firmly vested in the Project Design Office. This strong central control ensures the close integration of all the complex inter-related aspects which is so necessary to bring to a successful conclusion a novel project of this type where development of the technology is proceeding apace during the construction phase. At all stages, decisions have to be made, as results of research and development work become available, on which of the findings are important enough to warrant changes being made to plant under manufacture, bearing in mind the need to adhere to the construction programme.

At the start of the project, network planning diagrams were prepared covering design, procurement and erection of all the component parts, and showing at which stages development results had to be available. In some cases design could not proceed or proceed only to a limited stage before the development results were called for; while in others, where the outcome of the development work was considered to be more predictable, or where it was thought that the possible modifications could be incorporated fairly easily, development was planned to run in parallel with the design and procurement activities and was therefore of a confirmatory nature. This latter course inevitably carries with it a risk of delay to the project but in general this risk is not any greater than that involved in meeting the required time scales of the other categories of development work. The experience on PFR construction was that confirmatory type developments did not hold up the programme.

Throughout the duration of the project, detailed monitoring has been carried out monthly to ensure that

adequate progress was being made across the whole design, development, procurement and erection front. The design engineers of the project team are responsible for all aspects of those sections of the plant allocated to them, including maintenance of programmes and completion of manufacture and erection, within their budget. Where development activities are associated with only one of these plant sections it has been the responsibility of the project engineer in charge to ensure that the necessary results are produced. The other developments, which covered wider fields of application, have been monitored separately generally on a monthly basis and grouped together for convenience of working. These groupings were on safety, engineering development, sodium technology, reactor physics and fuel design.

Financial control over construction cost has been effected by making each individual project engineer responsible for the cost of his sections of the plant. The cost estimate for each section on which these allocations were made was intentionally kept tight and the control system did not allow commitment beyond the individual estimate without a case being made and agreed for transfer of additional funds from the sum set aside as a general contingency.

The PERT type network project programme had about 12 000 activities in it. The use of this technique was advantageous initially in presenting clearly to the whole team taking part on the project how the individual parts fitted into the total picture. The task of keeping such a large programme up to date continually as difficulties arose in particular sectors and dates went back absorbed considerable manpower. It did not prove possible in drawing up the logic of the whole programme initially to set it down in such a way that it could deal with the delays which occurred in certain sectors. Considerable redrawing of the networks was necessary in these cases.

Now that the project is in its final

Trends in desalination

A short review of thirteen different methods being used or considered for the provision of fresh water supplies from salt or brackish water together with a survey of lines of development, project proposals and cost studies

THE CONVERSION OF salt water or brackish water to fresh water can be accomplished in many ways, some of which have been known and used for many centuries. The U.S. Office of Saline Water is currently investigating the further development of thirteen different conversion processes, some of which are now being utilised commercially whereas others are still under laboratory study.

The effectiveness of the various processes varies widely insofar as cost and rate of conversion are concerned. The major cost considerations are the capital investment, the cost of energy used in the conversion process, and the cost of operating and maintaining the plant. There are variations in the importance of each of the cost factors, just as there are variations in the conversion process requirements.

Long-tube vertical distillation (LTV)

In this process the salt water falls through a bundle of long metal tubes located inside a large cylindrical chamber. As the salt water falls it is heated by the steam surrounding the tubes. This heat exchange operation converts some of the water from the saline solution inside the tubes into steam, and at the same time condenses some of the steam which surrounds the tubes into fresh water. To obtain high efficiency in the recovery of heat energy, the process is repeated in several similar chambers arranged in series.

The steam for the first chamber is supplied by a steam generator plant (conventional or nuclear), and the condensed water from the first chamber is returned to the steam generator plant to be reconverted into steam. Steam generated inside the tubes of the first chamber flows to the second chamber where it surrounds the second bundle of tubes. Brine which did not vaporize in the first chamber enters at the top of the second chamber and flows downwards through the second tube bundle. This process is repeated through successive chambers until most of the heat energy supplied in the first chambers is recovered. The temperature of the saline water drops as it progresses through the series of chambers, and the pressure in each

chamber is progressively reduced to permit vaporisation to occur at lower temperature. The brine which collects at the bottom of the last chamber is returned to the sea.

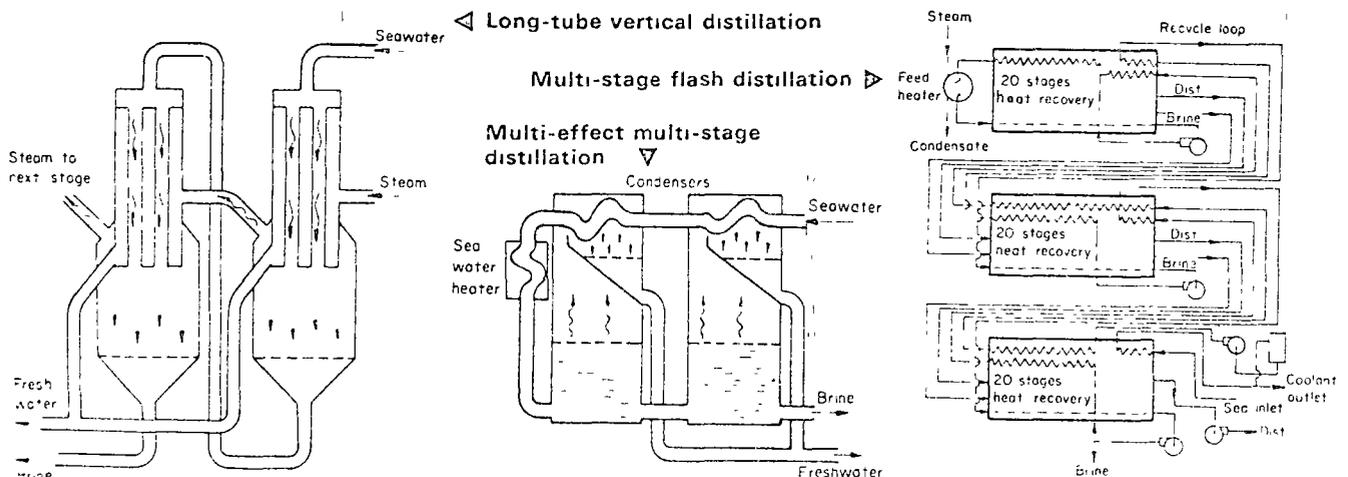
Multi-stage flash distillation (MFD)

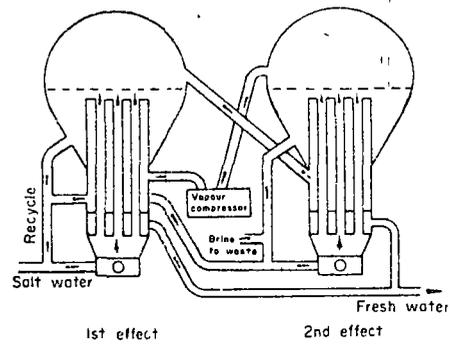
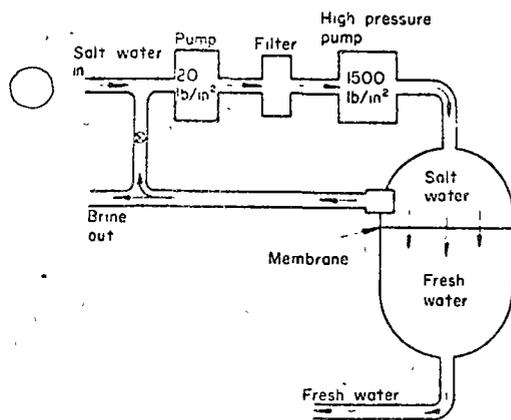
This process utilises the fact that water boils at progressively lower temperatures as it is subjected to progressively lower pressures. Seawater is heated and then introduced into a chamber where the pressure is sufficiently low to cause some of the water to boil instantly or *flash* into steam. Vaporisation of some of the water results in a lowering of temperature of the remaining brine. The brine then flows into the second chamber where the pressure is lower than that in the first chamber, more of the water flashes into steam, and the temperature is again reduced. This process is continued in series through several chambers. Condensation occurs in each chamber when the steam comes into contact with the heat exchanger through which the incoming sea water flows.

Multi-effect multi-stage distillation (MMD)

This process is an advancement of the MFD process previously described, in that flash distillation becomes more efficient as the number of stages used for vaporising and preheating increases. The available pressure difference needed to move the brine from chamber to chamber at the low-temperature low-pressure end of the distillation cycle is the limiting factor in the quality of the water circulated and the number of stages that can be employed in an MMD plant. The temperature changes are usually limited to about 4°F per stage because of the low pressure differential available at the deep vacuum conditions which exist in the final few stages.

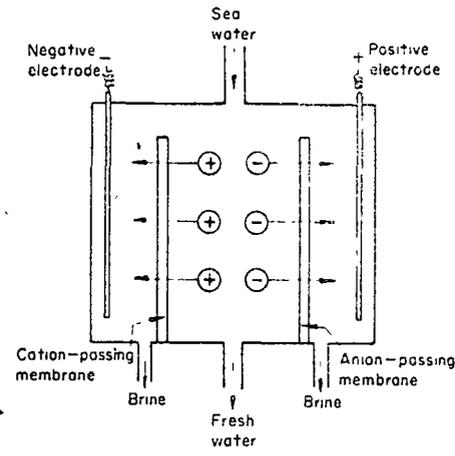
The MMD process enables more stages to be added for each temperature interval as pressure differences increase by breaking up the conventional single circulating path into a number of circulating loops. The increasing circulation rates in the higher temperature effects, combined with more stages in a given temperature interval, provide greater





▲ Vapour compression distillation

◀ Reverse Osmosis Electro dialysis ▶



economy. This process offers several advantages over the MFD process:—

- The cost of pretreating the feed water is reduced by 50%;
- The heat transfer surface area is reduced by 20%;
- It provides better control of scale treatment;
- More stages at the hot end of the plant and fewer stages at the cold end improve the plant efficiency.

The salt water is preheated in two stages and is then treated with acid to neutralise the alkaline constituents. Pre-heating is continued through a number of stages until the first effect is reached. From the first effect, some of the brine is recirculated through the brine heater and some is passed to the second effect. The partial recirculation and partial progression to succeeding stages continues until the final effect where the highly concentrated brine is either discharged or passed to a by-product recovery unit.

Vapour compression distillation (VCD)

This process is based on the principle that when a vapour is compressed its temperature and pressure increase and its volume decreases. In each effect, brine is pumped upwards through a tube bundle into a large spherical chamber, and as it travels upwards it is heated by the steam surrounding the tubes. Some of the water in the tubes vaporizes and the mixture of brine and vapour leaves the top of the tubes. Some of the brine is returned to the bottom of the tube bundle and is recirculated and some of the brine is discharged. The vapour from the first effect is drawn off by a compressor, and the higher temperature vapour which leaves the compressor is transferred to the second effect. This vapour surrounds the tube bundle in the second effect and supplies heat to the brine which is passing upwards.

The vapour which enters the spherical chamber from the top of the tube bundle in the second effect is then transferred back to the first effect where it supplies heat to the brine passing up the first effect tube bundle. As the vapour in both effects loses heat to the brine, some of the vapour condenses. The condensate falls to the bottom and is collected as product water.

Reverse osmosis

When pure water and a salt solution are on the opposite sides of a semi-permeable membrane, the pure water diffuses through the membrane and dilutes the salt solution. This phenomenon is known as the process of osmosis, and the effective driving force causing the flow is called osmotic pressure. The magnitude of the osmotic pressure depends on the characteristics of the membrane, the temperature of the water, and on the concentration of the salt solution. If a pressure greater than the osmotic pressure is exerted on the salt solution, the osmosis process can be reversed.

The salt water is first pumped through a filter to remove any solid particles that would damage the membrane. The filtered salt water is then raised to operating pressure

by a second pump, and passed into the desalination units. A portion of the water permeates the membrane and is collected as product water at the bottom of the unit. The brine is discharged from the top of the unit and, if required, can be mixed with incoming salt water and recirculated.

The main advantages of the reverse osmosis process are:—

- Low energy consumption—the only energy consumed is the electrical energy required for the pumps
- The process equipment is relatively simple, resulting in low equipment costs.
- The operation of the process at normal temperatures minimises scale and corrosion problems.

Electrodialysis

An electro dialysis conversion assembly is essentially an electrolytic cell which contains two different types of ion selective membranes. One of the membrane types allows the passage of positive ions, or cations, and the other allows the passage of negative ions, or anions. An electric current imposed on the electrolytic cell provides the driving force.

The cation-permeable membrane allows the passage of the positive sodium ions, and the anion-permeable membrane allows the passage of the negative chloride ions, yielding fresh water between the two membranes. The amount of electric current required depends on the amount of salt to be removed, i.e. larger currents for water of greater salinity. The larger the amount of electric current required, the greater the total cost for electro dialysis conversion, therefore this method is more favourable for brackish water than seawater. The total cost may possibly be reduced by operating an electro dialysis unit at elevated temperatures, as the higher the temperature the lower the electrical resistance of the electrolyte.

Transport depletion

This process varies from the electro dialysis process in that non-selective membranes are used instead of the anion-selective membranes. Anion-selective membranes tend to deteriorate more rapidly under operating conditions and their elimination represents a considerable cost saving.

The transport depletion process makes use of the difference in ion transport numbers between that which occurs in a bulk solution and that which occurs in an ion-selective membrane. For example, in a simple electrolytic cell containing only sodium and chloride ions, the sodium ions carry 40 per cent of the total current and the chloride ions carry 60 per cent. However, within a cation-permeable membrane the positive ions carry virtually 100 per cent of the current, and in an anion-permeable membrane the negative ions carry virtually all of the current.

Because of the difference in velocity of the ions in solution and those in the membranes, the cations move through the cation-permeable membrane faster than they can diffuse into solution. After a short time a difference in concentration is established across the membrane, resulting in





centro de educación continua
división de estudios superiores
facultad de ingeniería, unam



**TECNICAS NUCELARES APLICADAS A LA
INGENIERIA**

Determinación del Contenido de Agua.

Medición de densidad de suelos.

Selección de trazadores.

Cálculo para un experimento con trazadores

M. en C. Braulio Andreu.

Estudio de la Determinación del Contenido de Agua de los Materiales con un Medidor de Humedad por Medio de Neutrones.

INTRODUCCION

La determinación del contenido de agua en los materiales juega un rol esencial dentro de numerosos problemas existentes dentro de la Ingeniería Civil; en la construcción, mecánica de suelos, en la agronomía etc. Su conocimiento es indispensable para determinar la densidad seca de los materiales, la eficiencia de compactación de estos en capas, estudiar el agrietamiento de las capas de las carreteras y finalmente en la fabricación de concretos en los cuales su contenido de agua deben ser muy poco variable con respecto a la dosis optima impuesta.

Esta agua de la cual uno puede conocer en porcentaje, puede encontrarse dentro de los materiales bajo diversas formas:

- El agua libre o aun el agua capilar o de absorción, que uno puede facilmente eliminar (por secado etc.) sin modificar ninguna de las características del material.
- El agua de constitución ó aun el agua que encierran los hidratos, por ejemplo los sulfatos de la serie magnesiaca.
- El agua de cristalización, que como su nombre lo indica, interviene en la cristalización de los elementos y que se diferencia de la de hidratación por el hecho de que ella no se distingue mas del solvente cuando el ión complejo, del cual ella forma parte, esta en solución.
- Finalmente, el agua zeolitica que insertada en proporciones no determinadas hasta la de saturación de los huecos del edificio estructural de las zeolitas. Esta agua zeolítica puede ser eliminada sin variaciones de las propiedades cristalográficas o físicas de la zeolita. (zeolita es un silicato natural que se encuentra en ciertas rocas y volcánicas).

El agua libre parece jugar el papel mas importante dentro de la fabricación de concretos y viene de ese hecho, a ser el principal factor a determinar.

Los procesos de control del contenido de agua de los materiales son múltiples y diversos; hay procesos físicos (secado), químicos (método del carburo de calcio), eléctricos (medida de conductividad, de capacidad, de absorción de Ondas centimétricas), etc. finalmente los métodos radiactivos, sea por absorción de rayos beta y ó gamma, sea por frenado de los neutrones rápidos.

Este último método es el objeto de una investigación, actualmente en desarrollo en los Laboratorios Centrales de Puentes y Caminos. (LCPC) de la cual resumiremos adelante los primeros resultados.

Sin entrar en un estudio detallado de la física de los neutrones, parece necesario antes de exponer las investigaciones efectuadas hasta ahora sobre el medidor de humedad con neutrones, de recordar muy resumidamente algunos fundamentos concernientes a la física de los neutrones que permitan la interpretación de este método de medida.

CARACTERISTICAS DE LOS NEUTRONES:

El neutrón es con el protón uno de los dos constituyentes de todos los núcleos. Su masa es ligeramente superior a la del protón.

$$M_n = 1.00898 \text{ uam} = 1838.6 \text{ Me}$$

$$M_p = 1.00759 \text{ uam}$$

$$M_e = \text{masa del electrón}$$

Aun siendo una partícula neutra, el neutrón tiene un momento magnético no nulo ($\vec{\mu}_n = -1.91$ unidades de Bohr). Su Spin es igual a $1/2$.

Existe una antipartícula de momento magnético opuesto: el antineutrón (\bar{n}).

El neutrón libre es una partícula inestable; estado dado por su ligeramente superior masa que la del protón. El puede transformarse en un protón por la emisión de una beta.

Es pues una partícula radiactiva, de 12.6 min. de vida media. Sin embargo, el neutrón entrando en la constitución del núcleo es estable y se considera al neutrón y al protón como estados posibles de una misma partícula; el nucleón.

Reacciones de Creación del Neutrón.

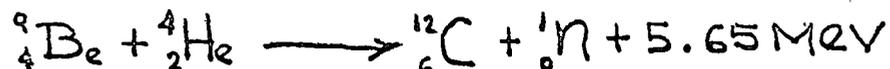
El neutrón siendo uno de los constituyentes del núcleo, es necesario de extraerlo de este: esta extracción tiene lugar en el curso de una reacción nuclear. La energía necesaria para la extracción es aportada por una partícula incidente cuya naturaleza caracteriza las diferentes fuentes de neutrones.

Reacciones (α , n)

Es esta reacción que en 1930, permitió a Bothe y Becker de poner en evidencia la existencia de una radiación neutra muy penetrante "el neutrón".

Ciertos elementos ligeros, tales como el litio, el fluor, el boro y sobre todo el berilio, bombardeados por los rayos alfa se transforman en elementos inestables, que recobran su estabilidad por la emisión de un neutrón.

Así el berilio conduce a una reacción del tipo:



Se trata de elementos ligeros por que la partícula incidente debe alcanzar al núcleo, es decir granquear la barrera de potencial del átomo, y el valor de esta es proporcional al Z del elemento.

Si la partícula α tiene una energía superior a la altura de la barrera, la probabilidad de franquear esta barrera es igual a 1. Si esta energía es menor la probabilidad decrece rápidamente.

Para los radioisótopos naturales, emisores α de energías entre 4 y 8 Mev., tales como el radio y el polonio, los blancos deben estar obligatoriamente constituidos de elementos ligeros.

El radio (Ra) tiene la ventaja sobre el polonio de tener una vida media mucho mas grande (1620 años en lugar de 140 días) La intensidad de su radiación puede pues ser considerada constante. Por contra los rayos alfa que emite son de energías muy variables de 4.8 a 7.7 Mev. En el caso del Polonio la emisión alfa es prácticamente pura $E = 5.3$ Mev. Contrariamente al Polonio, los descendientes del Ra emiten rayos gamma de energías elevadas (hasta de 2.1 Mev), esto entraña la obligación de tener una protección suplementaria contra las gammas.

Dentro de este tipo de reacción el blanco más corrientemente utilizado es el berilio (Be). Este blanco debe estar íntimamente ligado al radio ó al polonio bajo forma de polvo de manera de evitar la absorción de las partículas α por su emisor. Dentro de estas condiciones por 1 Curie de radio y 6 gm de berilio, se tiene un rendimiento de 10 a 15×10^6 n/seg; para la fuente de polonio Be. el rendimiento es de 2.8×10^6 n/seg.

Las energías de los neutrones emitidas por estas fuentes son dispersadas, sobre todo en el caso del radio por dos razones:

- la radiación α del radio no es monoenergética.
- la energía α se degrada en la materia de la fuente misma.

El espectro de energías es en consecuencia continuo, sin embargo para el radio-berilio entre 1 y 13 Mev.

Reacciones (γ , n)

Existen otros tipos de fuentes de neutrones, llamadas; foto fuentes. En este caso la radiación Gamma constituye la radiación incidente, esta siendo neutra puede alcanzar el núcleo, para extraer el neutrón, debe sin embargo tener una energía igual o superior a la energía de amarre (E) de este último (1.6 Mev para el Berilio, 2.17 para el caso del deuterio).

La energía γ es bien definida y esta energía no se degrada en el núcleo, el neutrón emitido tiene pues el también una energía bien definida ($E_\gamma - E$) La definición de esta energía es de alrededor de 5 a 10%.

Las fuentes γ más utilizadas son:

- El antimonio 124 de período muy chico: 60 días su rendimiento es de 10^6 n/seg para 1 Ci de Sb y 8g de Be. El flujo es tres veces menor que en el caso de las reacciones (α , n). Además a igual actividad, las fuentes son mucho más voluminosas.

- El indio 116, de mejor rendimiento (1.5×10^8 n/seg y de período muy corto (0.9 hs).

Reacciones (d, n) y (p, n).

Las partículas incidentes son partículas cargadas o aceleradas en aceleradores. Estos son núcleos de deuterio o hidrógeno ionizados es decir deuterones o protones.

La Fisión.

Las fuentes que utilizan la fisión de los átomos pesados son mas abundantes actualmente. Este fenómeno es la base de las pilas o reactores nucleares. La fisión es el fraccionamiento de los nucleos de átomos pesados, bajo la acción de un neutrón incidente, está acompañada de la emisión de varios neutrones los cuales dan lugar a una reacción en cadena. Los neutrones creados son bastante energéticos: de 1 a 2 Mev.

Según su energía están clasificados en varias categorías.

$E_n > 10^4$ ev = neutrones rápidos

10^2 ev $< E_n < 10^4$ ev = neutrones intermedios

1 ev $< E_n < 10^2$ ev = neutrones lentos

0.05 ev $< E_n < 1$ ev = neutrones epitérmicos

$E_n = 0.025$ ev = neutrones térmicos

Los neutrones térmicos tienen una energía correspondiente a la agitación térmica (KT) para una temperatura de 20°C. Ellos tienen una velocidad de 2000 m/seg aproximadamente.

INTERACCION DE LOS NEUTRONES CON LA MATERIA.

Debido a su ausencia de carga y no obstante su momento magnético, el neutrón no interacciona practicamente con los electrones.

En consecuencia nosotros no consideraremos ^{nos} que la interacción con los nucleos.

Tres modos de interacción son posibles:

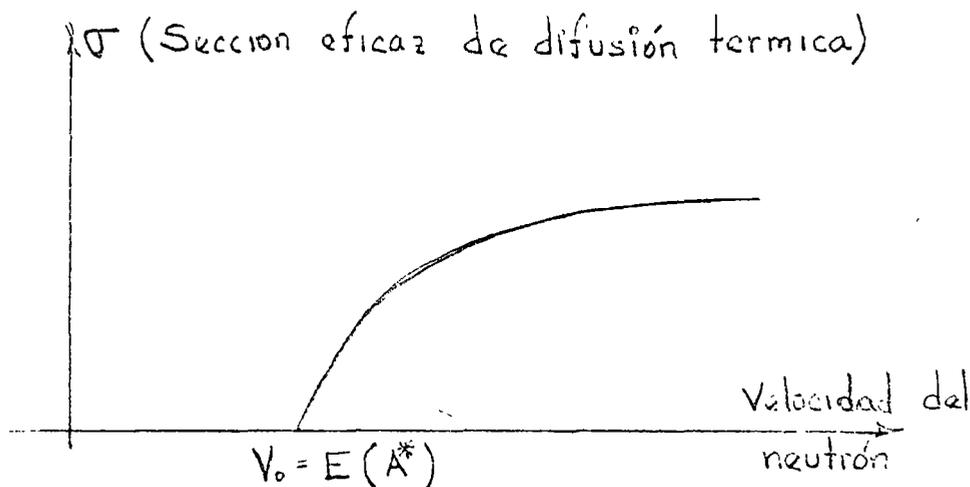
- la difusión inelástica
- la difusión elastica
- la captura nucleos

Difusión Inelástica:

La energía cinética no se conserva, el nucleo queda excitado. La energía incidente se distribuye bajo forma de energía de retroceso del nucleo (E_r), de energía de excitación del nucleo $E(A^+)$ y de energía cinética del neutrón (E')

$$E_n = E'n + E_r + E(A^+)$$

El núcleo vuelve al estado fundamental emitiendo un fotón γ de energía E_γ igual a $E(A+)$. Si el núcleo tiene cierto esquema de excitación, admitiendo un estado estable y varios estados excitados. Para que la difusión inelástica tenga lugar, es necesario que la energía del neutrón sea superior a la energía del estado excitado más bajo. La sección eficaz de esta interacción será pues prácticamente nula para los neutrones lentos o térmicos. Esta difusión no interesa más que para los neutrones de energías elevadas, sobre todo para los núcleos ligeros.



Difusión Elástica.

La energía cinética se conserva: el neutrón rebota con el núcleo y le comunica una parte de su energía bajo forma de energía de retroceso teniéndose $E_n = E'_n + E_r$

Esta interacción no tiene umbral. Ella puede tener lugar cualquiera que sea la velocidad inicial del neutrón.

La pérdida de energía del neutrón depende del ángulo bajo el cual el rebota. El valor medio de esta disminución depende de la masa del núcleo y crece rápidamente cuando esta disminuye.

$$\frac{E'_n}{E_n} = \frac{A^2 + 1}{(A + 1)^2}$$

Captura Nuclear

Esta captura puede producirse luego que un neutrón de muy baja energía (neutrón térmico o epitérmico). Si este se aproxima muy cerca del núcleo, puede entrar en interacción con los nucleones

de este. Hay entonces captura y reacción del tipo (n, α) , (n, p) , (n, γ) . Estando dada la energía de los neutrones emitidos por las fuentes que utilizamos (Ra-Be ó Po-Be) y el número atómico de los elementos que se encuentran en los suelos. Las interacciones nos interesan principalmente:

- La difusión elástica que frene los neutrones iniciales y los convierte en térmicos.
- La difusión elástica y la captura nuclear para los neutrones térmicos.

Definiremos el coeficiente de frenado de los diferentes elementos: Si E_0 es la energía inicial del neutrón y E su energía después de la difusión, este coeficiente se escribe.

$$\xi = L \frac{E_0}{E} = L E_0 - L E$$

ó la energía del neutrón difundido esta dado por la fórmula:

$$E = E_0 \frac{(A^2 + 1 + 2A \cos \theta)}{(A+1)^2}$$

siendo θ el ángulo de difusión.

Todos los ángulos de difusión son igualmente probables. La probabilidad para que la energía de los neutrones difundidos esté comprendida entre E y $E + dE$ esta dada por:

$$dP = \frac{d\Omega}{4\pi} = \frac{1}{2} \sin \theta d\theta$$

por otra parte:

$$dE = E_0 \frac{(2A \sin \theta d\theta)}{(A+1)^2}$$

siendo

$$dE = 4AE_0 \frac{1}{(A+1)^2} dp$$

y

$$\frac{dp}{dE} = \frac{(A+1)^2}{4AE_0} = \text{constante}$$

Así después de una colisión, todas las energías son igualmente probables para el neutrón difundido, sus límites están para los ángulos θ_1 y θ_2 tales que:

$$\cos \theta_1 = 1; E_{\max} = E_0$$

$$\cos \theta_2 = -1; E_{\min} = E_0 \frac{(A-1)^2}{(A+1)^2}$$

La energía media después de una difusión es entonces

$$E = E_0/2 \left[1 + \frac{(A-1)^2}{(A+1)^2} \right]$$

y el coeficiente de frenamiento puede expresarse:

$$\xi = \frac{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} L(E_0/E_i) \frac{dP}{dE_i} dE_i}{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \frac{dP}{dE_i} dE_i} \quad 6$$

$$\xi = \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} L \frac{E_0}{E_i} dE_i$$

$$\xi = 1 - \frac{(A-1)^2}{2A} L \frac{A+1}{A-1}$$

Para el hidrógeno $A = 1$ ya en consecuencia

$$\xi = 1$$

(ver tablas 1 y 2).

Este coeficiente permite calcular el número medio de choques para llevar un neutrón de energía E_0 al estado térmico. La energía E_n después de n choques es tal que:

$$L \frac{E_0}{E_n} = L \left(\frac{E_0}{E_1} \times \frac{E_1}{E_2} \times \frac{E_2}{E_3} \times \dots \times \frac{E_{n-1}}{E_n} \right)$$

El valor medio de cada uno de los términos de esta relación, siendo ξ uno tendrá

$$L \frac{E_0}{E_n} = n \xi$$

y
$$n = \frac{1}{\xi} L \frac{E_0}{E_n}$$

En resumen, los neutrones emitidos por las fuentes usuales tienen una energía bastante elevada (del orden de Mev). Por difusiones sucesivas, su energía se degrada y entran en el dominio de los neutrones térmicos. La facultad de difusión y de frenado de los neutrones está caracterizada por el coeficiente de frenado que es vecino a 1 para el hidrógeno y para el agua, y del orden de 0.015 para los otros elementos que uno encuentre corrientemente dentro de los suelos. (Ca, C, O, Si etc.).

Los neutrones térmicos pueden enseguida ser difundidos sin pérdida de energía (energía igual a la energía de excitación en la materia) ó capturados. En la tabla III las secciones eficaces de estos dos efectos para algunos elementos.

Es necesario notar que ciertos elementos (Li, B, Cl, Mn, Cd) tienen secciones eficaces de captura muy elevadas, lo que permite la detección de los neutrones térmicos, pero también pueden provocar perturbaciones en las medidas (sobre todo el cloro y el manganeso).

TABLA 1 Coeficiente de frenamiento de algunos elementos ligeros en función de A.

Núcleo	A	ξ
Hidrógeno	1	1.000
Helio	2	0.428
Berilio	9	0.208
Carbon	12	0.159
Nitrógeno	14	0.135
Oxígeno	16	0.121
	> 16	$\frac{2}{A}$

TABLA II

Número de Choques necesarios para llevar un neutrón de 1 Mev al estado térmico para algunos elementos.

Nucleo	ξ	N
Hidrógeno	1	18
Agua	0.92	19
Deuterio	0.726	25
Agua pesada	0.509	36
Helio	0.428	43
Berilio	0.208	87
Carbono	0.159	114
Oxigeno	0.121	150

TABLA III

Valores de las secciones eficaces de difusión y de captura para los principales elementos constituyentes del concreto y de los suelos.

Elemento	Neutrones Térmicos	
	Captura	Difusión
H	0.332 barns	38 barns
B	795	4
C	3.73×10^{-8}	4.8
N	1.88	10
O	20×10^{-5}	4.2
Na	0.525	4
Mg	0.069	3.6
Al	0.241	1.4
Si	0.16	1.7
S	0.52	1.1
Cl	33.80	16
K	2.07	1.5
Ca	0.44	3
Ti	5.80	4
Mn	13.2	2.3
Fe	2.62	11
Cd	2450	7
		107

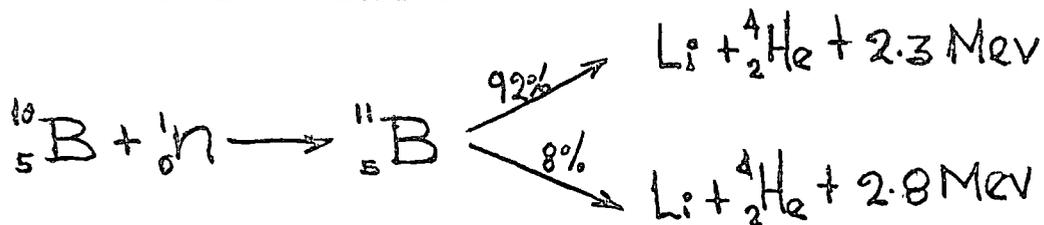
DETECCION DE LOS NEUTRONES.-

Tres fenómenos pueden ser utilizados:

- reacciones de captura (n, α) (n, p) o (n, γ)
- fisión
- protón de retroceso

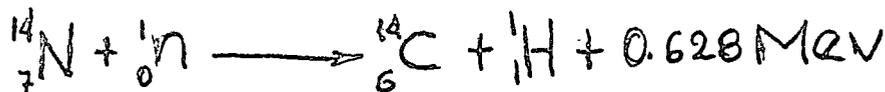
Detección por Reacciones de Captura

Se utilizan esencialmente la reacción (n, α) sobre el $^{10}_5\text{B}$.
Esta reacción se escribe



El boro natural no contiene más que 20% de $^{10}_5\text{B}$, para aumentar considerablemente su sección eficaz de captura de neutrones térmicos (4000 barn/átomo). Se vuelve pues a la detección de una partícula α , partícula ionizante dentro de una mezcla gaseosa.

Los contadores más comunes tienen una mezcla de BF_3 (trifluoro de boro) en la que se produce la captura y después la ionización. Ellos son igualmente sensibles a los fotones gamma pero los fotoelectrones o los "electrones - compton" que aquellos provocan crean un pulso de amplitud menor; en efecto, estos detectores funcionan en régimen proporcional. En el caso de las fuentes tales como las de Ra-He, que emiten a la vez neutrones y gammas es suficiente para distinguir los neutrones de las gammas el utilizar un umbral de discriminación de amplitud. Uno puede también utilizar las reacciones (n, p) :



en cámaras de ionización llenas de nitrógeno mezclado con argón. Uno detecta los fotones de los cuales su poder ionizante es menor y su recorrido mayor, uno recoge pues menos energía por unidad de volumen.

Finalmente las reacciones (n, γ) sobre el cadmio permiten de utilizar un método de centelleo. El medio centelleante, en

general un líquido, es cargado de cadmio. Los rayos gamma que este emite después de la captura de los neutrones, crean en el líquido centelleos que son captados después por un foto multiplicador. La energía de los rayos gamma del cadmio es bien conocida; uno determina el número de neutrones seleccionando en amplitud los pulsos correspondientes.

Detección por fisión.

Este método permite detectar los neutrones lentos (fisión de núcleos de ^{239}P o ^{235}U) o los neutrones rápidos (^{232}Th , ^{236}U ó ^{237}Np).

Los fragmentos de fisión ($A = 50$) son detectables por los medios gaseosos.

Detección por el retroceso del protón.

La difusión de los neutrones rápidos (superiores a 0.1 Mev) sobre los productos hidrogenados es suficiente para proyectar los protones (núcleos de hidrógeno) que pueden ser utilizados como agentes ionizantes o para activar los centros cintilladores.

PRINCIPIO Y EL MEJOR DE HUMEDAD CON NEUTRONES.

Los neutrones rápidos emitidos en una reacción (α, n) de una fuente (Am-Be), (Ra-Be), (Po-Be) etc. son frenados por el medio vecino. Este frenamiento es función de los elementos químicos presentes en ese medio. Este esta constituido en el cuadro de nuestra investigación por los suelos, las arenas los concretos. De todos los elementos existentes dentro de estos materiales el agua y el hidrógeno son los que poseen los mayores coeficientes de frenamiento.

En efecto

$$\xi = 1 \text{ para el H.}$$

$$\xi = 0.92 \text{ para el H}_2\text{O}$$

mientras que para SiO_2 , Al_2O_3 , CO_3 , Ca, Fe_2O_3 (principales constituyentes de los suelos) esta comprendido entre 0.15 y 0.20.

El frenamiento de los neutrones rápidos será pues función del contenido de agua total del medio alrededor de la fuente.

Los detectores utilizados, del tipo B F_3 son sensibles únicamente

a neutrones térmicos. Ellos dan en consecuencia una respuesta que será una función, del contenido de agua total, bien determinada.

Es necesario señalar que ciertos elementos que tienen una sección eficaz de captura superior a la del agua pueden alterar los resultados. Es el caso del Cloro, del Hierro y del Potasio que se encuentran presentes dentro de los suelos. Sin embargo, dado su bajo porcentaje, este error es en la mayor parte de los casos, despreciable. Pero siempre que el material tenga cloro este error tiene el riesgo de ser importante.

Definición del Contenido de Agua Volumétrico:

El número de neutrones frenados es una función del número de átomos de hidrógeno o de moléculas de agua presentes en la unidad de volumen. El contenido de agua indicado por la sonda corresponde pues a la humedad volumétrica del material.

Este contenido de agua volumétrico está dado por la relación

$$H_v = \frac{\rho_h}{100} + \frac{1}{H_p}$$

ρ_h = densidad aparente del material húmedo

H_p = contenido en agua ponderado

H_p y H_v estén expresados en %

Noción del Equivalente de Agua e Influencia de la Densidad de los materiales.

En la mayor parte de los casos, uno puede desprestigiar la naturaleza química de los elementos y admitir en primera aproximación, que el frenamiento de los neutrones es independiente de ese factor. Sin embargo, no es posible desprestigiar el hecho de que todos los elementos participan a la difusión y ó la captura. Esto se traduce en la noción de equivalente de agua. Esta participación es función de la densidad de los elementos e interviene sobre todo cuando los contenidos de agua son muy pequeños. El frenado de neutrones depende ahora del número total de átomos por centímetro cúbico. Los neutrones pierden, en este caso otro tanto más de energía en cuanto el número de choques con los elementos es más grande.

Por lo tanto es necesario efectuar, en laboratorio una curva de calibración para cada material utilizado.

Relación Entre la Respuesta del Detector de Neutrones Térmicos y el Contenido de Agua Volumétrica del Medio Estudiado.

Bon Kirkham y Gardner han establecido la fórmula que da la repartición de los neutrones térmicos en función de la distancia r de una fuente de neutrones monoenergética. A partir de esta fórmula H.W. Holmes se relaciona la respuesta de conteo N de la sonda dentro de un medio dado de contenido de agua volumétrica H_v a la respuesta de conteo N' dentro del agua pura.

Según los cálculos de Holmes, la curva teórica "respuesta de conteo-contenido de agua volumétrico" es una recta.

Esfera de Influencia.

Los estudios efectuados por Van Bavel, Newton y Ewerson muestran que el 95% de los neutrones están contenidos, para una fuente de ^{252}Cf sumergida en agua, dentro de una esfera teniendo por centro la fuente y por radio 15cm. Lo importa que moderador sea colocado en los límites de esta esfera, llamada esfera de influencia, no tiene ningún efecto sobre la medida.

En un medio diferente del agua, los neutrones térmicos están contenidos en una esfera cuyo radio R depende de la humedad volumétrica H_v .

$$R = \sqrt[3]{100 / H_v}$$

o

$$R^3 H_v = \text{cte}$$

A título de ejemplo, dados en la tabla IV, para diferentes valores del contenido de agua, el radio correspondiente de la esfera de influencia.

TABLA IV

Racio de Influencia para diferentes valores del contenido de agua.

Hv en %	Ren- cm.
1	69.6
5	40.6
10	32.2
20	25.6
25	23.7
50	18.9
100	15

CONCLUSIONES.-

Este método de medida de la humedad tiene ventajas interesantes en relación a los métodos tradicionales; por una parte la medida puede ser efectuada directamente, "insitu" y abarcar un gran volumen de material, por otra parte después de haber calibrado la sonda en laboratorio con el material de la obra, el control en la obra es rápido (10 seg a 30 seg. aproximadamente) y simple; es teóricamente posible visualizar, gracias a un dispositivo electrónico apropiado la regulación automática de agua a introducir dentro de la revolvedora para cada concreto, según los resultados proporcionados por la sonda. De todas formas, este método de medida del contenido de agua nos indica solo el contenido volumétrico de agua; por consiguiente, es indispensable de conocer la densidad húmeda del material para deducir el contenido de agua ponderado. Cuando este contenido de agua es relativamente importante, la medida puede hacerse con una precisión suficiente que no es el caso cuando la humedad es muy pequeña (entre 0 y 4%).

Es necesario pues, después de trazar la curva de calibración en laboratorio, estudiar concienzudamente la distribución de la densidad ρ_h en función del contenido de agua ponderal del material y de su base, finalmente controlar el gradiente de densidad en el sistema experimental y su influencia sobre la medida neutrónica. Será así posible trazar un conjunto de curvas $N = f(H_p)$ que permitirán de dar en obra una respuesta directa "velocidad de con

tenido de agua ponderada. Será suficiente para ello de conocer el orden de magnitud de ρ_h en la obra, sea disponiendo de una sonda de densidad que funcionará en paralelo con el medidor de humedad, sea aun verificando algunos puntos de la curva de calibración dentro de la tolva misma antes de la experimentación o el control del contenido de agua propiamente dicho.

De estas consideraciones, resulta que antes de poder generalizar este método es necesario:

- Estudiar con precisión la influencia de factores tales como la densidad, la granulometría y la presencia de elementos cuya sección eficaz de absorción de los neutrones térmicos a la del agua (casos del Cl, B, Li, Ti, Mn, Fe), y la existencia en el material a estudiar de agua de constitución, la sonda electrónica permite determinar sólo el contenido de agua total, independientemente de su forma química.
- Experimentar este medidor de humedad sobre otras obras, a fin de poder explorar una gamma de humedades mas estendida lo cual permitirá de estimar mejor el orden de magnitud de la precisión de esta medida.

METODO DE MEDICION DE DENSIDAD DE SUELOS POR RETRODISPERSION GAMMA.

Para entender mejor el método, veremos primero las diferentes formas en que la radiación; en este caso radiación gamma, choca o interacciona con la materia, dichas formas dependen de la energía de los rayos gamma y de la naturaleza del material blanco.

Dentro del rango de energías de los radioisótopos comunmente usados en estas aplicaciones, las radiaciones gamma emitidas están sujetas a dos tipos de interacción con la materia; estos son la "Dispersión Compton" y el "Efecto Fotoeléctrico".

En el caso de la dispersión Compton, la radiación gamma, puede ser considerada como en un choque contra un electrón orbital, im-partiéndole parte de su energía al electrón en forma de energía cinética y siendo dispersado el rayo en diferente dirección, con una energía igual a la inicial menos la cedida al electrón. (La energía de amarre del electrón al átomo puede despreciarse en comparación con la energía del rayo gamma y la energía cinética del electrón).

El tratamiento teórico del efecto Compton envuelve algunos aspectos de la teoría cuántica y de la teoría de la relatividad de Einstein así como algunos principios de la teoría de la mecánica clásica de Newton.

fotón incidente
Cantidad de movimiento $h \nu_0/c$



fotón dispersado
Cantidad de movimiento $h \nu/c$



Electrón
Cantidad de movimiento

$$m_0 v / (1 - v^2/c^2)^{1/2}$$

El f6t6n incidente choca contra el electr6n que se supone en reposo, por los principios de conservaci6n de energfa se debe de cumplir que:

$$h\nu_0 = h\nu + m_0 c^2 \left[\frac{1}{(1 - v^2/c^2)^{1/2}} - 1 \right] \dots \dots \dots \textcircled{1}$$

donde h es la constante de planck. "c" es la velocidad de la luz. ν_0 es la frecuencia del f6t6n o rayo gamma incidente, ν la del rayo dispersado por el electr6n. v es la velocidad del electr6n, que debido a que puede ser tan grande que los efectos relativfsticos sean significantes, y en consecuencia la masa del electr6n en movimiento (m) no puede considerarse como una constante, sino que vale $m = \frac{m_0}{(1 - v^2/c^2)^{1/2}}$ donde m_0 es la masa del

electr6n en reposo. Y su energfa cin6tica vale $T = m_0 c^2 \left[\frac{1}{(1 - v^2/c^2)^{1/2}} - 1 \right]$

como se puede demostrar haciendo las correcciones relativfsticas del espacio y del tiempo.

Por otro lado, por el principio de conservaci6n de la cantidad de movimiento se tiene:

componente x: $h\nu_0/c = h\nu \cos \phi/c + \frac{m_0 v}{(1 - v^2/c^2)^{1/2}} \cos \theta \dots \dots \textcircled{2}$

componente Y: $0 = h\nu (\text{Sen } \phi)/c - m_0 v \text{ Sen } \theta / (1 - v^2/c^2)^{1/2} \dots \dots \textcircled{3}$

haciendo operaciones con las ec. 1, 2 y 3 y tomando en cuenta que $\lambda_0 = c/\nu_0$ y $\lambda = c/\nu$, donde λ_0 y λ son la longitud de onda de: rayo incidente y dispersado respectivamente, se puede demostrar que:

$$\Delta\lambda = \lambda_0 - \lambda = \frac{h}{m_0 c} (1 - \cos \phi) \dots \dots \textcircled{4}$$

si los valores de h, m_0 y c.

$$\begin{aligned} h &\equiv 6.624 \times 10^{-27} \text{ gm} \\ m_0 &\equiv 9.107 \times 10^{-28} \text{ gm} \\ c &= 2.998 \times 10^{10} \text{ cm/seg} \end{aligned}$$

son introducidos en la ecuaci6n anterior se tiene

$$\Delta\lambda = 0.0242 \times 10^{-8} (1 - \cos \phi) \text{ cm} \dots \dots \dots 4'$$

de donde se observa que para un valor dado del ángulo de dispersión, el incremento de longitud de onda $\Delta\lambda$ del rayo dispersado, es independiente de su longitud de onda o energía iniciales (puesto que $E = h\nu = hc/\lambda$), de (4) también se puede obtener multiplicando por $\frac{1}{hc}$ y simplificando, que:

$$h\nu' = \frac{h\nu_0}{1 + \frac{h\nu_0}{m_0c^2}(1 - \cos\phi)} \quad \text{--- (5)}$$

donde ϕ es el ángulo de dispersión del rayo dispersado.

La probabilidad de que este tipo de interacción suceda, la calcularon Klein y Nishina, aplicando la mecánica cuántica relativística y aunque los detalles de su teoría son complicados sus resultados se pueden expresar en una forma sencilla.

$$\rho\sigma \text{ (cm}^2/\text{gm)} = \frac{\sigma \text{ cm}^2}{\rho \text{ gm/cm}^3} = 0.6025 K Z/A \text{ (barns/electron)} \quad \text{--- (6)}$$

donde σ es el coeficiente de absorción másico Compton. ρ la densidad, Z , y A son el número y peso atómico, respectivamente, y K es un parámetro de la energía de los rayos gamma, que tiene los valores de la tabla siguiente.

Energía del fotón Mev.	K Barns/electrón
0.01	0.637
0.02	0.616
0.03	0.596
0.06	0.561
0.10	0.493
0.15	0.444
0.20	0.407
0.50	0.209
0.00	0.235
1.00	0.211
1.50	0.172
2.00	0.145

De la ecuación anterior se puede ver que para una energía dada, la probabilidad σ depende directamente de Z/A ; que excepto para el hidrógeno, que $Z/A = 1$, para todos los demás elementos

$Z/A = 1/2$ y en consecuencia, excepto para el hidrógeno, σ será aproximadamente proporcional a la densidad del material independientemente de su composición química.

En el Efecto fotoeléctrico un fotón gamma interacciona con un átomo, emitiéndose en el fenómeno un electrón atómico orbital, con una energía cinética igual a la energía del fotón menos la energía de amarre del electrón.

En este proceso el fotón es completamente absorbido y el átomo es dejado en estado de excitación, del cual se recobra por la emisión de rayos X de fluorescencia característicos, ó de los llamados electrones Auger, que son emitidos de una capa superior debido al choque del rayo X anterior con él; en un proceso podríamos decir auto fotoeléctrico. Sin embargo los rayos X de fluorescencia o los electrones Auger que acompañan al efecto foto eléctrico, en elementos ligeros como lo son los constituyentes de los suelos, para todos los propósitos prácticos, incluyendo el nuestro, pueden despreciarse debido a su bajísima energía y en tales casos el efecto fotoeléctrico representa una absorción pura.

La probabilidad de que el efecto fotoeléctrico suceda es difícil de calcular- debido a que su ley varía para diferentes valores de la energía E_0 . Sin embargo para fines prácticos y si la energía del fotón es lo suficientemente pequeña para despreciar los efectos relativísticos, pero suficientemente grande para poder despreciar la energía de amarre, o enlace de los electrones del nivel K, la probabilidad de que el efecto fotoeléctrico suceda en cm^2/gm . Según Davisson y Evans es la siguiente

$$\rho \sigma \text{ cm}^2/\text{gm} = \frac{\sigma \text{ cm}^2}{\rho \text{ gm/cm}^3} = K \frac{Z^5}{A} \frac{1}{E^{3/2}}$$

donde K es una constante y ρ es la densidad del elemento y E es la energía del rayo gamma.

La ecuación anterior, explica solamente la expulsión de los electrones del nivel K del átomo, a la cual corresponde un 30% del efecto fotoeléctrico.

La propiedad más importante de τ es su dependencia al número atómico Z del elemento blanco y a la energía del fotón: como se ve, es directamente proporcional a Z^5 e inversamente proporcional a $(h\nu)^{7/2}$ esto es, para una energía dada (o sea una $h\nu$ dada) el efecto es mucho más importante en los elementos pesados que en los elementos ligeros, y también cuando se tiene un elemento dado (o sea una Z dada), el efecto es mucho más importante a bajas energías. Por lo anterior podemos ver que el efecto fotoeléctrico para una energía dada, depende grandemente de la composición química del material así como de su densidad.

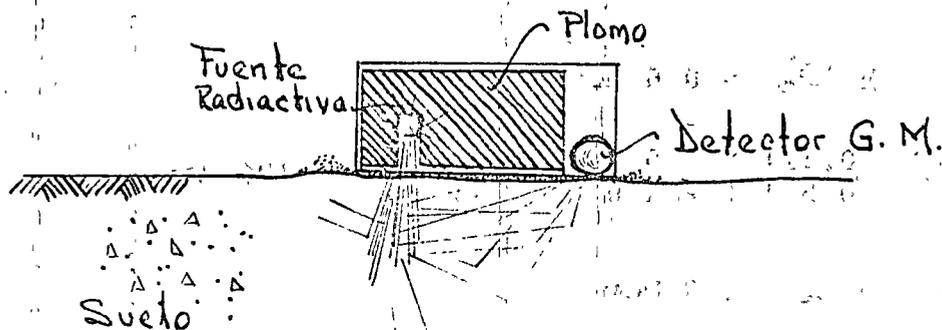
Otras formas de interacción de la radiación gamma con la materia son las conocidas como "producción de pares", Efecto fotoeléctrico nuclear, y la Dispersión de Thomson y Compton ejercida por núcleos con preferencia a los electrones. Pero debido a que al nivel de energías con que nosotros trabajaremos, estos tipos de interacción carecen de importancia, no las veremos aquí, sin embargo, si el lector tiene un mayor interés en esto, en una excelente compilación publicada por C.N. Devission y R.D. Evans, se recogen los resultados de la teoría de la interacción de los rayos gamma con la materia y se comparan con datos experimentales dándose muchas tablas y curvas que presentan de manera útil una gran parte de la información hoy día disponible.

Desde nuestro punto de vista, donde solo los efectos Compton y Fotoeléctrico tienen importancia dentro de las formas de la interacción de la radiación con la materia, el coeficiente total (μ) de atenuación será la suma de los coeficientes de Compton (σ) y fotoeléctrico (τ) anteriormente analizado.

Una representación gráfica de la importancia de estos efectos se dan en las gráficas siguientes.

La medición de densidad de materiales con radioisótopos puede hacerse de dos formas, operacionalmente distintas, una por retrodispersión gamma y otra por absorción gamma, aquí veremos el método de retrodispersión.

El método necesita de un emisor de radiación gamma y de un contador de radiación, el cual está impedido de contar la radiación directa por medio de un blindaje adecuado. Dicho arreglo se coloca en la superficie de un medio de volumen infinito, entendiéndose por volumen infinito al volumen máximo de ese medio que afecta a la respuesta del detector. La radiación en su proceso de transmisión dentro del medio, es dispersada por los átomos de esta y algunos de dichos rayos dispersados llegan al detector. La cantidad de rayos que llegan al detector son una función de la densidad del mismo.



Debido a que en el proceso de transmisión de la radiación a través del medio, cuando esta tiene energías del orden de 2 Mev o menores (que es el rango de los radioisótopos usuales), y cuando al medio lo constituyen elementos de número atómico bajo, como lo son los constituyentes de los suelos; los efectos fotoeléctrico y Compton, son los más importantes, por lo que, del análisis de las ecuaciones que valoran la probabilidad de incidencia de dichos efectos a través de la transmisión de la radiación dentro del medio, podemos sacar las siguientes conclusiones tomando en cuenta las ecuaciones 6 y 7.

$$\sigma \approx \rho^{2/A} K$$

donde K es una función decreciente de la energía.

$$\sigma \approx \rho^{2.5/A} \frac{1}{E^{1/2}}$$

donde $E = h \nu$ energía del rayo gamma.

1).- Si consideramos que los radioisótopos más usuales tienen energías de entre 0.6 y 2 Mev y para los elementos constituyentes de los suelos, de los cuales el más pesado es el fierro con $Z = 26$, se puede observar en la gráfica IV-2, que las radiaciones primarias sufrirán casi totalmente efecto Compton, por lo que se dispersarán perdiendo energía con la siguiente ley. (ecuación 5).

$$h\nu' = \frac{h\nu_0}{1 + \frac{h\nu_0}{m_0 c^2} (1 - \cos \phi)}$$

donde $m_0 c^2 = 0.511$ Mev (energía del electrón en reposo)
para $\phi = 180^\circ$

si $h\nu_0 = 0.6$ Mev

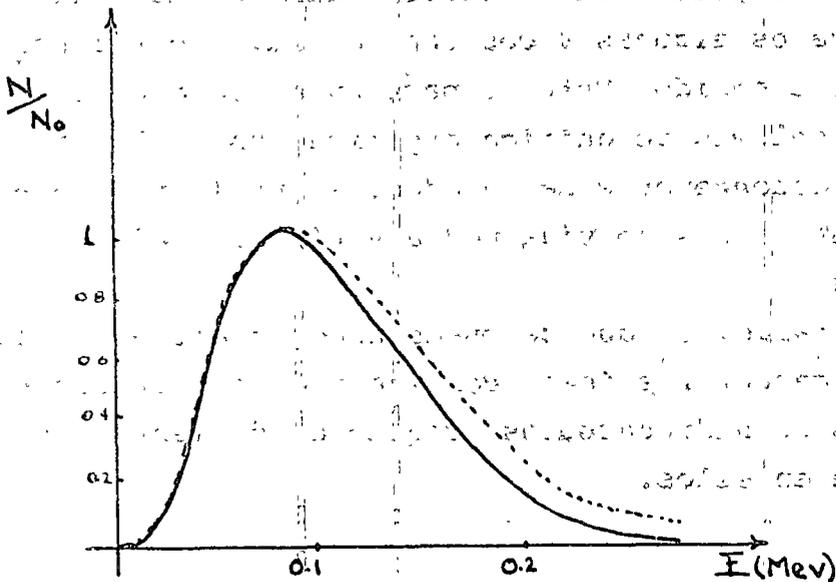
$$h\nu' = \frac{0.511 \times 0.5}{0.511 + 2 \times 0.6} = \frac{0.3066}{1.711} = 0.176 \text{ Mev}$$

si $h\nu_0 = 2.0$ Mev

$$h\nu' = \frac{0.511 \times 2}{0.511 + 2 \times 2} = \frac{1.022}{4.511} = 0.226 \text{ Mev}$$

A este nivel de energías el efecto fotoeléctrico tiene ya cierta importancia aunque el efecto Compton domina aún. Sin embargo habrá fotones que a través de su recorrido sumen deflexiones de más de 180° , y en consecuencia pierdan mayor energía, llegando a niveles del orden de 0.09 Mev, como muestra los espectros de la Fig. XV-3, donde el efecto fotoeléctrico sea dominante. De lo anterior se concluye que los fotones retrodispersados

que pueden llegar a ser contados por el contador, tienen ya energías bajas y en consecuencia son susceptibles a ser absorbidos fotoelectricamente con una probabilidad: $\sigma \approx \rho \frac{Z^5}{A} \frac{1}{E^{3/2}}$. o sea que estos fotones serán absorbidos en mayor o menor grado, dependiendo de la composición química del suelo que es función directa de Z^5 y en consecuencia dicha composición química del suelo también afectará a la respuesta del contador.



Espectro de los fotones que llegan al Contador. (Obtenidos experimentalmente)

ANALISIS EXPERIMENTAL.

Del análisis teórico anterior y de la revisión bibliográfica de varios trabajos hechos sobre este tema, pues los medidores nucleares de densidad de suelos se hacen al nivel comercial desde hace más de 10 años, se puede asegurar la dependencia de las mediciones de densidad con retrodispersión Gamma en la composición química de los suelos, lo que produce errores significantes cuando se tiene una sola curva de calibración y respuesta. (Esta dependencia será valorada cuantitativamente más adelante, experimentalmente).

SELECCION DE TRAZADORES.-

La selección de trazadores es una tarea necesaria anterior a nuevos usos de radioisótopos. La tarea requiere que tanto la forma isotópica como la química sea escogida en base a la función que debe desempeñar. La selección del isótopo se atenderá de acuerdo a su vida media, actividad específica, tipo de radiación, energía de dicha radiación y su comportamiento físico y químico. La selección de la forma química es algunas veces tan severa, que sólomente un isótopo puede ser escogido. Esto es particularmente cierto en el caso de muchos problemas de química orgánica donde el C^{14} o el Tritio (H^3) deben frecuentemente ser usados. Naturalmente en tales casos las características de vida media y tipo de radiación pueden ser sacrificadas.

Hay muchos casos sin embargo, en que se puede escoger entre varios isótopos de diferentes características. Por ejemplo, en estudio de flujos en corrientes de hidrocarburos, requiere sólomente que el trazador sea soluble en ellos.

VIDA MEDIA.-

La vida media es de importancia variable. Naturalmente ésta debe ser suficientemente grande como para permitir el uso del trazador. La obtención de un radioisótopo de instalaciones de producción lejanas, la preparación del trazador y la aplicación, son todos consumidores de tiempo, por lo que una cantidad significativa de trazador debe sobrevivir antes de dar el siguiente paso. Por otro lado es conveniente minimizar los posibles efectos de la prolongada radiactividad después de completar la aplicación. Esto es logrado -- por (1) usando una mínima cantidad de radiactividad, (2) recuperando el trazador o (3) usando un isótopo de relativamente corta vida media, tal que en una semana o en un mes esté totalmente decaído.- El último método es el mejor de los tres, ya que el primer método frecuentemente se opone a la realización de una velocidad de conteo adecuada de la muestra marcada, y el segundo puede ser engorroso, incompleto o muy costoso.

Si una serie de pruebas sucesivas con trazadores son desempeñadas en el mismo equipo y no hay posibilidad de remover toda la actividad de los trazadores después de cada prueba, es conveniente usar

actividades que puedan decaer completamente entre prueba y prueba. De lo contrario, cada prueba tendrá una mayor radiactividad de fondo que la precedente y como consecuencia decrecerá la precisión estadística. También la necesidad de minimizar los niveles de radiactividad en los productos y en corrientes de desecho es obvio, lo cual es otra razón para evitar el uso de isótopos con vida larga cuando ésto es posible.

Los laboratorios con fuentes de neutrones están en una posición -- particularmente favorable, puesto que los isótopos de muy corta vida media (minutos a horas) pueden ser usados inmediatamente después de su producción. Más aún, la forma química puede ser obtenida antes de la activación o el trazador puede ser activado después de la prueba. En tales casos la manipulación de materiales radiactivos es minimizada.

Una útil fuente de actividad de corta vida media es un radioisótopo de vida media grande, que decaiga en un hijo radiactivo de vida media corta y que sean fácilmente separables. Un número grande de tales pares padre-hijo son conocidos los más útiles de los cuales son $Sr^{90}-Y^{90}$, $Ba^{140}-L^{140}$, $Cs^{137}-Ba^{137}$ y $T^{132}-I^{132}$. Un aparato automático para extracción del B^{137} (vida media 2.6 min) del Cs^{137} (vida media 30 años) ha sido descrito por Newacheck, Beaufait y Anderson⁽¹⁾. El isótopo del bario el cual emite radiación gamma de 0.66 MeV, es preferentemente extraído de una resina de intercambio iónico mientras el padre permanece absorbido en la resina. El aparato es llamado "milker-gamma" y está mostrado en la fig 5-1.

ACTIVIDAD ESPECÍFICA.-

La actividad específica como velocidad de desintegración por unidad de peso o de volumen de la matriz, es frecuentemente un factor importante en la selección del trazador. La importancia de la actividad específica radica en que muestras razonables tengan suficiente actividad para ser contadas con aceptables errores estadísticos y que el trazador no sea tan pequeño que su comportamiento químico o físico sea incierto. Cada aplicación de trazadores deberá ser -- examinada desde un punto de vista de posibles límites: máximo y/o mínimo de la actividad específica.

En el caso de aplicaciones en Radiografía se necesitan fuentes - muy chicas, teóricamente puntuales para obtener figuras bien definidas, en consecuencia la fuente debe tener la máxima actividad específica. Isótopos con baja actividad específica son frecuentemente necesarios en estudio de flujos, por ejemplo, para minimizar el efecto de absorción del radioisótopo en la superficie del recipiente o en las paredes del tubo.

El uso de un isótopo en aplicación de trazadores envolverá consideraciones de la actividad específica relativa del tipo de radiación que se contará, pues el radioisótopo puede emitir varios tipos de radiación a la vez. Por ejemplo, una muestra de Cr^{51} puede tener un total de 100 desintegraciones por minuto por mililitro, pero sólo emitirá 9 gammas.

TIPO Y ENERGIA DE RADIACION.-

El tipo y energía de radiación son generalmente seleccionados en base a consideraciones de detección. Naturalmente esta discusión es aplicable a aquellos casos en que se tiene alguna libertad de escoger. Muchas circunstancias restrictivas algunas veces provocan el uso de solamente un isótopo particular, y éste a su vez impone el equipo de conteo necesario.

EMISORES ALFA.-

Son generalmente esquivados en la selección de trazadores por numerosas razones. Ellos son de difícil medición, a menos que ellos o sus hijos también emitan radiación beta o gamma. Es cierto que con instrumentos sensibles es posible detectar alfas, pero el instrumento debe ser llevado muy cerca de la fuente dentro del rango de alcance de las partículas. Como regla general los emisores alfa son biológicamente muy peligrosos cuando se ingieren. La concentración máxima permisible de varios isótopos (Po^{210} , apareciendo naturalmente del uranio, P^{239}), los cuales son emisores gamma, está en el rango del micromicrogramo (10^{-12}g) que puede recibir los pulmones. Estas sustancias deben estar clasificadas entre los venenos más tóxicos. Además hay que tomar cuidados extras y destreza para prevenir la dispersión de los emisores alfa. La dispersión se produce en --

grandes cantidades de "recoil" (efecto que sucede cuando choca una partícula pesada contra otra también pesada. Sucede una especie de rebote, dispersándose ambas partículas) por la energía impartida a los núcleos emisores alfa, la cual es disipada por colisiones en la muestra matriz. Si la muestra es dejada sin sellar puede ser dispersada apreciablemente por este efecto de "recoil". Los tres factores: difícil monitoreo, dificultad de contenimiento y toxicidad, argumentan que sólo el personal debidamente entrenado puede usar emisores alfa y únicamente cuando no haya otra posibilidad.

EMISORES BETA.-

Componen la mayor parte de las especies radiactivas. Además como vimos en el capítulo 3, las betas pueden ser detectadas con eficiencias altas a distancias razonables de la fuente. Los emisores beta puros están enlistados en la tabla 5-1, ofrecen una gran ventaja en su manipulación sobre los emisores alfa y gamma. Por ejemplo, el material marcado con tritio puede ser empleado en cantidades de curies mediante un ligero blindaje. Esto no significa que otras seguridades contra la contaminación e ingestión puedan ser olvidadas. En otro caso un curie de Co^{60} que es un poderoso emisor gamma, da una dosis de 15 roentgens por hora a un pie de distancia. Incluso si el Co^{60} fuera rodeado por 6 pulgadas de acero, el nivel de radiación en el exterior del blindaje será de alrededor de 30 mili roentgens por hora.

La comparativa facilidad de manipulación del tritio en cuartos cerrados es obvia e ilustra un factor en favor del uso de los emisores beta. Para identificar el isótopo emisor beta de una muestra, puede hacerse mediante la identificación de la energía máxima de las mismas, pues ésta es característica de cada isótopo y difieren por alrededor de un orden de magnitud.

Estos factores, fácil manipulación, fácil conteo y diferenciación de energías, son de gran importancia en aplicación de trazadores, principalmente en problemas de química orgánica y bioquímica. Por ejemplo, la energía máxima de las betas del C^{14} y de H^3 difieren por un orden de magnitud (0.156 y 0.018 Mev, respectivamente). -

Así ellas pueden ser usadas simultáneamente para marcar uno o dos compuestos orgánicos.

El "Bremsstrahlung" es algunas veces una radiación peligrosa -- asociada con la emisión beta, especialmente de actividades grandes de betas muy energéticas. En este caso, aunque el problema de blindaje de los emisores beta puros es mucho menor que para los emisores gamma, el nivel de radiación en la vecindad del contenedor de la fuente beta no debe ser despreciado. El Bremsstrahlung está discutido de una manera más completa en los capítulos 1 y 9.

EMISORES GAMMA.-

Tienen varias áreas en las cuales su uso es recomendado. Primero, la radiación gamma es la más penetrante de las radiaciones nucleares útiles. Por lo tanto, cuando es necesario o deseable que la radiación atraviese cantidades de material considerables antes de ser contada, un emisor gamma deber ser seleccionado. Tales necesidades ocurren por ejemplo en radiografía (ver capítulo 11). La radiación penetrante es frecuentemente necesaria en estudios con trazadores en gran escala, tales como determinaciones de velocidad de flujos en tubos, en el cual debe ser contado in situ. Las modernas técnicas de cintilación (discutidas en los capítulos 3 y 6) para detección de gammas, hacen posible la medición de muy pequeñas actividades específicas cuando se cuentan muestras grandes. Además, en la mayoría de los usos de gran escala de los estudios de trazadores, las muestras pueden tener un buen tamaño. En adición, el carácter mono energético de la emisión gamma sirve para la identificación espectrométrica de este tipo de radiación más significativa que la de la radiación beta, la cual no es mono energética. De aquí que aplicaciones que requieran varios trazadores distintos son posibles con isótopos que emitan gammas con energías diferentes. La identificación de cada isótopo de mezclas de isótopos conocidos por medio de espectrometría gamma es considerablemente más rápida que la identificación por su vida media. Otra ventaja en el uso de emisores gamma es la facilidad con la cual puede ser mantenido un monitoreo de sanidad y de contaminación. Los mate

riales contaminados, los cuales pueden ser peligrosos para la sa lud o para el buen éxito experimental, pueden ser rápidamente -- descubiertos con un contador G-M, o un monitor de centelleo. Es- to es una particular conveniencia cuando se desea conocer si la parte interior de una pieza del equipo está contaminada con ras- tros de radiactividad. Los emisores beta puros son frecuentemen- te indetectables en tales casos. Una lista de útiles emisores -- gamma está dada en la tabla 5-2.

Se puede apreciar de los factores anteriores, que un laboratorio verdaderamente versátil debe estar equipado para el uso tanto de emisores beta como de emisores gamma, ya que cada uno tiene ven- taja. Sin embargo, la cantidad de instrumentación que permita te- ner un conteo de radiactividad óptimo, para cualquier circunstan- cia representa un capital significativo. Debido a ésto, la mayoría de los laboratorios de conteo son construidos en varios períodos fiscales. Con ésto en mente, el presunto usuario de radiactividad debe considerar cuidadosamente cuál equipo será el de más inmedia- to valor para él.

EMISORES DE RAYOS X

La radiación electromagnética isotópica muy débil, rayos X subsi- guientes a modo de decaimiento por captura de un electrón, es a - veces escogida para aplicaciones especiales. Un número de isótopos que emiten este tipo de radiación está dado en la tabla 5-3. Tal radiación puede ser usada en aparatos para determinación de sulfu- ros de azufre, por medio de sus propiedades especiales de disper- sión o absorción, como el que se describe en el capítulo 12. Un - emisor de rayos X puede usarse como un estándar de longitud de - onda en conjunto con máquinas de rayos X.

FORMA DE TRAZADORES.-

La forma física y química de un trazador es tan importante en la selección de un isótopo, como el tipo de decaimiento del mismo. - En muchos casos un sólido tal como cilindros de cobalto o carbona- to de bario o una simple solución puede ser directamente usada pa- ra una aplicación de radioisótopos. Sin embargo muchas aplicaciones

requieren algún proceso preliminar del isótopo para ponerlo dentro de una forma útil. El proceso puede envolver encapsulamiento de fuentes beta o gamma, procesos inorgánicos, químicos o biosíntesis o cambio isotópico.

En algunos casos el compuesto debe ser marcado o alguna mezcla de compuestos y otras sustancias pueden ser directamente irradiadas para producir el radioisótopo en el compuesto deseado. Fuente sellada para radiografía gamma son usualmente contenidas en contenedores magnéticos de acero inoxidable, el cual incluye, tanto un metal para sellar metal (algunas veces con empaquetadura de plomo) y una soldadura de plata o un sello de soldadura secundario. Las figuras 5-3 y 5-4 ilustran contenedores típicos de fuentes de Co^{60} para radiografía y teleterapia. Las fuentes metálicas de cobalto son usualmente doradas (antes de la irradiación) para disminuir una posible abrasión al desempolvarse, o un posible descascaramiento.

Ciertos requerimientos han sido puestos por la AEC para que tengan etiquetas y pruebas de fugas las fuentes selladas. Por ejemplo es necesario que algunas fuentes tales como Co^{60} e Ir^{192} sea probada la soldadura para evitar fugas después de ser encapsuladas y hasta después de 30 días de almacenarse pueden ser usadas. Otras fuentes selladas más peligrosas, incluyendo las fuentes beta Sr^{90} y Cs^{137} requieren pruebas contra fugas por estropajeo, inmersión o limpiar frotando con intervalos de 6 meses. El sellado de las fuentes de cobalto dorado, Ir^{192} y Ta^{182} en formas metálicas discretas no requieren pruebas de fugas semianuales. Las fuentes de Kr^{85} están exentas de estas pruebas, ya que las pérdidas de K^{85} son fácilmente dispersadas en la atmósfera.

Los procesos inorgánicos u orgánicos de radioisótopos son similares a las operaciones con los elementos químicos estables correspondientes, excepto en los requerimientos de trabajar con muy pequeñas cantidades de materia y la necesidad de observar los requerimientos de seguridad impuestos por las radiaciones particulares envueltas. Una regla generalizada para seleccionar trazadores, es simplemente escoger el isótopo de máxima seguridad, fácil detección con el equipo disponible, posibilidad de incorporación dentro del sistema a ser estudiado y facilidad de manipulación. La selección del trazador

es una parte importante de la planeación de una prueba con trazadores. Aspectos adicionales de la planeación de una prueba de trazadores son considerados en el capítulo 6.

CALCULOS PARA UN EXPERIMENTO CON TRAZADORES

A - INTRODUCCION.

Los cálculos requeridos para un experimento con trazadores radiactivos envuelve una cuidadosa consideración de todos los aspectos del experimento. Para planear una aplicación con trazadores productiva, la naturaleza del sistema debe ser probada y evaluada la precisión requerida. Teniendo primero definido el experimento, es posible seleccionar el radioisótopo más adecuado (ver capítulo 5) y en una forma química apropiada. El isótopo, y algunas veces su forma química, determinan el tipo del equipo contador que debe -- ser usado. Un límite inferior está basado en la cantidad de radioisótopos necesarios para la precisión requerida en el resultado, el ruido del detector, el tiempo y eficiencia de conteo, y la dilución de isótopo que ocurre en el experimento. Sin embargo, un límite superior es impuesto por consideraciones de seguridad radiológica (ver capítulo 8) y en algunas ocasiones por el costo -- del radioisótopo.

En la práctica algunas veces acontece que el equipo contador disponible es adecuado sólomente para ciertas radiaciones o ciertas formas de muestra; en tal caso, tanto el experimento como los detectores disponibles determinan el isótopo y su forma. La manipulación posterior al experimento puede también ser preplaneada para proveer una mayor rapidez de información aprovechable y para verificar lo adecuado del plan experimental total. Por ejemplo, -- considerando el caso de un experimento en el cual dos isótopos diferentes sean usados simultáneamente (ver pág. 216) y sea necesario determinar la cantidad de cada isótopo en las muestras, los -- datos de la planeación de la manipulación para tal experimento, -- indicarán cuál de cada isótopo será más necesario, si cada isótopo fuera usado aisladamente.

Este es el propósito de este capítulo, discutir la influencia del tipo de experimento, información de precisión, métodos de detección y datos de técnicas de manipulación en un experimento de radioisótopos y los requerimientos del trazador.

B - CONSIDERACIONES PRELIMINARES.

Información de Precisión.

Una consideración primordial en un experimento con trazadores, es el máximo error tolerable, que como se mostrará posteriormente, puede ser estadísticamente relacionado a una mínima relación señal-fondo o ruido provistas por el detector. Este factor determina el mínimo número de eventos que deben ser totalizados para proveer la información deseada. Normalmente el tiempo disponible por medición es limitado, lo cual es un factor que acoplado con el número mínimo de eventos calculado para ser medido, determina la velocidad de conteo necesaria.

Suponiendo que el valor de la desviación estándar σ es $\pm 10\%$ de la señal neta sea un error aceptable, que es el error en el valor neto de la señal, no excederá de un 10% más que en una tercera parte de las veces*. Por otro lado, suponiendo que hay una limitación de 10 min por determinación, y que el fondo del detector es 200 cpm, entonces

$$\sigma_{net} = \sqrt{\frac{R_{total(muestra+fondo)}(cpm) + R_{fondo}(cpm)}{T(min)}}$$

o sea $0.1X = \sqrt{\frac{(X+200) + 200}{10}}$

$$X = 64 \text{ cpm requeridas}$$

Las determinaciones con "Ratemeter" están sujetas a cálculos similares, excepto en que el tiempo efectivo de medición está relacionado a la constante de tiempo del aparato. La constante de tiempo puede ser determinada dejando al instrumento llegar a una velocidad estable con una muestra activa y observando el tiempo requerido para que la velocidad indicada caiga a 1/e de este valor previo, cuando se retira la muestra radiactiva. Este tiempo es por definición la constante de tiempo RC para el sistema. El tiempo de conteo efectivo de un Ratemeter es igual a dos veces la constante de tiempo. Puesto que RC es usualmente dado en segundos, la expresión

* Por definición de σ

apropiada para la desviación estándar en cpm es

$$\text{total} = \frac{{}^{30}\text{R}_{\text{tot}} \text{ (cpm)}}{\text{RC}}$$

$$\text{neta} = \frac{{}^{30}\text{R}_{\text{tot}} \text{ (cpm)} + {}^{30}\text{R}_{\text{fondo}} \text{ (cpm)}}{\text{RC}}$$

El Sistema a Ser Estudiado.

Los experimentos con trazadores son usados en muchos tipos de sistemas, tales como maquinaria, pozos petroleros, torres de destilación, tuberías, mezclado en tanques, reactores químicos, etc.; -- para estudios de problemas tales como velocidad de flujos, eficiencias de mezclado, etc. El interés inmediato es la relación entre el sistema y la cantidad de radioisótopo necesario. Una ocurrencia común en casi todos los sistemas es la dilución del trazador adecuado.

El factor dilución debe ser estimado anteriormente a la prueba, -- aún si éste es un parámetro básico a ser determinado por la prueba. En ciertos casos la estimación de la dilución es difícil. Por ejemplo, el área de la superficie de aceite en una fuente de salmuera puede no ser conocida, sin embargo esto puede ser deseado para una solución de trazador que flote en la superficie para determinar esta elevación. La misma dificultad se puede atacar de forma diferente, basándose en la algunas veces incierta velocidad con que el trazador puede ser introducido en el sistema para ser contado. Tal es el caso cuando el desgaste de una parte de un metal pone radiactividad en el medio lubricante donde éste será detectado, o cuando el ingreso coloca un material no volátil en un destilado, el cual será analizado para buscar el material radiactivo. En estos casos se postula una dilución máxima posible o una velocidad mínima de inyección del trazador.

El método físico de colocar el trazador en el sistema, es un importante factor en la determinación de la cantidad de trazador requerida. Si una inyección rápida es hecha dentro de un sistema fluyen

do, es posible medir el tiempo de llegada del primer pulso de actividad en varias partes del sistema con bastante precisión y -- con una relativamente pequeña cantidad de trazador.

Subsecuentes movimientos de la actividad debidos a mezclado, recirculación, etc., pueden ser observados también, pero requerirán una relativamente mayor actividad por la inevitable dilución del primer pulso. Los "Rateometers", cuando se usan en este tipo de trabajos de prueba, deben tener una constante de tiempo ajustada para permitir el pico del pulso en el registrador e investigar su verdadero máximo, si datos cuantitativos son necesarios.

Algunas veces es deseable hacer una larga inyección continua para poder evaluar el estado de estabilidad de la distribución de la actividad en el sistema. Esto también tiene otras ventajas prácticas, como cuando las muestras son tomadas, el tiempo de muestreo no es crítico, las eficiencias de conteo (relación de cpm a desintegraciones por minuto del trazador), son más fácilmente determinadas y con pequeñas fluctuaciones, una operación puede ser el promedio de varias muestras.

La forma química del trazador está determinada por los propósitos del estudio. Este tema es tratado en el capítulo 5. Sin embargo, puede ser anotado que en ciertas formas no sólo la cantidad de actividad, sino la cantidad de material marcado debe ser considerada desde el punto de vista de dilución en el sistema. Por ejemplo, si 10000 partículas de un catalizador son marcadas y diluidas con 50 toneladas de un catalizador fino en un procesamiento unitario, la posibilidad de obtener estadísticamente muestras representativas de razonable tamaño (0.01 a 5 libras), puede no existir, simplemente porque el sistema tendrá una partícula marcada por cada diez libras de catalizador.

El sistema y la información deseada, usualmente dictan el método de detección del trazador. Porejemplo, es difícil obtener muestras de una destilación vacuosa unitaria. En consecuencia, es necesario para seguir la actividad, un arreglo de detectores en la periferia de la unidad. Los detectores externos son frecuentemente deseables siempre y cuando el muestreo sea posible. Por ejemplo, en tuberías en el marcado de interfase es necesario operar válvulas rápidamente después de detectar la localización de la interfase. Algunas --

veces el isótopo radiactivo tiene una vida media corta (por ejemplo el Be^{137} producido del Cs^{137} por el efecto Milker), lo cual se necesita para el conteo in situ. En tales casos se usan eficiencias de detección y tiempos de conteo menores que las óptimas, -- puesto que la geometría muestra-detector es generalmente mala y la actividad del pulso pasa rápidamente. Así deben ser usadas relativamente mayores actividades que las necesarias cuando se toman muestras. Además, el tamaño de la muestra está fijado por el sistema. Si muestras pueden ser tomadas, es posible obtener mayores eficiencias de conteo, permitiendo vidas medias isotópicas para conteos de tiempo largo. Así, puede apreciarse que cuando no va en perjuicio de los resultados del experimento, se requiere menos trazador cuando se obtienen muestras, que cuando se cuenta in situ.

Preparación de Muestras para su Conteo.

Las muestras tomadas en una prueba de trazadores pueden ser presentadas al detector en varias formas. Una muestra líquida grande, -- arriba de 5 litros, puede ser colocada en un vaso y un contador de centelleo o Geiger M sumergido en él (tal arreglo se conoce como "conteo sumergido"). El método es también útil en materiales de -- partículas finas. Muestras un poco chicas usualmente menores de 50 mililitros pueden ser colocadas en un recipiente y éste a su vez -- introducido dentro de la cavidad de un contador de centelleo o la cavidad formada por varios tubos Geiger, lo cual es llamado "conteo óptimo". Una muestra casi de cualquier tamaño puede ser colocada -- simplemente junto al detector y a esta forma se le llama "conteo de frente". Estos arreglos requieren la manipulación de muestras -- pequeñas.

En algunos casos los arreglos anteriores no son suficientes. Puede en ocasiones ser necesario precipitar el elemento radiactivo de -- una solución, filtrarlo en una fina pieza de papel filtro y contando la muestra resultante por "conteo de frente" con un contador -- Geiger o uno de centelleo. Tales concentrados son recomendables en emisores beta de grandes muestras, para que sean contados eficientemente. Un tipo de filtro para facilitar este procedimiento se describe en (2) y es producido comercialmente.

En muestras de líquidos orgánicos incoloros y transparentes de un volumen de alrededor de 50 ml (e incluso sólidos suspendidos o papel filtro), pueden mezclarse con un líquido cintilador, una solución de compuesto fluorescente en solvente orgánico y después contado. Si la muestra es acuosa, es necesario añadir un solvente tal como un alcohol o dioxano al líquido cintilador, éste disolverá una pequeña cantidad (2% del volumen) de la muestra. Este método es particularmente útil en conteo de radiación débil no penetrante, tales como la radiación beta de 18Kev del tritio. Si una muestra de tritio marcado es inadaptable al método de conteo anterior, el tritio puede ser procesado a agua marcada con tritio al cual se añadirá un cintilador conteniendo un solvente.

Las muestras gaseosas son usualmente medidas dentro de contadores de gas o cámaras de ionización. Las cámaras de ionización de arriba de 500 ml. de volumen pueden ser usadas para contar gases tales como Kr^{85} , $C^{14}O_2$, etc. a presión atmosférica.

C - EFICIENCIA EN EL CONTEO DE MUESTRAS.-

Los varios arreglos posibles de conteo de muestras, pueden dividirse en aquellos que colocan la muestra dentro del volumen sensitivo del detector, los cuales son llamados arreglos internos, y aquellos que colocan la muestra fuera del detector, los cuales se conocen como arreglos externos.

La eficiencia de conteo en arreglos internos, en términos de la fracción de las desintegraciones detectadas, depende sobre todo de la emisión por el isótopo de radiación detectable y de la probabilidad de que la radiación pierda energía en el volumen sensitivo de contador para ser detectada, y de un factor llamado eficiencia del contador. Además, si la muestra tiene una velocidad muy alta de desintegración, el contador podrá sólo detectar una cierta fracción de esas desintegraciones, debido al tiempo de resolución del aparato o tiempo muerto (ver pág. 138).

La eficiencia de conteo en arreglos externos está sujeta a los factores, más los siguientes: (1) La fracción de la radiación de la muestra que el contador puede ver debido a la geometría muestra-contador, (2) La fracción de radiación en incremento o decre-

mento producida por la dispersión y (3) La fracción de radiación no absorbida por la muestra u otros materiales que intervengan. Los factores mencionados arriba pueden ser mostrados como sigue:

$$Q = (Y) (E) (O) (G) (S) (U)$$

donde

Q - es la frecuencia de conteo

Y - es la radiación detectable producida por desintegración

E - es la eficiencia del contador para esa radiación

O - es la fracción de radiación que no se pierde por tiempo muerto

G - es el factor por geometría

S - es el factor de dispersión

U - es la fracción de radiación que no es absorbida y que llega al contador

De estos factores, "Y" puede establecerse en el apéndice "A", -- "U" es discutido en el capítulo 9, "O" es tratado en el capítulo 4. Los únicos factores que se discutirán aquí son "S", "E" y "G". La dispersión de la radiación gamma es discutida en el capítulo 1. Puesto que la dispersión de las partículas α raramente concierne a la aplicación de trazadores, sólo se discutirá aquí la dispersión de partículas beta. Además, la dispersión de las partículas beta únicamente nos concierne desde el punto de vista de su efecto en el conteo de dicha radiación. Este factor es considerable en el "conteo de frente", pues en el "conteo sumergido" y "conteo óptimo" es aproximadamente igual a la unidad.

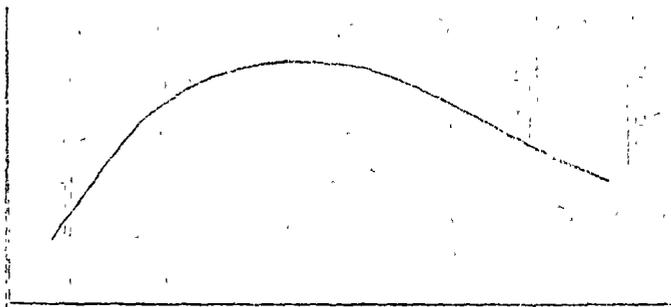
Una muestra sólida con espesor menor al espesor infinito para esta radiación beta y montada a un papel filtro podrá, cuando sea -- contada de frente, tener una mayor velocidad de conteo cuando ésta tiene un respaldo de alta densidad, tal como un objeto de latón -- que cuando tenga un respaldo de aire porque las partículas beta -- emitidas en la dirección del respaldo tienen cierta probabilidad de ser deflectadas en la dirección del contador y la probabilidad de retrodispersión es una función del número atómico del respaldo. Así la dispersión del plomo es mayor que la del latón, como se -- muestra en la figura 6-2. De una manera similar existe dispersión

dentro de la misma muestra.

Considerando el caso de una muestra sólida de óxido de molibdeno marcado con Mo^{99} , las partículas beta que serán contadas con un contador Geiger M por el método de "conteo de frente", tal como se muestra en la figura 6-2. La capacidad de espesor infinitesimal "X" más cercana al contador, produce una cierta velocidad de conteo R_1 . La siguiente capa que tendrá esencialmente la misma geometría, producirá la misma velocidad de conteo R_1 menos una pequeña fracción absorbida por la primera capa. Integrando ésto a toda la muestra se tiene que

$$R_s = R_1 (1 + e^{-\mu x}), \text{ donde}$$

R_s es la velocidad de conteo total. En términos de velocidad de conteo por unidad de peso de muestra, disminuye entre más pesada sea la muestra, hasta cierto punto, ya que en un principio la autoretrodispersión es mayor que la autoabsorción, dando una curva



Un tratamiento detallado de los varios eventos de dispersión para diferentes dispersores, materiales de la muestra y pesos de muestra, es muy complejo, sin embargo la fig. 6-1 es útil para cálculos aproximados (5 a 6%). En la práctica, una aproximación completamente satisfactoria solamente se cumple con las correcciones necesarias a través de una calibración.

Sensibilidad de los Contadores.

Los varios tipos de detectores de radiación disponibles están descritos en el capítulo 3. En este capítulo se hace énfasis en aquellos detectores que tienen alta sensibilidad a la radiación, especialmente de muestras de cierto peso y para contar muestras que -

no requieren preparación extensiva.

La satisfacción de este criterio permite un gran campo de aplicación de trazadores con economía, conveniencia y precisión.

Las técnicas de conteo por centelleo satisfacen con sobresaliente buen éxito el criterio anterior y tienen un amplio rango de utilidad. El contador proporcional, el de gas interno y la cámara de ionización son útiles para el conteo de gases radiactivos con alta sensibilidad. El contador Geiger y los contadores especiales sin ventana operando en su región proporcional o Geiger, son útiles para conteo de muestras que emitan betas. Los contadores de ventana delgada, los que no tienen ventana y ciertos de centelleo, son útiles para el conteo de muestras emisores alfa. Sin embargo, debido lo peligroso, dificultad de monitoreo y algunas veces costoso, los emisores alfa son poco usados en aplicación de trazadores, por lo que aquí no se discutirá la sensibilidad de los contadores para partículas alfa. Un laboratorio equipado con un contador de centelleo líquido, uno de centelleo de cristal (2"x2" o mayor) de ioduro de sodio, una cámara de ionización y un contador Geiger de ventana, además de los amplificadores necesarios, fuentes de alto voltaje, ratemeters y escaladores, será adecuado para manejar una gran variedad de aplicaciones de trazadores.

Centro de educación continua
División de estudios superiores
Facultad de ingeniería, unam

TECNICAS NUCLEARES APLICADAS A LA INGENIERIA.

" MEDICION DE DENSIDAD DE SUELOS Y APLICACIONES
EN HIDROLOGIA Y SEDIMENTOLOGIA ".

M. en C. B. ANDREU IÉARRA.
M. en I. O. RUIZ PEÑA.

23

FIL 177
○

NOTES ON
ISOTOPE TECHNIQUES
IN HYDROLOGY

R. Gonfiantini

... ..
... ..

○

○

I. INTRODUCTION

1.1 Atoms of the same chemical element with a different mass are isotopes. All elements, except a few, have two or more isotopes in nature; exceptions are ${}^4_2\text{He}$, ${}^{19}_9\text{F}$, ${}^{23}_{11}\text{Na}$, ${}^{27}_{13}\text{Al}$, ${}^{31}_{15}\text{P}$ and a few others, which have only one isotope (the low index is the atomic number, i.e. the number of protons present in the atomic nucleus; the high index is the atomic mass, i.e. the number of protons and neutrons in the nucleus).

1.2. Isotopes can be stable or radioactive. Radioactive are those which have an unstable nucleus and tend to be transformed (decay) into isotopes of other elements with time; as a consequence, their concentration in a closed system changes with time. Stable isotopes are those, which have a nucleus with a stable configuration; their concentration in a closed system does not change with time, unless they are not produced by some radioactive element.

1.3. Isotopes have almost identical chemical properties and are not, in general, distinguishable by normal chemical techniques. Nevertheless, with suitable instruments, (like a mass spectrometer, or a Geiger counter in the case of radioactive isotopes), it is possible to distinguish different isotopes of the same element and determine their concentration in a given compound. As a result, it has been possible to point out that isotopes have a slightly different reaction rate and different distribution in compounds in chemical equilibrium. Also some physical processes, like effusion or diffusion,

are able to produce isotopic differentiations. All these variations in the isotopic composition of given compounds produced by chemical or physical processes, are called isotopic fractionations.

The fractionations are higher for light elements, because the relative mass difference is higher : for instance, the largest fractionations are shown by hydrogen isotopes which have masses 1 and 2, with a relative difference of 100%.

1.4. Isotope hydrology can be divided into two main branches : Environmental isotope hydrology and artificial isotope hydrology. The first branch uses isotopic variations established in waters by natural processes. This isotopic tracing cannot be controlled by man, it can be only measured and used for the interpretation of some hydrological problems on the basis of the general knowledge of isotopic fractionations involved in natural processes. Problems concerning the hydrology of large regions can be studied with environmental isotopes but a previous examination of the conditions existing there is necessary, in order to see whether they are favourable to establishing good natural tracing.

Artificial isotope hydrology makes use of artificial tracing of water by injection in a well-defined step of the hydrological cycle under study of an anomalous (with respect to the natural conditions) concentration of an isotope (in general artificial and radioactive). Afterwards, the evolution with time is followed. This kind of study gives a very detailed answer, because the initial conditions (concentration of the isotope, place and time of injection) are well known. Nevertheless, this answer is "punctual" in time and in space

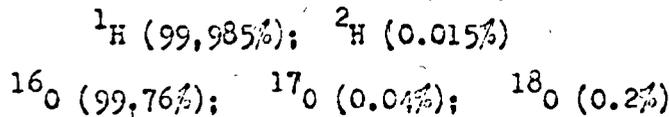
in the sense that it is valid only for the conditions at the moment and at the point of injection.

1.5. The most common environmental isotopes used in hydrology are ^2_1H (deuterium), $^{18}_8\text{O}$, $^{13}_6\text{C}$ (all stable); ^3_1H (tritium), $^{14}_6\text{C}$ (both radioactive). Tritium can be used also for artificial tracing.

A number of radioactive isotopes artificially produced are used in artificial isotope hydrology.

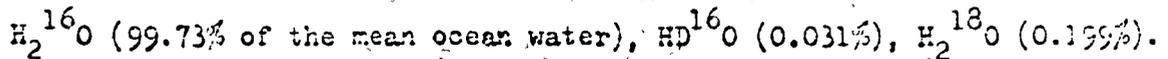
II. STABLE ISOTOPES IN ENVIRONMENTAL ISOTOPE HYDROLOGY

2.1 Hydrogen and oxygen, the two constituents of water, have the following stable isotopes (in brackets the average natural abundance).



The isotope of mass 2 of hydrogen is normally indicated with the letter D (deuterium).

Among all isotopic species of water possible, only three are of practical interest:



2.2 The variation of isotopic ratios in water samples is measured by mass spectrometry. The results are expressed in the δ notation:

$$\delta^{18}\text{O} = \frac{(^{18}\text{O}/^{16}\text{O})_{\text{sample}} - (^{18}\text{O}/^{16}\text{O})_{\text{standard}}}{(^{18}\text{O}/^{16}\text{O})_{\text{standard}}} \times 1000$$

$$\delta\text{D} = \frac{(\text{D}/\text{H})_{\text{sample}} - (\text{D}/\text{H})_{\text{standard}}}{(\text{D}/\text{H})_{\text{standard}}} \times 1000$$

The standard adopted generally is the so-called SMOW (Standard Mean Ocean Water), which represents a good average of the isotopic composition of water in the oceans. The reason for that choice is that oceans represent the initial point and the final point of any important hydrological circuit.

A $\delta^{18}\text{O} = +5$ (or -5) means that the ^{18}O content of the sample is higher (or lower) by 5‰ than that of the mean ocean water.

A $\delta\text{D} = +10$ (or -10) means that the deuterium content of the sample is higher (or lower) by 10‰ than that of the mean ocean water. By definition, SMOW has $\delta^{18}\text{O} = 0$ and $\delta\text{D} = 0$.

The usual accuracy in measurement is 0.1‰ for ^{18}O and 1‰ for D. Because of the fact that in natural waters, the variations of the D/H ratio are generally 5-8 times higher than those of $^{18}\text{O}/^{16}\text{O}$, the accuracies for both hydrogen and oxygen isotopes are in practice comparable.

2.3 When water evaporates from oceans, the vapour is depleted in heavy isotopes, because H_2^{16}O is more volatile than HD^{18}O and H_2^{18}O . The cooling of the vapour masses produces a condensation (cloud), in which the liquid water is enriched in heavy isotopes with respect to the residual vapour which, in turn, is depleted with respect to the original vapour. If now the condensed water precipitates (rain), the residual vapour moves inland, is cooled again and partially condenses; the new liquid water so formed will be enriched in heavy isotopes with respect to the new residual vapour, but depleted with respect to the previous rain, because it originated from a vapour depleted in heavy isotopes by the previous condensation.

So, the isotopic fractionation during condensation of a vapour mass results in a continuous preferential stripping of heavy isotopes.

As the condensation proceeds with decreasing temperature, it follows immediately that the isotopic composition of precipitation should be related to temperature.

2.4 This correlation is the reason for : seasonal variations in precipitation (summer rain has higher ^{18}O and D content than winter rain); altitude effect (rain on the mountains has lower ^{18}O and D content than rain on the plain), latitude effect (rain at high latitudes has lower ^{18}O and D content than rain at low latitudes). These effects have been demonstrated in many places.

2.5 In the formation of precipitation, hydrogen and oxygen isotopes vary in a similar way; the observed correlation in precipitation from all over the world is shown in Fig. 1.

2.6 In hydrological studies, the altitude effect is exploited to recognize waters from recharge areas with different altitudes. For instance, in a system with two aquifers, the first one phreatic and the second artesian, the latter shows a lower content of heavy isotopes, due to the fact, that its recharge area has a higher altitude than the phreatic aquifer. This difference can help not only in localizing the recharge area, but also in finding any existing interconnections between the two aquifers.

2.7 In a study conducted in Hodna (Algeria) by the IAEA, the problem was to establish the recharge mechanism of the phreatic

aquifer. The following mechanisms were "a priori" possible :

- a) recharge by the underlying artesian aquifer through leaks interposed in the impermeable formation ;
- b) recharge by wadis during the flood season ;
- c) a partial recharge could also occur by precipitation (only 200 - 300 mm/year) and by waters used for injection.

Isotopic analyses showed that the two aquifers contain waters with different isotopic composition : this was sufficient proof for excluding hypothesis a). We shall see that tritium was able to give information on hypotheses b) and c).

2.8 In a study in progress of the Po Valley (Italy) by the University of Pisa, it was possible to make evident the contributions to the recharge of the phreatic aquifer by rivers coming from the Alps. These rivers have waters with $\delta^{18}\text{O}$ values ranging around -12 (due to the altitude effect on the Alps) which is very different from precipitation on the plain, whose mean $\delta^{18}\text{O}$ value is about -7. The $\delta^{18}\text{O}$ values are more negative in the vicinity of the rivers and they increase with the distance from the rivers, coming towards the value of the local precipitation. From the isotopic data it is possible to evaluate the fraction of river water present in each point.

2.9 When a water body is subjected to evaporation under natural conditions, its ^{18}O and D content increases due to the lower vapour pressure of H_2^{18}O and HD^{16}O with respect to H_2^{16}O (in other words, H_2^{16}O is more volatile). During evaporation, the D and ^{18}O contents of the water are correlated linearly, but the slope of the $\delta^{18}\text{O}$ - δD line has generally values of 6 to 4, which are definitely lower than the

value of 8 observed in precipitation. This is the reason why in Fig.1 the values concerning the closed basins lie outside the precipitation line. See also Fig.2, concerning two lakes in the Sahara.

2.10 For a lake, the enrichment in heavy isotopes is limited by the following factors :

a) ratio between outflow (excluding evaporation) and inflow.

When this ratio is approximately 1, the outflow practically equals the inflow and, therefore, evaporation is not an important parameter in the total water balance of the lake and no enrichment in heavy isotopes could be expected in the lake water; on the contrary, this enrichment will be a maximum one when the ratio outflow/inflow approximates 0 and evaporation is practically the only mechanism which removes water from the lake;

b) relative atmospheric humidity and isotopic composition of the atmospheric water vapour. At high humidity, the net evaporation is low, but molecular exchange takes place between the lake water and the atmospheric vapour, generally determining a variation in the isotopic composition of the lake water. At low humidity, the exchange with the atmospheric vapour is less important, the evaporation is higher and the enrichment in heavy isotopes is also higher.

Anyway, when the evaporation is not negligible for the balance of the lake, the lake water will be enriched in heavy isotopes, and then isotopically traced with respect to waters not evaporated in the environment. The enrichment by evaporation constitutes then a tool for studying the balance of lakes and their possible interconnections with aquifers.

2.11 The previous method has been applied for studying the balance of lakes in Turkey and for Lake Chad (Dincer: Water Resources Research, 4, 1289, 1968; Fontes, Confiantini, Roche : Symposium on the Use of Isotopes in Hydrology, Vienna 1970). The method has also been applied for studying interconnections between aquifers and lakes. In the case of Lake Bracciano (Italy) it was found that the lake did not recharge the aquifer as believed (Confiantini, Togliatti, Tongiorgi; Notiziario, C.N.E.N., 1962). Coastal springs in Turkey, which were believed to be fed by inland lakes, showed no enrichment in heavy isotopes and therefore, their being fed by the lakes was excluded (see Fig. 3; Payne : Geophysical Monograph No. 11, 62, 1967). The same conclusion was reached for springs in the region of Lake Chala (Kenya), which were believed to be fed by the lake (Payne; Journal of Hydrology, 11 (1970) pp.47-53).

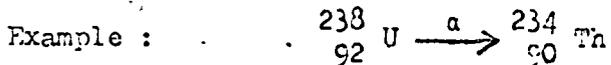
2.12 Other applications of stable isotopes in water will be discussed in the next sections, in connection with tritium. As a conclusion, stable isotopes can be considered as tracers for the origin of groundwater. Studies of a limited area generally exploited the altitude effect on the isotopic composition of precipitation and the tracing introduced by evaporation in lakes.

III. RADIOACTIVE ISOTOPES IN ENVIRONMENTAL ISOTOPE HYDROLOGY

3.1 Introduction

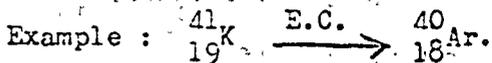
3.1.1 Radioactive isotopes have an unstable nucleus, which tends to decay into another element with time. The most common forms of decay are :

a) α -decay : the nucleus of the element emits an α -particle (mass 4 and charge +2, identical to the nucleus of helium). The new element produced has an atomic number lower by two units than that of the parent element and an atomic mass lower by 4 units.



b) β -decay : the nucleus of the element emits a β -particle (a high speed electron). The new element produced has an atomic number higher by one unit than that of the parent element and the same atomic mass. Examples : ${}_{1}^3\text{H} \xrightarrow{\beta} {}_{2}^3\text{He}$; ${}_{6}^{14}\text{C} \xrightarrow{\beta} {}_{7}^{14}\text{N}$

c) E.C. decay (electron capture): an electron of the k-layer (the nearest to the nucleus) is captured by the nucleus. The new element produced has an atomic number lower by one unit than that of the parent element, and the same atomic mass.



Radioactive decay is often accompanied by emission of γ -rays, which are electromagnetic radiations. γ -rays are emitted by the new nucleus originated by the decay, which is formed in an excited state; the deexcitation is accompanied by a loss of energy, under the form of γ -rays.

3.1.2 The radioactive isotopes decay follows a law which is a function of time :

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N \quad (1)$$

Where N is the number of radioactive nuclei present at the time t , λ is the decay constant and dN/dt is the rate of decay. By integration we obtain

$$N = N_0 e^{-\lambda t} \quad (2)$$

$$t = \frac{1}{\lambda} \ln \frac{N_0}{N} \quad (3)$$

where N_0 is the number of radioactive nuclei present at the initial time ($t = 0$). From equation (3) we see that, if we know N_0 , the initial concentration of the radioactive isotope, and N , the present concentration, we can calculate the age of the system involved.

3.1.3 Other parameters, generally used in radioactivity, are half-life and mean-life.

The half-life, $t_{1/2}$ is the time employed for reducing the number of radioactive atoms initially present to half :

$$t = t_{1/2} \quad \text{when } N = N_0/2$$

From equation (3) we get :

$$t_{1/2} = \frac{1}{\lambda} \ln 2 = \frac{0.693}{\lambda}$$

The mean life is the average time of living of all radioactive atoms in the system :

$$\text{mean life} = \frac{\int_0^{N_0} t dN}{\int_0^{N_0} dN} = \frac{1}{\lambda}$$

It should be pointed out that the decay constant λ , the half-life, $t_{1/2}$ and the mean life are constants, characteristic of each radioactive isotope, and do not depend on the number of radioactive atoms present in the system.

3.1.4 Radioactive isotopes are revealed and measured with counters which exploit the ionizations provoked in the surrounding gas by radiations emitted in the decay (gas counters), or the excitations produced in certain compounds by interaction with radiations (scintillation counters: called so because they reveal the light emitted in the deexcitation).

The counters work in the proportional region, in which the pulse produced by radiation has a height which is proportional to the radiation energy. It is then possible to distinguish between different radioactive isotopes which emit radiations with different energies.

3.1.5 The radioactive unit is the Curie (Ci), which corresponds to 3.7×10^{10} disintegrations per second, equivalent to the radioactivity of 1g of radium. Also millicurie ($1\text{mCi} = 10^{-3}\text{Ci}$), microcurie ($1\mu\text{Ci} = 10^{-6}\text{Ci}$), and picocurie ($1\text{pCi} = 10^{-12}\text{Ci}$) are used.

3.2 Tritium

3.2.1 Tritium is the radioactive isotope of hydrogen, with mass 3. It is generally indicated with the letter T. It is formed in the high atmosphere by interaction of cosmic radiation produced neutrons with nitrogen :



The rate of production is about 30 atoms /cm²x sec. It decays with β emission into ³He, with a maximum energy of 18 KeV (1 KeV = 1.6 x 10⁻⁹ erg).

The half life is 12.26 years. The mean life is 17.69 years. The decay constant λ is 5.65 x 10⁻² years⁻¹ (or 1.075 x 10⁻⁷ min⁻¹). The unit used for expressing the tritium concentration in natural waters is T.U. (Tritium Unit); 1 T.U. corresponds to a concentration of 1 tritium atom per 10¹⁸ hydrogen atoms. One gram of water having 1000 T.U. will produce 7.2 disintegrations per minute. The minimum tritium content of a water sample which can be detected is about 1 T.U.

3.2.2 The normal concentration of cosmic ray produced tritium in precipitation is in the order of 10 T.U. With the thermonuclear explosions, which started in 1952, a large amount of tritium has been injected in the atmosphere. From 1952, the tritium content in precipitation has increased, reaching values as high as 8000 T.U. in 1963, in the northern hemisphere, about thousand times the natural level. After 1963, when the moratorium for atmospheric thermonuclear explosions became effective, the tritium content of precipitation has decreased more or less regularly.

3.2.3 Since 1961, a world-wide network for the collection of precipitation samples has been established by the IAEA, for the survey of tritium evolution in precipitation. For the pre-1961 period, the tritium content in precipitation can be established by correlation with the precipitation in Ottawa, Canada, the only place for which a complete record exists since the beginning of the thermonuclear era (Brown, Geoch. Cosmoch. Acta, 21, 199, 1961). An example of the parallelism of tritium in precipitation in different places is given in Fig. 4.

3.2.4. From previous measurements, the following facts have been discovered :

a) The maximum tritium content is shown in the late spring and summer precipitation; this is due to the so-called "spring injection" of tritium into the troposphere from the stratosphere.

b) Tritium content changes with latitude : at high latitudes, the tritium content increases; this is due to the fact that tritium is mostly injected into the troposphere in polar regions, where the tropopause is nearer the earth surface.

c) In the northern hemisphere, the tritium content is much higher than in the southern hemisphere; this is due to the fact that thermonuclear explosions took place in the northern hemisphere and that the two hemispheres have quite separated air masses circulations. In addition, the tritium content of oceans is very low (a few T.U. at the surface) therefore, the oceanic water vapour dilutes the tritium contained in the atmospheric vapour much more in the southern hemisphere, where the ratio sea/land is higher.

d) The tritium injection in the atmosphere of the southern hemisphere occurs mainly in Africa which is the largest land mass crossed by the equator (see Fig. 5).

3.2.5 From the measurements made on precipitation, we can evaluate the tritium content of water infiltrating to recharge the aquifers, and its evolution with time : this constitutes the so-called "input function" of tritium. The response of the groundwater to the recent addition of tritium from thermonuclear explosions varies from aquifer to aquifer and from point to point in the same aquifer. The following cases can occur :

a) The water is tritium-free. This means that practically no water younger than 1953 is present. This is the case of most of

the confined aquifers, where the circulation time is quite long and, in general, more than 20 years are required for water to reach the sampling point from the recharge area. No tritium can be observed in phreatic aquifers too, at a certain depth under the water table, due to the age stratification of water (see Fig. 6).

Different conclusions should be drawn if no tritium, or a very low tritium content are observed at the surface of the phreatic aquifer; this means that the recharge is quite low, at least at the sampling point. This fact occurs in arid and semi-arid areas, where precipitation is low, and most of it is lost through evapotranspiration.

b) The tritium content of water is appreciable and shows pulse variations with time. This means that an appreciable amount of water younger than 1953 is present at the sampling point. In addition, if the variations could be related to the variations in precipitation over the recharge area, the transit time, and possibly the mixing of precipitations of successive years, can be evaluated. The model which is used in this case is the so-called "dispersive model" (see Dinçer, Davis, Proc. 8th Congress, Int.Ass. Hydrogeologists, Istanbul 1967, 276). Anyway, pulse variations in the tritium content imply short circulation time, in the order of a few years; otherwise, mixing occurs and the pulses disappear. The dispersive model has been applied to karstic systems, where the circulation of water is very rapid.

Another possibility is that water from two different sources are present at the sampling point: an old tritium-free water, for instance, is of deep circulation and a young water containing

tritium, generally of a more superficial circulation. The relative amount of the two waters can change with time, determining a change in the tritium content : this has been observed on thermal springs in the Vienna basin (Fig. 7; Davis, Payne, Dinçer, Florowski, Gattlinger. Isotopes in Hydrology, Vienna 1967, 451):

c) The tritium content of water is appreciable and is quite constant in time, or it changes slowly without fluctuations. This means that the young water is well mixed in the aquifer with older water and the size of the water reservoir damps all the fluctuation in the recharge. The model to be applied in this case is the so-called "exponential model", which permits the evaluation of the average transit time of water.

3.2.6. An extensive study was conducted in the Vienna Basin (Davis et al., Isotopes in Hydrology, Vienna 1967, 451). Samples from wells, springs, overflows and thermal springs were collected and analysed. The stable isotope composition was quite uniform, showing a common origin for all the waters.

Tritium analyses gave the following information :

- a) all groundwaters showed the effect of local recharge by high tritium precipitation in the exceptionally wet summer of 1965;
- b) groundwater overflows, thought to represent discharge from the main groundwater reservoir, were generally higher in tritium than other groundwaters indicating a rapid, shallow circulation from nearby streams;
- c) the karst springs showed large variations in tritium content, due to the rapid circulation and the almost immediate response to precipitation (see Fig. 8);

d) thermal springs, as said before, resulting from mixing of two different waters (Fig. 7);

e) samples of groundwater taken at increasing depths during drilling of an exploratory well, show a decrease in tritium with depth, but even at 140m depth the tritium content was 13 T.U. indicating relatively rapid circulation throughout the principal aquifer.

3.2.7 In a study conducted on Ottawa River (Brown, Isotopes in Hydrology 1970, Vienna 1970; 3), it was possible to show that the river is fed essentially by two kinds of water : a fraction of 3/4 of the river water is supplied by surface and near-surface storage (lake, soil moisture) and the residual 1/4 by groundwaters.

3.2.8 A study conducted in Switzerland (Siegenthaler, Oeschger, Tomasi, Isotopes in Hydrology 1970, Vienna 1970, 373), allows the following conclusions, on the basis of tritium and stable isotopes measurements:

a) the large spring Fontenay shows a regular decrease from 1967 to 1969 in tritium content and a constant $\delta^{18}\text{O}$. The average altitude of recharge corresponds to about 1200m and the mean age of waters was evaluated to be 13 years with the exponential model;

b) the karst spring Vendline shows constant $\delta^{18}\text{O}$ and large tritium variations with the maximum in winter. The spring is then fed by two kinds of water, having different age but equal origin; the contribution of each water changes during the year due to the change in hydrostatic pressure over each reservoir.

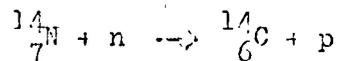
3.2.9. In the study in Hodna (see section 2.7), the tritium content of the water in the phreatic aquifer was measured at several points. The highest tritium contents were observed near wadis, confirming that they are probably the major sources for recharging the aquifer. Direct recharge from precipitation seems to be rather

low on the basis of tritium results.

3.2.10 Another application of tritium to the hydrological problems is the estimation of water infiltrated to recharge the aquifers. By irrigation with artificially tritiated water, it was possible to estimate the velocity and the fraction of the water infiltrated (Fig. 9; Zimmermann, Ehhalt, Münnich, Isotopes in Hydrology, Vienna 1967, 567). The before-mentioned and other authors (Smith, Wearn, Richards, Rowe, Isotopes in Hydrology 1970, Vienna 1970, 73) have used environmental tritium in precipitation for studying the infiltration of water.

3.3. Carbon-14

3.3.1 Carbon-14 is a radioactive isotope of carbon, formed in the high atmosphere by interaction of cosmic radiation-produced neutrons with nitrogen :



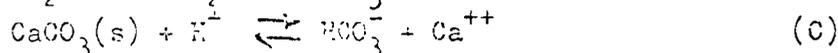
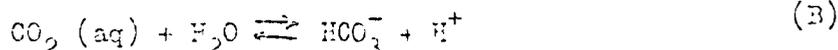
The rate of production is about $2.5 \text{ atoms/cm}^2 \times \text{sec}$. It decays under β emission into ${}^{14}_{7}\text{N}$, with a maximum energy of 156 keV. The half life is 5730 years and the mean life 8267 years. But for hydrological (and archeological) purposes, the figures of 5568, respectively 8033 years are used (which correspond to the old determinations of ${}^{14}\text{C}$'s half life and mean life, which are continued to be used for consistency with old measurements). The decay constant λ is $1.21 \times 10^{-4} \text{ years}^{-1}$ (or $2.30 \times 10^{-10} \text{ min}^{-1}$). The ${}^{14}\text{C}$ concentration is generally expressed in ‰ of the modern ${}^{14}\text{C}$ content of atmospheric CO_2 (excluding ${}^{14}\text{C}$ produced by thermonuclear explosions and the dilution with ${}^{14}\text{C}$ -free CO_2 due to the contribution of fossil oils and coals: this dilution is

the so-called Suess effect, and has occurred during the last 100 years, due to the industrial development).

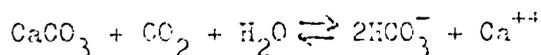
The so-defined modern concentration is about $1.2 \cdot 10^{12}$ ^{14}C atoms per 10^{12} carbon atoms. One gram of modern carbon will produce 14.3 disintegrations per minute. The minimum concentration of ^{14}C which can be detected is about 1% of the modern.

3.3.2 After the thermonuclear explosions, ^{14}C in the atmosphere has increased, reaching in 1963 about the double value of that in 1952. (Fig. 10). Like tritium, after 1963, with the moratorium for atmospheric thermonuclear tests, ^{14}C in the atmosphere has decreased. The present (1970) value is about 40% higher than the normal level.

3.3.3 Percolating water reaches the unsaturated zone of the soil, where the partial pressure of CO_2 is about 100-times or more higher than in the atmosphere, due to biological decay of the organic matter. CO_2 is dissolved, and produces an acid solution, therefore, CaCO_3 present in the soil can also be dissolved. The following chemical reactions occur :



overall reaction :



In that way, finally, half of the bicarbonate ions should derive from biogenic CO_2 in the soil and half from the dissolution of CaCO_3 . But this approximation is not valid in general, because the chemical equilibrium is not often reached (undersaturation and oversaturation can occur), or because isotopic exchange can occur between the dissolved bicarbonate and the gaseous CO_2 , which will result in a

major fraction of HCO_3^- from biogenic CO_2 .

3.3.4 Admitting that 1% of the ^{14}C content of modern carbon is detectable, we can calculate the maximum age which it is possible to determine with the ^{14}C method:

$$t_{\text{max}} = \frac{1}{\lambda} \ln \frac{C_0}{C_{\text{min}}}$$

with $C_0 = 100\%$ of the modern, $C_{\text{min}} = 1\%$ and $1/\lambda = \text{mean life} = 8033 \text{ years}$, we obtain:

$$t_{\text{max}} = 8033 \ln 100 = 37.000 \text{ years}$$

But, in general, only part of the bicarbonate dissolved in waters derives from biogenic CO_2 , which contains ^{14}C in the same concentration as modern CO_2 ; the remaining bicarbonate derives, as we have seen, from CaCO_3 , which in most cases is ^{14}C -free, because carbonate rocks are, in general, very old in relation to the ^{14}C age scale, and then their initial ^{14}C has decayed completely. So, if we admit that only 50% of the bicarbonate present in waters derives from biogenic CO_2 , this means that the initial ^{14}C content of bicarbonate was only 50% of the modern, the age difference with respect to having an initial ^{14}C content of 100% of the modern would be:

$$\Delta t = \frac{1}{\lambda} \ln \frac{100}{C_x} - \frac{1}{\lambda} \ln \frac{50}{C_x}$$

when C_x is the present ^{14}C content of the sample. By developing the previous equation, we obtain:

$$\Delta t = \frac{\ln 2}{\lambda} = \text{half life} = 5568 \text{ years}$$

So, the two ages, calculated by assuming an initial ^{14}C content of 100% and of 50% of the modern, will differ of a half life, 5568 years, independently from the present ^{14}C content of the sample.

3.3.5 From the previous section, we have seen how important it is to know the initial amount of bicarbonate derived from biogenic CO_2 or, in other words, the initial amount of ^{14}C , for evaluating the age of waters.

The initial amount of ^{14}C is, in general, evaluated on the basis of the ^{13}C content of bicarbonate. ^{13}C is a stable isotope of carbon, present in an average amount of 1.1% in natural carbon compounds, the rest of 98.9% being constituted by ^{12}C . The ^{13}C variations in nature are expressed in δ units, like ^{18}O and D :

$$\delta^{13}\text{C} = \frac{(^{13}\text{C}/^{12}\text{C})_{\text{sample}} - (^{13}\text{C}/^{12}\text{C})_{\text{STD}}}{(^{13}\text{C}/^{12}\text{C})_{\text{STD}}} \times 1000$$

The standard is constituted by Ca CO_3 from a Cretaceous Belemnite, from the Peedee formation of South Carolina, U.S.A. This standard is generally indicated with PDB (Peedee Belemnite).

Marine limestones have a $\delta^{13}\text{C}$ ranging from +2 to -2, with an average value of 0. This is also the value generally assumed for CaCO_3 being dissolved in waters in reaction (C). Biogenic carbon has a $\delta^{13}\text{C}$ value of about -25, quite different from that of limestones. Bicarbonate in waters shows values intermediate between 0 and -25 (generally from -8 to -15), depending on the fraction of biogenic carbon present. From the $\delta^{13}\text{C}$ value of the dissolved bicarbonate it is possible to evaluate the initial ^{14}C content by equation :

$$C_0 = 100 \cdot r \left(\frac{\delta^{13}\text{C}}{-25} \right)$$

This equation has been successfully applied in many cases, although it is not exempt from criticism. The most important doubt concerns the $\delta^{13}\text{C}$ value of biogenic CO_2 in soils in arid or semi-arid regions, which seems to range from -15 to -18, as can be seen from the few measurements available.

3.3.6 In a study concerning a large confined aquifer in Texas (Pearson, White, Water Res. Research, 3, 251, 1967), the age of water at different points was evaluated with the ^{14}C method, using $\delta^{13}\text{C}$ for correction. Ages ranging from 0 (in the recharge area) to 30,000 years were found. The resulting flow velocity of about 1.5 - 2m per year was in good agreement with the velocity estimated by hydrologic data. The same method was applied to study an artesian aquifer in Florida, U.S.A. and the results, in terms of age and flow velocity again showed the agreement with the hydrological information (Pearson, Hanshaw, Isotopes in Hydrology 1970, Vienna 1970, 271). In this last case, the recharge area of the aquifer has a great variety of microclimates, which complicate the picture for the evaluation of the initial ^{14}C content of water. But with the $\delta^{13}\text{C}$ of bicarbonate, coupled with the chemical analyses of the salts dissolved in waters, it was possible to overcome this difficulty.

3.3.7 In a study conducted in two confined aquifers in South Africa (Vogel, Isotopes in Hydrology 1970, Vienna 1970, 225), the ^{14}C ages of water increased regularly from the recharge area. The estimated flow velocity was 2m/year in one aquifer and 4m/year in the other aquifer.

IV. ARTIFICIAL ISOTOPES IN HYDROLOGY

4.1. Introduction

4.1.1 Radioactive artificial isotopes are used for tracing waters or sediments and afterwards for following their movements. Some of the possible application will be briefly discussed here.

The choice of the artificial isotope to be used depends on the features of the problem. In general, the following points should be taken into consideration :

- a) the isotope should have a life comparable to the presumed duration of the observations. Unnecessary long-life isotopes will pollute the water not only constituting a risk for the later use of it (this will not occur if the concentration is low) but also making the repetition of the experiment, if necessary, difficult;
- b) the isotope should not be adsorbed by the soil components;
- c) for certain problems, it should be possible to measure the activity in the field. β -emitters of high energy, like chlorine 36, are suitable, but γ -emitters are preferred, in general.

4.1.2 The following isotopes are the most commonly used for artificial tracing in hydrology :

Isotope	Half-life	Maximum admitted concentration in waters (C_0/m^3)	Radiation
3_1H	12.26 y	0.1	β^-
$^{24}_{11}Na$	15.0 h	6×10^{-3}	β^-, γ
$^{51}_{24}Cr$	27.8 d	0.05	β^-, γ
$^{35}_{16}S$	35.7 h	8×10^{-3}	β^-, γ
$^{30}_{16}S$	64.2 h	6×10^{-4}	β^-, γ
$^{131}_{53}I$	8.05 d	6×10^{-5}	β^-, γ
$^{137}_{55}Cs$	61.8 h	2×10^{-3}	β^-, γ

Among them, only tritium cannot be measured in the field, but has the following advantages : it is part of the water molecule, therefore, it is not adsorbed and lost; it is possible to inject it at relatively high concentration; it is easy and safe to manage.

4.2 River flow measurement.

4.2.1 The radioactive isotope is injected into the river and is monitored at a distance L sufficient to ensure good mixing. The minimum value of such a good mixing distance can be evaluated with the formula (Kull) :

$$L_{\min} = 200 Q^{1/3}$$

where Q is the estimated flow in m³/sec. In practice, a good mixing distance depends strongly on the condition of the river. If the waters are shallow, L can be considerably higher than given by the above formula. On the other hand, deep waters and turbulence promote the mixing.

4.2.2. The constant rate injection method consists of injecting the tracer continuously at a constant rate and measuring its dilution at the mixing distance. If Q is the flow of the river, C the concentration of the tracer after mixing, q the flow of injection of the tracer solution and C_i the concentration of the tracer in the injected solution, we obtain :

$$Q = \frac{qC_i}{C}$$

4.2.3. More commonly used is the instantaneous injection method. In this method, the tracer is injected instantaneously and is

monitored at a good mixing distance. If A is the total injected activity, the flow will be given by :

$$Q = \frac{A}{\int_0^{\infty} C dt}$$

Curves of activity versus time will have a shape like that in Fig. 11, which can be graphically integrated. The time of duration of the measurement should be at least three times longer than the arrival time (the time in which the first detectable amount of tracer arrives at the observation point after injection).

4.2.4. With the instantaneous injection method, the flow of the Tana River, Africa, was measured (Florkowski, Davis, Wallander, Prabhakar, J. of Hydrology, 3, 249, 1962) at three sites, having a flow of 105, 270 and 550 m³/sec respectively. Good agreement was found with the conventional method. The tracer used was tritium, measured in the laboratory on water samples collected at regular intervals of time. The reason for using tritium was the relatively high activity which was possible (and necessary) to inject without difficulties.

4.3. Velocity and direction of groundwater.

4.3.1 A tracer solution and a counter are introduced into a segment of a borehole, isolated from the rest of the borehole with pneumatic gaskets in order to avoid vertical flows. The water flowing through the well section dilutes and continuously carries away the tracer. The counter reveals the decrease of the tracer concentration C :

$$V \frac{dc}{dt} = - \dots$$

the groundwater flow in a given aquifer. The limits of the method have been discussed by Halevy, Moser, Zellhofer, Zuber, Isotopes in Hydrology, Vienna 1967, 531

4.4. Leaks from dams and reservoirs.

4.4.1 Leaks through earth dams can be localized with the help of the point dilution method discussed in 4.3.1. The flow of water is detected in a number of wells made in the dam, where, in correspondence to the leak, the highest velocities can be observed.

This method has been applied successfully in many cases. See, for instance, the localization and the evaluation of leaks from the dams of Rosshaupten and Silverstein, Germany (Moser, Neumaier, Wasserwirtschaft, 48, 290, 1958; Batsche, Drost, Moser, Neumaier, Proc. I.A.S.H., Conference, Hannover 1967, VII, 76).

4.4.2. Recently, the use of a labelled emulsion of bitumen has been applied (Molinari, Guizerix, Chambard, Isotopes in Hydrology 1970, Vienna 1970, 743) in France for finding leaks in a canal. The labelled emulsion is carried in the leakage areas where emulsion particles are separated from the water and accumulate. Practically, a process similar to filtration occurs; a detector reveals the areas of higher activity which correspond to the points of leakage.

4.4.3. Another method, based on the isolation of a bottom section of a reservoir with a bottomless cylinder pressed into the bed material, where a radioactive isotope is injected by means of a small diameter pipe, has been developed (Zuber, Isotopes in Hydrology 1970, Vienna 1970, 761). The velocity v of the radioactive tracer in the pipe gives the velocity of filtration V_f through the bottom of

where Q is the flow of groundwater through the isolated segment of the borehole, V is its volume, and a is a correction factor accounting for the distortion of the flow lines due to the presence of the borehole. By integration we obtain :

$$Q = \frac{V}{at} \ln \frac{C_0}{C}$$

But Q is equal to vS , v being the velocity of the groundwater and S the cross-section of the borehole segment normal to the flow lines. We obtain finally :

$$v = \frac{V}{aS_t} \ln \frac{C_0}{C}$$

The velocity possible to be measured, ranges from 1 cm/day to 10-20 m/day. The existing instrumentation only permits the use of γ -emitters.

4.3.2. For measuring the direction of the groundwater flow, the activity of the tracer in the borehole segment is measured with a direction-orientated detector : the direction of maximum activity corresponds to the direction of flow.

Another method for measuring the direction consists of lowering into the borehole a metal screen where the tracer is adsorbed. Afterwards, in the laboratory, the screen is cut into small segments, from which the activity is determined. The segment with the highest activity will give the direction of the groundwater flow.

4.3.3 The measurements of velocity and direction of groundwater with the previous methods are valid only in a restricted area neighboring the well. Many measurements in different wells and at different depths are necessary for establishing a good picture of

$$V_r = v \frac{s}{S}$$

where s is the cross-section of the pipe, and S that of the cylinder. This method gives a quantitative evaluation of the leaks, but it requires the knowledge of the areas of leakage, while, on the other hand, the method previously described gives only the localization of leaks: a combination of these two methods could give qualitative and quantitative results.

4.4.4. If the evaporation in the reservoir is significant, stable isotopes can be used for studying connections between the reservoir and springs or water outflow suspected to be fed by the reservoir, as we have seen in section 2.11

4.4.5. A tritium injection has been used by Payne (J. of Hydrology, 11, 47-53, 1970) for determining the amount of water lost through the bottom of Lake Chala, Nigeria. After the tritium injection, the tritium content of the water in the lake rose to about 1500 T.U. Successively, the tritium was removed by evaporation and by infiltration of waters (isotopic exchange with atmospheric moisture was not significant, because the tritium content of the lake was much higher than that of the atmospheric vapour). If the evaporation is known, the amount of water infiltrated can also be evaluated. In the case of Lake Chala, it was found that the water lost by infiltration was about 2/3 of the total inflow in the lake, the residual 1/3 being removed by evaporation.

4.5. Sediment movement.

4.5.1. The principle of the method consists in: a) labelling an artificial sediment, having the same characteristics as the one to be studied (granulometry, density, etc.) with a radioactive isotope; b) depositing the radioactive sediment at the point where the movements shall be studied; c) monitoring, at different times the

labelled sediments distribution with a counter mounted on a sledge, which is moved on the bottom of the area to be investigated. Curves of isoactivity are obtained which describe the movements of the sediments (see Fig. 12).

4.5.2. Two main methods are used for labelling sediments :
In mass labelling, the inactive tracer is incorporated by melting in a glass support which is subsequently ground and sieved in order to separate the fraction having the required granulometry. This artificial sediment is then irradiated in a reactor in order to produce the radioactive isotope. Tracers like Ta, Sc, Cr, Ir are generally used. As alternative to the glass, an inorganic resin can be used which can be easier labelled.

4.5.3. In surface labelling, the tracer is fixed on the surface of sediment grains by chemical processes. With respect to mass labelling, the surface labelling has the advantage that a large amount of sediment can be labelled without great difficulties. The disadvantages are that a part of the tracer can be lost by friction during the experiment; in addition, in mass labelling, the activity measured is proportional to the mass of the sediments, while in surface labelling the activity is proportional to the surface of the sediment.

4.5.4. The application of radioactive isotopes to sediment movement studies has been discussed by Courtois (Isotopes in Hydrology, Vienna 1967, 117) and by Courtois and Sauzay (Isotope Hydrology 1970, Vienna 1970, 581).

BIBLIOGRAPHY

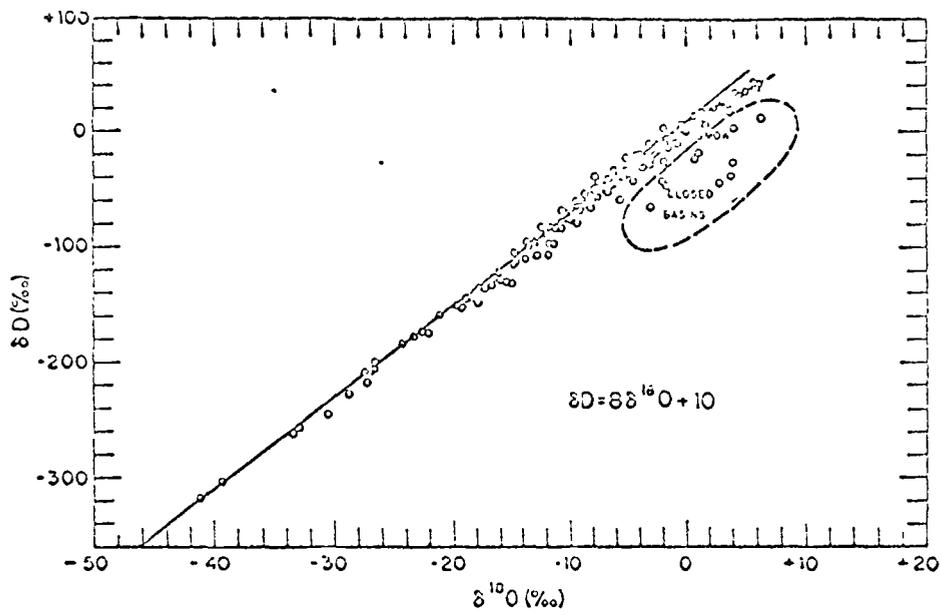
The following books are considered indispensable in isotope hydrology :

- "Guidebook on Nuclear Techniques in Hydrology", IAEA, Vienna 1968, 214 pp., US \$ 5.50;
- "Isotopes in Hydrology", Proc. of a Symposium, IAEA, Vienna 1967, 740 pp., US \$ 15;
- "Isotopes in Hydrology 1970", Proc. of a Symposium, IAEA Vienna 1970, 918 pp., US \$ 24;
- "Isotope Techniques in the Hydrologic Cycle", G.E. Stout Ed., Geophys. Monogr. Ser. 11, Am. Geophys. Union, Washington D.C., 1967.

The following other articles, of general interest, would be useful :

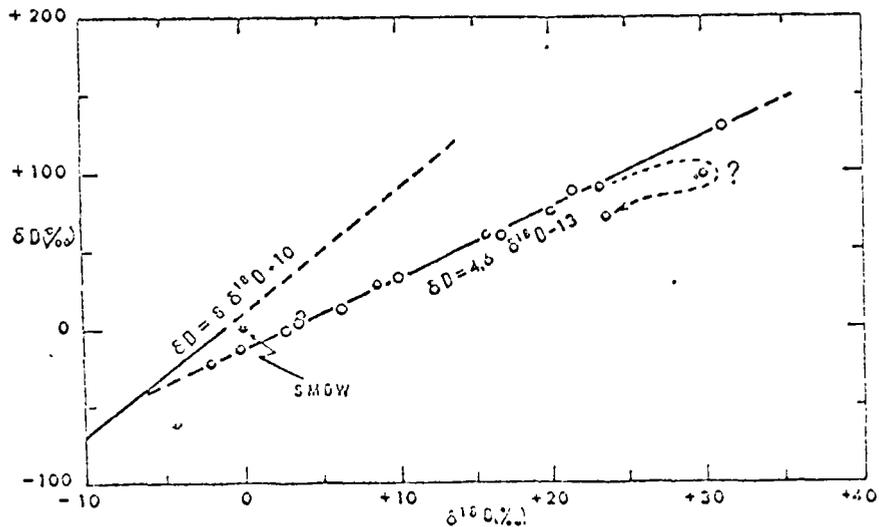
- W. DANSGAARD : Stable isotopes in precipitation, Tellus 16, 435, (1964)
- H. CRAIG, L. CORDON : Deuterium and oxygen-18 variations in the ocean and the marine atmosphere, in : "Stable Isotopes in Oceanographic Studies and Paleotemperatures", CNR-Laboratorio di Geologia Nucleare, Pisa 1965, 9.
- H. SUSS : Tritium geophysics as an international Research Project, Science 163, 1405 (1969)
- T.W. OLSEN : Modern aspect of radiocarbon datings, Earth-Science Reviews 1, 203 (1968).
- K.O. MÜNICH : Isotopen-Datierung von Grundwasser, Naturwissenschaften 55, 158 (1968).

FIG. 1



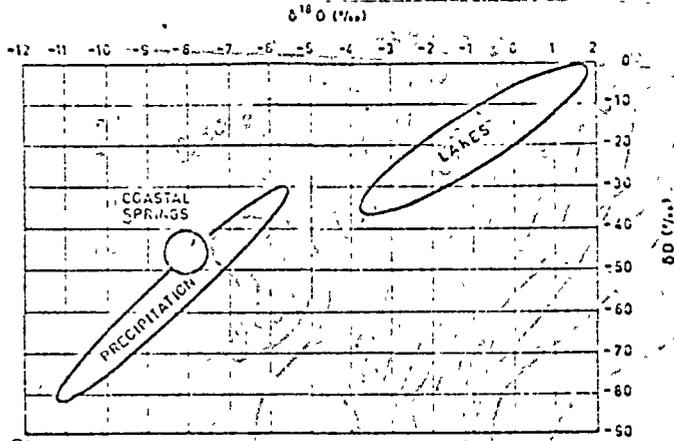
Deuterium and oxygen-18 variations in rivers, lakes, rain and snow (from Craig, Science 133, 1702, 1961).

FIG. 2



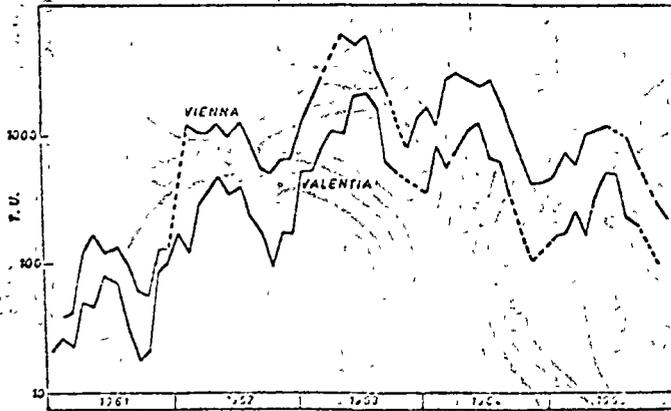
Deuterium and oxygen-18 variations in two Eocene lacustrine golds (from Fontes, Gonfiantini, Earth Plan. Sci. Lett., 1, 299, 1967).

FIG. 3



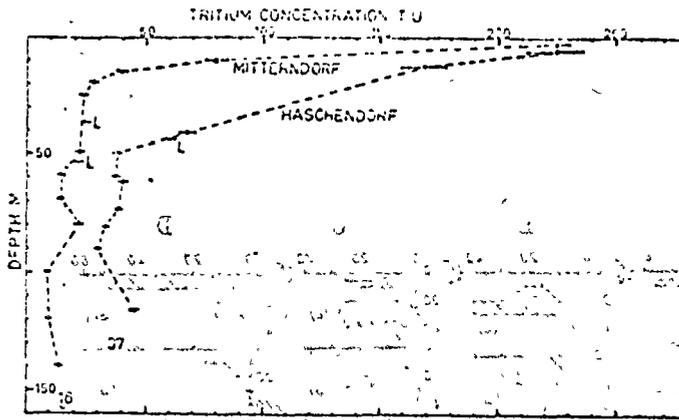
$\delta\text{D}-\delta^{18}\text{O}$ relationship in south central Turkey.
(from Payne, Isotope Techniques in the Hydrologic Cycle,
Am. Geophys. Union, Washington DC 1967, 62).

FIG. 4



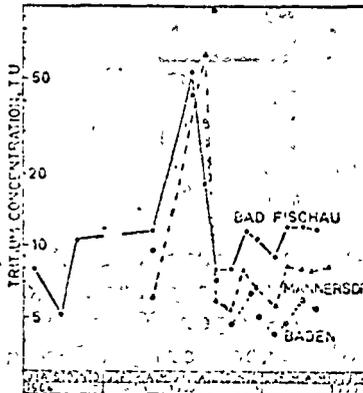
Variation of water concentration in precipitation
at Valentia and Vienna.

FIG. 6



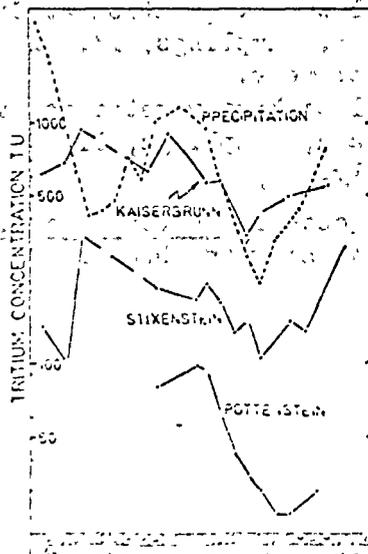
Tritium content depth of samples taken during drilling of exploratory boreholes at Mitterndorf and Haschendorf in the Vienna Basin. (L) indicates depth of change in lithology. (from Davis, Payne, Dinger, Florkowski, Gattinger, Isotopes in Hydrology, Vienna 1967, 451)

FIG. 7



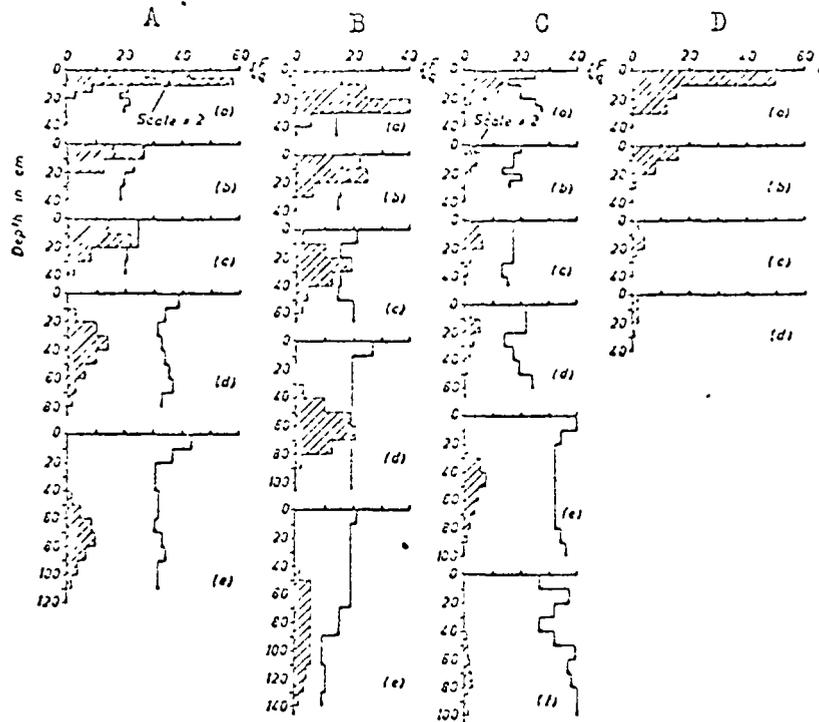
Tritium variation in thermal springs of the borders of the Southern Vienna Basin, 1964-66 (from ref. Fig. 6).

FIG. 8



Tritium variation in some springs of the Southern Vienna Basin and average of precipitation, 1964-66 (from ref. Fig. 6).

FIG. 9



Tracer profiles and soil moisture content in field experiments. F (heavy line), soil moisture (volume percentage); q (boundary of hatched area), amount of tracer per 10 cm layer of soil, as a percentage of the amount of tracer originally deposited.

Figure A shows loamy soil without vegetation at Giessen, Germany, labelled July 9, 1964; a to e, samplings, 4, 26, 82, 152 and 214 days after labelling, respectively.

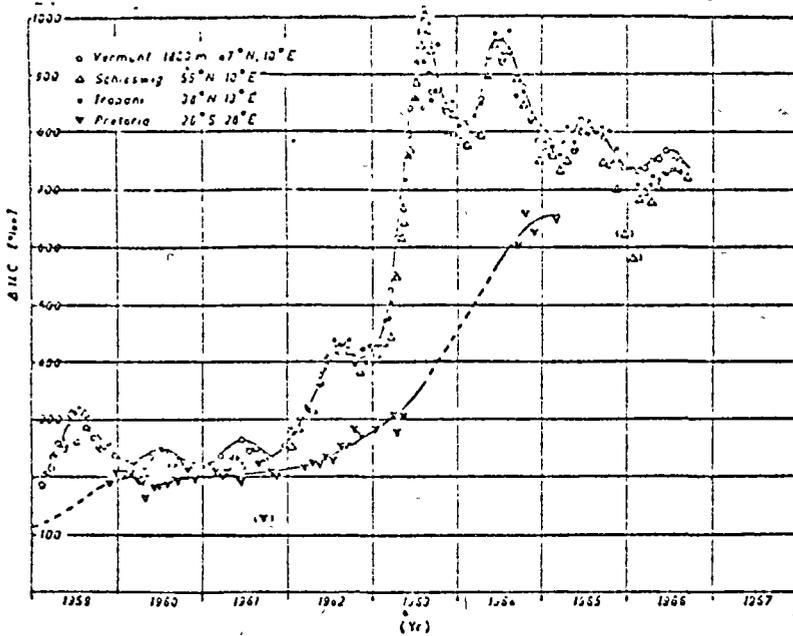
Figure B shows sandy soil without vegetation at Speyer, Germany, labelled October 9, 1964; a to e, samplings, 12, 25, 56, 104, 159 days after labelling, respectively.

Figure C shows loamy soil with vegetation at Giessen, Germany, labelled June 2, 1964; a to f, samplings, 13, 41, 63, 119, 167, 251 days after labelling, respectively.

Figure D shows loamy soil without vegetation at Giessen, Germany, labelled April 9, 1961; a to d, samplings, 11, 25, 53, 117 days after labelling, respectively.

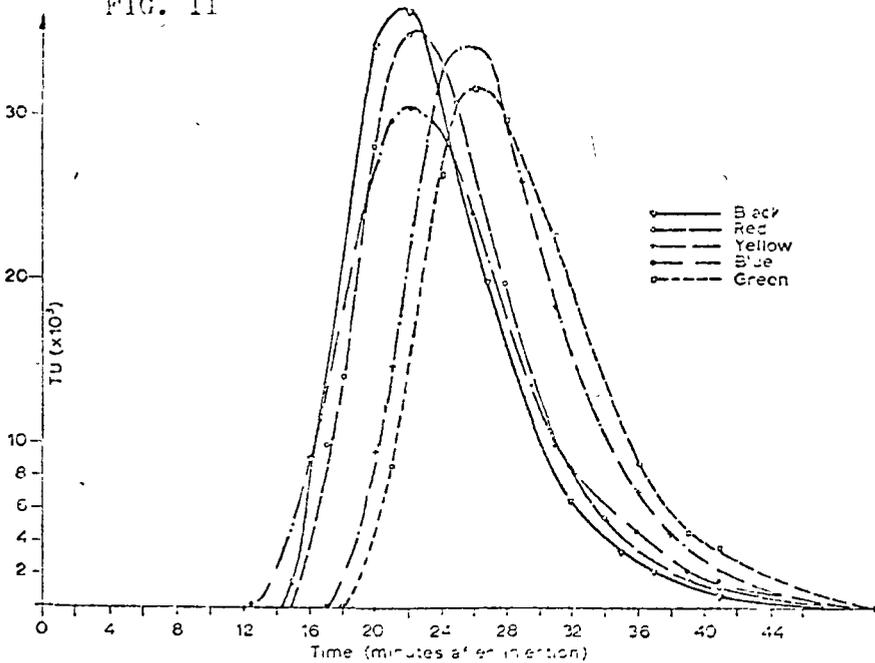
(from Zimmermann, Mianich, Roether, Isotope Techniques in Hydrologic Cycle, Am. Geophys. Union, Washington, D.C. 1967, 25)

FIG. 10



^{14}C excess in atmospheric CO_2 due to nuclear tests, given in per mil of the natural level. Upper curve : Europe, lower curve : South Africa. Atmospheric ^{14}C reached twice its natural concentration in 1963. (from Minnich, Roether, Radioactive Dating and Methods of Low-Level Counting, Vienna 1967, 93).

FIG. 11



Tritium concentration curves in Tana-Tanganyika river. (from Florkowski, Davis, Hallander, Prabhakar, J. Hydrology, 249, 1967).



[Faint, illegible text, possibly bleed-through from the reverse side of the page]





centro de educación continua
 división de estudios superiores
 facultad de ingeniería, unam



TECNICAS NUCLEARES APLICADAS A LA INGENIERIA.

" GAMAGRAFIA "

ING. GARCIA BORI.

PROPIEDADES DE LOS RADIOISÓTOPOS

El concepto de radioisótopo es más fácil de comprender si consideramos primero los átomos normales. Un átomo está compuesto de un núcleo compacto rodeado por uno o mas electrones. En el caso del hidrógeno, el núcleo consiste solamente de un protón con una carga positiva y alrededor de este núcleo, gira un electrón, que lleva una unidad de carga negativa.

El deuterio, conocido como hidrógeno pesado, tiene una estructura similar, pero el núcleo también contiene un neutrón. El tritium contiene dos neutrones y un protón en el núcleo, con un electrón orbital. Estos elementos son llamados isótopos porque tienen las mismas propiedades químicas que son determinadas por el electrón orbital y el mismo número de protones en el núcleo. Diferencian nada más en el número de neutrones.

Por el peso adicional de los neutrones en el Deuterio y en el Tritium, pueden ser separados del hidrógeno o de uno y otro en la base de diferencias en las propiedades físicas, como resultados de las diferencias en peso o masa, por medio de la Masa Espectrográfica, difusión, absorción y algunas veces velocidad de reacción.

El número de protones en el núcleo es llamado el número atómico y así el hidrógeno también como sus isótopos Deuterium y Tritium, tienen un número atómico de 1.-

La mayor parte de los elementos de la naturaleza son mezclas de isótopos tal como carbono 12 y carbono 13, Ox 16, 17, 18, y etc. Aquí el número, después del nombre del elemento, significa el número en masa

(protones y neutrones), ordinariamente el número atómico no es usado con el nombre de símbolo del elemento, porque a un químico o a un físico son sinónimo, pero cuando es usado, el número atómico es escrito como un suprefijo y el número en masa como un sobreprefijo, por ejemplo:

192	o	60
Iridium		Cobalto
77		27

Los isótopos Radiactivos son isótopos inestables que emiten energía o se desintegran con un tiempo escala, que es distintivo de cada isótopo y en el proceso de desintegración tienen la tendencia de hacerse más estables. La velocidad de decadencia o desintegración sigue la ley exponente y es convenientemente expresado en terminos de media vida. La media vida es el tiempo requerido para que una mitad de un radioisótopo en particular se desintegre. Por ejemplo, la media vida de Iridium 192 es de 75 días aproximadamente. Si comenzamos con 20 curies de Ir. 192 se desintegrará como sigue:

20	Curies	74 días
10	Curies	74 días
5	Curies	74 días
2.5	Curies	74 días
1.25	Curies	74 días
.625	Curies	74 días
.318	Curies	74 días
.159	Curies	74 días
.08	Curies	74 días
.04	Curies	74 días
.02	Curies	74 días

La vida media no afecta la calidad radiográfica directamente pero si influye en el costo y utilidad de la fuente y la técnica.

La media vida de los radioisótopos varia, de micro-segundos a miles de millones de años. He aquí algunos ejemplos:

Uranio 238	4,500 millones de años
Uranio 235	707 millones de años
Uranio 234	232 mil años
Potasio 40	450 millones de años
Carbón 14	57 mil años
Radio 226	1,600 años
Cesio 137	30 años
Cobalto 60	5.3 años
Iridio 192	75 días
Iridio 194	19 horas
Yodo 128	25 minutos
Plata 110	225 días
Berilio 8	0.0001 microsegundos.

Para la radiografía industrial se ha considerado que existen alrededor de unos 200 isótopos radiactivos, sin embargo, solo unos cuantos se han llegado a conocer por llenar los requisitos para que sean comerciales, tanto por su razonable media vida, como por su factor gamma, utilidad y seguridad. Como un ejemplo de discriminación, podemos considerar que el primer isótopo usado debido a su natural radioactividad fué el Radio 226. Esta fuente siempre ha representado un riesgo debido a su emanación radiactiva de Radón. Además, por su alto costo, y volumen o tamaño focal, así como su bajo factor gamma, fueron factores que balancearon su atractiva media vida de 1600 años, hasta que el Cobalto 60 apareció, con una media vida muy comercial, factor gamma alto, punto focal muy pequeño (1 m/m) bajo costo, y que puede manejarse con mayor seguridad.

Los isótopos que hoy en día pueden conseguirse en cualquier cantidad, son los siguientes:

<u>ISÓTOPO</u>	<u>MEDIA VIDA</u>	<u>PIE FACTOR GAMMA</u>	<u>ENERGIA MEV</u>
Cobalto 60	5.3 años	1.35	2 gammas.- 1.17 y 1.33
Cesio 137	30 años	0.39	1 gamma.- 0.66
Iridio 1	75 días	0.55	12 gammas 0.21 a 0.61
Thulio 170	127 días	0.0025	2 gammas 0.052 a 0.084
Radio 226	1600 años	0.640	11 gammas 0.24 a 2.20

La energía puede seleccionarse de acuerdo con la densidad y el espesor del material que va a radiografiarse.

COBALTO 60

Debido a que el Cobalto 60 es producido en grandes cantidades para la terapéutica médica interna, es con mucho, el más barato por RHM.

Actualmente es factible producir una fuente radiográfica aceptable con una actividad de 10,000 curies efectivos, (corregidos por propia absorción), con 150 granos de material curie y las economías de dicha fuente, pueden ser probadas con el aparato de control necesario, o con el equipo radiográfico comparable que exista.

Radiográficamente hablando, 1.8 curies o 1.8 granos de Sulfato de Radio, son equivalentes a 1 curie de Cobalto 60, lo cual nos indica que el Cobalto 60 tiene una actividad específica más alta, ya que la densidad, o número atómico del Cobalto, esta en una esfera de actividad media.

Asi pues, dentro de una fuente radiográfica relativamente grande, no hay ningún peligro en la absorción de Rayos Gamma relativamente alta.

Con ésta fuente se pueden inspeccionar espesores hasta de 15 centímetros, comercialmente hablando.

CESIO 137

El Cesio 137, teniendo una atractiva media vida de 30 años, ha sido hasta cierto punto un desengaño como fuente radiográfica. Su rayo monocromático de 0.66 MEV, lo lleva a uno a suponer, que los resultados radiográficos pudieran ser parecidos a los obtenidos con Iridio 192, con un promedio de cerca de 0.4 MEV, sin embargo, los resultados son más parecidos a los obtenidos con Cobalto 60. Además siendo el Cesio tan reactivo como el sodio, debe usarse en forma de sal como el Radio, en lugar de en forma metálica como el Cobalto 60 y el Iridium 192, por lo cual tiene una actividad específica por unidades volúmen, más baja.

Por este motivo, como punto focal es mucho mejor el del Cobalto 60 y el del Iridium 192. También parece que hay grandes dificultades para empacar satisfactoriamente en una cápsula la sal de Cesio, por lo que es obligado, hacer pruebas de fuga cada 6 meses en la cápsula misma y en su recipiente. Como es natural, este procedimiento no se puede llevar a cabo en un laboratorio radiográfico ordinario. Con esta fuente pueden lograrse resultados óptimos en espesores de 2.5 a 3 cms..

El Cesium 137 está sumamente contaminado con Cesio 133 y con Cesio 134 que emite Rayos Gamma de 1 MEV, aproximadamente lo cual aumenta el problema de la protección.

Aunque la propia absorción es casi nula, la esfera radiográfica de actividad está limitada a unos 500 curies debido a su gran volumen.

IRIDIO 192

El Iridio natural es una mezcla de 191 y 193, cuando es bombardeado con neutrones en las pilas atómicas; algo de Iridio 194 se forma del Iridio 193 que hay en el Iridio natural, aunque el 191 es más susceptible a los neutrones. El Iridio 194 no es deseable para radiografía, porque emite Rayos Gamma de una energía tan elevada, que llega al 1.51 MEV, por lo cual requiere mucha mayor protección de plomo, que el Iridio 192 con un promedio de energía gamma de 400 MEV. Sin embargo, la media vida del Iridium 194 es de 19 horas, y diez medias vidas son ligeramente más de 8 días. El Iridio irradiado, es enfriado por ese período de tiempo, para despojarlo de la mayor parte del 194, antes de ser embarcado para fines radiográficos..

Este isótopo, pose a su poco atractiva media vida de 75 días, es con mucho la fuente gamma ideal para cierto tipo de trabajos radiográficos. Su baja energía produce resultados muy parecidos a los logrados con equipos de

Rayos X tipo industrial, es decir mayor contraste y gran definición, debido a su punto focal casi siempre menor de 1 m/m.

La escasa protección que requiere lo hace más manuable, pudiendo manipularse con mayor facilidad.

Su uso no es factible en una esfera de actividad radiográfica de 1000 curies. La propia absorción sería muy alta, y la corta media vida haría el costo poco económico.

Su mayor eficiencia radiográfica, se logra en espesores de 1 a 6 cms.

THULIO 170

Para las grandes fuentes de producción radiográfica, este isótopo está completamente fuera del cuadro. Además de la propia absorción que es prohibitiva, su corta media vida, y factor gamma sumamente bajo, existe el problema de Bremsstrahlung, que son Rayos X de alta energía producidos por acción de los rayos Beta en el mismo Thulio y en la cápsula que lo encierra. El bremsstrahlung absorbe casi completamente la poca energía de los Rayos Gamma y en este forma la resultante es muy parecida a aquella producida por una máquina de Rayos X de 250 Kv. Por lo tanto la radiografía con Thulio ha sido engañosa y ha sufrido también la descriminación, ya que solo trabaja en espesores muy pequeños o en materiales muy ligeros.

RADIACIONES UTILES

La energía emitida por radioisótopos generalmente toma la forma de radiación ALPHA, BETA, GAMMA, y captura K.

ALPHA

La decadencia Alpha es característica de los átomos más pesados, como el Uranio. Las partículas Alpha de un determinado isótopo, son emitidas a cierto nivel de energía y en consecuencia se dice que son Monoenergéticas.

Se conocen isótopos que emiten partículas Alpha con energía tan alta como 10.5 MEV, pero el poder de penetración es muy bajo, pues bastan unas cuantas hojas de papel para pararles completamente.

BETA

La radiación Beta no es **Monocenergética**, pero puede tener energías hasta del orden de 12 MEV. La **energía promedio** es de cerca del 0.4 del **máximo**.

La radiación Beta es más penetrante que la radiación Alpha y puede requerir hasta de 0.25 de pulgada de plástico para detenerla completamente.

Las partículas Beta son de gran utilidad para cierto tipo de trabajo de investigación por electrografía o Betagrafía para detectar en placa radiográfica tintas indelebles en timbres fiscales, billetes de banco y otros más, con la diferencia de que el resultado final se observa en la placa radiográfica en forma positiva y no negativa como en la radiografía común.

PROCESO CAPTURA K

Es el reverso de la emisión de electrón o Beta. Un núcleo, captura uno de sus propios electrones orbitales K, y en el proceso emite un característico Rayos X K.

GAMMA

La radiación Gamma frecuentemente acompaña a la radiación Alpha o Beta. Los rayos son monocenergéticos para un isótopo en particular, pero puede emitir diferentes energías.

La radiación gamma que es la radiación de mayor interés en radiografía, fué reconocida como ondas electromagnéticas de muy corta longitud de onda, hermana de los Rayos X y de la luz visible. El adelanto de la teoría

y de los conocimientos, ha hecho más conveniente pensar de los Rayos Gamma, Rayos X y luz visible, como proyectiles de energía llamados fotones. Un fotón de luz visible es similar a ~~un fotón de luz visible es similar a un~~ fotón de Rayos Gamma, con la diferencia, de que los fotones de luz visible son de aproximadamente 1.5 a 3 electrón Volts y los de Rayos Gamma, pueden fluctuar en energías de unas cuantas decenas de miles a varios millones de electrón-Volts.

RAYOS X

Los Rayos Gamma y los Rayos X de la misma energía son idénticos en carácter y difieren solo en la forma en que son producidos. Cuando los Rayos X son generados en una máquina ordinaria de Rayos X se emite un espectro ancho. La distribución de energía varía, desde el pico del Kilovoltage (KVP), donde se puede medir el máximo voltaje, hasta valores muy bajos.

Los isótopos emiten Rayos Gamma únicamente a discretos niveles de energía, peculiares a ese isótopo en particular. Lo anterior explica la anomalía por la cual la radiación de Iridium 192 con un promedio de cerca de 400 Kev, es ligeramente más penetrante que la radiación de una máquina de Rayos X de un millón de Volts, y porque la radiación de Cobalto 60 con un promedio de 1.25 MEV también es ligeramente más penetrante que la radiación de una máquina de dos millones de Volts. La realidad es, que la mayor parte de los Rayos X están producidos a energías considerablemente más bajas, probablemente con un promedio menor del 60% del voltaje pico.

RAYOS GRENZ, O BLANDOS

Equipos especiales de Rayos X pueden producir radiaciones X de larga longitud de onda, como los Rayos Grenz. Energías tan bajas son de gran

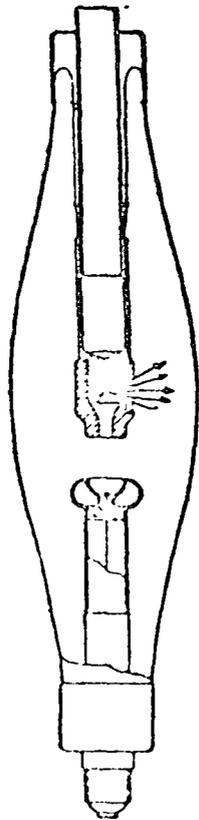
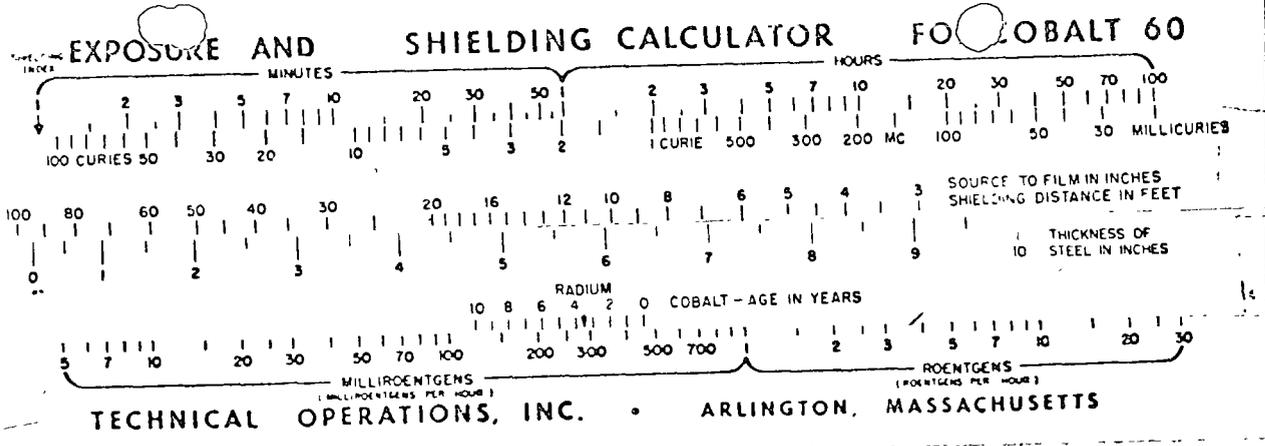


Fig. 1. Diagrama de un tubo de rayos X de doble polo.

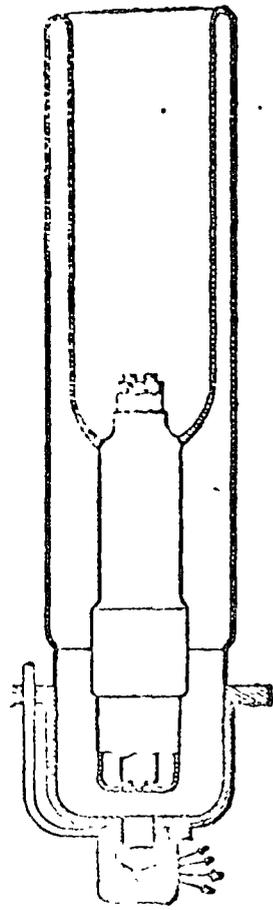


Fig. 2. Diagrama de un tubo de rayos X de polo único.

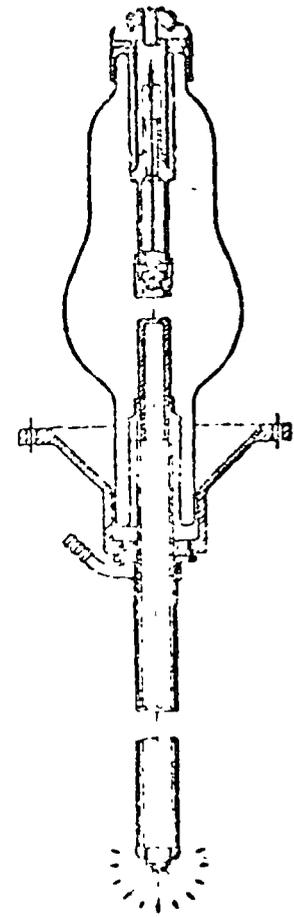


Fig. 3. Diagrama de un tubo de rayos X de ánodo hueco.

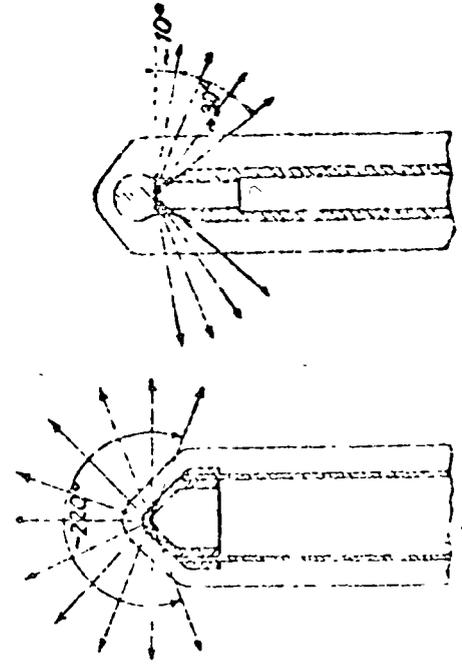


Fig. 4. Dirección de emisión en dos ángulos diferentes de tubos de rayos X de ánodo hueco.

utilidad en el campo radiográfico Industrial para inspección de textiles, cueros, madera, papel etc., y en el laboratorio de investigación, para exámen de ejemplares botánicos y biológicos, como escarabajos, moscas y seres tan pequeños que se pueden radiografiar sin que mueran en el proceso.

Toda la información amarillista que la prensa publica cuando el caso se ofrece, en cuanto a los peligros de la radiación, ya sea por la lluvia de las explosiones nucleares, o el uso normal de material radiactivo en cualquier aplicación, especialmente en el terreno radiográfico Industrial, han aumentado los temores en el público promedio, hasta proporciones inexcusables. Uno de esos temores es de que los isótopos puedan radiactivar a todos los materiales que sean irradiados. Todos los isótopos seleccionados para la radiografía, no producen más radiaciones que Alpha, Beta, Gamma y Bremsstrahlung. La cápsula absorbe cualquier radiación Alpha o beta que puedan producirse, dejando únicamente los gamma, y en el caso del Thulio en particular, los Bremsstrahlung.

Desde el momento en que los nucleones están sujetos en la mayor parte de los núcleos con energías retentivas de 6 a 8 MEV, los fotones, teniendo menos energía que 6 MEV, no puede esperarse que induzcan muchas reacciones nucleares, de no ser excitación de los núcleos a niveles isoméricos y las fotodesintegraciones del Deuterón (umbral 2.18 MEV) y Berilio 9 (umbral 1.63 MEV). Aún en la energía del umbral, la eficiencia es extremadamente baja. En consecuencia puede decirse con seguridad, que el uso de cualquiera de los isótopos ordinarios, en materiales ordinarios, no inducirán Radiactividad.

DENSIDAD Y ESPESOR

Estos factores radiográficos están íntimamente unidos y son de vital importancia para poder empezar a esbozar una exposición radiográfica correcta.

La base para medir la absorción de los Rayos X o gamma, está en el hecho de que la intensidad de la radiación disminuye cuando atraviesa un material. Este cambio de intensidad depende de la densidad del material, así como de su espesor, y si para nosotros son conocidas la intensidad inicial de la radiación y el peso específico del material, así como su espesor, ya podemos calcular la dosis necesaria para poder impresionar una película radiográfica de cualquier sensibilidad y de acuerdo con las necesidades.

Tabla de equivalencias de factores radiográficos para diferentes materiales.

MATERIAL	IRIDIO 192	CESIO 137	COBALTO 60
Aluminio	0.35	0.35	0.35
Acero	1.00	1.0	1.0
Cobre	1.1	1.1	1.1
Zinc	1.1	1.0	1.0
Bronce	1.1	1.1	1.1
Plomo	4	3.2	2.3

Para aplicación de estos factores, multiplíquese el espesor del material a radiografiarse, por el factor correspondiente anotado en la columna de la fuente a usarse.

PESO ESPECIFICO DE VARIOS MATERIALES

URANIO	18.70
PLOMO	11.37
COBRE	8.93
NIQUEL	8.80
BRONCE	8.70
ACERO ROLADO	8.20
ACERO DE FUNDICION	7.91
HIERRO	7.86
ESTAÑO	7.30 a 7.40
ZINC	7.15
ANTIMONIO	6.71
CROMO	6.50
ALUMINIO FUNDICION	2.60
ALUMINIO ROLADO	2.72

El espesor de un material puede ser dado en centímetros o en cualquier otra unidad, también suele expresarse en g/cm^2 , pero dentro de la práctica diaria, se facilita más el trabajo, utilizando centímetros o pulgadas, aún cuando los coeficientes de absorción sean menos exactos.

Considerando que la absorción de la radiación es exponencial a través de un material, es muy importante considerar el espesor de éste, ya que de esto depende el nivel de radiación a la salida, del cual podemos disponer para dosificar en función de tiempo.

Siendo exponencial la absorción de la radiación, en carácter y en la misma forma que se describe la vida media de los isótopos, una capa semireductora o de medio valor, debería definirse como el espesor de material necesario para reducir la intensidad de la radiación, a una mitad de

su valor previo. En forma similar, el espesor de material que reducirá la intensidad de la radiación a 1/10 de su valor original, es llamada capa decarredutora o capa de valor décimo.

TABLA DE VALORES MEDIO Y DÉCIMO EN PULGADAS, DIFERENTES MATERIALES, CON VARIOS ISÓTOPOS

		Co.60	RADIO 226	CESEO 137	IRIDIO 192	THULIO
PLOMO	1/10	1.62	1.99	10.847	0.647	?
	1/2	0.49	0.56	0.25	0.19	
COBRE	1/10	2.75	2.88	2.15	1.89	
	1/2	0.83	.87	.65	.57	
HIERRO	1/10	2.90	3.03	2.25	2.0	0.24
	1/2	0.87	0.91	0.68	0.61	0.07
ESTAÑO	1/10	3.15	3.25	2.40	2.18	
	1/2	0.95	0.98	.72	.66	
ZINC	1/10	3.48	3.59	2.69	2.41	
	1/2	1.05	1.08	.81	.73	
TITANIO	1/10	6.0	6.17	4.61	4.2	0.42
	1/2	1.8	1.86	1.39	1.3	0.13
ALUMINIO	1/10	8.6	9.6	7.1	6.2	1.8
CONCRETO	1/2	2.6	2.9	2.1	1.9	0.54
MAGNESIO	1/10				9.6	2.8
	1/2				2.9	0.84

Es más conveniente usar gráficas para determinar el escudo o protección, que las capas de valores décimo o medio. Las gráficas siguientes muestran el espesor de material calculado contra el factor de reducción para los isótopos usados comúnmente.

Las gráficas, así como las capas de valores décimos y medio incluyen el crecimiento de intensidad debido a la radiación deseminada, y en consecuencia se les considera como datos de rayo ancho en contraste con los datos de rayo angosto que considera únicamente la absorción del rayo primario.

Para usar las gráficas, deberá obtenerse primero el factor de reducción de $\frac{1000}{10} = 100$, para reducir la intensidad a 10 mr/hr. En consecuencia son necesarias 1.2 pulgadas de plomo para reducir la intensidad a 10 mr/hr., si la radiación es de Iridium 192, y de 3.3 pulgadas de plomo, si la radiación es de Cobalto 60.

En materiales con números atómicos relativamente más bajos, como el agua, aluminio, hierro, cobre, arena o concreto, la protección necesaria para la absorción de energía gamma de 0.2 a 2 MEV, es en proporción inversa a la densidad de material de blindaje.

Así que por ejemplo: arena con densidad de 100 lb/pies cúbicos, requeriría $\frac{150}{100} = \frac{3}{2}$ veces el espesor requerido para concreto con una densidad de 150 lb/pies cúbicos.

Una barrera barata y efectiva contra la radiación la constituye la arena, o mejor arena con grava cernida como se usa en el concreto, para incrementar la densidad considerablemente. Arena en cajas de lámina o madera de una forma que facilmente pueda ser cambiada de sitio, se usan con frecuencia en las salas de Calderas o fundiciones, y tener así barreras de radiación móviles para proteger al personal. También muros de tabique con dos paredes reforzadas pero relativamente ligeras, y llenando el espacio entre ambas con la mezcla de arena y grava, brindan una buena barrera para el laboratorio Radiográfico, con la ventaja de que en caso de expansión de la planta, el laboratorio puede cambiar de sitio con mayor facilidad y a menos costo, que si los muros fueran de concreto de 2 o 3 pies de espesor.

La protección contra la radiación puede lograrse en forma barata y fácil cuando se aprovechan los materiales a mano, por lo que no hay excusa para exposiciones, aún cuando se acerquen a los límites fijados por la reglamentación.

GAMMOGRAFIA INDUSTRIAL

El control de la calidad fué establecido en la Industria, a partir de los adelantos que la ciencia puso a disposición de la técnica, y conforme las necesidades de producción, economía y seguridad, lo ha ido exigiendo la expansión Industrial.

Después de muchos fracasos, se formaron diferentes Asociaciones e Institutos especializados, tanto Americanos como Europeos, y empezaron a sugerir e implantar especificaciones y normas para materiales de fabricación, procesos de fabricación y supervisión adecuada, para lograr máxima calidad o seguridad en el producto.

De esta manera rigen ahora los códigos para controlar la calidad de todo artículo manufacturado.

Claro está, que en función de los esfuerzos o condiciones de trabajo de una determinada pieza, se seleccionan las normas bajo las cuales se procederá a su fabricación, por ejemplo:

La American Society of Mechanical Engineers (ASME), establece especificaciones para el material a usarse, normas para el proceso de fabricación y especifica el método de inspección necesario así como las pruebas finales que garantizarán la calidad y seguridad de la calderas ^{y recipientes a presión} antes de lanzarlas al mercado o de ponerlas en servicio.

El American Petroleum Institute (API), norma la construcción de Oleoductos y Gaseoductos, y también exige la inspección radiográfica en las uniones soldadas de la tuberías.

La American Welding Society, (AWS), da normas generales para todo tipo de estructuras soldadas, como edificios, puentes etc.

Las normas para fabricación de acueductos esta establecido por el Código de la American Water Works Association, (AWWA).

Para la fabricación de Ferrocarriles, rigen las Normas de la American Association Railroad, (AAR).

La (ASTM) American Society for Testing on Materials. Fundición y soldadura.

La (ASA) American Standard Association. En general

La (SNT) Society for non destructive Testing, marca la pauta para uso de los métodos para pruebas no destructivas.

Estos Códigos son Americanos, pero se utilizan en todo el mundo.

En Europa, uno de los Códigos mas extensos es el DIN. (Alemán)

En Suecia está el International Institute of Welding (IIW)

Gran Bretaña, Francia o Italia, también han establecido sus propios Códigos, de acuerdo con sus propias necesidades, o bien se apegan a otros Códigos Internacionales, según las especificaciones que el contrato de fabricación exija.

Actualmente en México, La Asociación Mexicana de Ingenieros Mecánicos} Electricistas (AMIME), está pugnando por establecer Normas propias, lo que nos dá, una idea del deseo de superación con que trabaja nuestra industria.

El Control de Calidad se hace por PRUEBAS DESTRUCTIVAS Y PRUEBAS NO DESTRUCTIVAS.

Pruebas destructivas, son aquellos métodos por los cuales se determinan las características o propiedades de los materiales mediante su destrucción parcial o total, por fuego, esfuerzos de tensión, flexión, ataque químico etc.

Pruebas no destructivas, son los métodos que se usan para investigar una muestra, sin destruirla.

Los métodos usuales son: ONDAS ULTRASONICAS, PARTICULAS MAGNETICAS, ACEITES PENETRANTES Y RADIOGRAFIA.

Todos estos métodos son útiles, pero sus campos tienen limitaciones.

Las Ondas Ultrasónicas, nos permiten detectar fallas en el interior de un material, mediante señales de sonido o lectura directa en pantalla osciloscópica.

Ambas son de difícil interpretación y se requiere de una gran experiencia. Además dichas fallas no son de registro directo.

El método es de gran utilidad para determinar espesores en tanques cerrados y en tubería etc.

El método de inspección por partículas magnéticas, (magnaflux), es también muy eficiente para localizar fallas superficiales especialmente, o ligeramente bajo la superficie del material.

La aplicación de aceites penetrantes se hace también, para localizar fallas superficiales exclusivamente, como fisuras o poros muy finos.

El método Radiográfico, aún teniendo sus limitaciones, es desde luego el más útil y tiene un campo de acción extraordinariamente grande, además por ser de registro directo es objetivo y archivable. La ley exige que las radiografías tomadas para investigaciones de seguridad, se conserven durante 5 años.

La radiografía aplicada a la industria e investigación, tiene cada día mayor aceptación como prueba irrefutable, y su uso se ha generalizado enormemente en las industrias del Petróleo, Petroquímica, de la Construcción, de las llantas, zapatos, de la fundición, automovilística, aviación, astilleros, dulces, paileria, industria eléctrica, cerámica, perlas, pinturas antiguas, timbres fiscales, billetes de banco etc, etc. lloraríamos

mucho papel para señalar todo el campo donde la radiografía es necesaria. Estudiemos pues, pruebas no destructivas mediante la Radiografía Industrial.

Las técnicas radiográficas se basan en el conocimiento de los factores que necesariamente intervienen para realizarlo, y la práctica nos da la experiencia que nos permitirá resolver los diferentes problemas que diariamente han de presentarse.

FACTORES RADIOGRAFICOS

- 1.- Fuente de radiación
- 2.- Densidad del material
- 3.- Espesor
- 4.- Distancia
- 5.- Penetrámetros (Contraste y sensibilidad)
- 6.- Pantallas intensificadoras
- 7.- Película
- 8.- Tiempo de Exposición
- 9.- Proceso Químico
- 10.- Interpretación

DISTANCIA

No existe sustituto para la protección adecuada, pero el blindaje por medio de fuertes barreras contra la radiación, no constituyen el único método para alcanzar ese fin.

Si un radiólogo se encuentra momentáneamente en una zona de alta radiación, la dosis total acumulada puede ser pequeña. Quiere decir en consecuencia, que la dosis dependerá del tiempo que permanezca dentro de esa zona, y la distancia a que se encuentre de la fuente de radiación.

Este razonamiento se aplica exactamente en el campo radiográfico, cuando se trata de establecer la distancia adecuada para radiografiar una muestra.

El cálculo se basa en la ley de la raíz cuadrada a la inversa y matemáticamente se expresa así $I = \frac{1}{D^2}$ ya que la intensidad varía en razón inversa al cuadrado de la distancia. (Figura 1)

La mayor parte de las veces uno se ocupa de determinar una intensidad desconocida o una distancia desconocida, partiendo de factores conocidos. Esto puede expresarse así;

$$\frac{I_a}{I_b} = \frac{D_b^2}{D_a^2}$$

De esta fórmula se saca, que todos los factores de Distancia e intensidad puede ser calculada partiendo de resultados determinados en fuentes standard.

FACTORES GAMMA A DISTANCIAS DIFERENTES PARA FUENTES DE 1 CURIE

ISOTOPO	1 METRO	1 PIE	2 PIES	4 PIES	4 PIES	10 PIES
COBALTO 60	1.35	14.5	3.6	0.9	0.23	0.145
RADIO 226	0.84	9.0	2.3	0.6	0.14	0.09
CESIO 137	0.39	4.2	1.1	0.26	0.07	0.042
IRIDIO 192	0.55	5.9	1.5	0.4	0.09	0.059
TALIO 170	0.0025	0.037	0.007	0.002	0.0004	0.00027

El problema de la dispersión es complejo y solo puede calcularse con dificultades, bajo las diversas condiciones encontradas en la radiografía.

Por esta razón los valores calculados de intensidad de radiación a diversas distancias, posiblemente sea considerablemente más bajo que la verdadera intensidad tomada por medidor, especialmente a distancias cortas de la fuente.

Una fuente no puede ser calibrada en esta forma, a menos que las condiciones de dispersión sean perfectamente conocidas, tal como se determina de medidas tomadas contra una fuente Standard, de la misma clase.

Debe subrayarse que todas las intensidades calculadas para demarcar zonas de seguridad, deben ser comprobadas con un contador que esté en perfectas condiciones de trabajo.

Para obtener resultados óptimos radiográficamente hablando, las radiografías deben tomarse bajo condiciones que reproduzcan los detalles más pequeños de la muestra bajo exámen, y este 4° factor radiográfico, DISTANCIA, es muy importante para lograrlo. Para fijar una distancia óptima pueden utilizarse varios métodos, uno de ellos está dado por la fórmula:

$$D_{opt} = E \left(\frac{\phi}{u} - 1 \right)$$

DONDE: E = Espesor máximo de la pieza.

ϕ = Diámetro del foco o fuente de radiación.

u = Tamaño del grano de la emulsión

u = Tamaño del grano de la emulsión de la placa.

Estos factores pueden encontrarse en la siguiente tabla, según el caso.

DISMINUCION INTERNA u PARA RADIOGRAFIA

RAYOS X		RAYOS - GAMMA			
CON O SIN PANTALLAS DE PLOMO	CON PANTALLAS DE CALCIO	CON PANTALLAS DE PLOMO INICIO 192		CON PANTALLAS DE CALCIO	
		Co ⁶⁰ y Ra ²²⁶			
u = 0.2	0.3 0.4	0.2	0.3	0.6 - 0.7	

Es esencial no usar distancias menores a la óptima, si lo que trata de detectarse son defectos muy finos como roturas o poros finos. Sin embargo la distancia puede aumentarse hasta 100% sin gran pérdida del contraste.

TABLA DE CORRECCIONES DE DISTANCIA

Usando Pantallas de plomo.

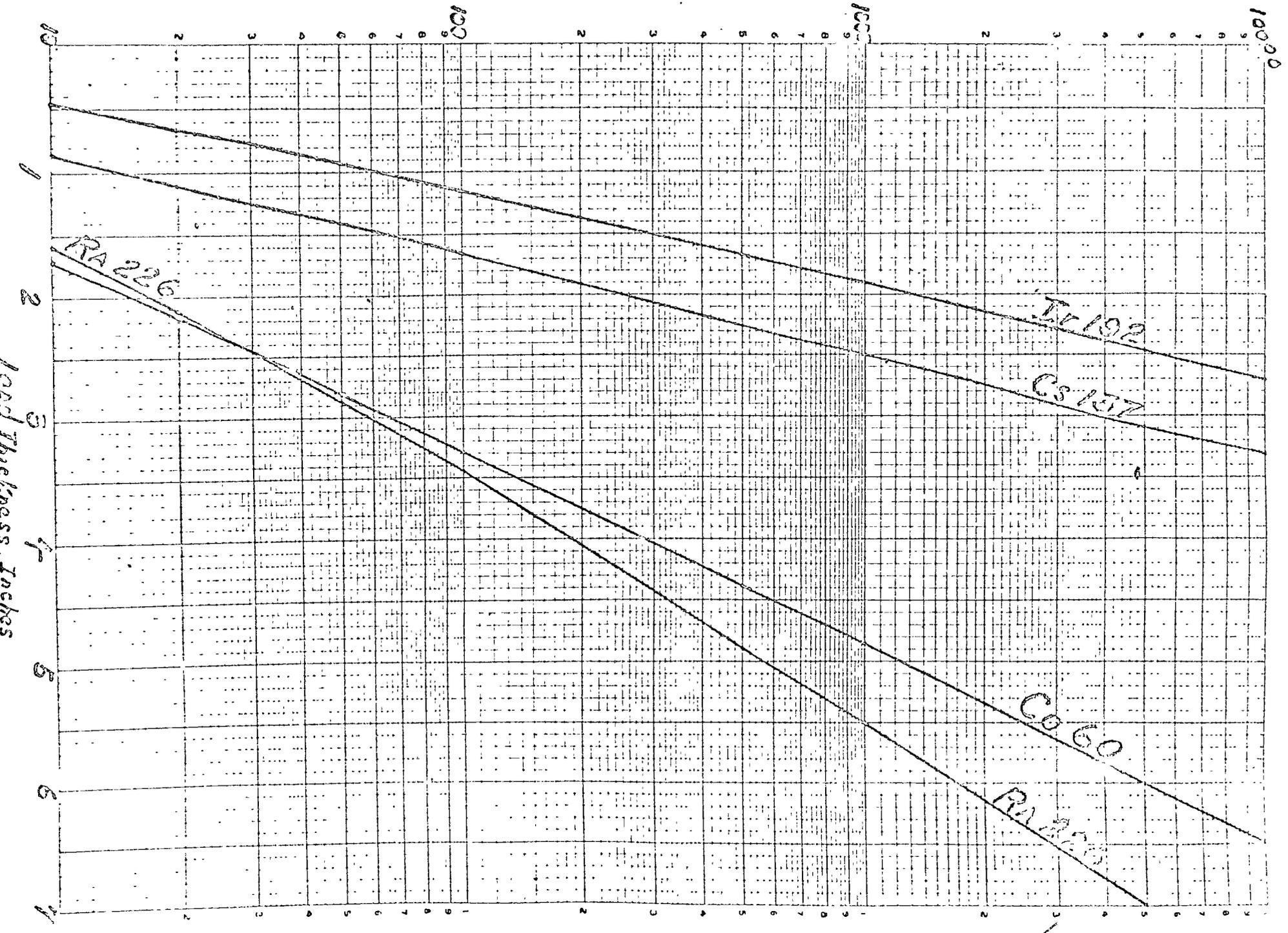
AUMENTO	FACTOR	DISMINUCION	FACTOR
25 %	1.6	20 %	.62
50 %	2.3	33 %	.43
100 %	4	50 %	.25

CON PANTALLAS DE CALCIO CON RAYOS X

25 %	2	20%	.05
50 %	4	33%	.2
100 %	8	50%	.1

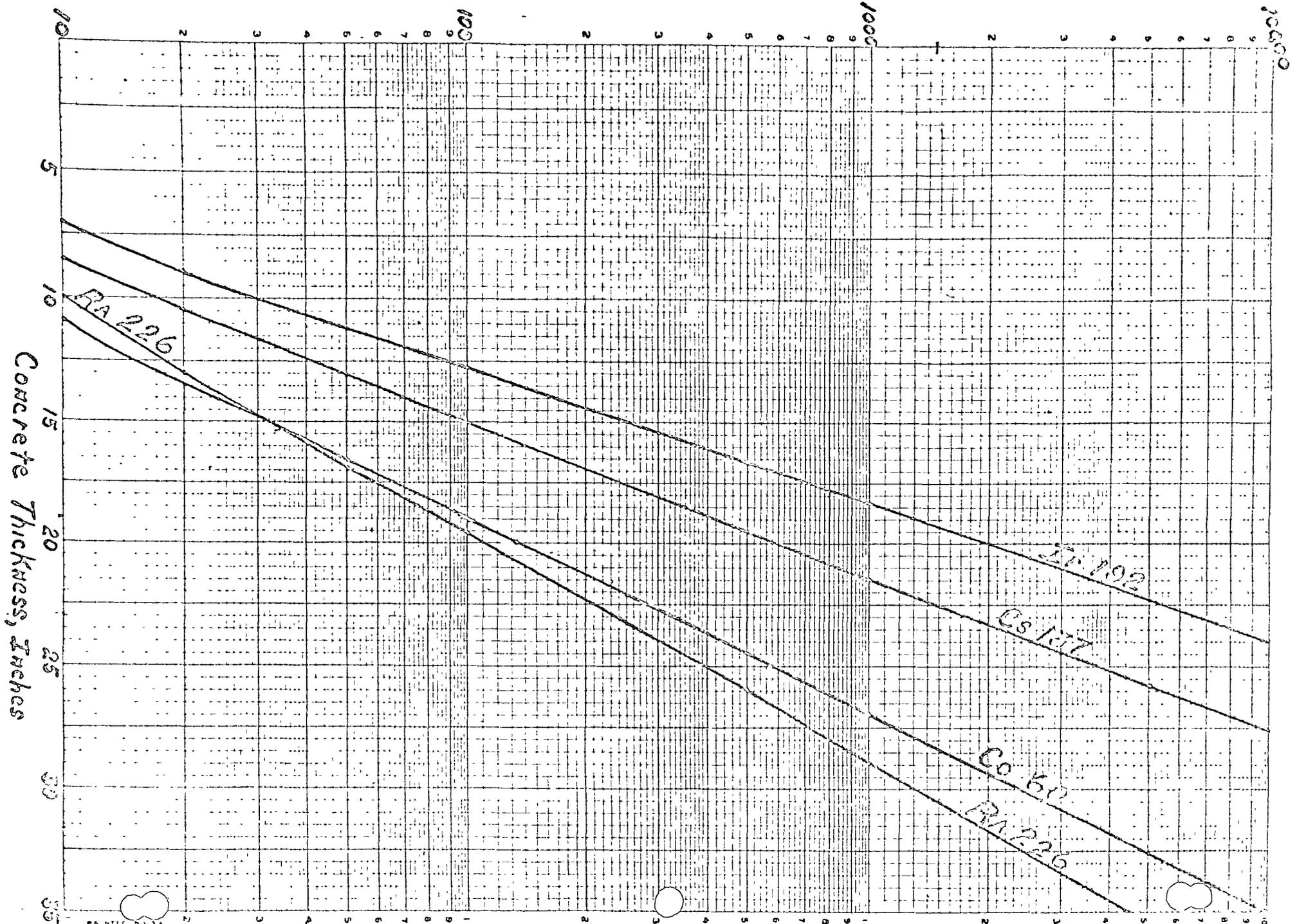
Reduction Factor =

$$\frac{\text{Dose Rate Without Shield}}{\text{Dose Rate With Shield}}$$



Reduction Factor =

$$\frac{\text{Dose Rate Without Shield}}{\text{Dose Rate With Shield}}$$



CONTRASTE

Siendo independientemente el contraste y la sensibilidad de detalle, un aumento de contraste, aumentará desde luego la visibilidad del detalle, y posiblemente viceversa dentro de límites.

Cuando se observa desenfoque en la imagen de la radiografía, este puede deberse a diferentes factores.

- 1o.- Dispersiones producida dentro de la muestra radiografiada y película.
- 2o.- Distancia de la película a la muestra.
- 3o.- Distancia de la fuente a la película.
- 4o.- Movimiento de la película, muestra o fuente.

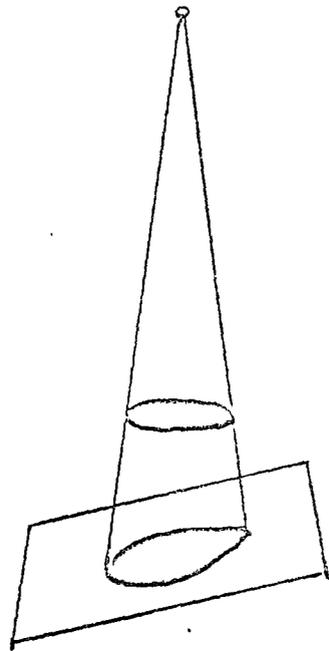
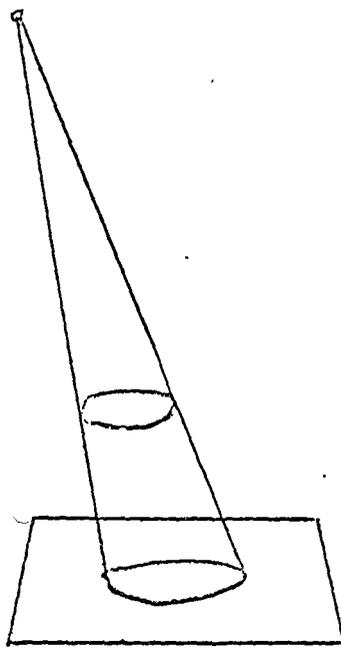
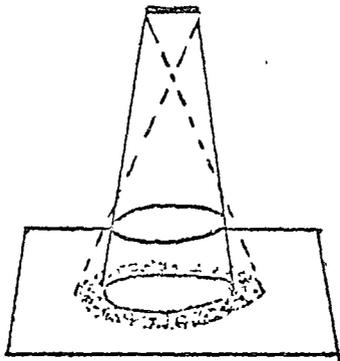
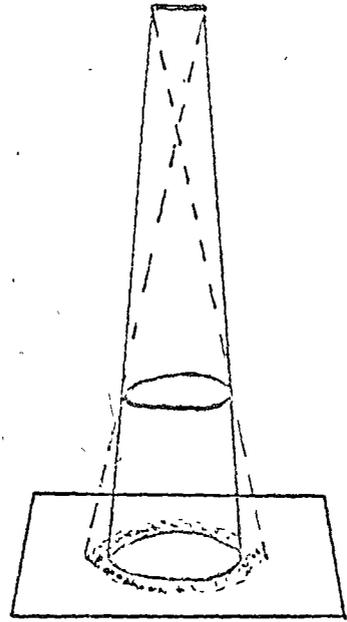
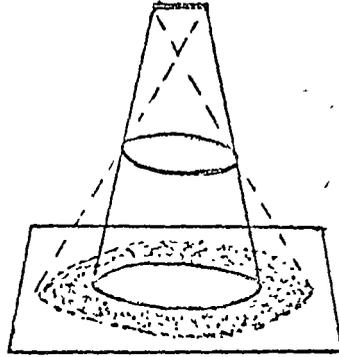
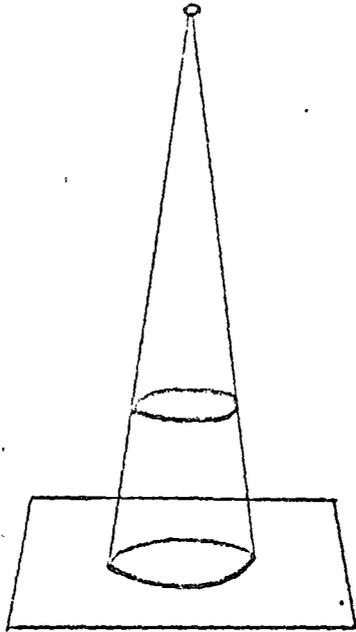
1.- La dispersión producida dentro de la muestra es la causa mayor del "desenfoque". Como la dispersión interna no tiene dirección fija, se producirá un velamiento general de la película, lo cual reducirá el contraste. Por ejemplo, en una muestra de acero de 4.5" de espesor, expuesta a Rayos X de 2 millones de electrón Volts o rayos Gamma de Cobalto 60, solamente una quinta parte de la radiación que llega a la película lleva imagen inherente. La proporción menor con especímenes más gruesos.

También es considerable, en materiales más delgados o con energía más baja.

Cuando 1" de aluminio es radiografiada a 80 Kv, el 50% de la radiación que llega a la película, es dispersión interna.

El desenfoque que se presenta es causado por la dispersión de electrones secundarios dentro de la emulsión de la película y tiende a

GEOMETRIA DE LA IMAGEN



empeñar las orillas o perfiles de la imagen. El orden del desenfoque está en función de la energía y se incrementa a energías mayores.

2.- Si se proyecta una sombra a la pared, notaremos que esta se hace más nitida conforme acercemos a la pared el objeto que la produce.

En la misma forma, mientras una muestra está más en contacto con la película o viceversa, la imagen radiográfica muestra la máxima definición.

Se recomienda este íntimo contacto entre muestras y película, para obtener los mejores resultados. Para lograr la magnificación de la imagen (que en muchas ocasiones se desea lograr este,) se sigue una técnica diferente; se separa un tanto la película de la muestra, y se aumenta la distancia foco-película, (cuando menos un 50%), para lograr una definición aceptable.

3.- Cuando la distancia foco-película es menor que la distancia mínima óptima, también produce "desenfoque", sin embargo, cuando hay necesidad de hacerlo, hay que procurar que el contacto entre la película y la muestra sea completo.

4.- Las vibraciones, viento fuerte, mal asentamiento de la muestra o mala sujeción de la película, suelen ocasionar movimiento en el momento de la exposición, y entonces se registra en la película ya revelada, "desenfoque" o dobles imágenes. asegúrese bien de esto antes de iniciar el trabajo.

En síntesis, los penetrómetros, dependiendo de su visibilidad en la radiografía, nos permiten calificar la calidad radiográfica de la

PANTALLAS INTENSIFICADORAS

Un factor importante son las pantallas intensificadoras que se usan en Radiografía Industrial, y tienen por objeto obtener mayor calidad radiográfica en el menor tiempo posible de exposición. Para este objeto se dispone de dos tipos: PANTALLAS DE PLOMO Y PANTALLAS DE CALCIO.

PANTALLAS DE PLOMO

Estas actúan como absorbedoras de radiación secundaria, beneficiando el factor contraste, así mismo nos ayudan a lograr exposiciones mas cortas, debido a la emisión de electrones y absorción de radiaciones de baja energía.

Los factores de intensificación usando pantallas de plomo, pueden variar, en función del espesor del material y de la energía.

En 0.5" de acero la intensificación ya es apreciable, y en 1.5" del mismo material ya es considerable. Podemos anotar que el factor de intensificación es de 5 a 6, cuando se trabaja con fuentes de Rayos X con energía del orden de 200 KV y de 4 a 5 cuando usamos fuentes de Rayos Gamma de Iridio 192. El factor 2, es para energías de Cobalto 60.

La definición de la imagen radiográfica, no es afectada por el uso de pantallas de plomo, mientras halla un contacto completo entre película y pantallas.

Normalmente el espesor de las pantallas de plomo varia de 0.004" a 0.006" para el frente, y el 0.010" a 0.020" en el respaldo. Para piezas fundidas de gran espesor, se pueden utilizar en el respaldo, pantallas hasta de 0.150" dentro del chasis, adicionando fuera del mismo, láminas de plomo de 0.25".

El espesor de las láminas de plomo debe ser uniforme y muy especialmente cuando se trabaja con Rayos X o Rayos Gamma de Iridium 192, ya que en función de su energía, logran determinar las variaciones, en perjuicio de la calidad radiográfica.

Para Rayos Gamma de Cobalto 60, puede pasarse por alto esta recomendación.

PANTALLAS DE CALCIO

Indistintamente se fabrican de Tungsteno de Calcio, Sulfato de Plomo y Bario y también de Wolfrato de calcio. Se usan como las de plomo, cubriendo la película por ambos lados y procurando un contacto absoluto, sin embargo trabajan en forma diferente.

Las sustancias de que están hechas, emiten luz cuando absorben Rayos X o Rayos Gamma. La intensidad de la luz emitida está en función de la intensidad de la radiación incidente, por lo tanto, estas pantallas no se usan con Rayos Gamma, dado que su alta energía y largas exposiciones comúnmente usadas en gammagrafía, producirán mucha granulación en la película.

El efecto fotográfico en la película, es la suma de los efectos de la radiación X y la luz emitida por la pantalla, de modo que la impresión de la imagen en la película, se logra por contacto y no por proyección como con las pantallas de plomo.

La radiografía en metales ligeros no amerita el uso de pantallas. Estas se usan generalmente en espesores mas gruesos o en materiales de alta densidad y sobre todo si solo se cuenta con kilovoltajes limitados.

Las pantallas fluorescentes deben usarse con películas de alta sensibilidad a la luz azul que emiten las pantallas, tales como la tipo F de Kodak, y que está indicada expresamente para este uso. También la tipo KK de la misma marca suele responder bastante bien.

Los factores de intensificación de las pantallas de calcio, son extraordinarios. 0.5" de acero, radiografiada con Rayos X de 150 KV y pantallas de calcio su factor de intensificación es de 125, y para 0.75" usando 130 KV puede elevarse a 2 o 3 veces más.

Cuando se radiografía con Cobalto 60 o Radio 226, el factor aproximado es de 10.

Existen diferentes tipos de penetrámetros en uso, su aplicación dentro de la radiografía nos permite conocer, cuando, mediante una exposición dada, se ha logrado obtener la máxima definición de los defectos detectados en el interior de un material.

Penetrámetros ASME Fuerza Aérea y Marina (Americanos)

Penetrámetros DIN (Alemán)

Penetrámetro Escalonado (Ingles)

TALLERES DE PENETR. METRO	ASME	FUERZ. AEREA	MARINA
Espesor del Penetrámetro			
por porcentaje de Espesor del material	2%	2%	2%
ESPESOR MINIMO DEL PENETRAMETRO	.005"	.005"	.005"
Proporción del diámetro de los hoyos con el espesor del penetrámetro	2 T - 3 T - 4 T	2 T - 3 T - 4 T	1 T - 2 T - 4 T
Diámetro mínimo del Hoyo 1o.	$\frac{1}{16}$ Rx	0.30"	0.010"
Segundo Hoyo	$\frac{1}{16}$ Rx	0.30"	0.020"
Tercer Hoyo	$\frac{1}{16}$ Rx	0.30"	0.040"

En los penetrámetros de ASME y Fuerza Aérea, los hoyos más grandes son innecesarios, porque al verse el hoyo más pequeño, los más grandes podrán verse fácilmente. En el caso de los penetrámetros de la Marina cada hoyo significa el grado particular de sensibilidad que puede ser deseado en tres diferentes niveles de calidad de trabajo.

Los penetrámetros deben colocarse normalmente al frente de la muestra sobre la sección a inspeccionar, pero hay excepciones.

Notese que el hoyo 1 T solo muestra el 2% de sensibilidad de detalle, ya que el diámetro es igual al espesor del penetrámetro, que es el 2% del espesor del objeto a radiografiarse. En la misma relación, el hoyo 2 T muestra el 4%, el 3 T 6% y el 4 T 8%.

La adaptación de hoyos de tamaño mínimo y espesor mínimo, de los penetrámetros, obedece a los límites de resoluciones Prácticas de la películas industriales que actualmente se fabrican. Por lo tanto, difícilmente se podría mostrar sensibilidad de detalle más fiel, que el 2% con 2% de contraste, en cualquier material de espesor menor de 0.5" y aún aquí se hace necesario el empleo de película Industrial de grano fino.

Cuando hablamos de porcentaje de sensibilidad, debe entenderse el grado de visibilidad de un penetrámetro, cuyo espesor y diámetro de los hoyos, son un porcentaje del espesor de la pieza a radiografiarse. Así como puede decirse que una radiografía tiene 2% de sensibilidad de contraste, si permite que se revelen los contornos de un penetrámetro del 2% de espesor radiografiado.

$$\% \text{ de sensibilidad - contraste} = \frac{AT}{T} \times 100$$

Donde T = Espesor Radiografiado.

AT = Espesor del Penetrámetro.

% de sensibilidad detalle del penetrámetro.

$$= \frac{d}{T} \times 100 \quad \text{donde } d = \text{Diámetro del hoyo perceptible en el penetrámetro.}$$

Las especificaciones alemanas DIN, - 54110 requieren que para comprobar radiografías de calidad óptima, debe verse en la radiografía el alambre respectivo, cuyo diámetro puede ser el 1.5, 2 o 3% del espesor total del material penetrado. El valor así obtenido se llama "sensibilidad de alambre"

En la reunión del International Institute of Welding, (IIW) celebrada en Copenhague en Julio de 1953, se decidió usar penetrámetros de alambre en toda Europa, para controlar la calidad de las radiografías obtenidas en soldadura. En este caso, el término penetrámetro lo cambiaron por "Indicador de Calidad de Imágen" (ICI).

Penetrámetros de alambre, hechos según DIN-57110, cada ICI consiste de dos placas ligeras de papel, caucho etc., pegadas una contra otra y entre las cuales se han colocado SIETE alambres de espesor conocido.

PENETRÁMETRO DIN

No. de ICI	Espesor del material (mm)		Diámetro de los alambres							
	Clase 1	Clase 2	0.1	0.15	0.20	0.25	0.30	0.35	0.40	
1	0 a 30	0 a 25	0.1	0.15	0.20	0.25	0.30	0.35	0.40	
2	30 a 60	25 a 50	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	
3	60	50 a 100	0.6	0.8	1.0	1.2	1.4	1.6	1.8	
4		100	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0	3.5	4.0	

Cada uno de los penetrámetros a usar, sea del Código que sea, deberá ser del mismo material que se va a radiografiar, de aluminio para aluminio, de bronce para el bronce, de acero para el acero y así sucesivamente.

Las especificaciones Británicas "F. E. 6 Committee Radiography of Welded Pressure Vessels", aconseja el uso de penetrámetros escalonados en radiografías de "Class 1 Welded Pressure Vessels", y la sensibilidad de detalle no debe ser menor del 2% del espesor total penetrado.

PENETRIMETROS ESCALONADOS

Tiras de acero de 12.5 mm de ancho cada una, en una serie de escalones de 12.5 mm de largo cada uno.

Para espesores hasta de 38.1 mm., el espesor de los escalones debe ser: 0.127 - 0.254 - 0.508 - 0.762 - 1.016 mm.

Para espesores mayores de 38.1 mm y hasta 76.2 mm., el espesor de los escalones debe ser de 1.016 - 1.270 - 1.520 - 2.032 mm.

PELICULA

Los fabricantes de material sensible para radiografía industrial, fabrican la película bajo las mismas características físicas.

La base de la película es de vital importancia. Primeramente se fabricó de CELULOSA DE NITRATO, pero esta base era de combustión muy rápida. Posteriormente se fabricó de CELULOSA DE ACETATO, y aunque su combustión no era muy rápida, siempre podía presentar problemas. Actualmente la base de la película se le denomina BASE - STAR y se fabrica de POLIETILENO que no presenta ningún peligro. Esta base está ligeramente entintada de azul, lo que ayuda a aumentar un poco el contraste.

Esta base se emulsiona por ambos lados. El objeto de la doble emulsión es aumentar el contraste. Para fines de investigación también se fabrica con emulsión por un solo lado, y esto evita paralajes que aunque a simple vista no se nota en las películas de doble emulsión, si existe. Posteriormente, la emulsión se barniza con una capa protectora a fin de que esta no se ralle ni maltrate durante su manipulación.

La emulsión es extremadamente sensible a la radiación Gamma, X y luz visible. Cuando esta es herida por cualquiera de ellas, sufre un cambio en su estructura física. Este cambio no puede detectarse por métodos físicos ordinarios.

La emulsión fotográfica está compuesta de Alogenuros de plata en suspensión, en un medio gelatinoso.

Dado que los Rayos Gamma y los Rayos X tienen diferentes características, los fabricantes ofrecen diferentes sensibilidades fotográficas o tipos de películas para poder seleccionar la más conveniente según el caso. Sin embargo todas ellas pueden ser usadas indistintamente con Rayos X o Gamma.

Los tipos de película que más se usan en trabajos rutinarios de producción, son: LENTAS, RAPIDAS Y ULTRARAPIDAS.

LENTAS

Las características de las películas lentas son: Alto contraste y Grano muy fino. Estas características nos inducen a seleccionarla para trabajos de alta calidad o de investigación y cuando deseamos obtener gran sensibilidad de detalle, como por ejemplo en metales muy ligeros (Aluminio, madera, plásticos etc.) o en trabajos de investigación en papeles, textiles, obras pictóricas etc. Los tiempos de exposición largos, no importan en este tipo de trabajo. Ahora, si contamos con fuentes de alta intensidad, esta película también podremos usarla en trabajos de inspección rutinaria.

VELOCIDAD MEDIA

Las grandes fuentes de producción radiográfica han seleccionado siempre esta película, por llenar los requisitos ordinarios para trabajos comerciales donde la facturación depende de la producción. Sus características son: rapidez, alto contraste y grano fino, pudiendo usarse con o sin pantallas de plomo.

Puede ser de 4 a 6 veces más rápida que la película lenta, dependiendo de la calidad de radiación con que se exponga. Responde con éxito a altas o bajas energías.

PELICULA RAPIDA

La velocidad extraordinaria de esta película es una de sus principales características. De 5 a 10 veces más rápida que la anterior; dependiendo claro está, de la calidad de radiación. Desgraciadamente su contraste es mediano y su grano es grande, lo que baja considerablemente la sensibilidad de detalle. Responde muy bien a altas energías. Se usa especialmente en grandes espesores de acero o materiales muy densos, como el bronce y el plomo. En piezas fundidas con espesores de 3" o 4", ya está indicado su uso, especialmente si no contamos con fuentes de alta penetración.

EXTRA RAPIDA

Esta emulsión con alta sensibilidad a la luz azul, es fabricada para usarse especialmente con pantallas de calcio, (estas emiten luz azul al absorber Rayos Gamma o X) y desde luego perfectamente indicada, si el kilovoltage de que disponemos es limitado. También puede usarse con éxito con equipos de Rayos X de 400 KV en espesores considerables de acero o bronce, siempre y cuando la sensibilidad de detalle requerido sea del 4%.

Cuando se usa sin pantallas de calcio o con pantallas de plomo, su contraste y su velocidad se abaten considerablemente.

A continuación ofrecemos las curvas características de cada una de estas películas.

Las películas radiográficas mientras mas lentas son, su grano es más pequeño y nos dá mayor sensibilidad de detalle, y mas alto contraste.

Las películas rápidas, mientras más rápidas son, más grande es su grano y menor su sensibilidad de detalle, además su contraste se abate.

TECNIC⁴ BASICA

La técnica usada comunmente en radiografía Industrial, es básica y el conocimiento de ella nos facilita realizar el registro directo en una placa fptpgráfica, las discontinuidades que puedan encontrarse dentro de la estructura de un material. Para lograrlo, la muestra a inspeccionar deberá estar siempre entre la fuente de radiación y la película. A partir de esta consideración, se aplican las siguientes técnicas:

DIRECCIONAL

CIRCUNFERENCIAL

PANORAMICA

TECNICA DIRECCIONAL

Es aquella en que el haz de radiación es dirigido en una sola dirección hacia una muestra o a una sección de la misma.

En tuberías o recipientes de presión, esta técnica es de uso corriente (véase diagrama número 1).

TECNICA I.- Esta técnica se usa y es recomendada para tuberías cerradas, y se expone a través de las dos paredes del tubo.

TECNICA II.- Esta técnica se usa en tubería abierta, de diámetro suficiente para dar paso a un hombre, y cuando la sección a radiografiar este situada a 4 Mt o más de la boca del tubo o recipiente. Esta técnica es obligada a pesar de la pequeña distorsión de imágen que pueda registrarse en la placa radiográfica.

TECNICA III. El uso de esta técnica es para tuberías abiertas de menor o mayor diámetro, siempre y cuando, la sección a radiografiar este a 3 mts o menos de la entrada del tubo.

TECNICA IV.- Se usa esta técnica para radiografiar en una sola exposición, desde el exterior, el cordón circunferencial de la soldadura de la unión de un tubo de hasta un diámetro de 4" como máximo. La fuente debe desplazarse del plano de la unión, de 6 a 7" y la película se coloca des centrada de la muestra, a fin de registrar convenientemente la imagen desplazada en sentido contrario a la fuente. Dicho registro aparece helicoidal.

TECNICA CIRCUNFERENCIAL

Esta técnica nos permite radiografiar todo el cordón circunferencial de soldadura que une dos tubos, exponiendo desde el interior, en una sola exposición.

El cordón de soldadura se cubre totalmente de película por la parte exterior, con tramos cortos o largos de película y la fuente de radiación se centra en el interior del tubo. (Véase diagrama No. 2).

Con esta técnica, la identificación de tramos para localizar fallas que hallan sido detectadas, queda registrada también en la película. Antes de exponer, se coloca a un lado de la soldadura, una cinta de 1" de ancho, con marcas de números de plomo adheridos a la misma. Estas marcas se duplican en el metal base, con crayón amarillo, al lado de cada número de plomo, para que posteriormente se facilite la localización.

Si se utiliza película continua para que cubra todo el cordón de soldadura sin interrupción, puede usarse un solo penetrámetro, pero si se cubre con tramos cortos o largos, cada tramo debe llevar el suyo.

TECNICA PANORAMICA

La técnica panorámica se usa especialmente en piezas fundidas, las cuales se colocan en círculo alrededor de la fuente y son radiografiadas en una sola exposición. (véase diagrama No. 3)

Cada muestra debe tener identificación y penetrámetro propio para su debido control en particular.

Estas TRES técnicas, que siempre nos resolverán los problemas que encontraremos en el trabajo diario, por lo que habrá muchas ocasiones en que el Radiólogo se verá obligado a usar su propio ingenio para poder salir adelante.

Las técnicas que se usan para radiografiar piezas fundidas con espesores diferentes en una sola muestra, son un ejemplo palpable.

Si el área a examinarse tiene grandes variaciones de espesor, es difícil examinarla en una sola exposición, ya que la exposición correcta para la sección más gruesa, no es adecuada para las secciones más delgadas y viceversa. En este caso puede usarse fuente de alta energía para reducir el contraste. Si esto no da los resultados que esperamos, (aquí entra el ingenio), pueden usarse las siguientes técnicas:

TECNICA A

Pueden exponerse en el mismo chasis, dos películas, una con emulsión rápida, y otra con emulsión lenta. La película lenta registrará razonablemente los espesores delgados, mientras que la película rápida registrará las partes de mayor espesor.

TECNICA B

Enmascarar las secciones de menor espesor con láminas de plomo, las cuales compensarán los espesores mayores.

TECNICA C

Las secciones de menor espesor pueden rellenarse de una pasta de Ferro-Wolframio o simplemente con plastilina mezclada con metal en polvo de la misma densidad del material de la muestra.

Para la radiografía de pequeños espesores, pueden cargarse 2 o más películas en el mismo chasis, intercalando pantallas de plomo.

Después de reveladas, pueden superponerse y verse juntas. Por esta técnica se aumenta considerablemente el contraste y es muy útil cuando la fuente con que contamos es de Rayos Gamma de alta energía como la del Cobalto 60.

Todas estas técnicas son frutos del ingenio, para superar los obstáculos que en el terreno de la Radiografía Industrial va encontrando el especialista.

"PROCESO QUÍMICO

El proceso químico a que se somete una película que a su vez se ha expuesto a la acción de los Rayos Gamma, tiene por objeto hacer patente la imagen latente que existe en la emulsión fotográfica. El proceso se divide en tres pasos, que son: REVELADO - FIJADO - LAVADO.

REVELADO

Cuando la emulsión fotográfica ha absorbido radiación gamma o X, los alogenuros de plata que se encuentran en suspensión, sufren un cambio físico en su estructura, el cual no se puede determinar a simple vista, sino mediante un agente revelador Químico.

El agente revelador, es una fórmula perfectamente balanceada la cual consta en primer lugar, de dos substancias conocidas; la hidroquinona y el Sulfito de Paramidofenol (Metol nombre genérico)- (Elón, de patente), los cuales convierten en metal la plata que en más o menos dosis de radiación absorbieron los alogenuros.

El Sulfito de Paramidofenol o Metol, trabaja y revela los medios tonos de la imagen, y la Hidroquinona trabaja especialmente los altos contrastes o sea, las luces altas y las altas densidades o negros de la misma.

Para que el agente revelador pueda cumplir con su acción específica, requiere del tiempo necesario para actuar y la facilidad para hacerlo.

Si usáramos solamente el agente revelador para hacer patente la imagen, la oxidación inmediata que se presenta nos lo impediría, por lo tanto, antes de disolver el agente revelador, debemos disolver un agente conservador que en este caso es el Sulfito de Sodio, que actúa como catalizador del oxígeno, estabilizando al agente revelador.

Posteriormente es necesario el agente alcalino (Carbonato de Sodio) que actúa como ablandador de la emulsión, permitiendo que el agente revelador penetre hasta el fondo de la misma y revele 100% en un tiempo determinado y a temperatura controlada.

(Actualmente el agente alcalino (Carbonato de sodio), ha tenido como tal algunas modificaciones. Cuando el Carbonato de sodio pasa el límite potencial alcalino, produce gases por sulfuración y la emulsión se avejiga. Para lograr un potencial alcalino más alto, Kodak agregó Perborato de sodio, con lo que logró además, subir la densidad hasta en un 30%)

La cuarta y última substancia de que se compone la fórmula es el Bromuro de Potasio, que actúa como agente retenedor o sea que retiene el tiempo necesario la acción del revelador.

Todos los agentes reveladores son alcalinos.

Los tiempos necesarios para que la fórmula del revelador completamente su acción, son los siguientes:

TIEMPO DE REVELADO EN MINUTOS

Temperatura Grados F	<u>Películas lenta-Media-Rápida Ultrarapida</u>		
	Normal	Máximo	
60°	8 1/2	16	9
65°	6	10	6
68°	5	8	5
70°	4 1/2	7	4 1/4
75°	3 1/2	5 1/2	3

Como podrán observar, los tiempos dependen de la temperatura a la que se pueda encontrar el revelador. La temperatura ideal es de 68° F con tiempo de 5 minutos, pero si el control de la temperatura no existe entonces se puede compensar con tiempo.

En las temperaturas extremas de la tabla, el resultado ya no es óptimo, pero si aceptable.

A temperaturas más bajas de 60° F, la Hidroquinona ya no trabaja, si en cambio el Metol, pero este nos da medios tonos, entonces la radiografía en general se verá gris y falta de contraste.

A temperaturas más altas de los 75° F el Metol no trabaja, si en cambio la Hidroquinona, pero esta nos da solamente luces altas y sombras profundas, entonces la radiografía se observará muy contrastada y nada de medios tonos o grises.

Para que ambas substancias nos permitan obtener la máxima calidad se aconseja procesar la película a la temperatura óptima de 68° F.

Recomendaciones:

- 1.- Agitar la solución del revelador antes de sumergir la película.
- 2.- Checar la temperatura con anticipación.
- 3.- Agitar la película 2 o 3 veces mientras se esta revelando.
- 4.- No ~~tocar~~ la película, ^{la película} observarla a la luz de la lámpara de seguridad ~~de~~ mientras se este revelando.
- 5.- No agregarle nunca agua al revelador para recuperar su nivel (usese reforzador)
- 6.- No tocar la película con los dedos, manejesele mediante el marco que la sujeta.

FIJADOR

La fórmula comunmente usada para fijar las películas durante el proceso de laboratorio, contiene: Hiposulfito de sodio o Tiosulfato, Alumbre de potasio y Acido acético, todo en sus debidas proporciones.

El Hiposulfito de sodio o Tiosulfato actúa sobre la emulsión fotográfica, removiendo todos aquellos halogenuros que no fueron heridos por la radiación, y fijando la plata revolada que dará la imagen.

El alumbre de potasio, que es un poderoso astringente, actuará como endurecedor de la emulsión, la cual había sido ablandada por el Carbonato de sodio, para facilitar la penetración del agente revelador.

El Acido acético actuará como neutralizador de el alcali del revelador y terminará definitivamente su acción.

Tabla de tiempos de fijado con fijador normal.

Tiempo, en Minutos a 68° F		
Número de Radiografías 14 X 17" o equivalente para 20 lts. de fijador	Películas lentas-media ultrarrapida	Película Rápida
0 a 25	5	10
25 a 50	6	12
50 a 75	8	15
75 a 100	10	19
100 a 125	12	--
125 a 150	16	--

Algunas personas subestiman la importancia tan grande que tiene el factor proceso químico. Es tan importante, que en muchas ocasiones de el depende el éxito del trabajo de todo un día, o volver a repetirlo por no haberse procesado debidamente.

De toda la producción de un día de trabajo, hay ocasiones que tiene que rechazarse un alto porcentaje por manchas de revelador o fijador, o por estar mal lavadas. Todos los descuidos tenidos en el laboratorio se reflejan en el resultado final.

La limpieza del laboratorio y la manipulación correcta del material, es necesaria y rinde beneficios.

Recomendaciones:

- 1.- Que la temperatura del fijador sea la misma del revelador, y no mayores por que puede reticularse la emulsión por cambios bruscos de temperatura.
- 2.- Agitar el fijador antes de sumergir la película.
- 3.- Agitar la película dentro del fijador a intervalos, con un total de 2 minutos del tiempo de fijado.
- 4.- No fijar la película más de 15 minutos.
- 5.- Hacer el cambio de solución cuando se llegue a este límite de tiempo.
- 6.- Llevar inmediatamente después del proceso, colgaderas, termómetro, y todos aquellos accesorios que intervienen. Así se evitarán las posteriores contaminaciones en los líquidos.

LAVADO

Cuando la película sale de los pasos de revelado y fijado, entra al tanque de lavado, si este es de agua corriente será lo ideal, y en este caso el lavado durará el doble del tiempo de fijado, con objeto de eliminar de la película cualquier resto de Hiposulfito que quedará. Si una película que sale del fijador no se lava el tiempo requerido, unas semanas después se torna amarillo.

Si el lavado se hace en tanque donde no corra el agua, deben hacerse cuando menos, de 4 a 8 recambios totales de agua cada hora, para las películas lentas, medias y ultrarápidas, y de 8 recambios para la rápida, con lapsos de 7 a 15 minutos cada cambio según el caso.

Cuando termina el lavado, la película se sumerge por segundos en una solución de fotoflo, para evitar manchas de gotas de agua, que pueden desorientar al momento de la interpretación. Si no se dispone de esta solución en el momento, la película se oscurece con dos esponjas que darán más o menos los mismos resultados.

El secado de la película puede hacerse en cámara cerrada con corriente de aire seco y caliente, o en su defecto, al aire ambiente dentro de una habitación, con objeto de que no se le pegue el polvo.

I N T E R P R E T A C I O N

Un Radiólogo Industrial, además de manejar la Técnica Radiográfica con acierto, debe tener la habilidad y criterio suficiente para poder interpretar debidamente las sombras o conjunto de ellas, que puede presentar una radiografía.

Esta habilidad de interpretación es el fruto de una larga experiencia y una dedicación particular al estudio de los defectos registrados en la radiografía, los cuales presentan formas, en ocasiones tan parecidas, que pueden confundirse unos con otros.

Una mala interpretación puede ser causa de muchos problemas, tanto para el radiólogo como para el avance de la obra que se está inspeccionando.

Las empresas que hacen servicios de Inspección, seleccionan y preparan a su personal, técnicamente, y se les entrega una Unidad de inspección radiográfica hasta que han adquirido los conocimientos y experiencia necesarios para manejarla.

El Radiólogo Industrial debe tener preparación y experiencia sobre procesos de soldadura, tanto con el arco eléctrico como con el soplete, así como de fundición, ya que son estos trabajos los que por rutina se inspeccionan por método radiográfico de preferencia.

El conocimiento del proceso de trabajo de estas dos especialidades, permiten familiarizarse más con los defectos que por accidente o baja eficiencia del soldador, son registrados posteriormente en la radiografía.

Muy a menudo, las placas radiográficas presentan manchas o sombras causadas por un mal lavado, de revelador, de fijador, falta de agitación durante el revelado, rayones muy finos, marcas por descargas de electricidad estática, dedazos, manchas causadas por soluciones ya saturadas, velos en la emulsión ~~por el tornillo de la película~~, etc. etc. todas estas fallas son causadas por el descuido en el proceso químico y manipulación incorrecta del material, las cuales pueden provocar confuciones. Por lo tanto deben ser conocidas e identificadas plenamente por el radiólogo antes de iniciar la interpretación.

La identificación de los defectos se facilita cuando la calidad radiográfica está calificada por el penetrámetro que se observa bien en la radiografía .

Para poder interpretar acertadamente una radiografía, esta debe observarse ante una ^{negatoscopio} ~~gatoscopio~~ de luz blanca, en estado seco y comodamente sentado, en ambiente de media luz para evitar reflejos molestos.

Los defectos que comúnmente se presentan en la soldadura, están perfectamente clasificados en la siguiente forma:

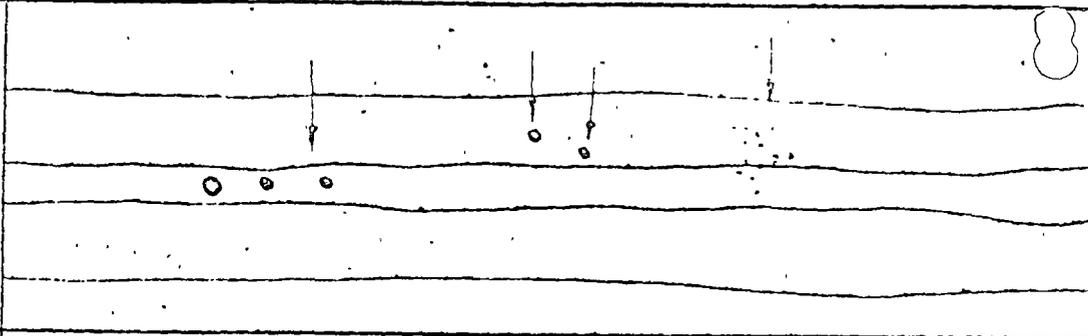
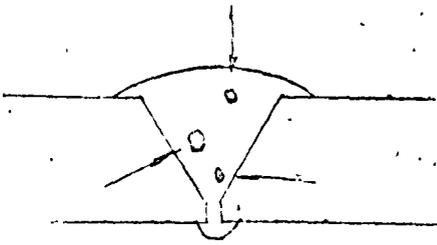
Inclusiones de Gas.	(Diagrama I)
Falta de fusión	(Diagrama II)
Falta de Penetración	(Diagrama III)
Inclusión de escoria	(Diagrama IV)
Línea de escoria	(Diagrama V)
Doble línea de escoria	(Diagrama VI)
Socavado interno	(Diagrama VII)
Socavado externo	(Diagrama VIII)
Quemada	(Diagrama IX)
Rotura transversal	(Diagrama X)
Rotura longitudinal	(Diagrama XI)

DEFINICION.- Cavidades de gas de forma esférica y tubular.-
 Se presentan en la radiografía, como manchas negras, redondas y bien de-
 finidas en sus bordes.-

POROSIDAD

Diagrama I

SÍMBOLO : P

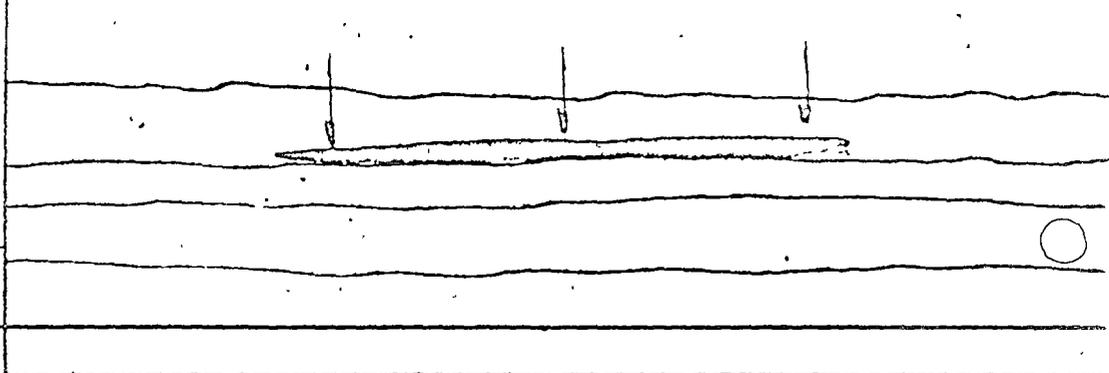
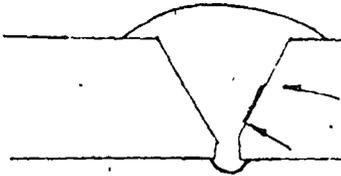


DESCRIPCION.- Falta de fusión entre el metal base y el material de aporte.-
 Se presenta en la radiografía como sombra débil en la zona de fusión.-

Diagrama II

FALTA DE FUSION

SÍMBOLO : FF

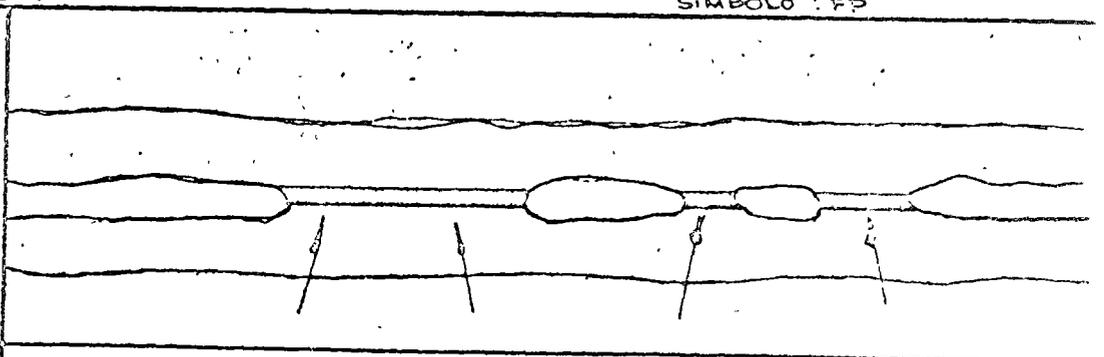
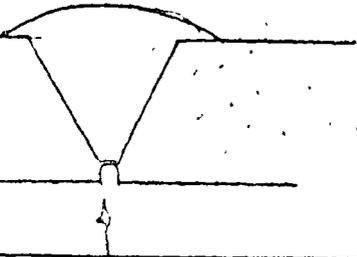


DESCRIPCION.- Relleno incompleto de soldadura en la raiz.-
 Se presenta en la radiografía como una línea recta a todo lo largo del
 cordón, en forma intermitente.

Diagrama III

FALTA DE PENETRACION

SÍMBOLO : FP

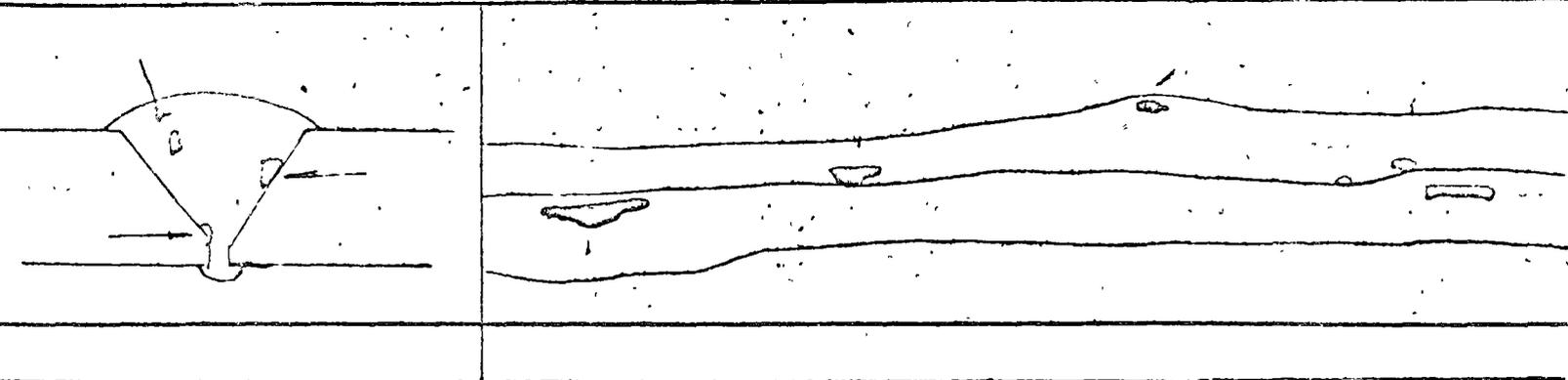


DESCRIPCION.- Flux de electrodos, (Escoria) atrapada entre los cordones de la soldadura.
 Se presenta en la radiografia como manchas oscuras de tamaño y forma irregular y en cualquier zona del cordón.

Diagrama IV

INCLUSION ESCORIA

SÍMBOLO : IE

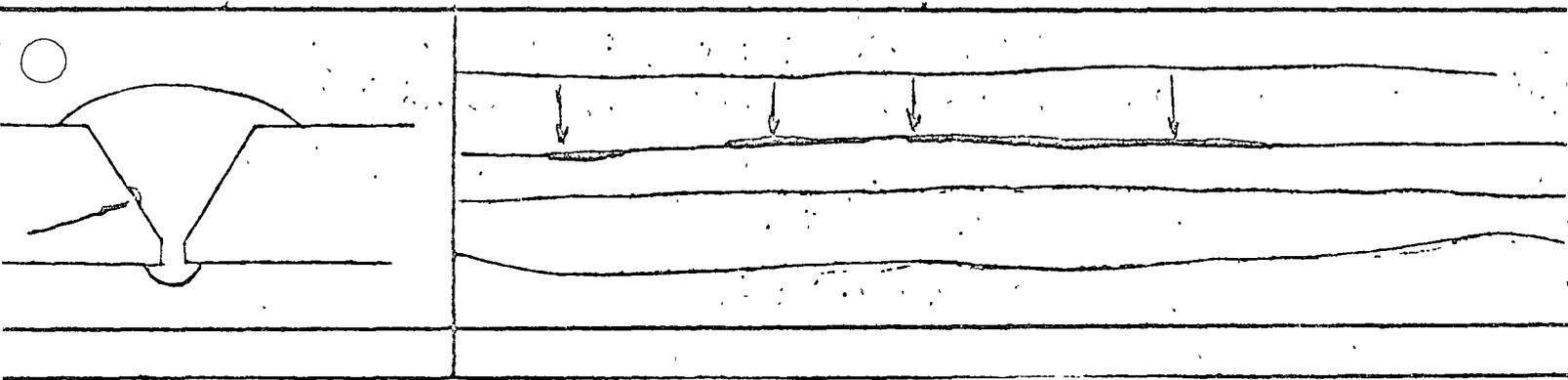


DESCRIPCION.- Flux del electrodo (escoria), que quedó atrapada entre cordones a todo lo largo.-
 Se presenta en la radiografia como una línea oscura a un lado del cordón central.-

Diagrama V

LÍNEA DE ESCORIA

SÍMBOLO : L.E.

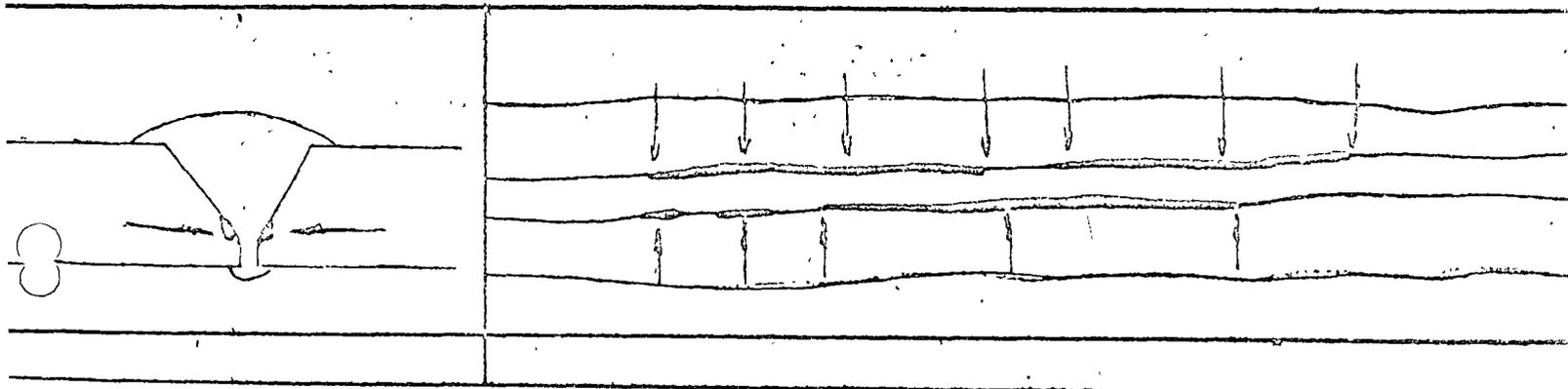


DESCRIPCION.- Flux del electrodo (escoria) que quedó atrapada entre cordones a todo lo largo.-
 Se presenta en la radiografia como líneas oscuras al lado del primer cordón.-

Diagrama VI

LÍNEA DE ESCORIA

SÍMBOLO : DLE

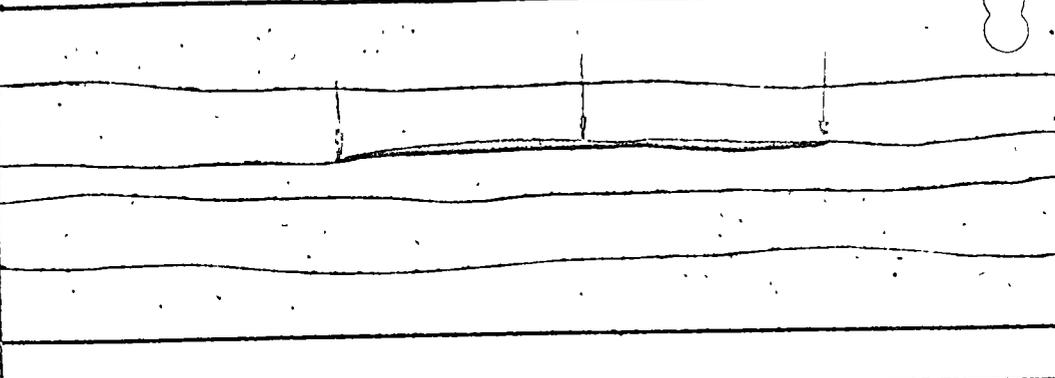
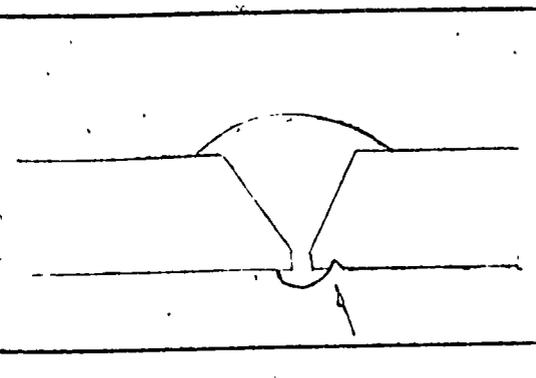


DESCRIPCION.- Canal socavado al borde del primer cordón.-
 Se presenta en la radiografía como una línea negra y recta entre el primer cordón y el segundo.-

Diagrama VII

SOCAVADO INTERNO

SÍMBOLO : SI

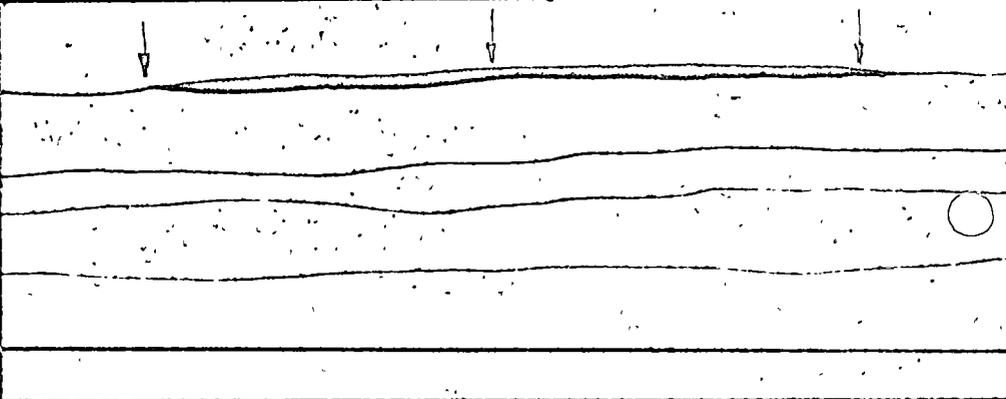
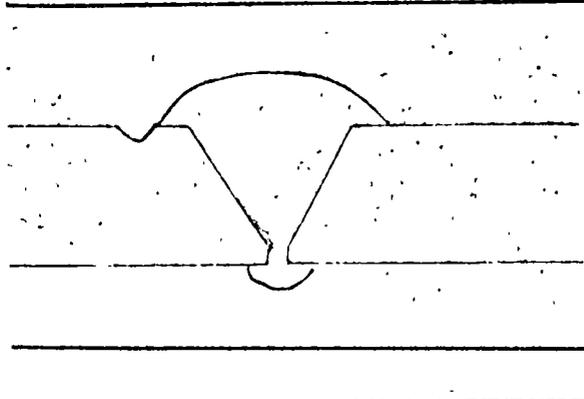


DESCRIPCION.- Canal socavado en la orilla de la soldadura.-
 Se presenta en la radiografía como una línea negra al borde del cordón.-

Diagrama VIII

SOCABADO

SÍMBOLO : S

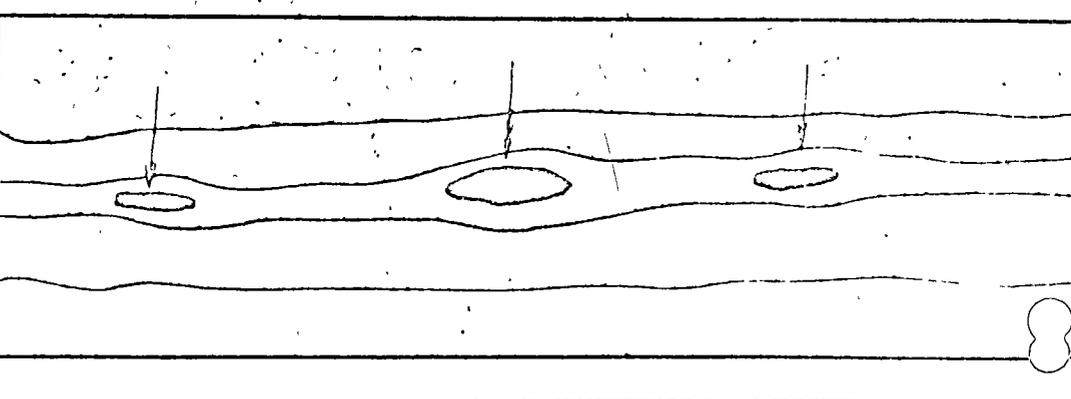
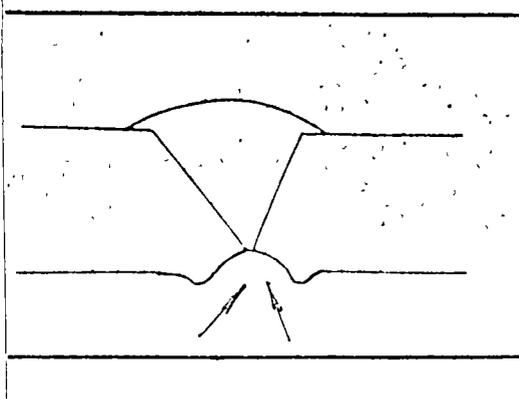


DESCRIPCION.- Penetración excesiva del cordón de fondo que quema la raíz de la unión.-
 Se presentan en la radiografía como manchas oscuras irregulares en las orillas.- Se localizan en el centro del cordón.-

Diagrama III

QUEMADA

SÍMBOLO : Q

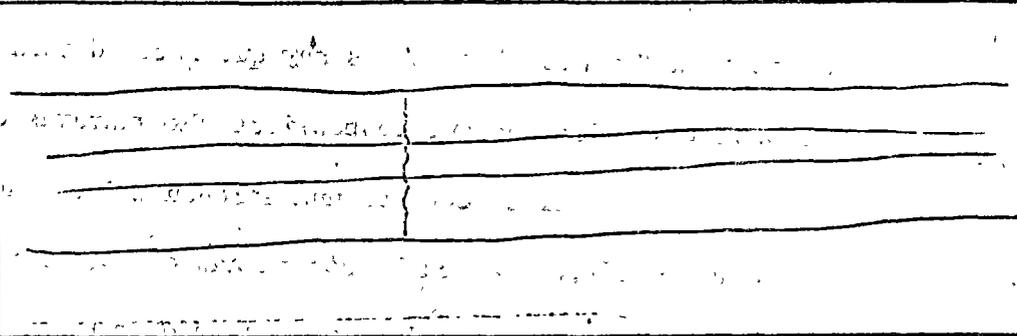
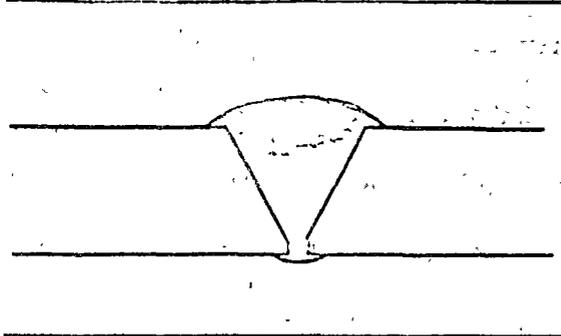


DESCRIPCION.- Descontinuidad del cordón de soldadura por una rotura.-
 Se presenta en la radiografía como una línea negra zigzagueante transver-
 sal a la longitud del cordón.-



Diagrama X

Rotura longitudinal. Símbolo RT.



DESCRIPCION.- Discontinuidad del cordón de soldadura por una rotura.-
 Se presenta en la radiografía como una línea zigzagueante, oscura,
 que corre a lo largo de la soldadura.-

Diagrama XI

Rotura longitudinal.

Símbolo RI

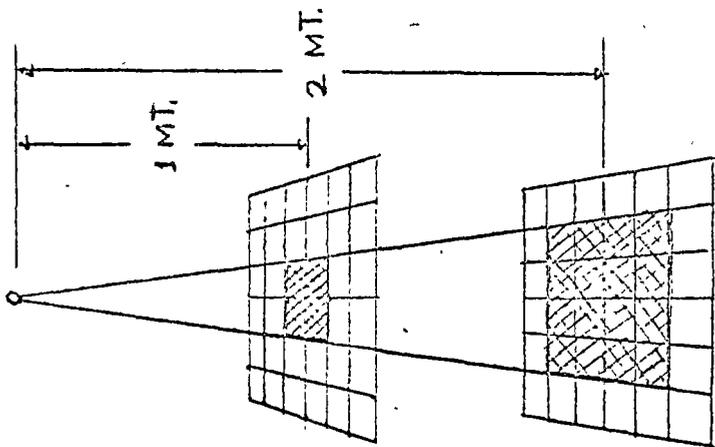
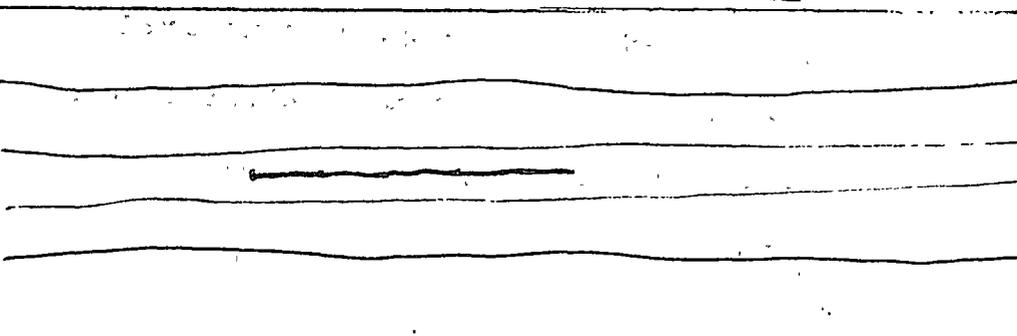
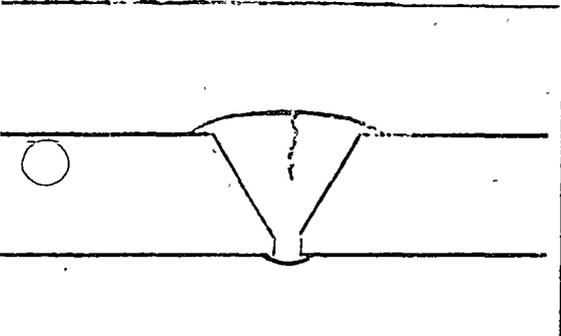


Figura No. 1

También pueden presentarse cordones de soldadura con uno varios defectos diferentes los cuales hay que saber distinguir unos de otros y reportarlos todos con sus respectivas abreviaturas o símbolos.

Para aceptar o rechazar una soldadura debe usarse solamente el criterio radiográfico, el cual esta basado en Normas y Códigos bajo los cuales se realiza la Inspección, ya que estos señalan hasta donde, cuales y de que tamaño pueden aceptarse defectos en determinados tipos de estructuras soldadas.

Cuando los Códigos no señalan estos limites, entonces es el criterio del Radiólogo el que se aplica, considerando desde luego las cargas o esfuerzos a que va a trabajar la soldadura y conociendo los coeficientes con que ha sido calculada, o bien de común acuerdo con la Supervisión de la obra.

T I E M P O

Para calcular el tiempo de exposición necesario para obtener una radiografía que presente máxima calidad, tenemos que conjugar cada uno de los factores que hemos visto y todos ellos entre si, especialmente fuente de radiación, espesor y distancia. Conociendo estos tres factores, determinamos la distancia y seleccionamos la película más conveniente.

Existen cuatro métodos para calcular el tiempo de exposición correcto:

Aplicación directa de fórmula

Regla de cálculo para Gammagrafía

Dosimetro de lectura directa

Valores Medio y décimo.

Aplicación directa de fórmula

Cuando se trabaja con equipo de Rayos X, el radiólogo cuenta con una gamma de energías e intensidades que puede seleccionar de acuerdo con las necesidades y capacidad de la máquina.

En el caso de utilizar Rayos Gamma, la variación de energía está en seleccionar de diferentes fuentes la más adecuada a determinado tipo de trabajo, y la intensidad, unicamente en función de la distancia.

Considerando que la cantidad de radiación que llega a la muestra, depende de la distancia a que se encuentra y que varia con el inverso de esta, la exposición puede expresarse así,

$$E = \frac{I t}{d^2}$$

Donde E es exposición. I intensidad. t es tiempo y d es distancia.

Regla de Cálculo para Gammagrafía

Para la aplicación de esta Regla de Cálculo se den los siguientes pasos:

Con el valor de dosis dado en la tabla correspondiente, (véase tabla de densidades fotográficas) se entra a la regla en la escala (F), que nos dá valor de dosis, haciendo coincidir la escala (E) de la reglilla inferior en la que tenemos edad de la fuente, quedando fijo la escala superior (D) de esa reglilla en la cual está el espesor. La escala (C) de la reglilla superior, que nos dá distancia, y se hace coincidir con el espesor conocido, quedando fija la escala (B) de actividad de nuestra fuente, la cual nos marca el tiempo de exposición en la escala (A).

Su manejo es sencillo y es de gran utilidad. Con esta regla pueden calcularse tiempos para fuentes de Cobalto 60 y Radio. Hay otras en el mercado, que tienen para Co 60, Radio, Iridio 192, Cesio 137, Thulio 170, Radón.

Esta regla es la más completa, se fabrica en Inglaterra. También las hay en forma de disco, originales de Francia e Italia.

CON DOSIMETRO DE LECTURA DIRECTA

Este auxiliar también puede ayudar a calcular un tiempo de exposición adecuado, sobre todo cuando no sabemos el espesor que tenemos que penetrar. El Radiólogo se encuentra a menudo con piezas o partes de estructuras que en su interior lleva espesores adicionales los cuales no se pueden medir por no tener acceso al interior. Logicamente en estas circunstancias

no podríamos hacer un cálculo correcto por falta de uno de los factores esenciales. En estos casos se hacen todos los preparativos de costumbre para exponer una placa, y detrás de esta, colocamos el dosímetro un tiempo razonable, al cabo del cual se retirará y podrá leerse lo que en un tiempo determinado absorbió. Esta es la base para dar la exposición definitiva.

Todo cálculo de exposición se hace, dependiendo del tipo de película que se va a utilizar.

A continuación tenemos una tabla de densidades fotográficas en función de dosis, para películas Kodak, y fuente de Cobalto 60. Pudiendo variar las dosis en función de la energía a usarse. La película responde más rápidamente a las bajas energías.

<u>Tipo de Película</u>	<u>Densidad</u>	<u>Dosis</u>
M	1.5	5.8 R
AA	1.5	810 mr.
KK	1.5	110 mr.

VALORES SEMI Y DECARREDUCTORES

Estos valores de reducción son también muy útiles para ayudarnos a calcular una exposición, si no contamos con regla gammagráfica o el dosímetro de bolsillo está saturado y no podemos cargarlo por el momento, etc. etc.

En el campo suelen suceder estos accidentes, por óviedo, rotura o pérdida y sin embargo el trabajo no puede parar ni debe parar por este motivo. Este método nos permitirá seguir adelante.

Nuestro problema es una placa de plomo de 1" de espesor que se necesita radiografiar, la fuente es 1 Curie de Cobalto 60 y se expondrá con película Kodak tipo KK a 40" de distancia foco-película.

Si recordamos que el valor semirreductor del plomo es de 0.49", DOS valores medios nos darán un nivel aproximado de salida, de 330 mr/h. Dado que la película tipo KK necesita una dosis de 175 mr/ para registrar una imágen con 1.5 de densidad fotográfica, quiere decir que necesitaremos poco menos de 25 minutos de exposición para lograrlo.

Si el tiempo es excesivo, basta y sobra que reduzcamos nuestra distancia a 20", para que la intensidad varie y obtengamos la radiografía en solo 6 o 7 minutos, y con sensibilidad de detalle correcto.

NUCLEAR EXCAVATION: THEORY AND APPLICATIONS

NUCLEAR EXPLOSIVES

JOSEPH B. KNOX *Lawrence Radiation Laboratory,
University of California, Livermore, California 94550*

Received April 10, 1969

Revised May 26, 1969

KEYWORDS: *nuclear explosions, underground explosions, uses, configuration, seismology, radioactivity, fallout, safety, contamination, gamma radiation, shock waves, Project Plowshare, excavation, cavities, craters*

This paper reviews the significant technical contributions to nuclear excavation of the past few years including (a) the effect of improved explosive design on radioactivity in fallout patterns, (b) the prediction of radionuclide concentrations airborne to extended times, (c) new information on seismic damage, and (d) cratering mechanics. The major past cratering experiments are discussed in terms of how their theoretical analyses have contributed to the present predictive capability of cratering mechanisms and dimensions. Seven concepts for the application of nuclear excavation are presented, and the nuclear effects associated with them are assessed.

INTRODUCTION

This paper reviews significant contributions to a developing nuclear-excavation technology achieved in the past few years including (a) the impact of improved explosive design on radioactivity in fallout patterns, (b) prediction of close-in gamma exposure patterns, (c) the prediction of airborne isotopic concentrations to extended times, (d) new information on seismic propagation and architectural damage, and (e) cratering mechanics.

The major experiments whose theoretical analysis has led to the present understanding of cratering with explosives and the development of a predictive capability are as follows: (Note that HE indicates high explosive, NE indicates nuclear explosive and that for 1 Kt the equivalent yield is 10^{12} calories.)

1. Scooter [0.5 kt, HE at 125-ft (38 m) depth in alluvium]. The analysis of the Scooter Event indicated that the two-dimensional Lagrangian hydrodynamic code (TENSOR) with plastic-elastic material response can be used for extended integrations, up to 1 sec of real time, during which both the spall and gas-acceleration mechanisms of cratering are operative. The calculated position of the earth's surface and of mound fold-over was found to give an excellent approximation to the apparent crater radius.

2. Danny Boy [0.42 kt, NE at 109-ft (33 m) depth in basalt]. The principal development in theory in regard to Danny Boy was that, when the pressure in the cavity gas and the surrounding solid material is sufficiently low, material zones can be placed in ballistic trajectory and the mass deposition around and in the crater can be calculated, as can the shape of the true crater prior to fallback. This development furnished a new tool for estimating the apparent crater radius and depth.

3. Sulky [0.1 kt, NE at 90-ft (27.4 m) depth in dry basalt]. Sulky detonation, because of its depth of burial, produced a mound of rubble rather than a crater. A theoretical TENSOR analysis of mound development showed that average mound velocities were sufficiently low, and relatively little material was calculated to travel from the mound on a ballistic trajectory. The material falling within the true crater was found to be more than sufficient to fill the true crater volume after bulking was included. Hence, theory indicated, *ex post facto*, that no crater should have been expected.

4. Cabriolet [2.5 kt, NE, at 170-ft (52 m) depth in dry, layered rhyolite]. Cabriolet is the first experiment for which preshot calculations of the cratering mechanisms, mound history, ejected mass distribution, and hence, crater dimensions,

were made. The test of the prediction of apparent crater radius indicated a result within 20% of that observed.

5. Buggy [row of five 1-kt NE charges at 135-ft (41.2 m) depth in multilayered basalt]. Buggy was the first nuclear row-charge cratering experiment. Row-charge cratering calculations require, formally, a three-dimensional code capability. During the design phase of this experiment we did not, and do not now, have that capability. However, to design Buggy, single-charge calculations were performed with varying yields, depths of emplacement, geology, and some equation-of-state variables. These calculations led to the proper emplacement of the explosives for producing a channel that could not have been achieved in a layered media with simple scaling laws.

With this combined basis of experiment and calculation, a typical crater formation history is synthesized that contains seven phases:

1. the vaporization of the explosive and the appropriate shell of rock
2. spherical cavity growth
3. rarefaction return to the cavity
4. asymmetrical cavity growth
5. mound growth until venting
6. mound disassembly, fold-over, and initiation of collapse
7. collapse and fallback.

This paper also presents a discussion of the use of modern nuclear explosives in several cratering applications, some of which have not previously been presented. These application-concepts include aggregate production, *in situ* leaching of near-surface ore deposits that have been fractured by nuclear explosives, harbor excavation, reservoirs for water-resources development, dams formed mainly by the material ejected from craters, overburden removal for mining, and dam embankments created by directed blasting.

The nuclear effects associated with nuclear excavation of a harbor of useful size is presented in light of the recent experimental and theoretical studies of close-in fallout effects, radioiodine deposition, air blast, and seismic motion. This discussion provides a basis for comparing the effects associated with each of the other six cratering applications of nuclear explosives.

An outline is presented of the applied research necessary to advance the state of Plowshare technology in regard to excavation for the period of the next few years.

Since 1962 (the year of execution of the 100-kt

cratering experiment, Sedan) there have been several developments which impact significantly on the advancement of nuclear excavation technology. The Limited Test Ban Treaty was ratified with the effect of inhibiting nuclear excavation experiments using the devices then available. Efforts were then directed toward the development of a clean nuclear-excavation explosive, partly as a means of technically proceeding under the Test Ban Treaty. In parallel with this explosive development work, Lawrence Radiation Laboratory, Livermore (LRL) developed the predictive capability for cratering mechanisms and crater dimensions, radioactivities produced and released to the atmosphere, and the resulting fallout fields and long-range airborne concentrations. With time, it became increasingly apparent that nuclear-cratering experiments were needed to test and verify these predictive capabilities. In later 1967 and early 1968, approval for the (low yield) Cabriole and Buggy nuclear-cratering experiments was received and the experiments were performed. Their results now provide a basis for verifying the aforementioned predictive methods. It is, of course, necessary to test, verify, and improve these predictive methods at low yield before using them in the design of the more advanced or higher yield experiments necessary in the development of the technology. In 1964 the Interoceanic Canal Commission was formed to study the feasibility of constructing a sea-level canal across the Central American isthmus using nuclear explosives.

Because of this series of events, it is time to update the literature in regard to nuclear excavation, theory, and application concepts. It is the purpose of this report to:

1. summarize recent and significant technical contributions to nuclear cratering technology
2. review several applications of nuclear excavation in light of this information, including an assessment of hazardous effects
3. discuss the technical readiness of the technology to certain civil and industrial applications.

Recent Contributions to Nuclear Excavation Technology

Fallout Fields. During the period 1962 to 1968, considerable success was achieved in reducing the gamma-emitting radionuclides vented to the atmosphere by a nuclear explosive suitable for cratering. Johnson and Higgins¹ published a comparison of the observed Sedan external gamma-exposure pattern to that of 1964 explosive technology and to that of a then-predicted "future technology" (Fig. 1). The latter two patterns in Fig. 1 were constructed assuming 100 kt for the

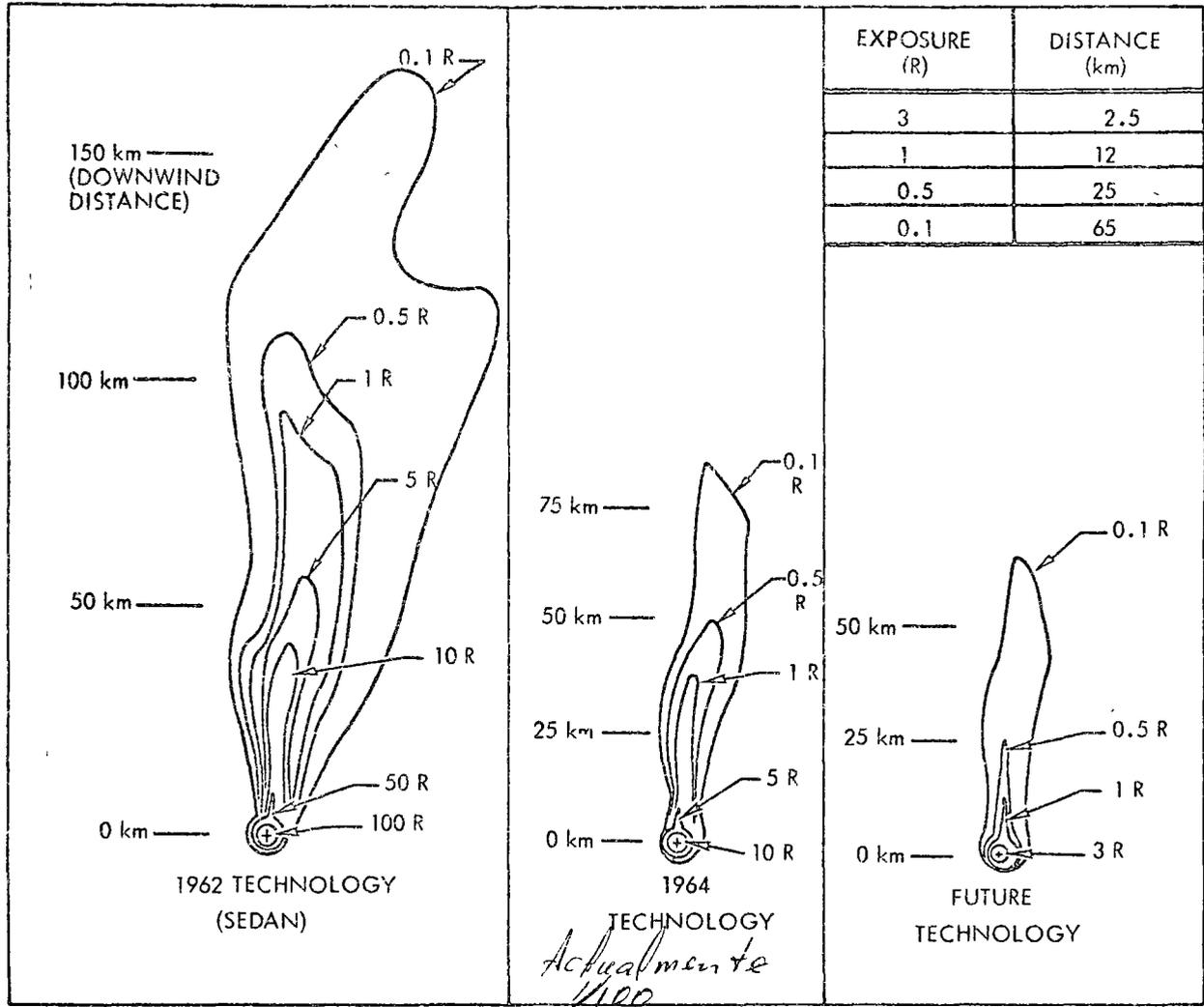


Fig. 1. Infinite exposure from time of arrival.

total yield, under Sedan meteorological conditions, and the Sedan depth of emplacement. Figure 2 shows the infinite gamma exposure from the time of arrival for a 100-kt excavation explosive, constructed using 20 tons from fission and 40 tons from neutron-activation products in the vented source^a (per the US Atomic Energy Commission unclassified-source statement for cratering events, February 28, 1967) for the same assumed detonation and meteorological conditions. The result is that the range downwind to the 0.5-R exposure contour for an excavation shot would be reduced

^aVented Source: The amount of radioactivity contained in the stabilized base surge cloud and main cloud, if any, is termed the "vented source." This amount may be expressed in terms of equivalent tons fission or in terms of curies for each of the significant nuclides in the released or vented material, both specifications are empirically based.

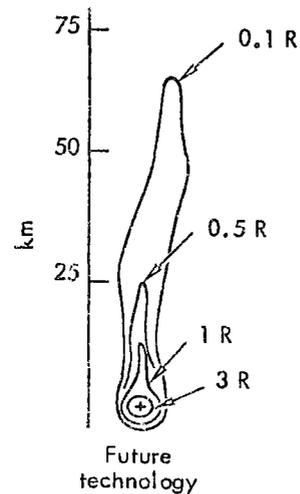


Fig. 2. Infinite exposure from time of arrival, for excavation explosive, and future technology.

from 100 to 25 km during the period 1962 through 1968. The practical implication of this progress is that the size of the exclusion zone is much smaller than in the very early phases of the Plowshare Program.

Cratering Physics. The dimensions of craters (or cuts) produced by nuclear explosives were first predicted by means of engineering scaling laws, discussed by Nordyke,² Johnson and Higgins,¹ and Teller et al.³ One of the major difficulties with scaling laws is that many tests of different yields and varying depths of emplacement are required to develop a predictive capability for even one medium. Such procedures are both expensive and time-consuming. In 1965 Chabai⁴ published an analysis of cratering scaling laws, the results of which indicated that the similarity conditions to be satisfied in the prototype experiment and the full-scale experiment are essentially impossible to meet in nuclear applications. Hence, for several years, the possible inadequacy of scaling laws for nuclear explosives in layered geological media has been recognized by some investigators.

Because of the need for reliable crater-dimensions predictions, a two-dimensional stress-wave propagation code has been developed that numerically models the response of a layered material to an explosive source, the growth of the cavity and mound, the extent of material failure in the shot environment, and cavity conditions at vent time. The physical basis of this model (TENSOR) was published by Cherry⁵ in 1967. This work provides an initial-value physics approach to the prediction of cratering mechanisms and crater dimensions in arbitrary geological environments, with varying depths of emplacement and water content. The history of the combined theoretical

and experimental efforts in nuclear cratering is described in a later section, and each experiment that contributed to the present understanding of cratering physics is summarized.

Prediction of Fallout from Cratering Detonations. The objective of our research on fallout from nuclear-cratering detonations has been to develop a capability for predicting the airborne concentration, surface air concentration, and surface deposition of specific radionuclides, and the gross gamma-radiation field, including: (a) atmospheric transport by a space- and time-variable large-scale wind field, (b) atmospheric eddy diffusion, (c) suitable initial cloud geometries for different detonation environments, (d) precipitation scavenging, and (e) different released fractions for significant nuclides, if known or estimated.

Comprehensive reports summarizing the physical basis of the models and the calculations of case studies have been published for both (a) the close-in fallout prediction problem, Knox,⁶ and (b) the long-range airborne concentration prediction, Crawford.⁷⁻¹⁰ We have structured the general subproblems by several contributors,^{6,7,11} in Table I.

The most significant developments of the last three years are the development of the numerical model for predicting mean airborne concentration in nuclear-debris clouds to long range (i.e., times of ~50 h), and the development of measurement systems for mean concentration, and identification of particular radionuclides by airborne gamma spectrometry. An important part of this documentation is knowledge of the position and time of these measurements and their correlation to their past atmospheric-diffusion environment. The recent nuclear-cratering experiment (Cabriolet and

TABLE I
Fallout Subproblems

Subproblem	Close-In (particles-radius >10 μ)	Long Range (particles-radius <10 μ and gases)
Source	Stabilized cloud volume and inventory of radionuclides released	Same
Transport	(a) horizontal wind field at shot time, or (b) predicted wind field in space and time, if available	Trajectory of cloud center and mean speed of cloud center
Diffusion	Horizontal eddy diffusion	Horizontal and vertical eddy diffusion
Deposition	Dry deposition by gravitational sedimentation	Dry deposition by vertical diffusion and impaction; wet deposition by washout process
Exposure	External gamma exposure; exposure contribution from certain significant nuclides	Airborne concentration, or surface concentration.
Model	KFOC ⁶	2BPUFF ⁸

Buggy) as well as concentration data from Nerva-reactor test clouds, have provided data necessary for testing this model.

1. Tests of the Close-in Fallout Model (KFOC)

Tests of the predictive capability of KFOC have been conducted using the actual cloud geometries, released fractions, and shot-time winds for both the Cabriole and Buggy Events. Figures 3, 4, 5, and 6 show the gamma-exposure rate and total exposure from the time of arrival as a function of range along the hot line for these events. The good agreement (in some cases 20%) between measurements and calculation indicates that, given the correct inputs of cloud geometry, the vented-source, and wind conditions, the exposure is predictable.

2. Tests of the Atmospheric Diffusion Model

Because of the lack of nuclear excavation experiments during 1966 and 1967, we have considered other radioactive sources and their resulting clouds for use as case studies of airborne radioactivity to long range. The purpose of such investigations is to verify the LRL atmospheric diffusion model for predicting airborne concentrations as a function of time. Large effluent clouds produced by the operation of a (Nerva)

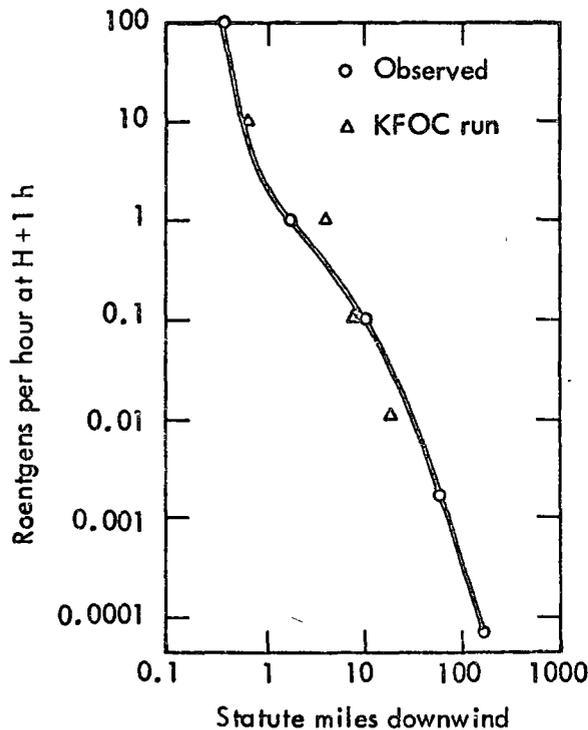


Fig. 3. Cabriole Hot Line H + 1 h exposure rate observed (preliminary).

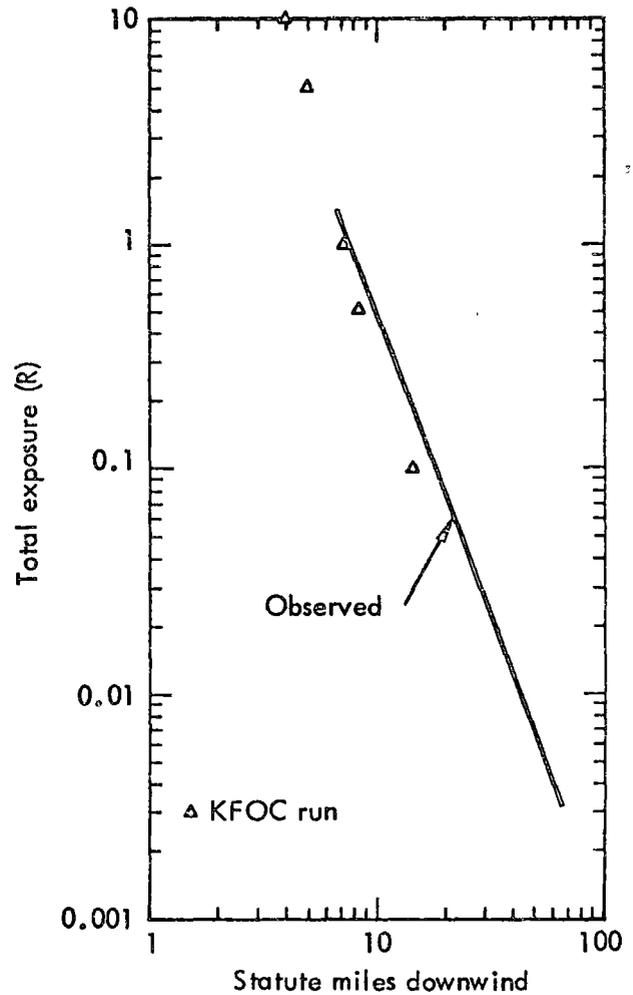


Fig. 4. Cabriole Hot Line total exposure (preliminary).

reactor at the Nuclear Rocket Development Station (Nevada) have been studied in detail by Crawford.^{9,10} Initial cloud size and time-dependent meteorological parameters along the path of the cloud were used as inputs to the diffusion calculation. Comparison of calculations with actual measurements indicate agreement (within a factor of 2) for air concentration of radioactivity out to two days, surface-air concentration, surface-deposited activity, vertical concentration profile shape, and cloud size. During the two days of data collection, the radioactivity concentration at the cloud center decreased some seven orders of magnitude (see Fig. 7).

Extension of Seismic Experience. The surface-ground motion resulting from an underground nuclear detonation can, of course, result in seismic damage to nearby structures. In the case of large peak velocities (those exceeding 7 to 10 cm/sec),¹² this damage may take the form of

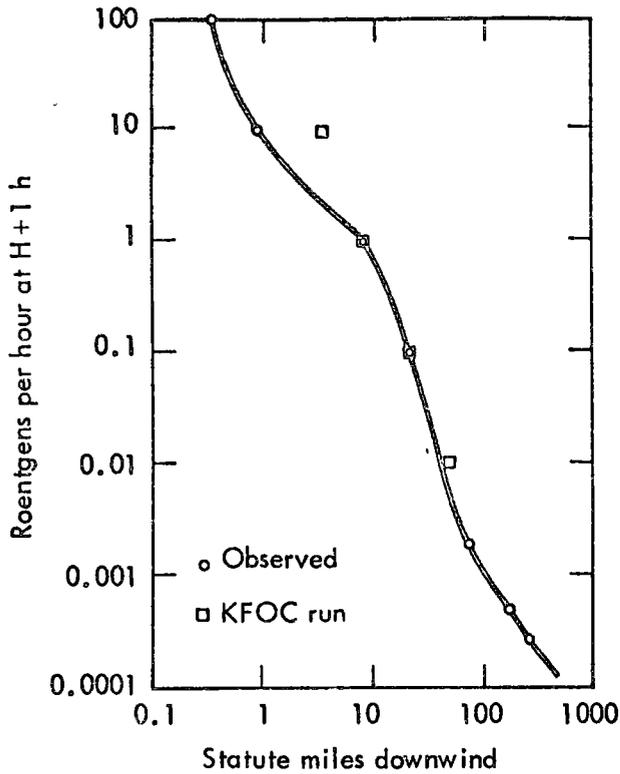


Fig. 5. Buggy Hot Line H + 1 h exposure rate observed (preliminary).

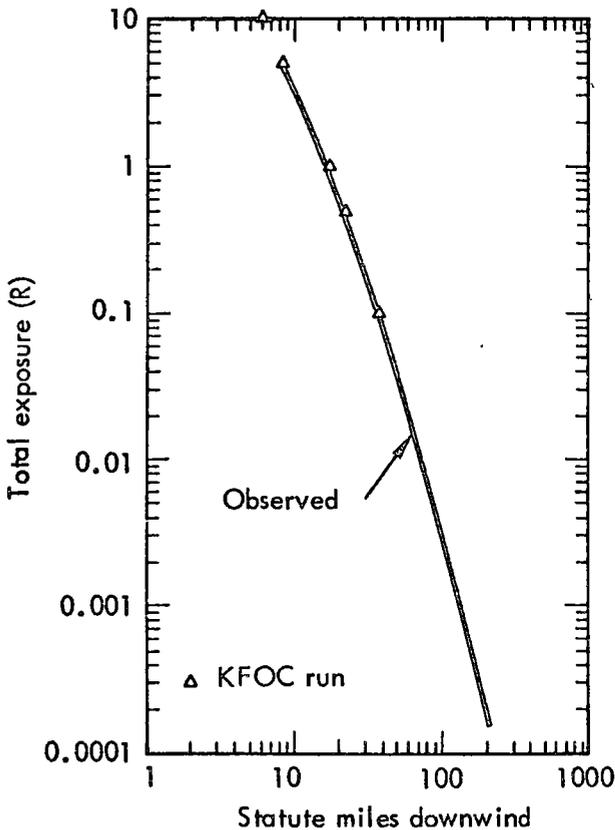


Fig. 6. Buggy Hot Line total exposure (preliminary).

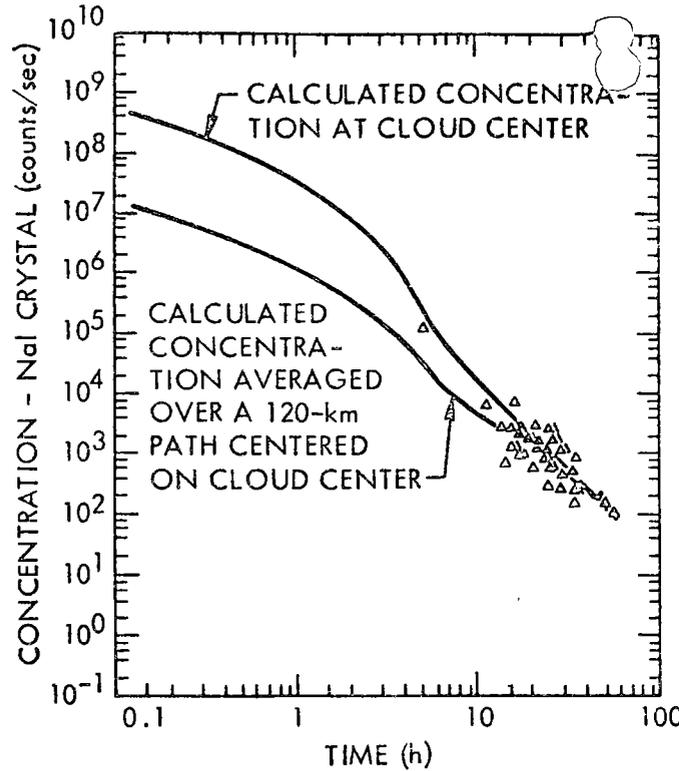


Fig. 7. Calculated and measured peak counts per sec as a function of time from airborne NaI-crystal detection system, a background of ~ 400 counts/sec has been subtracted from these data.⁹

structural damage. At low velocities (~ 1 cm/sec), there were architectural damage claims in Mississippi on the Salmon Event (previously reported and interpreted by Power¹³) as shown in Fig. 8. Damage was largely to residential structures, and the claims were adjusted for an average cash settlement of \$500. Over the last two years, experience at the NTS indicates that this Mississippi damage experience can not be extrapolated to other sites and experimental yields as a simple function of peak ground motion.

The damage experienced at any point is a function of the following:

- a. the energy yield of the explosive
- b. the energy coupling for the explosion environment
- c. geologic characteristics along the propagation path
- d. the foundation material of the structures subjected to the ground motion
- e. the type of construction of the structures.

Experience indicates that the most favorable location for a foundation of a structure with

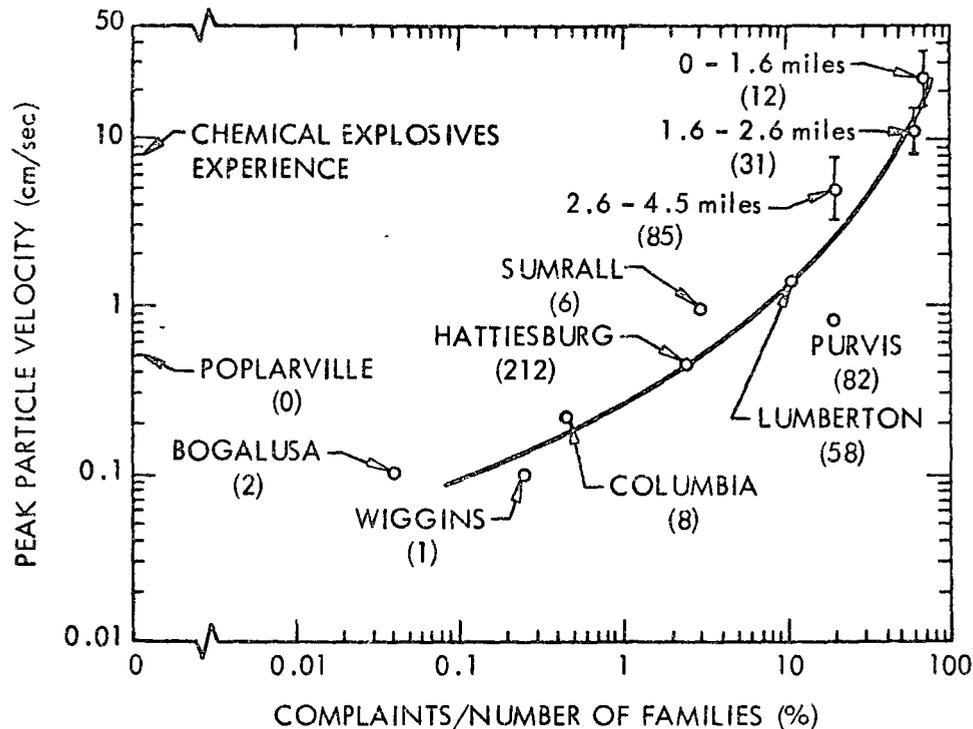


Fig. 8. Frequency of ground motion complaints as a function of peak ground motion, Salmon Event.

respect to its ability to sustain ground motion is upon a hard-rock formation. The least desirable foundation is unconsolidated alluvium. Figure 9 shows the estimated peak surface motion as a function of distance for a receiving station on hard rock and alluvium materials for a 1-Mt cratering shot.

During the last few years, the yield of contained nuclear-test detonations at the Nevada Test Site has been slowly escalated. Measurements of the components of displacement, velocity, and acceleration have been made on these events in the range between 70 to 100 km. Nadolski¹⁴ has studied the spectra properties of the resultant fields and has demonstrated that the pseudo-absolute acceleration (PSAA) is, empirically, the spectral property that correlates best with damage as represented by normalized cracking rate (for Mercury-damage studies of block buildings) or percent-damage complaints for Salmon-damage experience (see Figs. 10 and 11). With this finding, Nadolski¹⁴ has constructed the summary of damage experience showing probability of damage complaints as a function of PSAA (cm/sec^2). (See Fig. 12.) An interesting result of this study is that there has not been a valid seismic claim against the AEC for PSAA less than or equal to $10 \text{ cm}/\text{sec}^2$. A method for estimating seismic-damage claims for a given project is summarized in the flow chart of Fig. 13. The significance of

this work is that it is the first investigation and prediction method which adequately includes the effect of spectra change in the acceleration field with yield on the damage claim estimates, and with the interesting result that seismic-damage estimates (for some currently proposed projects) are about a factor of 10 lower than those by any previous method.

In concluding this section, it should be mentioned that only the recent and heretofore unpublished technical contributions to nuclear excavation technology are contained in this summary. A more complete, but not as current a summary of research for the understanding and constructive uses of nuclear explosions was published in 1968 by Rodean.¹⁸

EFFECTS OF ENGINEERING INTEREST PRODUCED BY NUCLEAR EXPLOSIVES

We shall now briefly describe the effects of engineering interest that are produced by nuclear explosives emplaced at scaled depths of burial of $\sim 200 \text{ ft}$ (61 m) $W^{1/3.4}$ and shallower, where W is in kilotons and $1/3.4$ is an empirically determined exponent. Scaled depths of burial are used in this description as a general guide only, in that geologic layering and rock properties, which vary from site to site, may require designed depths of

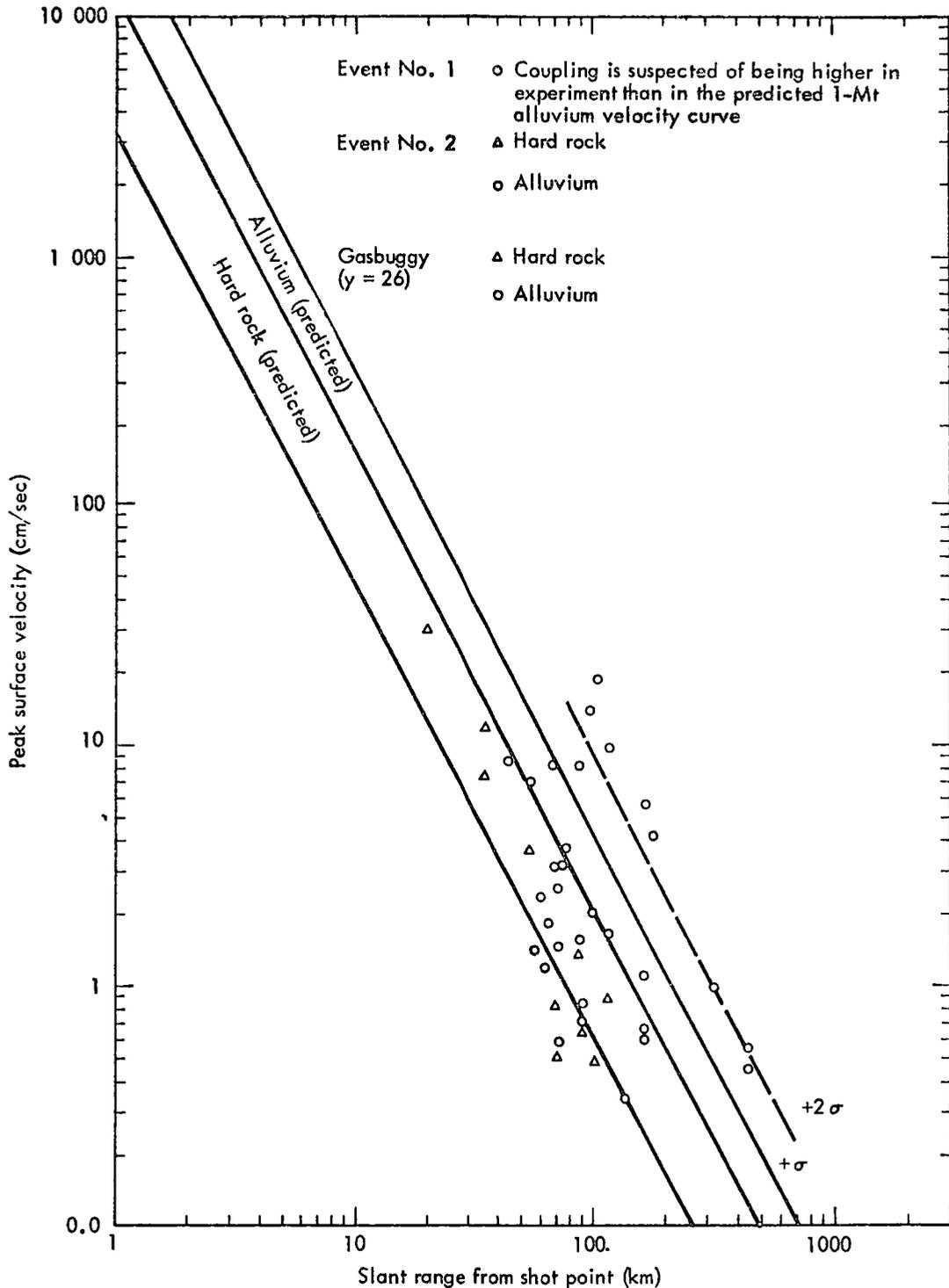


Fig. 9. Predicted peak ground-motion estimates for 1-Mt shot in hard rock and alluvium.

emplacement that differ from those obtained from simple-yield scaling.

Craters

A crater of maximum useful volume is made by an explosive of yield W when the volume of ma-

terial ejecta from the growing mound is optimized; experimental evidence indicates that an optimal crater is associated with a DOB of ~ 140 ft (42.6 m) $W^{1/3.4}$. Vertical profiles through one such crater (Danny Boy, Fig. 14) illustrates the useful features of a nuclear crater: the void space of the apparent crater, the crater lip or the embankment

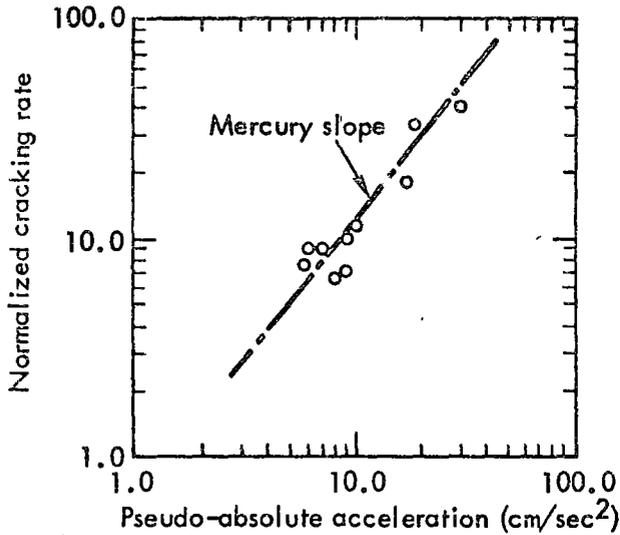


Fig. 10. Normalized cracking rate vs pseudo absolute acceleration at Mercury.

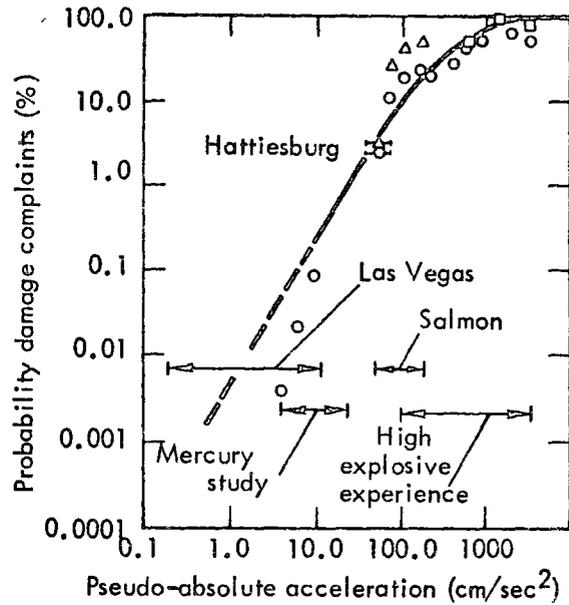


Fig. 12. Probability of damage complaints vs pseudo absolute acceleration.

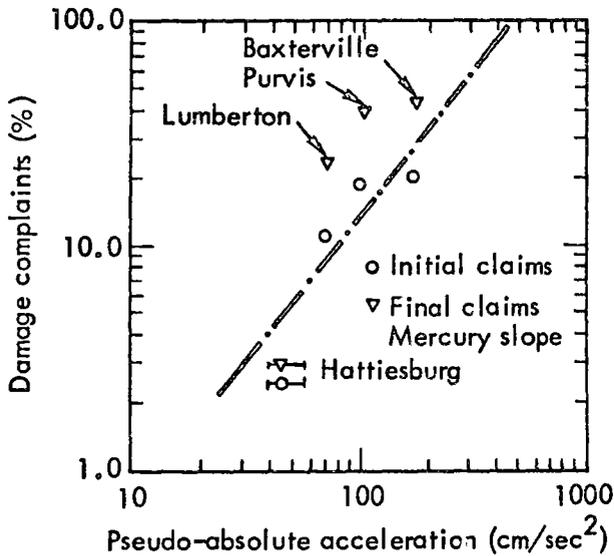


Fig. 11. Percent damage complaints vs pseudo absolute acceleration from Salmon Event.

around the crater made by upthrust and mass deposition, and the fallback zone, which in brittle host rocks is characterized by enhanced permeability and specific surface area when compared to preshot conditions. These are the explosion-produced features of craters that can be utilized in engineering design.

Retarcs

A retarc (see Fig. 15) is formed by emplacing a nuclear explosive at a depth that maximizes the volume of broken rock in the brittle host-rock

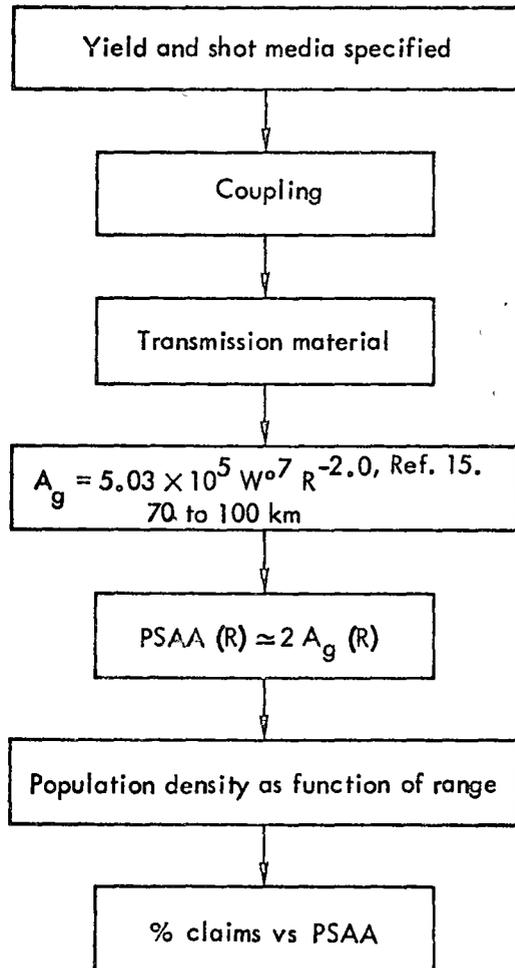


Fig. 13. Method for estimating seismic damage claims.

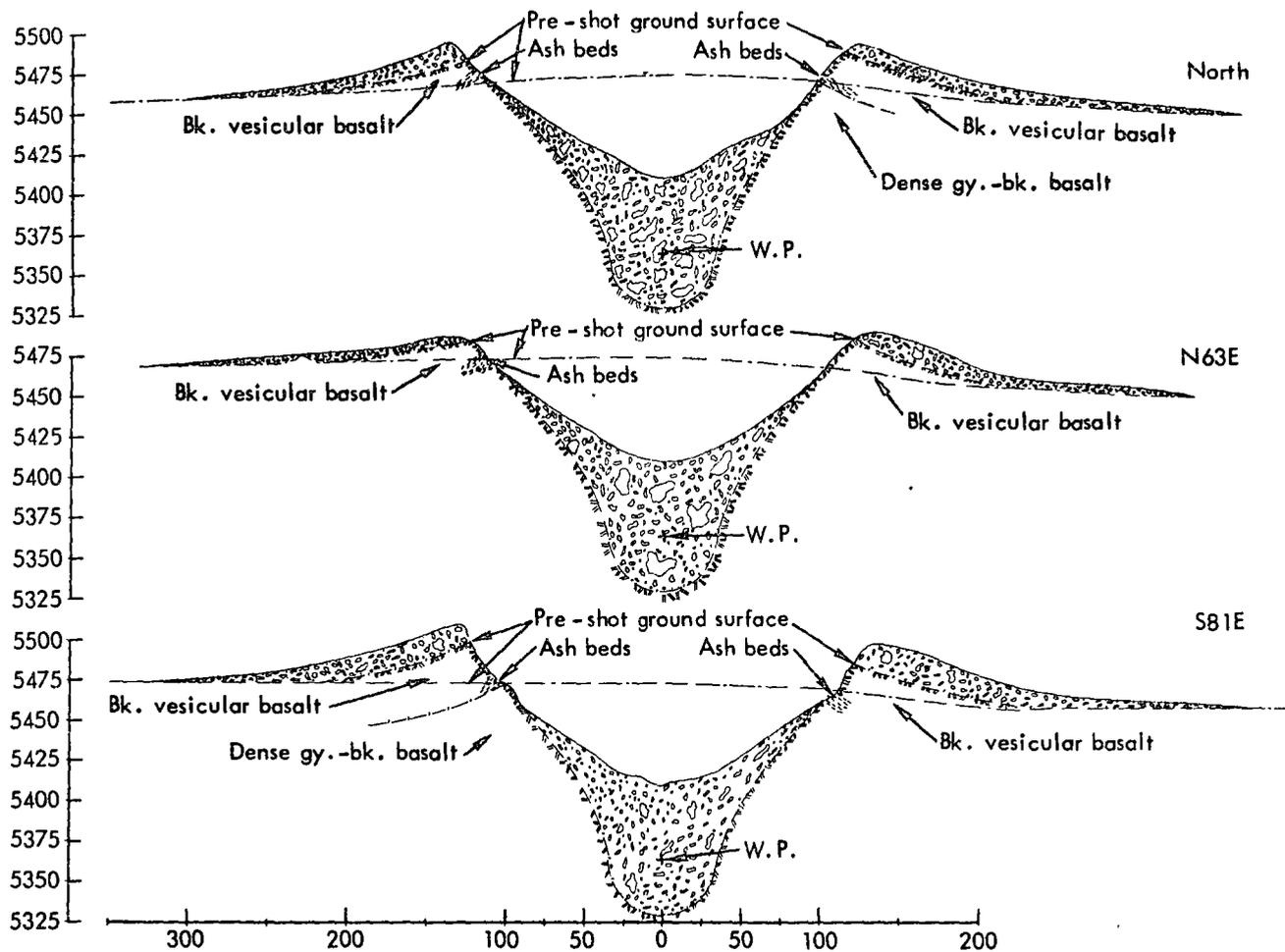


Fig. 14. Geological cross sections through the Danny Boy Crater.

environment. Experience indicates that this is achieved for explosives detonated at ~200 ft (61 m) $W^{1/3.4}$ scaled depth of burial; the fallback and mound region of the retarc contains bulked material with enhanced permeability and increased specific surface area.

Directed Blasting Effects

Directed blasting involves the use of the configuration of the free surface to direct the mass deposition of ejecta. As we shall see in the next section, if explosion-produced mound velocities are created in a sufficiently short time, these velocities are developed independent of gravity, but are controlled by the geometry of the free surface. It is this principle that permits us the concept of using directed blasting to place a large fraction of material in a desired location. Small-scale directed blasting experiments have been conducted by the Nuclear Cratering Group (NCG) in compacted sand test pits using 1-lb charges

emplaced at deep burial as compared to the overhead free surface at near-optimal burial in regard to the "canyon-side" free surface (Fig. 16). Figure 17 shows the type of embankment that can be ejected across a narrow canyon by this means. Although several engineering problems can be cited at this time in regard to converting this embankment into a useful structure, nonetheless, this concept appears interesting enough to warrant further study.

The features of engineering interest enumerated above, such as craters, retarcs, and directed blasting, now need to be discussed from the point of view of the development of predictive capability.

DEVELOPMENT OF PREDICTION METHODS

Cratering Mechanics

Early in the Plowshare Program, efforts to numerically simulate the cavity growth, mound

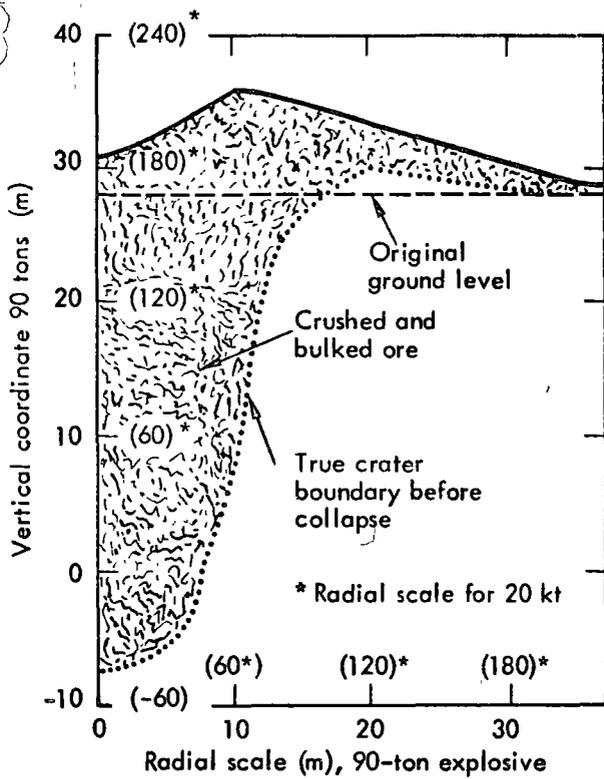


Fig. 15. Cross section of a retarc.

growth, and ballistic ejection of material were pursued. The objective was to use an initial-value physics formulation of the problem to develop tools for prediction not only of crater dimensions and lip heights but of other variables such as the cavity pressure at vent time and the extent of fracturing around craters and retarcs. Additional variables such as cavity pressure would constitute important inputs to further nuclear-effects models, such as the formation and growth of the main cloud (Knox et al.¹⁷) and air-blast phenomena (Montan¹⁸). The physical basis of the Lagrangian one- and two-dimensional stress-wave propagation codes used to calculate these phenomena have been adequately published (Cherry⁵), and later discussed by Teller et al.³; hence, we shall not reproduce that discussion. What is pertinent here is to summarize the history of the combined theoretical experimental efforts in nuclear-cratering experiments and to tell, chronologically, how each experiment contributed to the understanding of cratering physics.

However, before doing this, a very brief physical description of the SOC-TENSOR code logic is instructive. The codes, SOC and TENSOR, have been described as finite-difference solutions to stress-wave propagation through geological

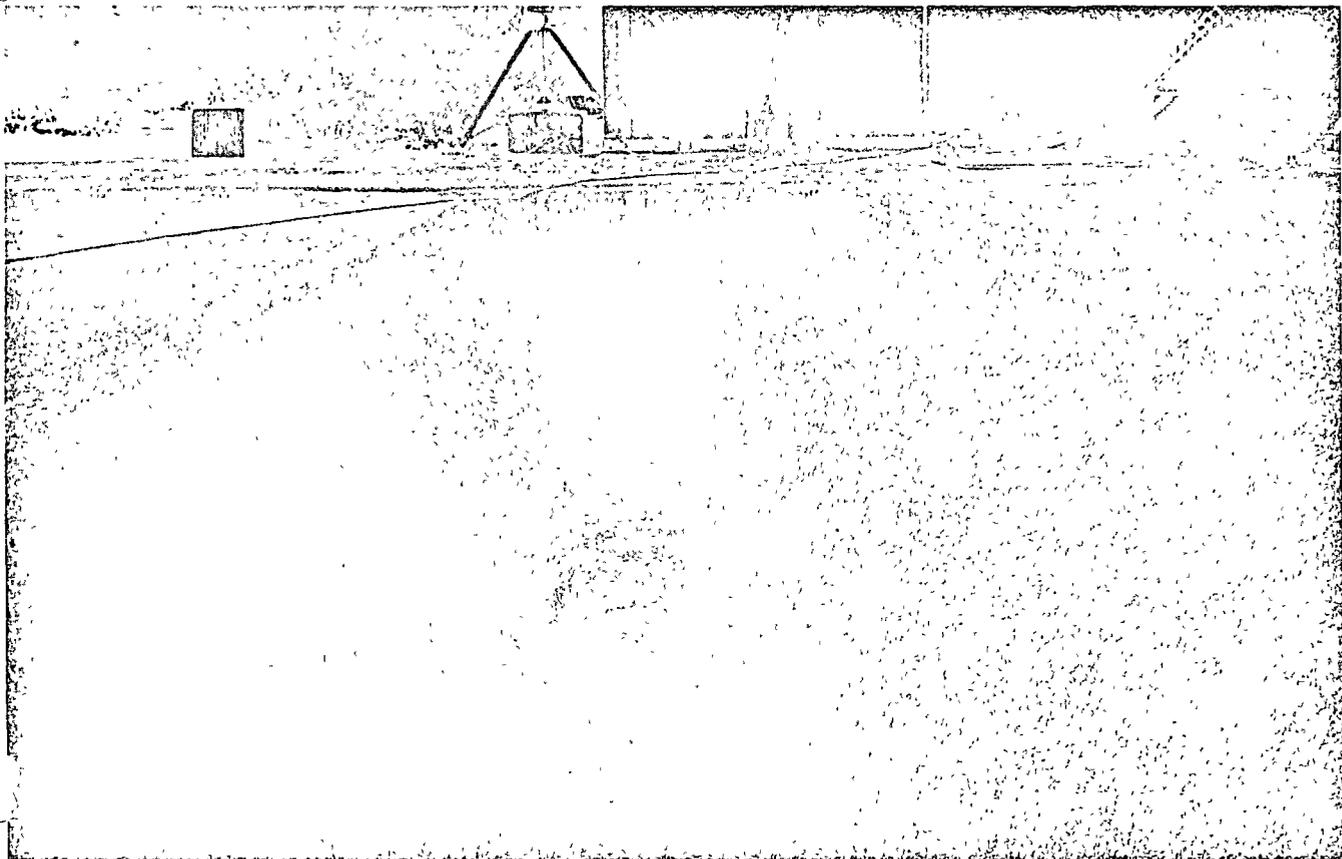


Fig. 16. End view of Nuclear Cratering Group test pit for modeling ejecta dam, prior to detonations of 1-lb charges

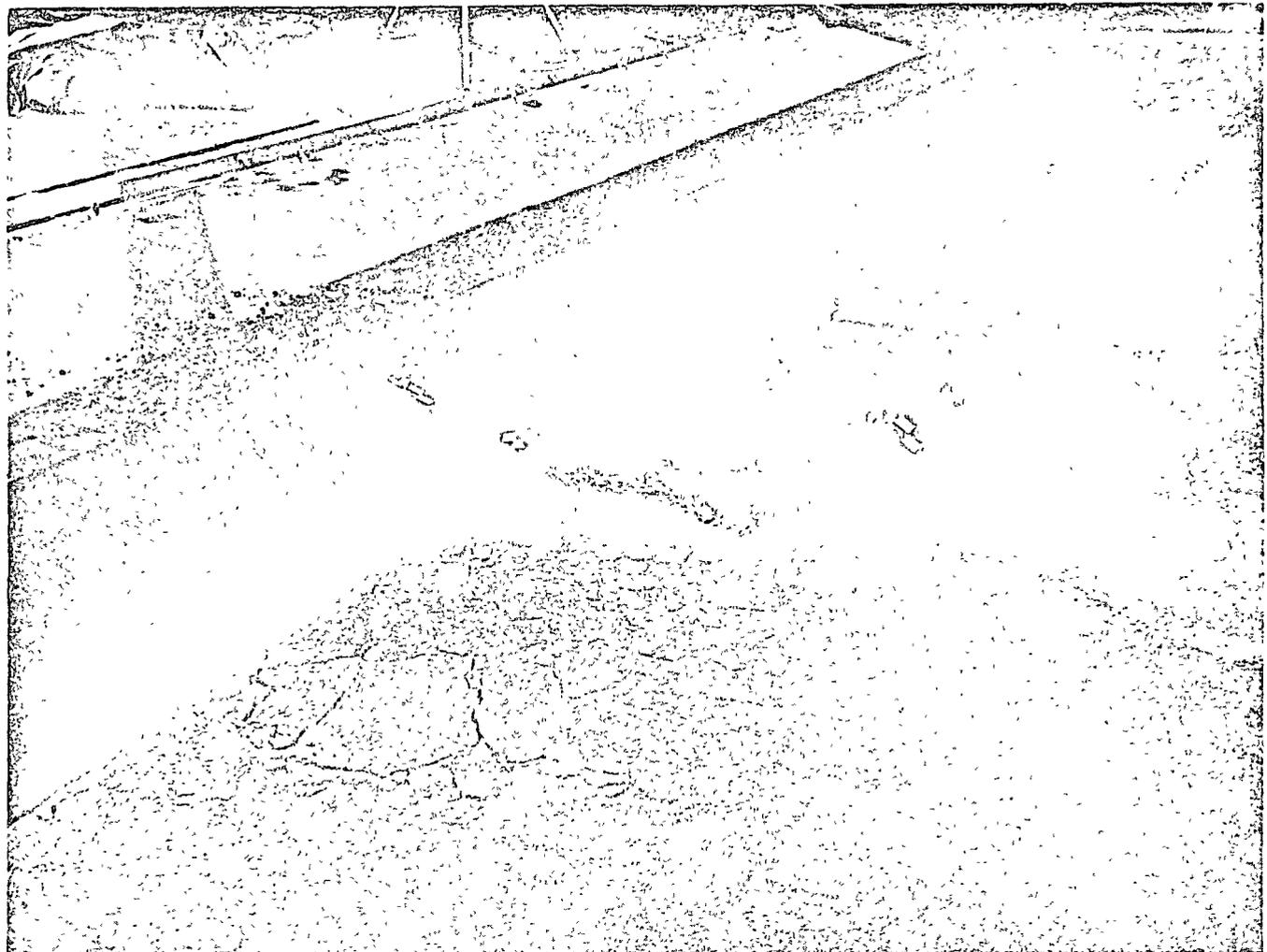


Fig. 17. End view of Nuclear Cratering Group test pit for modeling ejecta dam, after detonations of 1-lb charges.

layered medium including the elastic-plastic response of the materials and material failure in shear or tension. When stress levels are very high (e.g., greatly exceeding the strengths of materials), material behavior is essentially hydrodynamic. In intermediate stress regimes, the stress-wave propagation can be either elastic or plastic, including material failure. In the later stages, material behaves more like a viscous incompressible fluid. The time spent in the hydrodynamic range is quite small but yield-dependent and is of the order of a few milliseconds; whereas the duration of the latter regime is of the order of a few seconds. TENSOR has also been described as a finite-difference equation approach to solving the conservation equations in two dimensions including the appropriate equations of state of the materials involved, and criteria for modes of material failure. Figure 18 gives the logic loop (Cherry⁵).

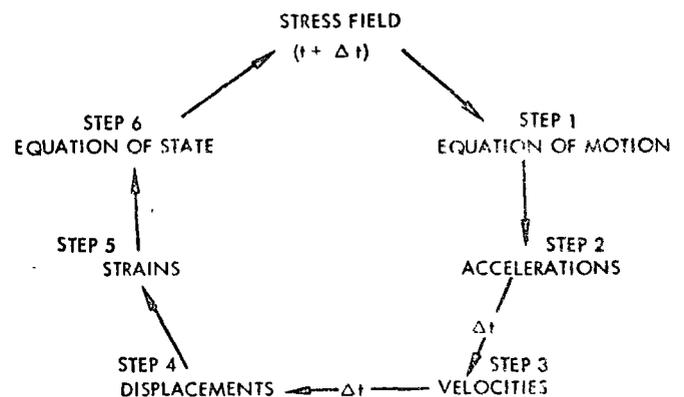


Fig. 18. Feedback loop for stress-wave propagation.

Figure 19 (Cherry⁵) shows a typical initial condition for a TENSOR problem, wherein the explosive energy is placed in a spherized-source

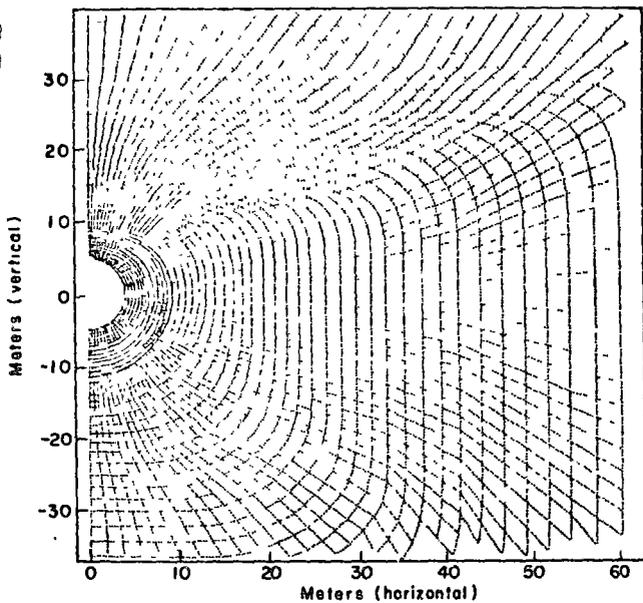


Fig. 19. TENSOR zoning for Scooter Event at start of calculation.

region that is isobaric and contained within an initial non-moving geological medium appropriately zoned. An axis of symmetry runs vertically through the center of the source region; the earth's free surface is depicted as being horizontal and constitutes one boundary of the uppermost zones. To assure first-order approximations in the difference equations, the mass per zone is not permitted to change by more than 5% from one zone to another. For purposes of designating the appropriate equation of state information, each zone is identified as to material type. Returning to the logic loop of TENSOR (Fig. 18), this initial condition is input as the initial stress field for cratering calculations and the law of "conservation of momentum" is solved in Step 1 to ascertain the acceleration for each zone element. Steps 2, 3, 4, and 5 have been adequately explained previously and involve first-order difference equations centered in time.

Step 6, the first law of thermodynamics, is solved in the finite difference form for the new specific internal energy of each zone wherein work is done by the isotropic part of the stress field as well as by the deviatoric stress field. From this conservation law, any changes of phase can be determined. The mean stress and the stress deviator are calculated from each zone in view of its displacement history. Failure criteria are then tested to see if the material has failed either in shear or tension; if so, the stress field is adjusted from laboratory-determined pressure volume relationships, assuming that zone volume is conserved in the failure process. After this

adjustment of the stress field, new initial conditions are thereby generated for Step 7, and the evolution of the system has been advanced an increment to time, Δt .

The physical properties for rock materials necessary for this code include the following:

1. Hydrostatic pressure vs specific volume, for both consolidated and failed materials for loading and unloading cycles determined in the laboratory for representative samples; the pressure range is 0 to 40 kbars

2. For the pressure range of 40 to ~800 kbars, Hugoniot measurements to extend the pressure vs specific volume curves (> 800 kbars, theoretical models of the equation-of-state are employed)

3. The maximum stress deviator that can be supported as a function of mean stress for both consolidated and failed material

4. Other properties of the materials such as the tensile strength, elastic limit, Poisson's ratio,

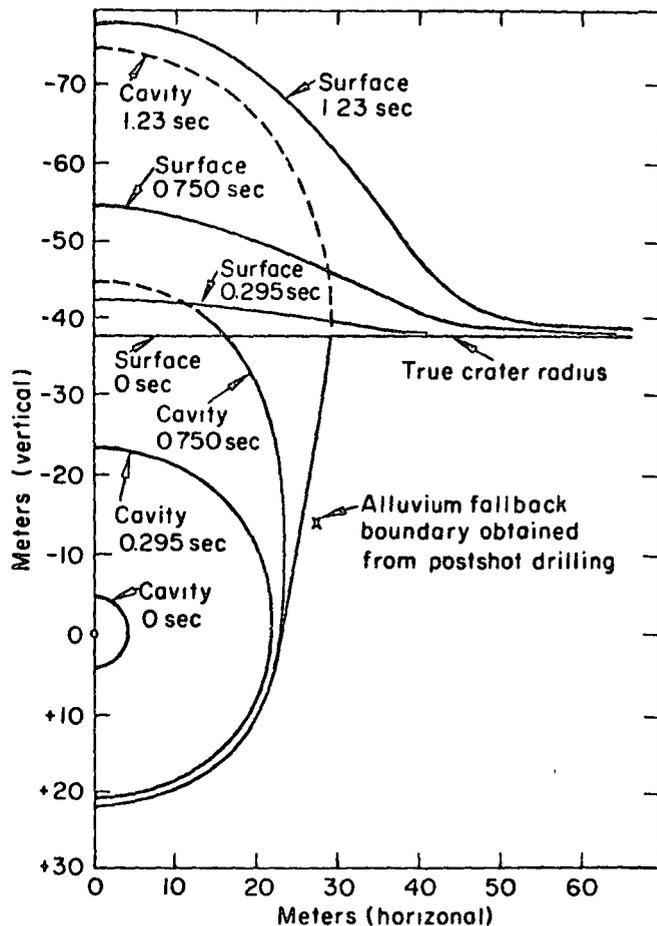


Fig. 20. Calculated cavity and mound configuration at 0, 0.295, 0.750, and 1.23 sec.

compressional velocity consistent with the low pressure P-V information, and the gas equation of state for natural rock materials for various water contents.

Scooter [0.5 kt, HE at 125-ft (38 m) depth in alluvium]. The postshot calculation of the cavity and mound history of the Scooter Event on TENSOR was the first test of the capability of this code to do extended cratering calculations. It was not determined at that time whether such a code could be run for as long as 1 sec of real time without exciting computational instabilities, nor was the general level of accuracy known. The shot was selected for calculation because the equation of state of the HE for the cavity portion region of the problem was sufficiently well known, whereas an equation-of-state for vaporized rock materials was not available in the early 1960's. An examination of the calculation of the fold-over point on the earth's surface indicated that it was in excellent agreement with the observed apparent crater radius. Hence, this calculation appeared to be a credible way to estimate apparent crater radius for explosion-produced craters. Subsequent experience has borne this out (see Figs. 20 through 24 for a comparison of calculated mound configuration to that observed).

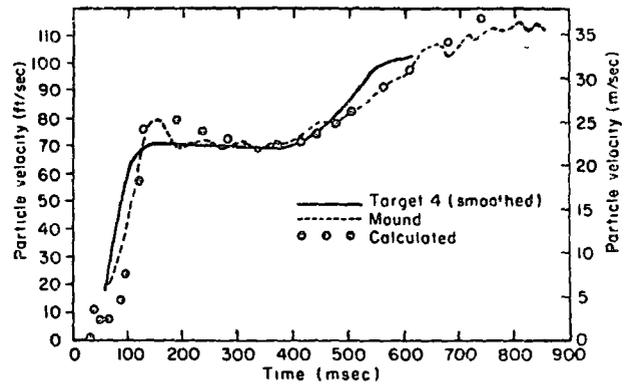


Fig. 21. Observed and calculated surface-particle velocities at surface-ground zero for Scooter Event.

Danny Boy [0.42 kt, NE, at 109-ft (33 m) depth in basalt]. The second case study is the *ex post facto* cratering calculation for *Danny Boy*. As indicated above, the energy yield of the explosive was placed in a spherized source region 1.8 m in radius centered at the 109-ft (33 m) level. Since the medium was dry, the relatively simple equation-of-state of vaporized basalt was used in this gas region (see Fig. 25 for initial condition). Figure

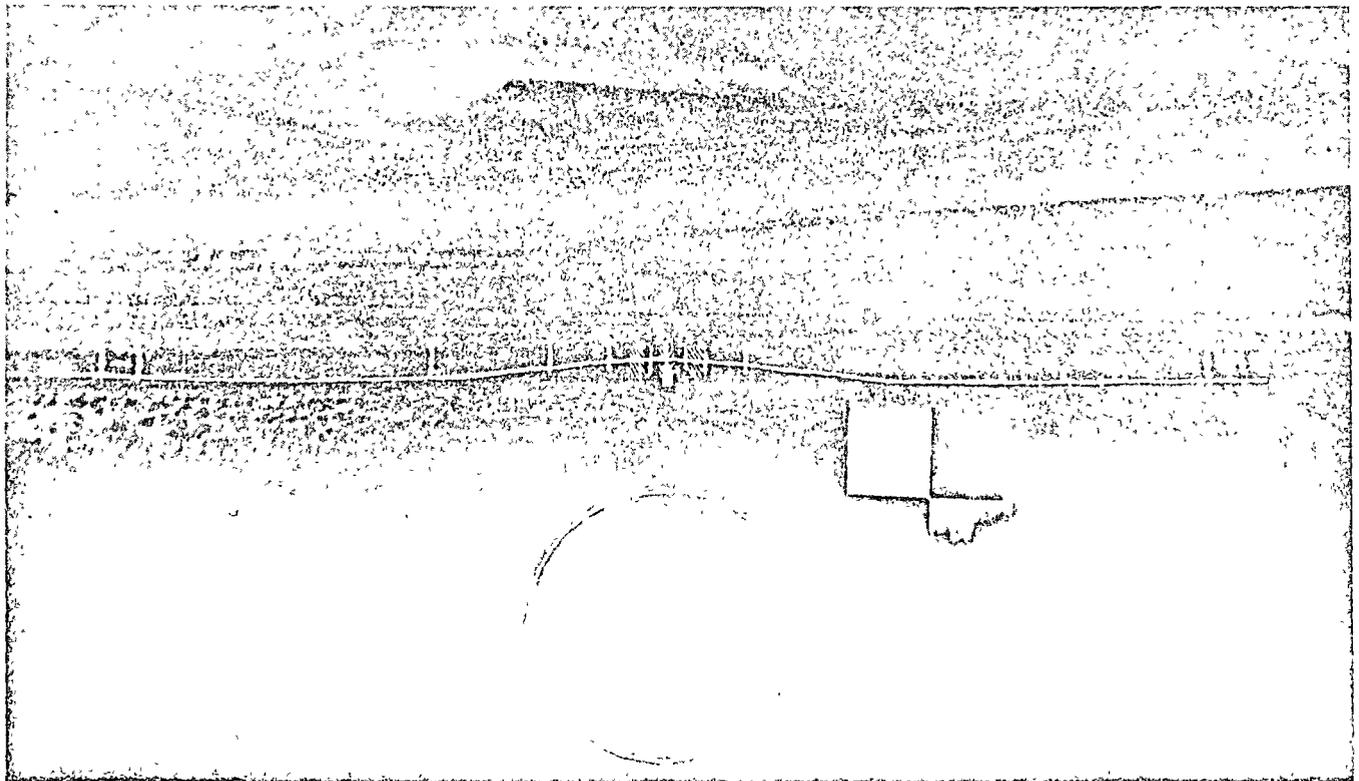


Fig. 22. Scooter mound (compared with TENSOR calculations) at 0.2 sec.

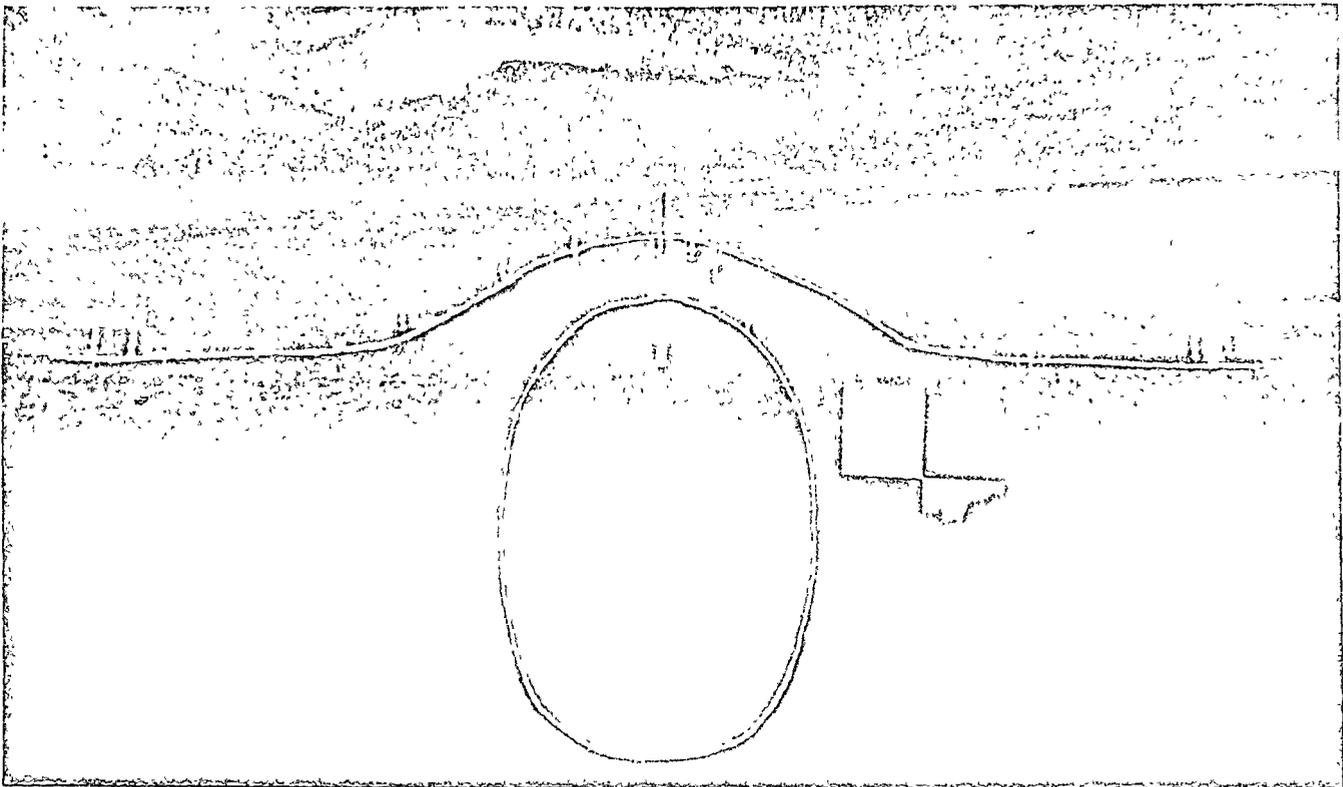


Fig. 23. Scooter mound (compared with TENSOR calculations) at 0.8 sec.

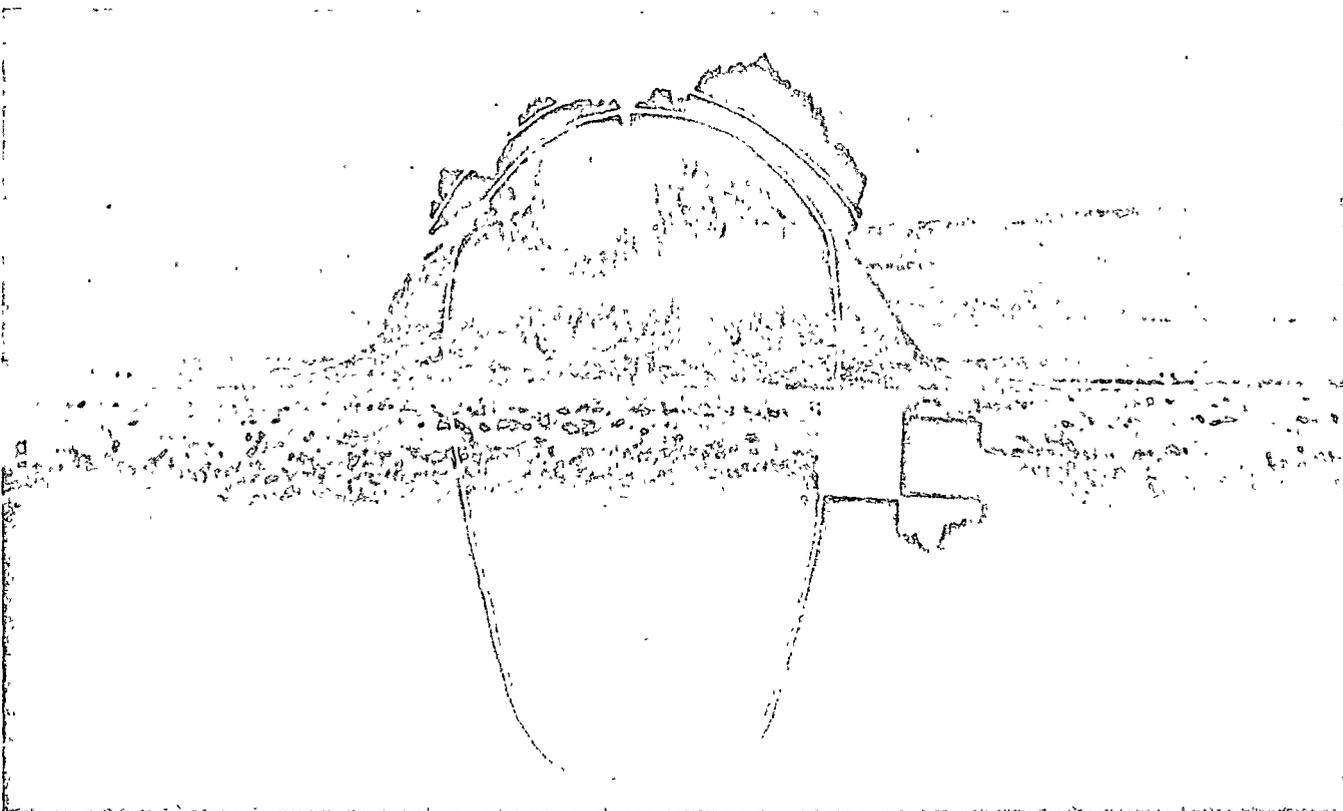


Fig. 24. Scooter mound (compared with TENSOR calculations) at 1.3 sec.

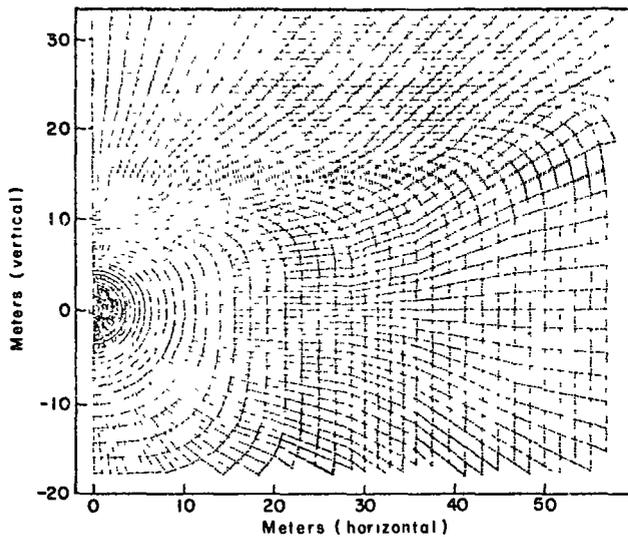


Fig. 25. Cavity and mound configuration for Danny Boy Event at zero time.

26 shows the cavity configuration and free-surface earth configuration at 97 msec. At this late time, of course, the compression wave and rarefaction wave had completed their respective travels to and from the earth's surface, and a very weak re-compaction had started back towards the earth's surface in the region above the cavity. However, it was observed that at 97 msec, the pressures in the cavity were quite low due to the dryness of the Danny Boy shot environment. The pressures in the surrounding medium at this time were also low. In view of these low pressures, a concept

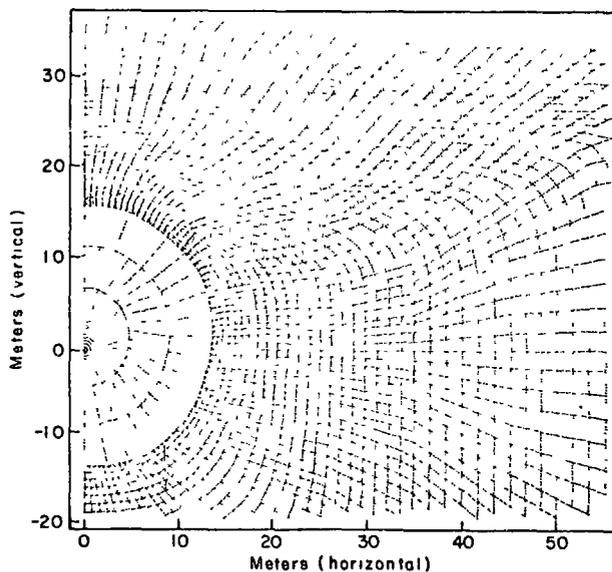


Fig. 26. Cavity and mound configuration for Danny Boy Event at 97 msec.

was developed that the material in the mound had received all the momentum to be imparted to it by the explosive. All zones in the problem are then subjected to a simple ballistic-missile calculation using the initial condition of the velocity for the mass center of each zone at 97 msec. With this concept, the mass deposition on the original earth's surface can be calculated as can the designation of those zones which have improper velocities to be ejected from the crater.

Figure 27 shows the predicted mass deposition, and the calculated true-crater configuration. Superimposed in this figure is the apparent crater configuration, the observed true-crater configuration, and the after-the-fact earth's surface. The reasonable agreement between the observed and calculated true-crater boundaries before collapse and the predicted mass-deposition depth is excellent. This concept of calculating the mass deposition provided a new and valuable tool for estimating not only the apparent crater radius but also the ejecta from a cratering event. This analysis indicated that the principle cratering mechanism for Danny Boy was spall, induced by the stress wave.

Other cratering calculations were performed from which a primitive method of predicting apparent crater depth from the TENSOR calculation emerged. In this method, the depth of the crater is estimated by allowing the mass deposition above the zone of ejection to fall into the calculated true-crater volume including the effects of bulking and any estimated slumping of unsupported subsurface material. Table II summarizes the results of a few *post facto* calculations (Terhune, Private Communication, 1968 and Ref. 19).

Sulky [0.1 kt, NE, at 90 ft (27.4 m) depth in dry basalt]. Because of its deep depth of burial the Sulky detonation produced a mound of rubble rather than a crater. The strategic question here is to ascertain if this Sulky Event result could have been predicted. The TENSOR postshot calculation (Fig. 28) shows the zones calculated to remain in the subsurface environment, the ejected surface-mass deposition, and the cavity configuration at 76 msec. The figure definitely shows that the depth of mass deposition within the true crater is comparable to that ejected beyond the edge of the true-crater boundary. If this mass of material is placed back into the true crater and bulked, it is found that indeed no crater is formed. Thus, this calculation indicates that the calculation of mass deposition from a buried source is an important tool in discerning, not only the apparent crater radius, but also whether a useful structure will be formed. Mass deposition (Fig. 27) is markedly different from that calculated for the

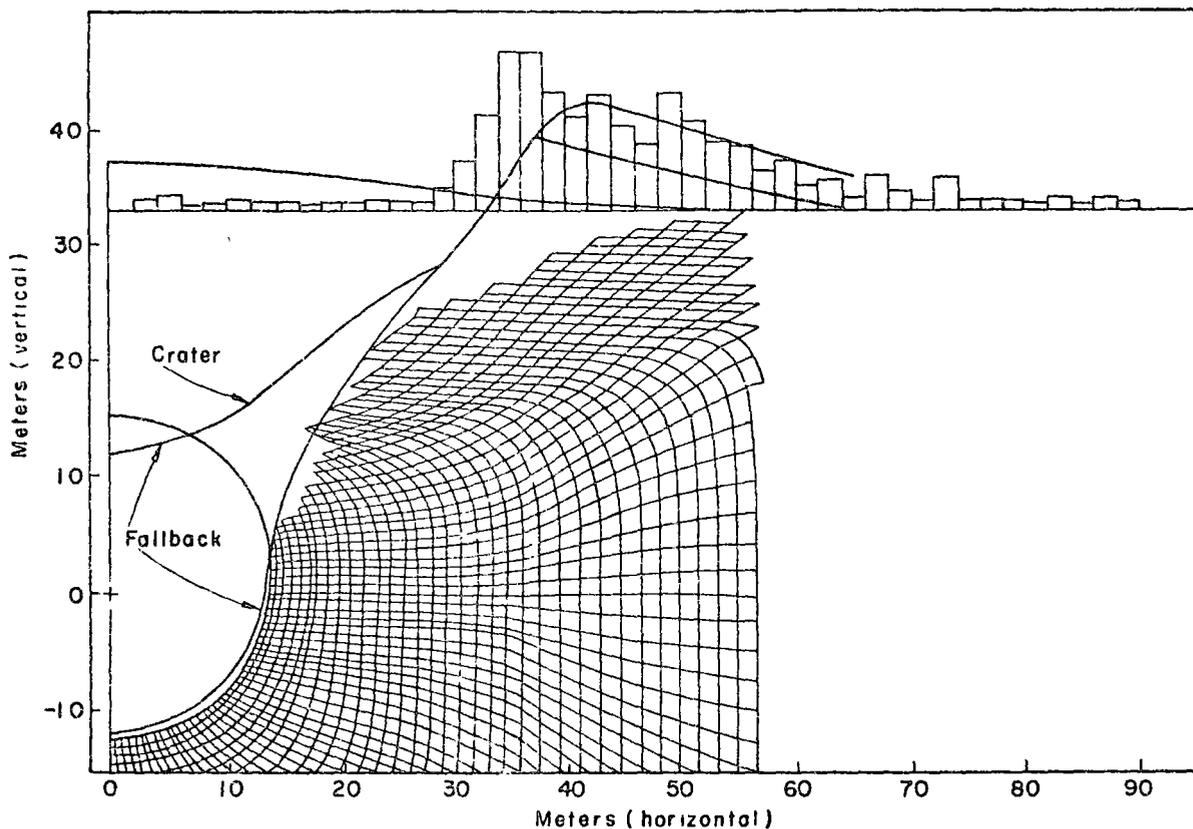


Fig. 27. Freefall throw-out calculation for Danny Boy Event at 100 msec (cavity pressure = 14 bars).

TABLE II
Summary of Predicted and Calculated Crater Dimensions

Event	Yield	DOB		Predicted Dimensions (m)		Measured Dimensions (m)	
		(ft)	(m)	R_a	D_a	R_a	D_a
Danny Boy (NE)	0.42 kt	109	33	33	21	33	19
Pre-Schooner -II, HE ^a	85 t	71	21.6	27	19	29	19
Pre-Gondola Bravo, HE	20 t	46	14	17	14	24	9

^aCalculation performed with the SOC-PUSH model.¹⁸

Danny Boy Event. These two calculated mass depositions were taken, then, as models, for the mass deposition that would lead to a useful crater and the mass deposition that would lead to a retard. The mean mound velocities as developed in Danny Boy and Scooter were in the order of 40 to 50 m/sec and those developed in Sulky were 23 to 26 m/sec.

Cabriole [2.5 kt, NE at 170 ft (52 m) depth in dry-layered rhyolite]. *Cabriole* was the first crater-

ing experiment for which preshot calculations of the cratering mechanisms, mound history, ejected mass deposition, and crater dimensions were made.

The preshot cratering calculations of the *Cabriole* experiment are illustrated by Fig. 29, showing the Lagrangian cavity-gas zones (c), the configuration of the earth's free surface at 167 msec after detonation, and the Lagrangian solid-state zones (s), which at 167 msec are estimated to have insufficient kinetic energy to escape above

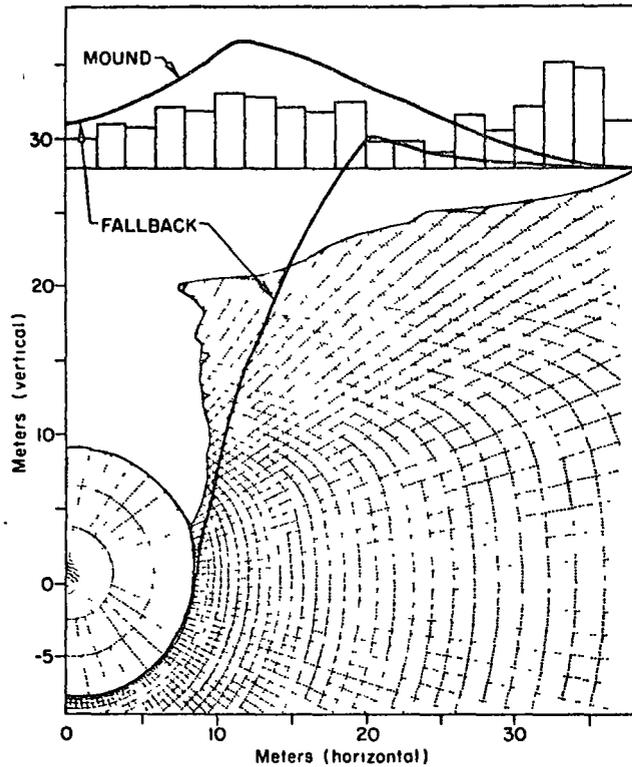


Fig. 28. Freefall throw-out calculation for Sulky Event at 76 msec (cavity pressure = 14 bars).

the original (or preshot) earth surface. At 167 msec the pressure in the cavity gas and the surrounding material is sufficiently low that hydrodynamic forces have little effect on the further acceleration of the mound material. Hence, at this point of calculation, the zones in the region of ejection are subjected to a ballistic trajectory calculation. In this latter calculation the position of landing of each of these identified zones is calculated. The result is the mass deposition shown in Fig. 29. It is from this type of quantitative code output that it was estimated the crater radius would be 60 to 70 m (Tewes²⁰).

The preshot (Cabriolet) crater dimension predictions are compared to the observed dimensions in Table III.

TABLE III
Comparison of Predicted and Observed Crater Dimensions—Cabriolet*

Apparent Dimension	Predicted (scaling)(m)	Tensor (m)	Observed (m)
Crater radius	52 ± 12	67	54
Crater depth	26.5 ± 9.1	-	36.5

*From Ref. 20.

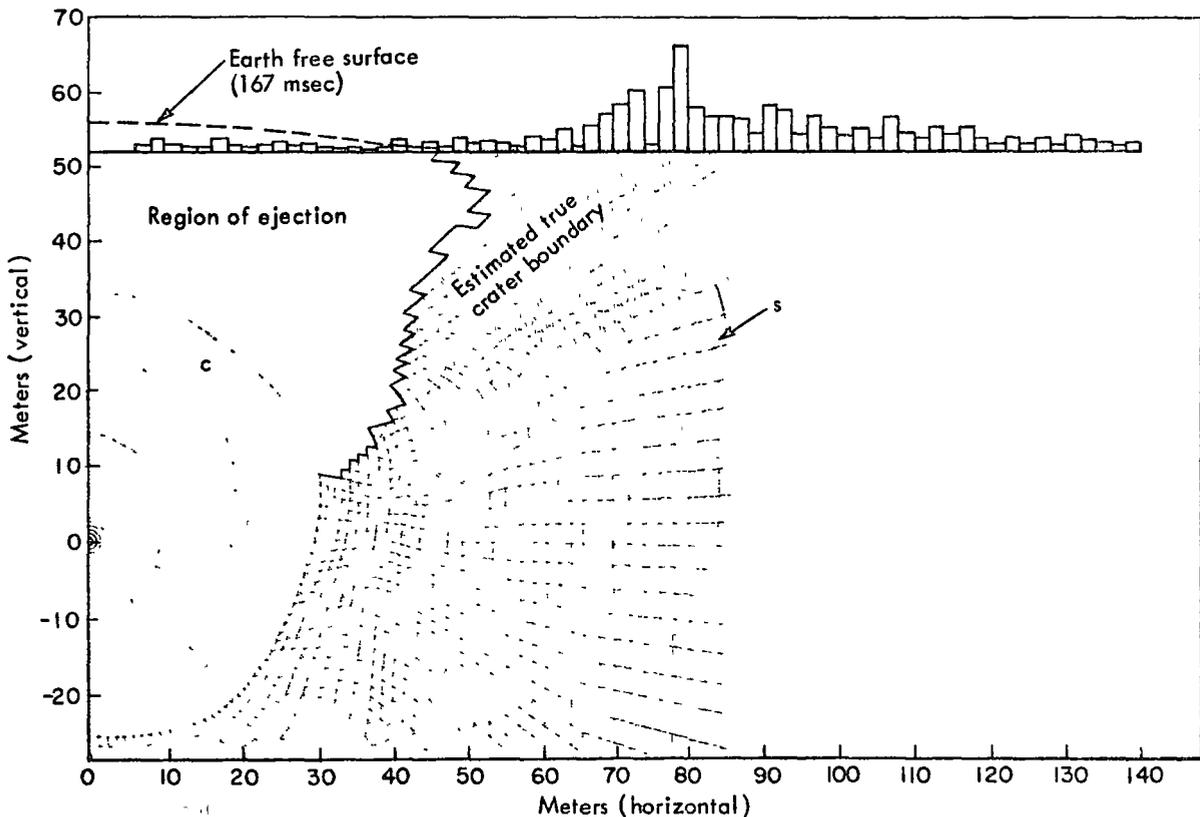


Fig. 29. Throw-out calculation at 0.18 sec for 3 kt of nuclear explosive in layered hard and soft rhyolite.

Buggy. Preliminary analysis of the results of Buggy, the first nuclear row-charge experiment, indicates a successful experiment. All five explosives performed similarly and, within the expected yield range, the dimensions of the uniform channel agree very favorably with predicted dimensions, and the released fraction of radioactivity for the row-charge experiment is not significantly different from that for a single detonation. The salient results in regard to cratering are shown in Table IV.

Because of the wide range in the predicted values shown in Table IV, some special comment is needed. The Buggy site geology was much more complicated than any of the past cratering experiments. This situation was most assuredly not by design; but rather as *in situ* density and sonic velocity information were gathered and analyzed, it became very clear that the Buggy-shot environment was characterized by four distinctively different layers. When this was fully appreciated, construction was well underway. In view of this, design TENSOR calculations became a necessity. It should be recalled that TENSOR is a two-dimensional code; row-charge excavation, even with flat terrain, is three dimensional. To design Buggy, single charge TENSOR calculations were performed. Parameters of explosive yield, depth of emplacement, emplacement hole geology, and some equation-of-state variables were varied in these calculations. The real success of the Buggy TENSOR calculations is that they led to a determination of the correct depth of emplacement of 135 ft for individual charges, which differs from that obtained on the basis of simple scaling laws. This important finding came at a time sufficiently early so that a depth of emplacement could be selected through further calculations to optimize the chances of achieving a smooth channel and an acceptable released fraction of radioactivity at the same time. This success story of Buggy cannot be conveyed entirely by an inspection of Table IV. [Additional information concerning the Cabriolet and Buggy experiments may be found in the respective papers by Tewes²⁰ (1968) and Toman²¹ (1968).]

TABLE IV
Buggy Cratering Results*

Apparent Dimension	Predicted (m)	Observed (m)
Crater length	220 - 264	263
Crater width	36.7 - 97.6	76.3
Crater depth	12.2 - 27.4	19.8

*Results from Ref. 21.

Crater Formation History

With the calculational and the experimental evidence gathered so far we can now formulate a crater formation history (Fig. 30). The geometries depicted in this crater formation history have been taken in large measure from the TENSOR calculation of the Danny Boy Event. Thus, the spatial scale for this diagram is that the shot depth is at $\sim 42.6 \text{ m } W^{1/3}$. Experimental data from many events and from small-scale cratering model studies by the Corps of Engineers have all contributed to this diagrammatic representation. The crater formation history, as we understand it today, contains seven phases:

1. the vaporization of the explosive and a surrounding shell of earth materials
2. a period of spherical cavity growth
3. the return of the rarefaction wave to the upper cavity surface
4. the asymmetrical growth of the upper part of the cavity following rarefaction return as contrasted to very slowly growing lower hemisphere at this time
5. the mound growth until the time of vent
6. mound disassembly, foldover of mound material onto the earth's surface, and the initiation of collapse in the subsurface layers
7. collapse, fallback, and mass deposition beyond the point of foldover.

In this context, a very simple concept for optimal cratering configuration emerges; namely, that, despite the layering or different material properties of the shot environment, an optimal crater is obtained from a given energy source by optimizing the calculated mass deposition beyond the foldover point so that a maximum volume of effectively ejected material is obtained.

Retarc Formation History

Retarc formation history shown in Fig. 31 has been constructed in a similar way, but is based on the Sulky calculation. Geometrical relationships in this diagram are based on a depth of burial of $\sim 55 \text{ m } W^{1/3}$ for the depth of burial. The stages of formation are quite similar to those of the crater, with the exception that the mound undergoes no development of a foldover point and that the mass ejected beyond the true crater boundary is not large. Under these conditions, the fallback material and the subsurface collapsing material,

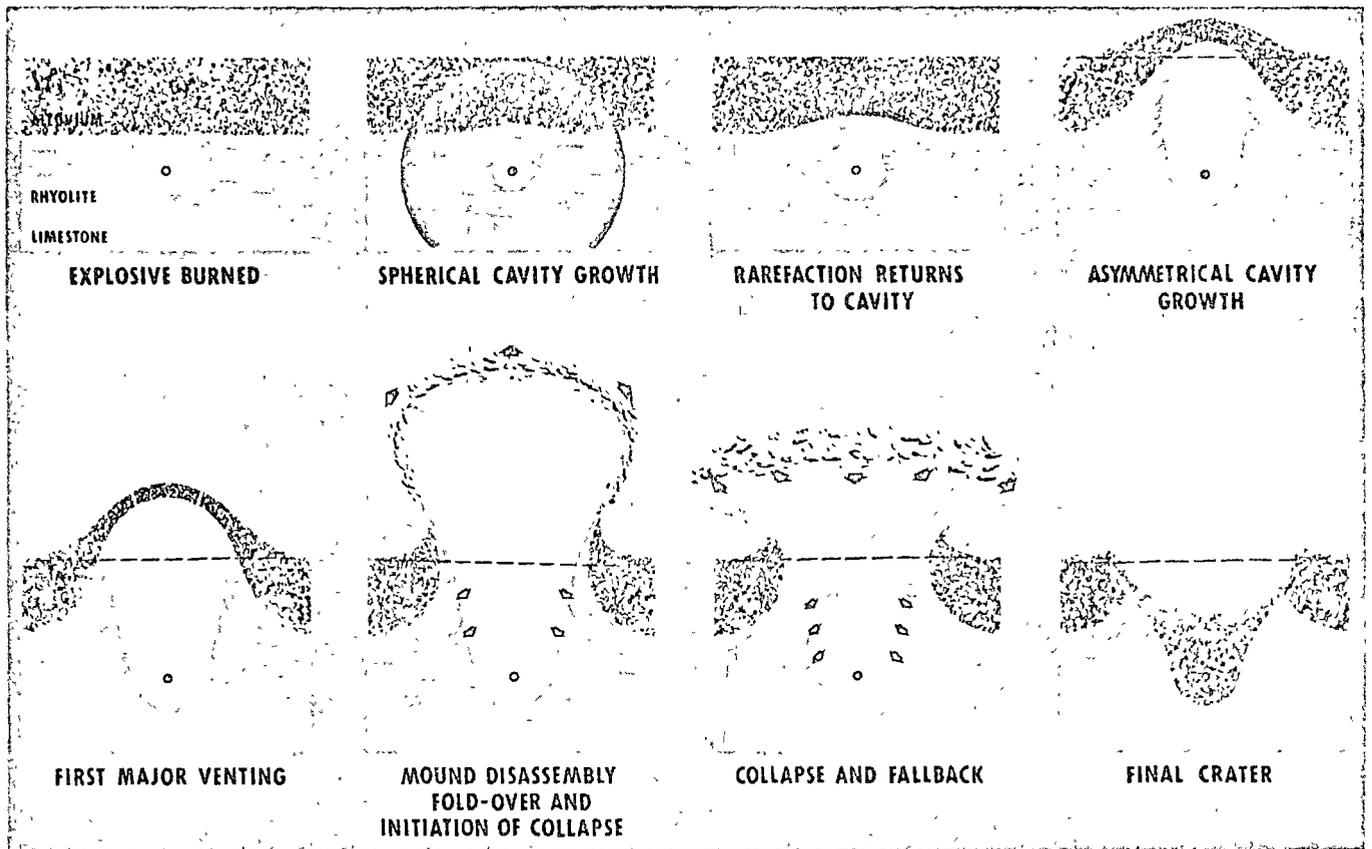


Fig. 30. Crater formation history.

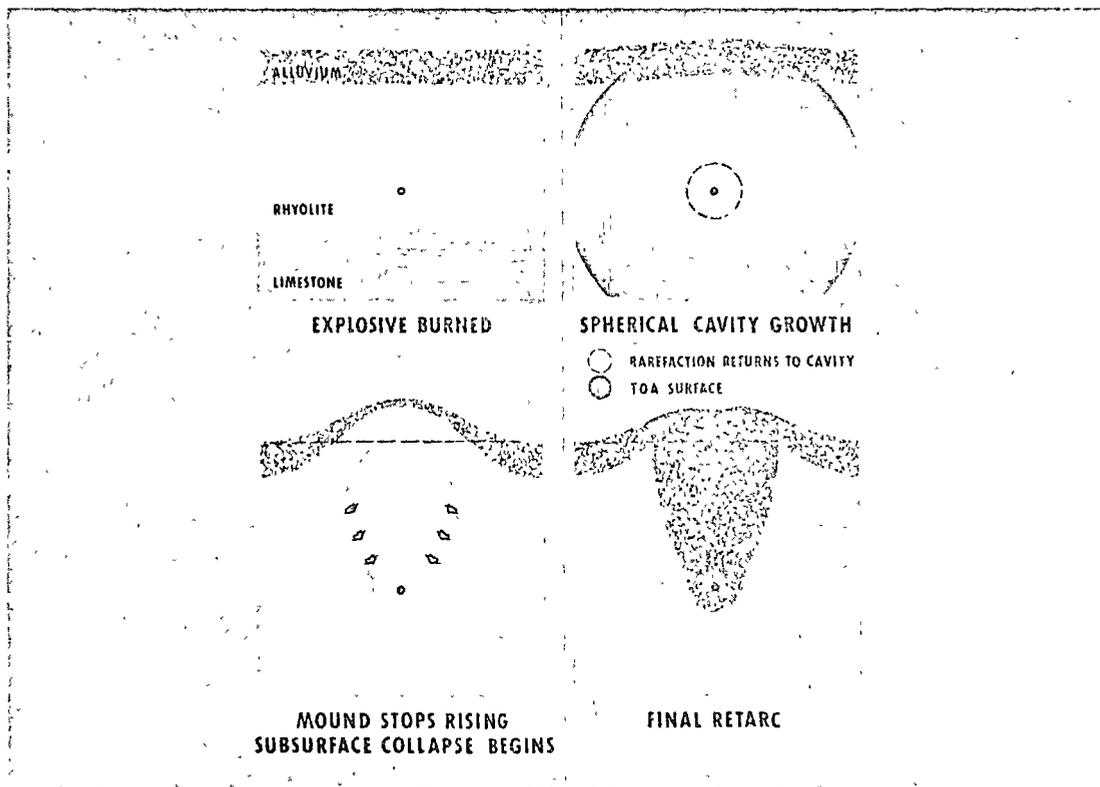


Fig. 31. Retarc formation history.

together with bulking, can more than fill the void created.

In summary, the following predicted tools have been developed and tested against experiment: (a) a method of predicting the apparent crater radius (single charge) has been developed which appears to have an accuracy of $\sim 20\%$; (b) a primitive scheme of estimating crater depth from single charges has been developed based on estimating the fallback volume from calculation and subjectively estimating the collapse volume from the configuration of the zones not ejected from the crater; and (c) the concept for optimal crater has emerged, namely, that of optimizing the mass deposition beyond the hinge point or true crater boundary. The above tools have been developed for a limited-yield range and primarily in dry brittle-rock materials. It is essential for developing nuclear excavation technology that these tools be tested in wet weak-earth materials, that the yield range of the nuclear experience be extended, and that depth prediction techniques be refined for single charges and extended to row charges. The applied research needs for improving cratering technology will be more definitively discussed later.

CONCEPTS USING NUCLEAR EXCAVATION TECHNOLOGY

For the past several years the interests of the US Government in a study of the feasibility of constructing a sea-level canal with the aid of nuclear

explosives across the Isthmus of Panama has been one of the major interests in the Plowshare Program. In 1964, Congress funded the canal feasibility study and the site work with a date for submission of a final report from the Interoceanic Canal Commission (IOCC) to the President on December 1969 (subsequently, extended to 1970). The analysis of site data in regard to nuclear effects, rock mechanics, geology, and engineering properties of material are in progress. It is premature at this time to discuss the sea-level canal other than to indicate the general nature of the work in progress.

There is considerable literature existing on concepts using nuclear explosives for industrial and civil-work projects; notably, the Third Plowshare Symposium,² Teller et al.,³ the various feasibility studies concerning Gasbuggy, Sloop, Bronco, and Ketch, *Nuclear News* (March 1968), and the JCAE Hearings, July 1968.²² The intent here is to re-examine concepts for nuclear-excavation technology for excavation, mining, and water-resource development in view of the new technical contributions. It should be noted that some new concepts have come to light since the above references appeared; at least two will be discussed. Table V lists the concepts employing nuclear excavation in the order of decreasing simplicity, from the point of view of nuclear effects. We shall now briefly describe each of these seven concepts and reserve the discussion concerning safety and nuclear effects to a later section.

TABLE V

Concepts Using Nuclear Excavation Technology

Concept Name	Nuclear Structure	Use
1. Aggregate production	Retarc	Rock fill for dams (WRD) ^a
2. Retarcs for <i>in situ</i> leaching of near surface ore-bodies	Multiple retarcs	Solution-mining of various metals (Cu, U, Ag, etc)
3 Harbor ^b	Nuclear craters and/or nuclear rows	Water transportation and regional resources development
4. Reservoirs	Craters	Small ($\sim 10\ 000$ acre-feet) reservoirs for water storage
5. Crater lip dams	Crater	Large reservoir for water storage—WRD (10^6 acre-foot or more, depending on site)
6 Overburden removal	Cratering and directed blasting	Mining of very large ore deposits
7 Ejecta dam	Directed blasting	Large reservoir for water storage—WRD (10^5 to 10^6 acre-feet, depending on site)

^aWRD = Water Resources Development

^bHarbors are listed as specific examples of massive excavation cuts which include cuts for highways, railroads, and canals.

Aggregate Production

The concept of the use of nuclear explosives for the development of an aggregate quarry is depicted in Fig. 32. The plan would involve the detonation of a nuclear explosive at a deep depth of burial ($\sim 61 \text{ m } W^{1/3.4}$) to form a retarc on the sloping hillside, which would affect the orientation of retarc, as well as the mass deposition. It is envisaged that a nuclear quarry would be sited near the point of use of the rock fill to minimize hauling. Because of the deep burial, a very small amount of radioactivity would be vented to the atmosphere. Most of the radioactivity would be mixed or diluted into the rubble or aggregate at low levels. Because of the use of a thermonuclear explosive with minimal fission products, it would

be desirable that the aggregate be washed prior to emplacement to remove tritium in the form of THO from fill material. Wash water would need to be controlled and disposed of in a manner fitting to the site. Further, depending on the site geohydrologic setting, some precautions against leaching of tritium or other easily removed radionuclides from the retarc rubble may have to be taken. Table VI shows the typical fragment-size distribution from underground explosions in hard rock,²³ developed from data from Danny Boy, Pre-Schooner, and the contained explosion Hardhat.

The cost of breaking rock with nuclear explosives has been estimated by Hansen and Toman²³ as follows: (a) 10-kt explosive produces 6 million tons of rock at a cost of 9.2¢/ton, (b) 50 kt, 25 million tons of rock at a cost of

TABLE VI
Typical Fragment Size Distribution*

Sieve size (or rubble diameter)	6 ft	4 ft	3 ft	2 ft	1 ft	6 in.	4 in.	2 in.
Percent passing	100	88	75	60	40	30	25	20

*Data from Ref. 23.

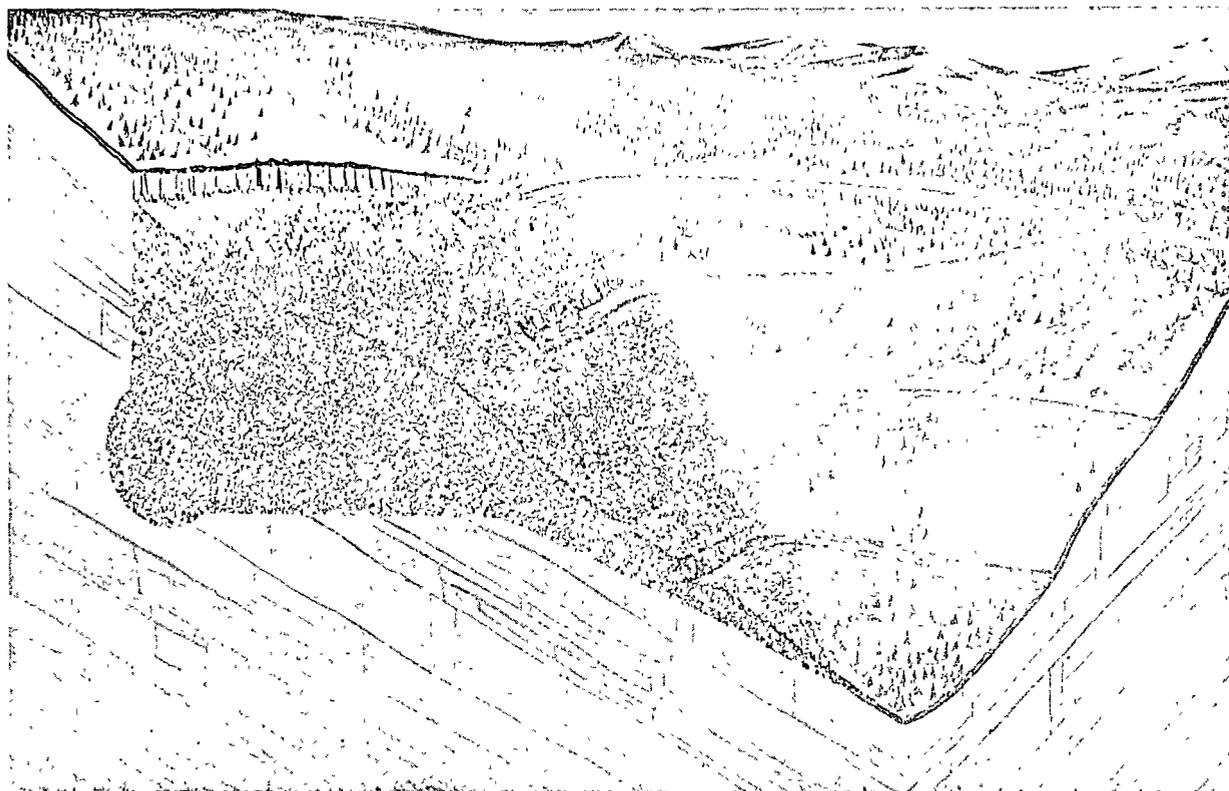


Fig. 32. Nuclear quarry.

2.7¢/ton, and (c) 100 kt, 43 million tons of rock at a cost of 1.8¢/ton.^b These cost estimates do not include the cost of safety studies or programs which are probably site-dependent. It is our judgment that aggregate production with nuclear explosives is a technically feasible application of nuclear energy in the field of civil works. (Economic feasibility is currently under investigation by an industrial contractor.)

Retarcs for *in Situ* Leaching of Near-Surface Ore Deposits

The concept of using nuclear retarcs for the *in situ* leaching of near-surface ore deposits is relatively new; however, the art or practice of solution mining is indeed very old, dating to 2500 BC.²⁴ The practice of dump or "heap" leaching is also an old idea, with operations beginning at Rio Tinto in Spain ~1500 AD. The idea for retarcs of solution mining is nothing more than creating a leachable heap in the ground and solution mining it in place without moving the ore. Figure 33 illustrates a network of retarcs, created simultaneously to optimize fracturing by

^bSee Ref. 3 for the nuclear explosive charges assumed in this study.

shock interactions, incorporated into a solution-mining system. This system includes spray application of the leach liquid, a sub-ore-body collection gallery, sump and pumping facilities, plus collection ditches and surface piping leading to the processing plant.

It is, of course, recognized that the key is the characteristic of (a) the ore-body size and thickness, (b) the leachable form of the desired metal, (c) the appropriate subsurface geology for operation of the collection scheme, and (d) isolation from ground-water supplies of potable used water (solution control). Assuming that these requirements were favorably met, the present state of geonuclear effects is such that a network of nuclear retarcs could be made with a high degree of confidence in the result. Under these conditions, the task of turning these structures into an economic solution-mining scheme represents a reasonable challenge to industry and cognizant federal agencies.

The problems of radioactivity in the retarc, the leach liquid, and their management in the solution-mining of copper is adequately discussed in the Sloop Feasibility Study²⁴ for planning purposes in regard to solution mining of copper. The potential for application probably extends beyond copper, to uranium and silver.



Fig. 33. Retarcs for *in situ* leaching of a near surface ore body.

Harbor Excavation

The Australian Atomic Energy Commission has studied and evaluated the engineering uses of nuclear explosives (Wilson et al.²⁸) and has discussed in some detail the most promising of the potential applications. Their study reflects considerable interest in explosion-produced harbors suitably located for regional resource development. Harbors are an example of an engineering project whose usefulness is not strongly dependent on the precise prediction of crater or channel geometry. For instance, it is perhaps not critical that the channel and turning basin be 30 or 60 m deep to be a useful structure.

To develop an engineering concept of a harbor excavated with nuclear explosives, simple scaling relationships for dimensions are used. When a site for a large explosion-produced harbor is selected, the appropriate equation of state information would be developed from representative and carefully selected material samples, and the suitable design calculations (with TENSOR coding) could be performed. For a preliminary study, a concept derived from simple scaling laws suffices.

A conceptual harbor design involving the detonation of a total of 1 Mt, composed of four 200-kt explosives emplaced at 242 m (800 ft) and five 50-kt explosives at 152 m (500 ft), is shown in Fig. 34. The dimensions of the harbor were de-

veloped from alluvium scaling curves, Figs. 35 and 36, assuming that a charge spacing of 1.5 times the radius of the crater produced by a single charge will produce a channel whose width and depth is ~80% of that produced by a single charge. With no knowledge of the actual detonation environment, it is our judgment that the alluvium crater-dimension scaling curves^c suffice for this study. The success of the Buggy Experiment indicates that such a harbor could be located, designed, and successfully created.

Reservoir for Flood Control or Irrigation

Another concept for the use of nuclear explosives in the area of water-resources development is for the creation of reservoirs for storage. Figure 37 shows a nuclear reservoir with connecting channel, weir, and control gate so designed to fill during the high stages of an adjacent stream. Such a storage crater could be sited along the water course at locations that are independent of local relief and suitable to the normal type of dam construction. In a study completed a few years ago, this type of nuclear

^cThe most recent summary of cratering data, including results of Schooner and hard rock "scaling" curves, is contained in "Summary of Results of Cratering Experiments," Lawrence Radiation Laboratory (Livermore), UCRL-71456 (1969).

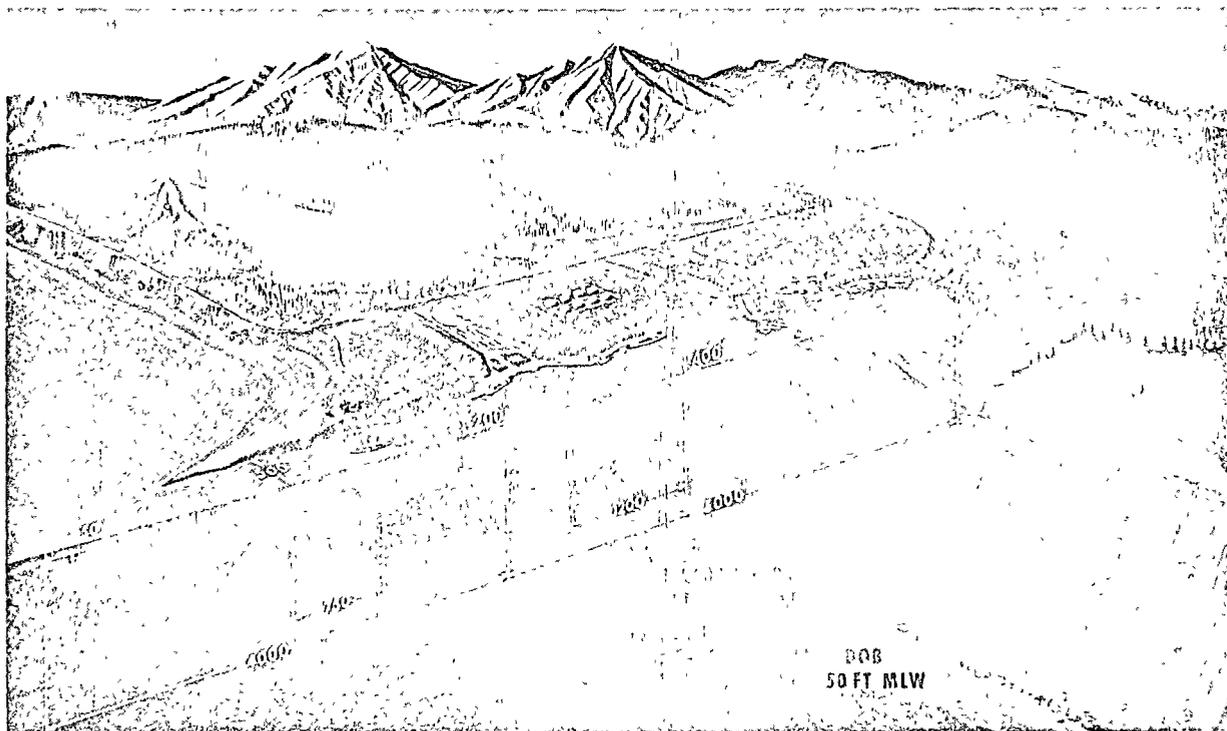


Fig. 34. Harbor excavation.

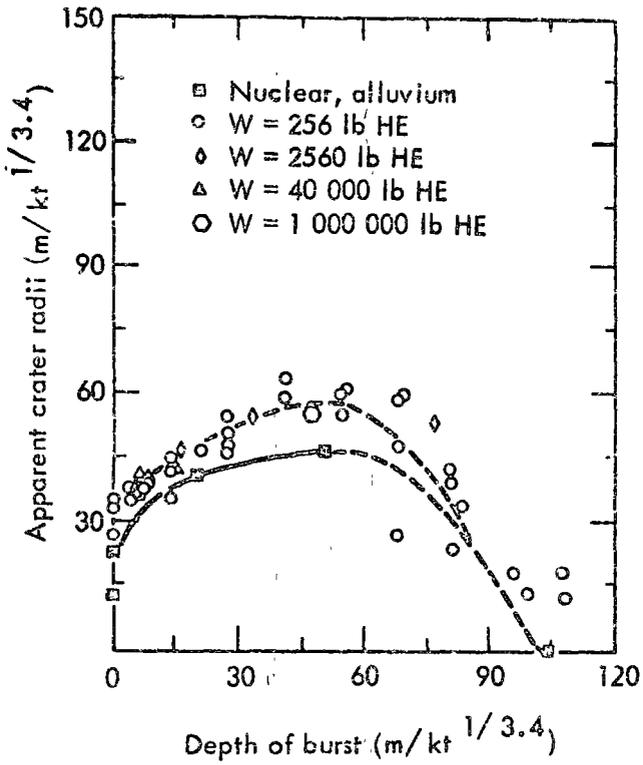


Fig. 35. Scaled apparent crater radius as a function of scaled depth of burst.

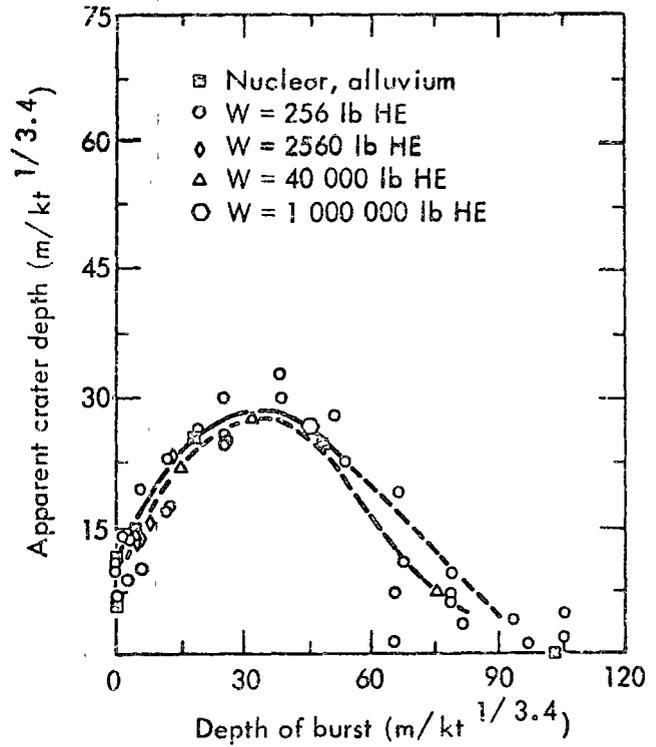


Fig. 36. Scaled apparent crater depth as a function of scaled depth of burst.

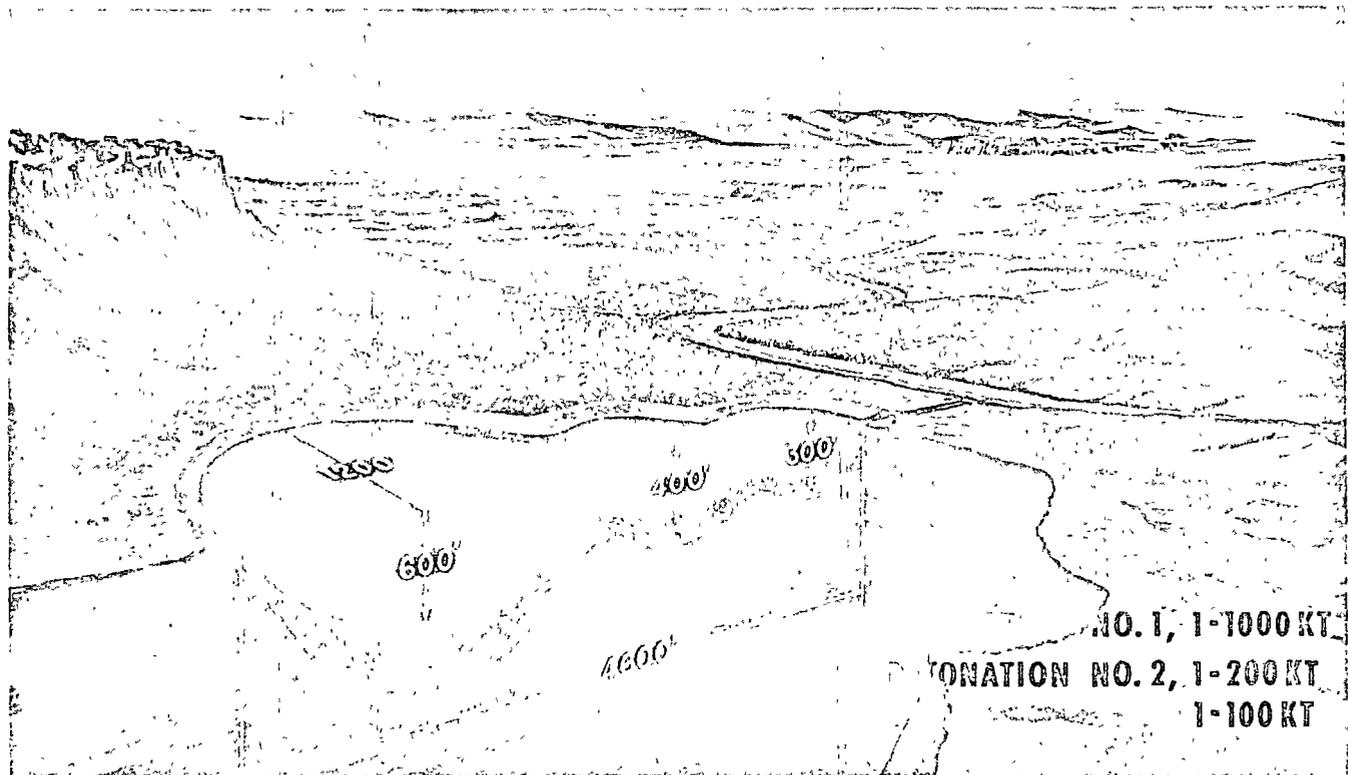


Fig. 37. Nuclear reservoir for flood control and irrigation.

reservoir was found to be competitive with conventional storage at volumes in excess of ~6000 acre-ft.²⁶ In addition to the use of nuclear water reservoirs for shaving stream peaks, or storage for irrigation, such structures could serve as regulatory storage on aqueduct systems, to accept overflow from the system during periods of low demand. With appropriate planning and siting it is quite possible that nuclear craters could become multipurpose, providing temporary storage for irrigation, storage for regulation, and service secondarily for ground-water recharge. Further information in this general area of craters for water resources development is available.³ It is true that there are not many 1-Mt cratering sites in the United States. However, in developing countries or in countries with sparsely populated regions, such projects might serve as part of regional resources development.

Crater-Lip Dams

The preceding cratering applications for nuclear explosives have evoked in their concepts no design advantage from siting to capitalize on "favorable" local topography. In contrast, the crater-lip dam is a concept involving a row charge which is used to create (by upthrust and

mass ejection), an embankment suitable for use as a dam. Figure 38 shows a crater lip filling the gap between two topographical ridges. By closing this gap and, with suitable spillway works built some distance from the embankment, it is possible to impound and store a volume of water to the order of millions of acre-feet. It is to be recalled that row charges tend to have little throwout on the ends of the row charge. Figure 39 (an end-on view of the Buggy excavation) illustrates the height of the embankments created, as compared to the throwout on the ends. Some low-surface area storage would be provided in the row-charge crater behind the embankment, should this be desirable. For a gap requiring a 100-ft-tall embankment, a row of 100-kt devices would create an embankment of more than sufficient height for the stated purpose.

This concept is relatively new and the engineering problems of converting the embankment produced by the nuclear explosive to an engineering structure have not been fully considered at this time. However, if one considers that, with appropriate siting, the use of topography in conjunction with the manmade embankment creates a large storage volume at a reasonably small cost, then some additional engineering work on the embankment might well be economical.

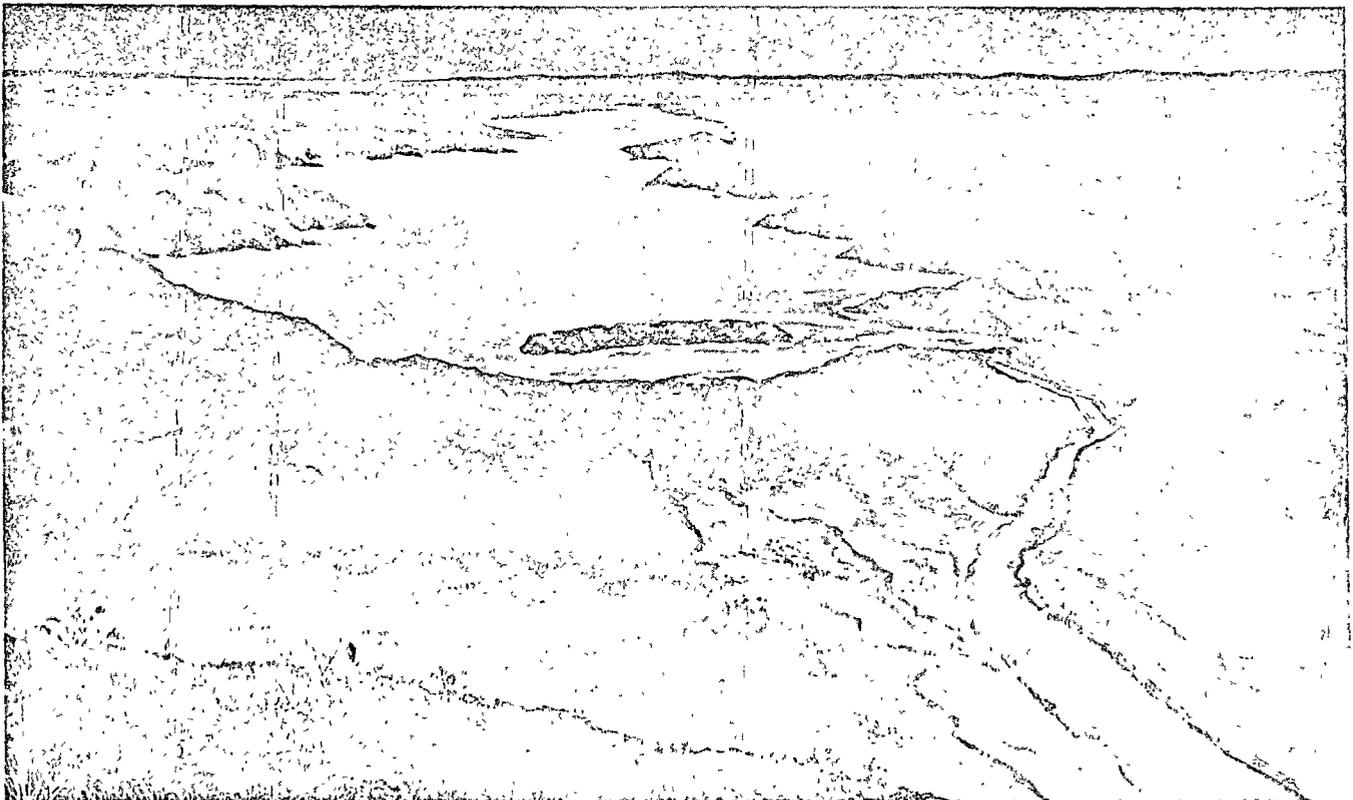


Fig. 38. Crater-lip dam concept.

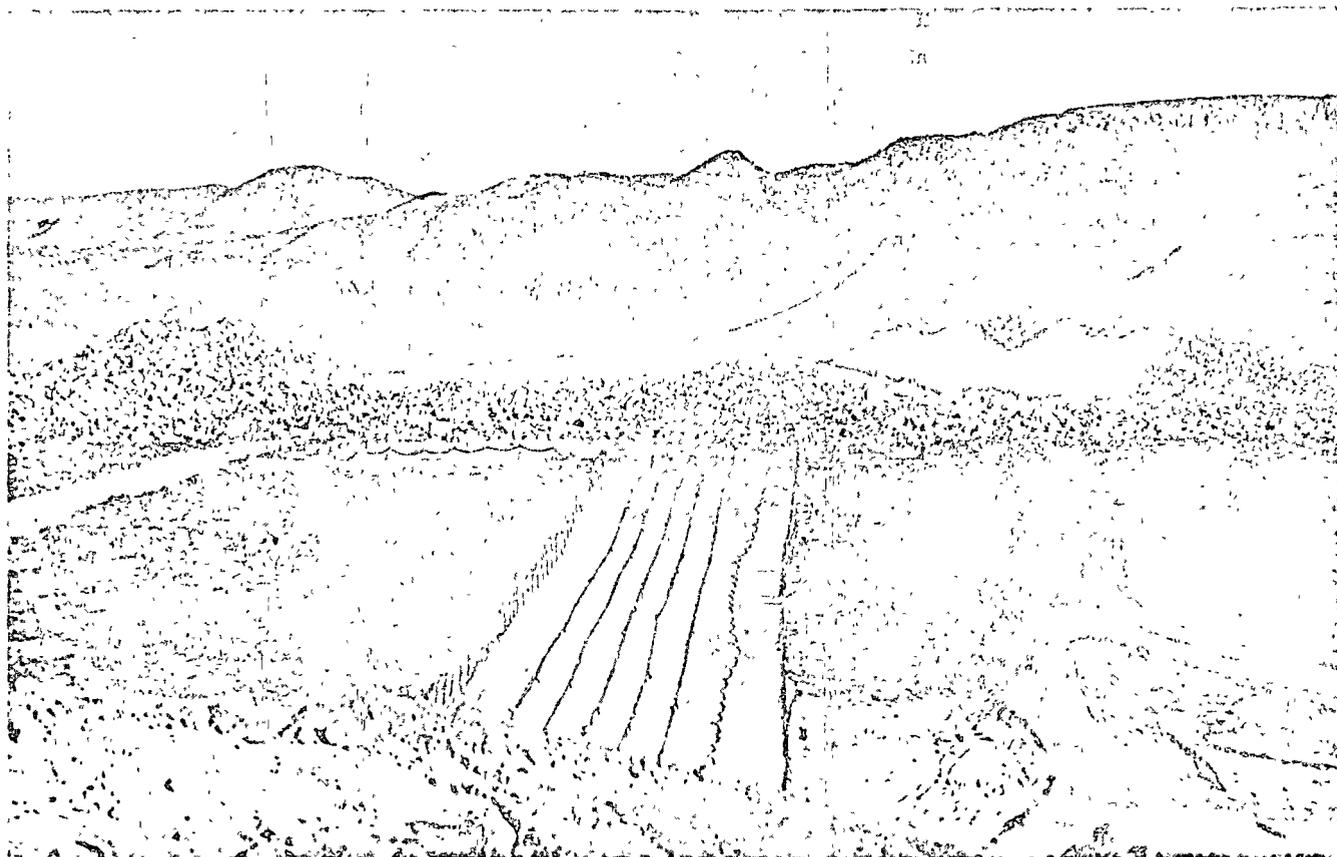


Fig. 39. Buggy end-on view.

In this regard we have summarized below the statistics for 18 selected dams of the California Water Project.²⁷ Table VII shows that the cost per acre-foot of storage for the listed structures varies from \$36.80 to \$699. In our judgment, row-charge cratering could create embankments of the height of 100 to 200 ft and several thousand feet long, for a project cost of $\sim \$15 \times 10^6$ for the nuclear phase. Assuming a storage capacity of at least 10^6 acre-feet and proper siting, the cost per acre-foot of storage would be $\sim < \$15$ for the nuclear phase. This cost comparison, although of a preliminary nature, suggests that further study of crater-lip dam concept is warranted. The nuclear effects and safety aspects of the crater-lip concept are comparable to those associated with the small harbor concept. However, special consideration would have to be given to the water and land uses in the environment of the project in preparing the safety analysis.

Overburden Removal

The concept of overburden removal employing nuclear row charges can capitalize on the earth's free-surface topography for directed blasting.

Figure 40 shows, in vertical cross section, a site where geological conditions (preshot) are conceptually suitable for such a project. This cross section shows an ore body extending perpendicularly through the cross section for some distance parallel to the brink of a mesa. The sloping face of the mesa is the free surface which could be employed for directing mass ejecta from the first row-charge detonation, whose purpose is to partially uncover the ore body for conventional mining. The scheme for emplacement of the first nuclear-row charge is shown in Fig. 41. In principal, this row charge is designed not only to remove a portion of the overburden, as previously stated, but also to leave a sloping free surface on one side of the charge suitable for a second directed-blasting detonation. Row charges are emplaced so that the true-crater boundary is as close to the ore body as is possible. Stage 1, after the first detonation, is depicted in Fig. 42 showing the resulting free surface after mass deposition as described above. The emplacement of the second row charge is designed to make use of directed blasting on the right side of the row charge and normal cratering mechanisms elsewhere (see Fig. 43).

TABLE VII
Selected Dams of the California Water Project*

Name of Dam	Height (ft)	Crest Elevation (ft)	Crest Length (ft)	Volume (yd ³)	Gross Capacity (acre-ft)	Surface Area (acres)	Shore-line (miles)	Cost (million of dollars)	\$/acre-ft
Frenchman	139	5607	720	536 000	55 400	1 580	21	3.1	56
Antelope	105	5025	1 320	380 000	22 513	930	15	4.28	190
Grizzly Valley	115	5785	800	230 000	84 151	4 000	32	4.29	51
Abbey Bridge	110	5468	1 150	500 000	45 000	1 950	21	7.95	177
Dixie Refuge	100	5754	1 050	400 000	16 000	900	15	5.52	345
Oroville	770	922	6 920	80 000 000	3 538 000	15 800	167	189.4	53.7
Thermalito Diversion	161.5	250	1 300	154 000	13 400	330	10	11.2	83.5
Thermalito Forebay	71	231	15 900	1 580 000	11 400	600	10	27.5	40.3
Thermalito Afterbay	37	142	41 600	5 038 000	57 000	4 550	26	27.5	40.3
Del Valle	223	773	880	4 200 000	77 000	715	16	26.05	338
San Luis	385	554	18 600	77 645 000	2 095 000	13 800	65	77.2	36.8
O'Neill Forebay	88	233	14 350	3 000 000	56 000	2 190	12	7.01	125
Los Banos Creek	154	384	1 370	2 200 000	34 500	623	12	2.62	76
Little Panoche Creek	120	676	1 440	1 210 000	13 270	354	10	3.2	241
Cedar Springs	213	3378	2 250	7 400 000	78 000	995	13	40.4	520
Perris	123	1590	11 700	20 500 000	100 000	2 080	6	69.9	699
Pyramid	377	2605	1 000	7 000 000	179 000	1 358	21	32.5	181
Castaic	335	1535	5 200	43 000 000	350 000	2 630	34	104.9	300

*Abstracted from Ref. 27.

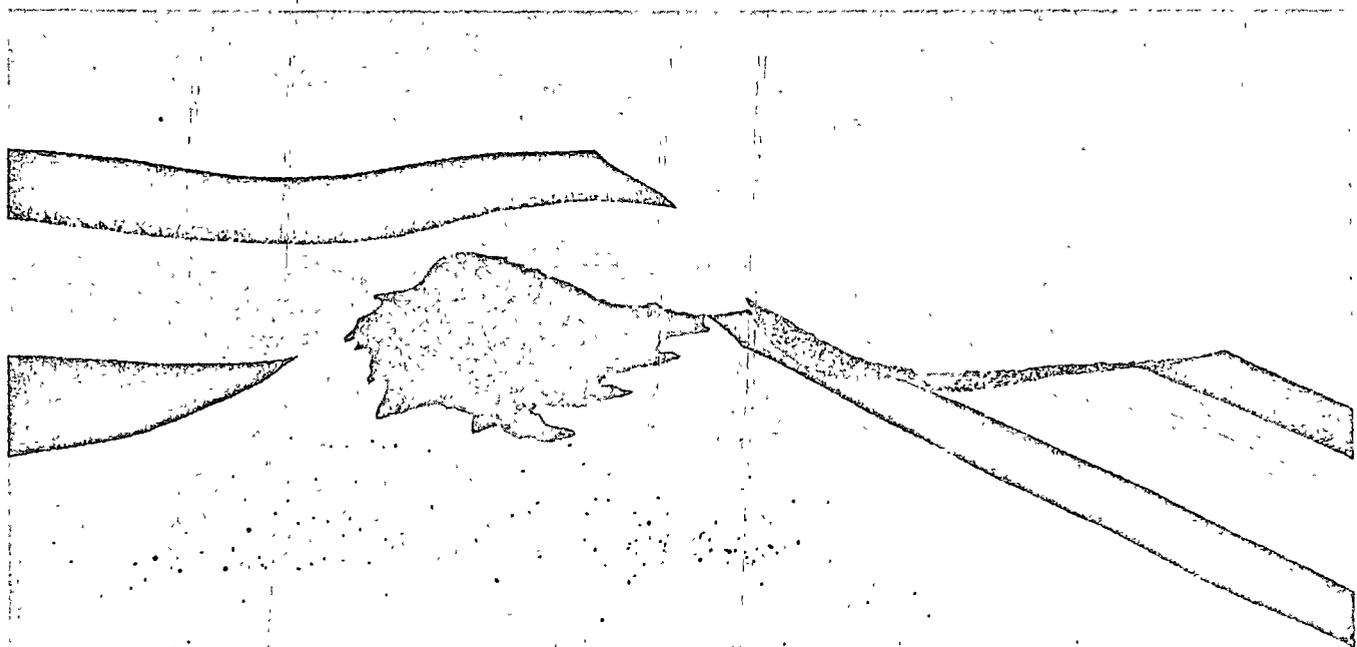


Fig. 40. Overburden removal (preshot conditions).

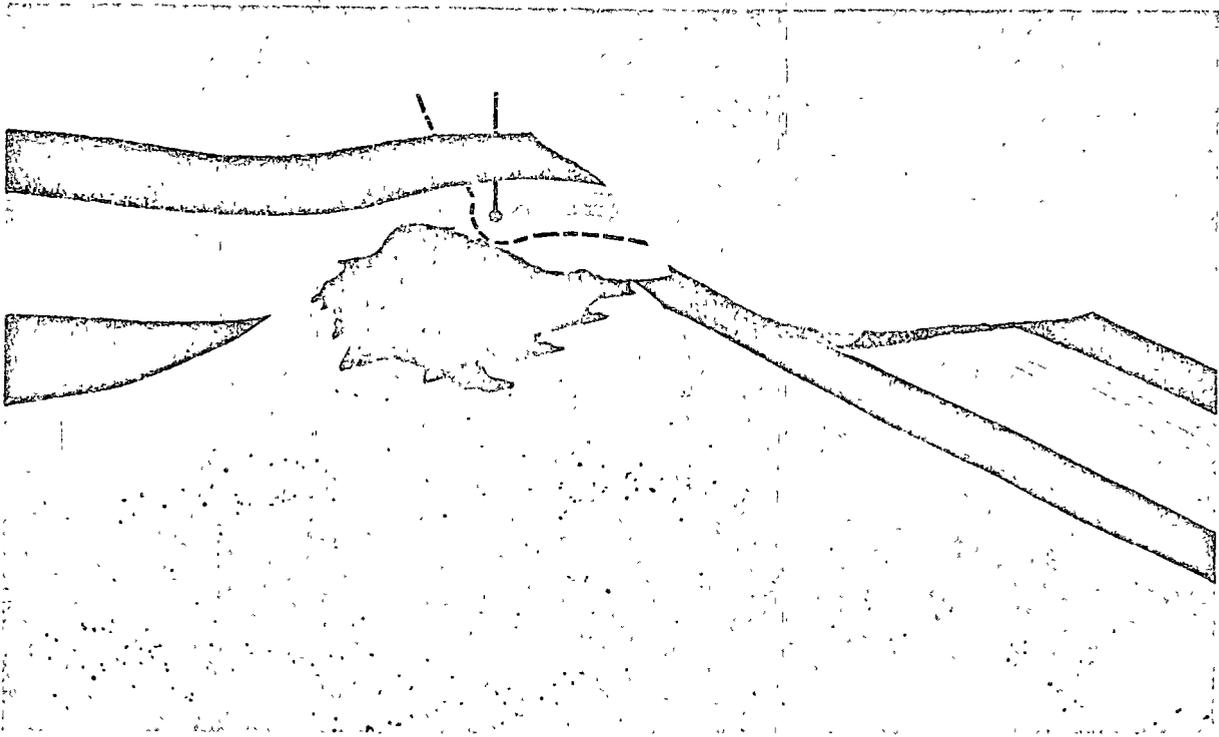


Fig. 41. Overburden removal (emplacement of first-row charge).

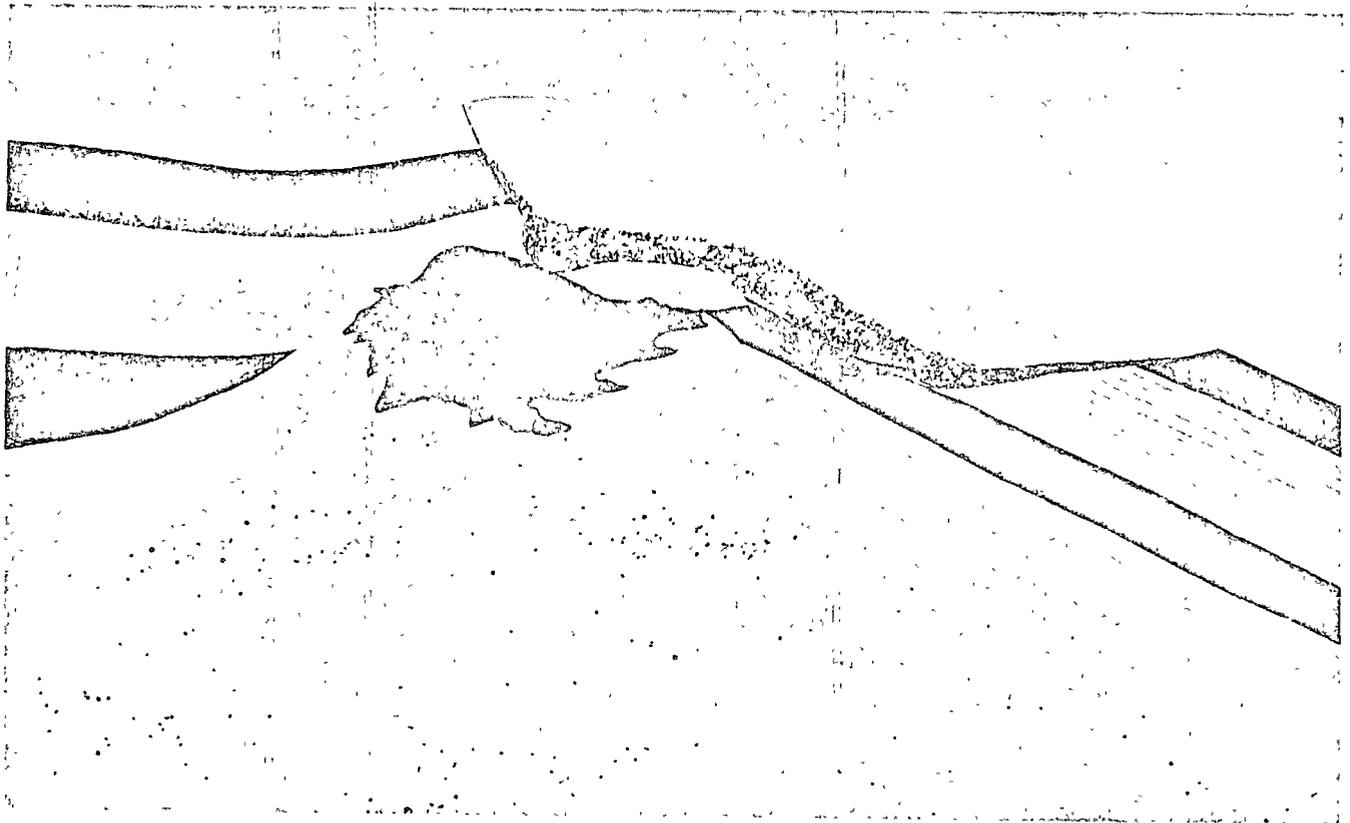


Fig. 42. Overburden removal (Stage 1, after first detonation).

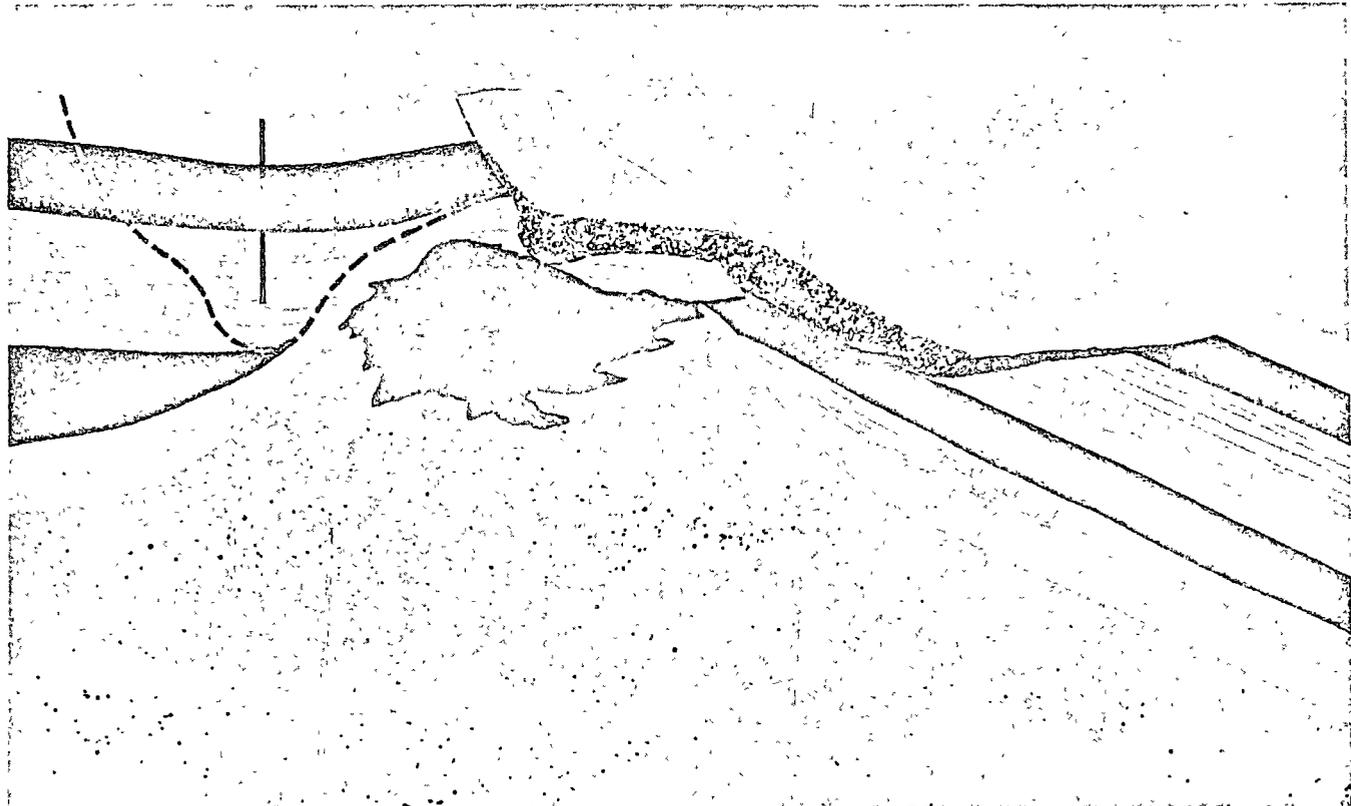


Fig. 43. Overburden removal (emplacement of second row charge).

Figure 44 shows the excavation resulting from the two-row detonations, the corresponding mass deposition, and apparent crater configuration. The ore body is shown as lying to the right of an angle of repose along the back of the second crater, so that the ore body can be exposed by further conventional excavation of the remaining material above it. From this figure the volume of material to be excavated conventionally is estimated to be equal to the volume of the ore body. The detonations are so designed that most of the residual radioactivity would be in the fallback and the material adjacent to the ore body.

To date, the Atomic Energy Commission has not performed any experiments involving directed blasting. However, within a few years the development of theoretical tools for the design of such a project will probably evolve within the research and development portion of the Plowshare Program. One can anticipate the type of design calculation needed to optimize the probability of producing the desired structure. The concept is simple; the desired emplacement design is obtained when the material over the explosive and adjacent to the appropriate free surfaces is calculated to be in the ballistic trajectory suitable for the mass deposition, required to make the cut.

Two-dimensional calculations for such an application are now within our capability. But, so far, no industrial firm or agency of the Federal Government has adequately evaluated the economics of such an application. The reason for this might well be that the metals market situation does not as yet require the development of large, deep ore bodies, in remote areas. However, should that situation arise we feel that it would be within the scope of the technology to design such projects.

Directed Blasting for Dam Embankments

The concept of detonating explosive charges in the side of a steep U-shaped valley to create a dam embankment, either through gravitational flow or directed blasting, is not new. The advantages of capitalizing on free-surface topography as affecting ejecta dams was recognized by Sandia Corporation and more recently by the US Army Engineers Nuclear Cratering Group. Over the years many questions have been raised about the problems associated with embankments so emplaced and the engineering measures necessary to make such embankments safe-water project structures.

To the author's knowledge, the most relevant

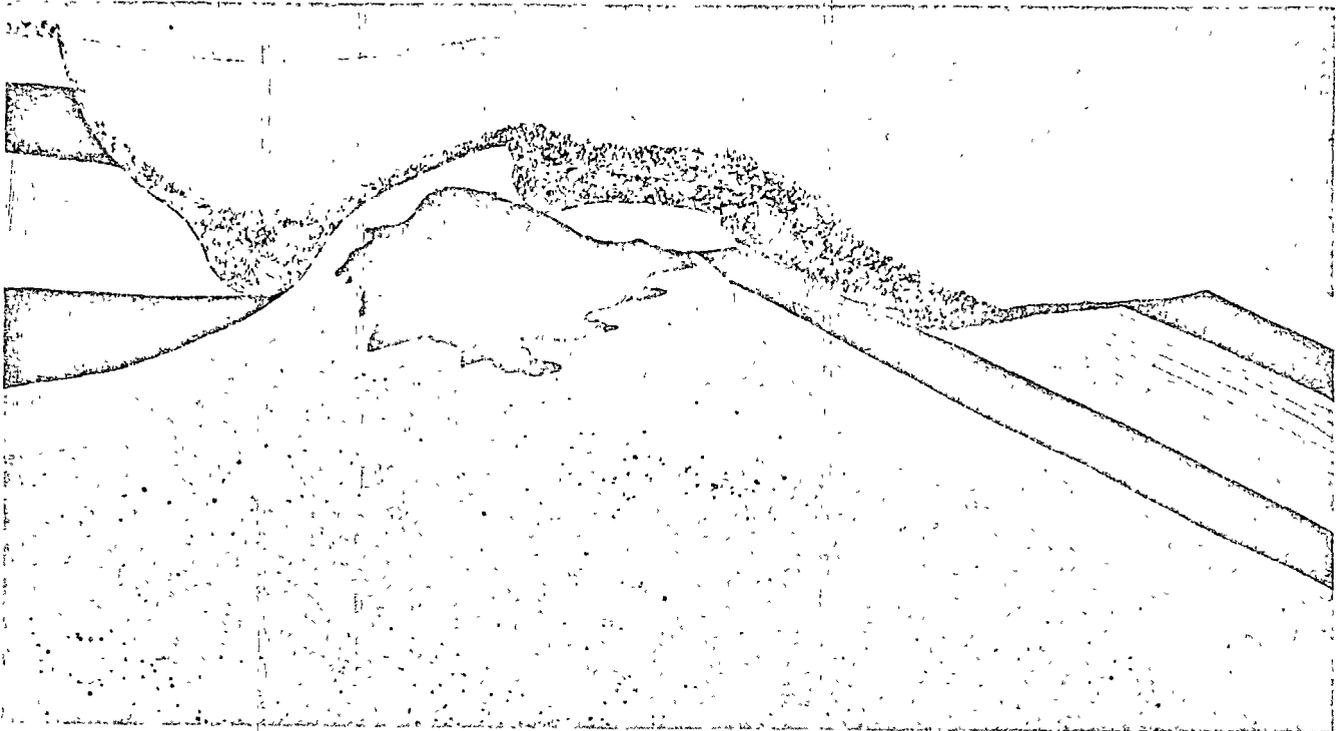


Fig. 44. Overburden removal (ready for development).



Fig. 45. Downstream view of landslide dam created by multiple HE detonations (total yield 1.2 kt) by Soviet engineers on Vakhsh River Reprinted from *Engineering News-Record*, May 30, 1968, copyright McGraw-Hill, Inc. All rights reserved.

example of such a dam embankment creation with explosives of an interesting scale was accomplished by Soviet engineers who made "an instant dam across the Vakhsh River near the Afghan border." Figure 45 shows the topography of the river valley selected and the shape of the desired embankment elevation for the designed structure (Ref. 28, pages 24 and 25). By means of sequential detonations totaling 133 charges (13 large, 120 small with a total yield, 1.2 kt), 2.6 million cubic yards of rock was emplaced by the detonation into the valley. The resulting embankment with a height of 55 m is reported to have no foundation trench, no impervious core, and no facing to pre-

vent water from seeping through it. However, it is reported that the structure does not leak. Clearly the Soviet engineers had to devise a means for sealing the rubble embankment. *Engineering News-Record*²⁸ reports this as follows.

"To convert the pile of rock into a dam, Soviet engineers used a technique similar to the one they used in building the upstream cofferdam at the Aswan High Dam in Egypt. There, they barged in rock and dumped it into the river, then sluiced the rock with a sand and water slurry carried in through pipes lowered into the river near the rock pile. The sand washed into the rocks and filled the voids, making the dam impervious.

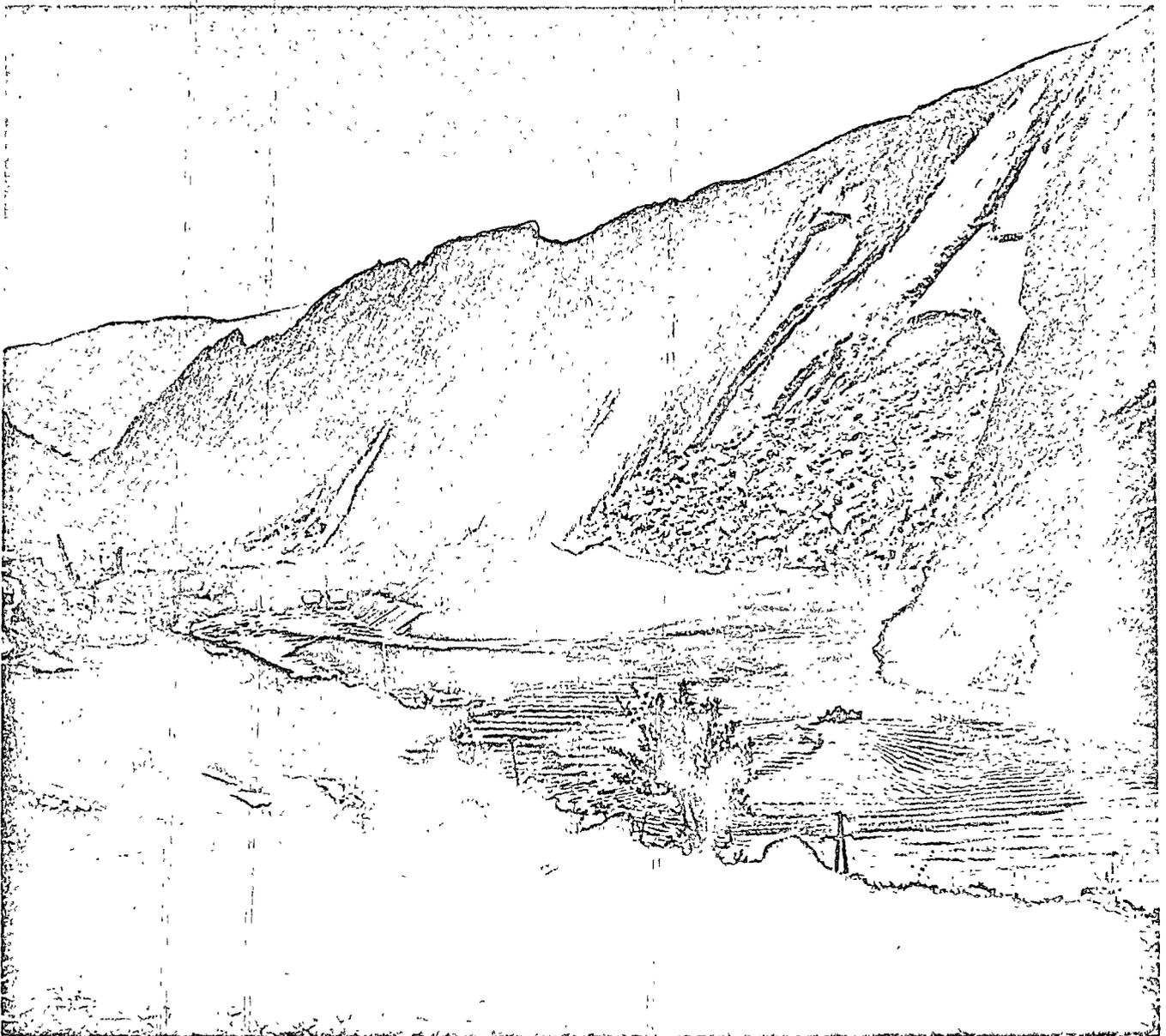


Fig. 46. Downstream view reservoir filling after creation of explosion-produced dam on the Vakhsh River. Reprinted from *Engineering News-Record*, May 30, 1968, copyright McGraw-Hill, Inc. (all rights reserved).

"At Vakhsh, Russian workmen bulldozed clay with a high calcium content into the river upstream of the artificial rockslide. The river washed the clay into the upstream face of the embankment, creating an impervious seal. Engineers say that Vakhsh is a dirty river, and they expect the normal heavy deposits of silt to strengthen the dam against seepage.

"Ivan Nikolayev, deputy design chief in the Ministry of Melioration and Water Enterprises, says that the instant dam technique saved ~30 million on the \$180-million dollar project."

Figure 45 shows the blast-created rock embankment right after detonation. It is noted that the spillway is still dry.

Figure 46 shows the structure when filled with water, with the spillway operating; while Fig. 47 is inferred to be a close-up of the structure at about the same time.

The evidence from the Soviet engineering example indicates that dams of a useful height can be created by directed blasting, that they can be converted into safe engineering structures with minimum leakage, and that the necessary spillway structure can be in-place before the shot. We believe that with engineering ingenuity nuclear explosives could be used to create similar useful structures and that this Soviet experience constitutes an important prototype with which to evaluate this application.

The concept for the nuclear bulk dam is illustrated in Fig. 48. The emplacement design, shown

conceptually in the lower left corner, depicts the nuclear explosive as being emplaced at ~ 61 m $W^{1/3}$ from the vertical free surface overhead and at about optimal depth of burial from the sloping canyon section. The actual detonation point is illustrated as being below the grade of the river. By means of this emplacement, material would be thrust up and ejected across the canyon to emplace material within the canyon and on the far side, whereas material overhead and on the brink of the canyon wall would have a more vertical trajectory and fallback in filling the true crater made by the detonation. Simple prototype experiments illustrating this concept have already been conducted by the US Army Corps of Engineers in a sand test pit. These tests indicate that it may be credible that the ejecta dams could have an elevation roughly equal to the height of the canyon. An ejecta dam appears to have the potential of being the same height as the canyon wall; if so, this would make optimal use of the site topography for storage purposes. The remaining part of Fig. 48 shows the embankment with an impervious blanket on the upstream face and the preshot constructed spillway. Not shown, however, is the tunnel for handling the stream flow during the construction and nuclear phases. The impervious blanket, of course, not only would convert the dam to a slowly leaking or non-leaking structure but would also operate to seal the stored water from the low-level radioactivities contained in the fallback material. In this way it might very well be

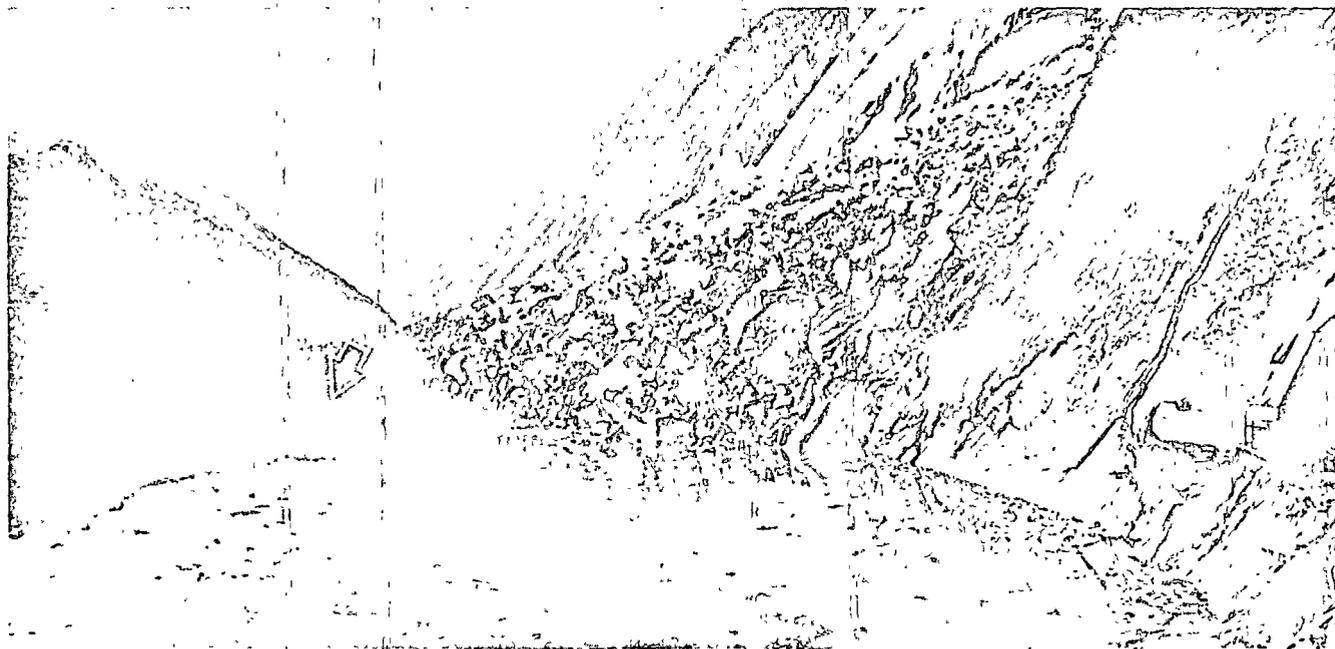


Fig. 47. Closeup of explosion-produced dam on the Vakhsh River. Reprinted from *Engineering News-Record*, May 30, 1968, copyright McGraw-Hill, Inc. (all rights reserved).

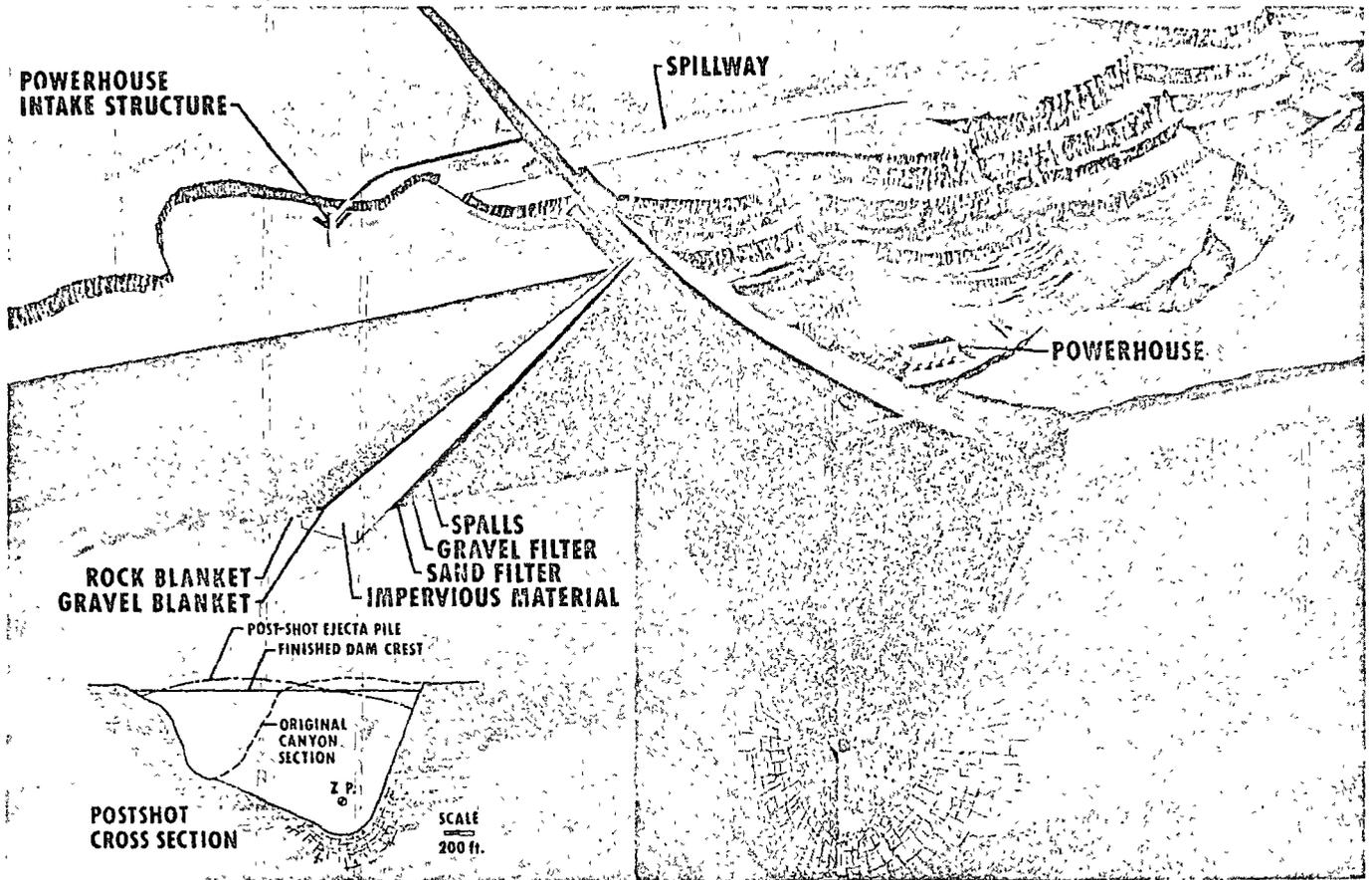


Fig. 48. Nuclear bulk dam.

that the radioactivity in the fallback material is sufficiently sealed from the stored water. A sound safety program on initial projects of this type would document the safety aspects of the operation of such a structure and furnish information valuable to future projects of this type. No adequate economic analysis of this type of application has been made at this date, other than the experience already cited by the Soviet engineers.²⁸

NUCLEAR EFFECTS—HARBOR EXCAVATION

A preliminary estimate of the expected effects—fallout, air blast, and ground motion—are now summarized as an aid in the evaluation of harbor excavation with modern nuclear-excavation explosives. The information or models described in a previous section of this report are used in this analysis.

External Gamma Exposure

The estimated external gamma exposure from time of arrival to infinite time for the conceptual

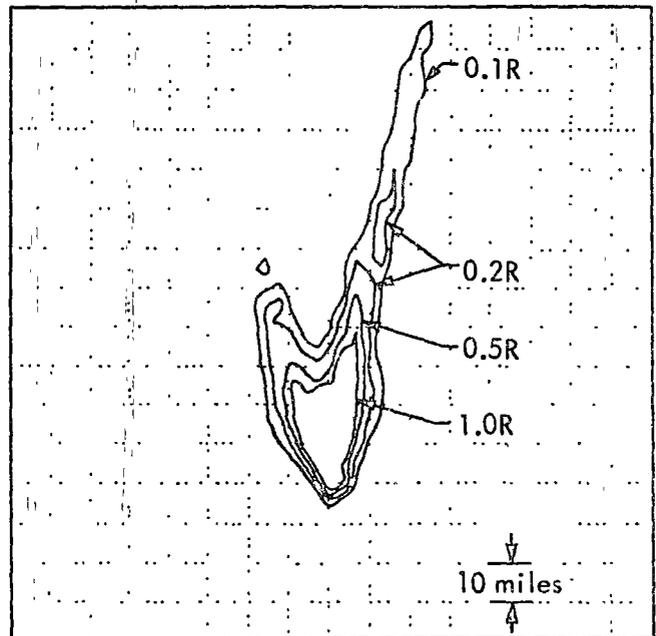


Fig.49. The external gamma exposure from time of arrival to infinite time for a 1-Mt small harbor.

nine-charge row is shown in Fig. 49. The calculation was prepared using the LRL cratering fallout model⁶ with the following inputs:

1. The stabilized cloud dimensions for the five 50-kt charges are:

base surge radius, 7300 m
base surge height, 1650 m
main cloud radius, 700 m
top, 4420 m.

2. The stabilized cloud dimensions for the four 200-kt charges are:

base surge radius, 11 000 m
base surge top, 4420 m
main cloud radius, 1300 m
top, 5800 m.

3. The shot time meteorological conditions were assumed to be those associated with the Sedan Event (July 1962, at the USAEC, Nevada Test Site).

4. The released radioactivity from each explosive is assumed to be distributed so that 60% is in the base surge and 40% is in the main cloud. The sum of the fission product radioactivity and the equivalent fission yield of the induced activities is treated as a source which remains unfractionated.^d

5. All the other fallout model parameters are those previously published for the Sedan Event.⁶

In evaluating this external radiation exposure pattern, existing radiation exposure guides have been used. The International Committee for Radiation Protection (ICRP) has recommended that external gamma exposure to individuals in the general population be limited to 0.17 rad/year. For the harbor concept discussed herein this guidance is satisfied at a range of 85 miles. For the operation of the Nevada Test Site criteria, a maximum of 3.9 rad/year has been used. This criteria is satisfied at a range of ~20 miles from the conceptual harbor. It should be noted, however, that the above criteria has been established on the assumption that the radiation is delivered continuously over the lifetime of the exposed population. Since the proposed excavation application represents a single event, presumably a different guidance relating to exposure limitations should be developed.

^dA Source is said to be "unfractionated" if no processes, other than radioactive decay, have been operative to change the composition of the radioactive debris.

Exposure Rates in the Base Surge Area

The external gamma-exposure rate at H+1 h within the base surge area has been estimated for each of the row segments; five 50-kt nuclear charges and the four 200-kt charges (see Fig. 50). Because of the close proximity of the two row charges, the two curves must be added to obtain an estimate of the maximum exposure rate in the region where the two base surge clouds overlap; thus, in this region, the maximum H+1 exposure rate is estimated to be 27 R/h. On the basis of a limit of 100 mrem/week exposure, the reentry time for construction workers (assuming a 40-h week) is estimated to be about four months. A larger depth of burial or a wider spacing than that assumed herein would have the effect of reducing this estimate (four months) to ~30 to 60 days.

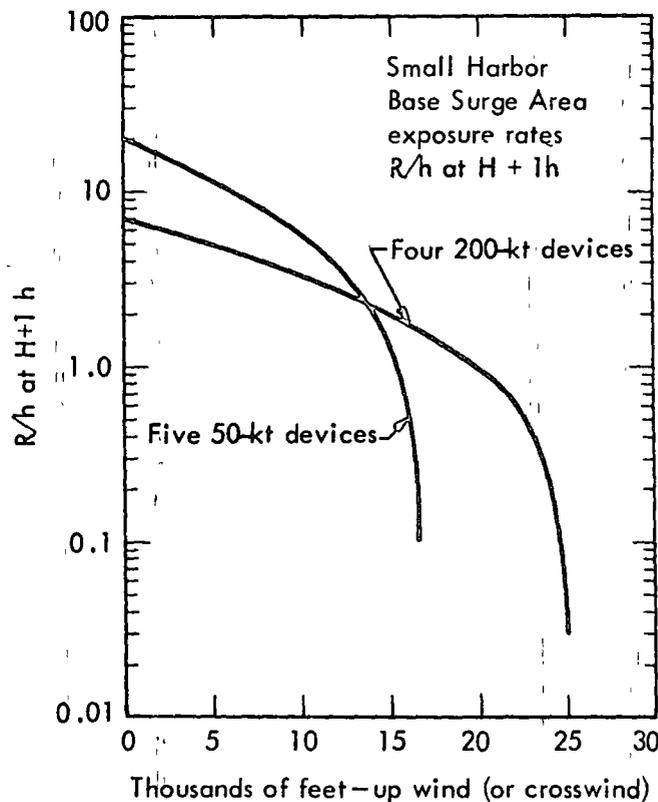


Fig. 50. The (H + 1) h exposure rates within the base surge areas of five 50 kt explosives and four 20 kt explosives.

¹³¹I in Milk

To estimate the ¹³¹I concentration in the milk of grazing cows, the external gamma-exposure rate (H+1) can be converted to pCi/liter of ¹³¹I in milk

by means of the following constant (Tewes, private communication, 1967).

1 mrem/h (at H+1 h) = 1225 pCi/liter in milk (max concentration of ¹³¹I). The resulting estimate of ¹³¹I concentration in milk as a function of range is shown in Fig. 51. These ¹³¹I predictions for a small harbor suggest that some provisions for safeguarding the milksheds, if any, within a range of 40 to 50 miles may be required. It should be mentioned that, if wet deposition of ¹³¹I occurred along the cloud trajectory, the concentration of ¹³¹I appearing in milk could be a factor of 100 higher. Depending on the location of the harbor site, it might be possible to minimize the probability of wet deposition hot-spots by means of selection of shot-time meteorology.

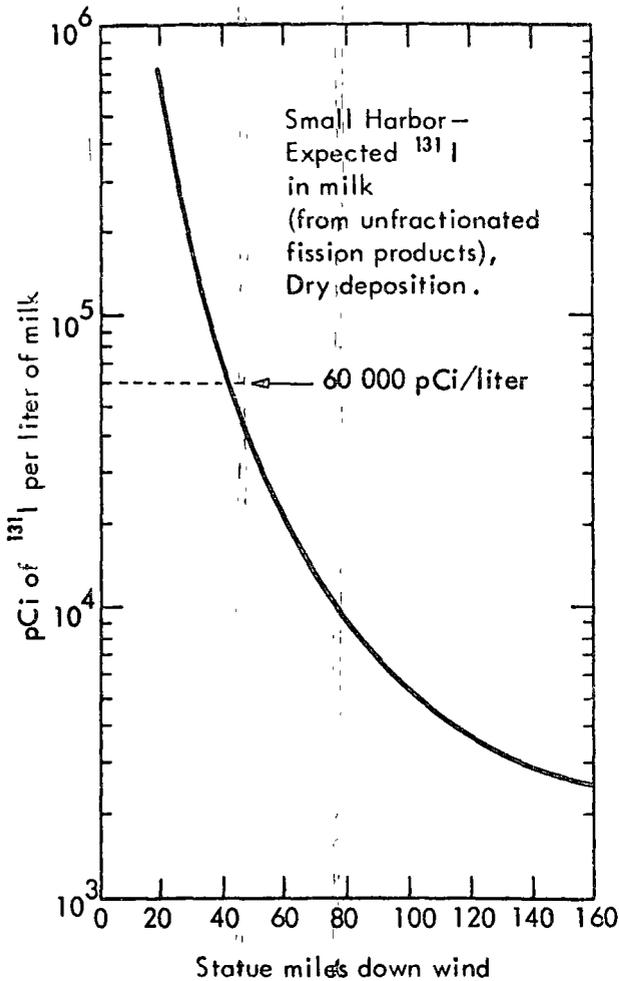


Fig. 51. pCi of ¹³¹I per liter of milk as a function of range for the 1 Mt small harbor.

Seismic Effects

The ground motion resulting from a nuclear-cratering explosion could, of course, result in

seismic damage to nearby structures. This damage could take the form of structural damage in the case of relatively large peak surface velocities¹² (7 to 10 cm/sec); at low velocities (below ~1 cm/sec) architectural damage (like fine cracks in plaster or concrete block) can occur with a frequency shown in Fig. 10.

Experience indicates that the most favorable location for a foundation of a structure with respect to its ability to sustain ground motion is upon a hard-rock formation. The least desirable foundation is unconsolidated alluvium. Figure 52 shows the estimated peak surface motion as a function of distance for hard rock and alluvium materials, and indicates the regions of possible structural and/or architectural damage. When a site for a harbor is selected, structure surveys of the villages and towns at appropriate ranges can be conducted to give a more definitive estimate of possible damage.

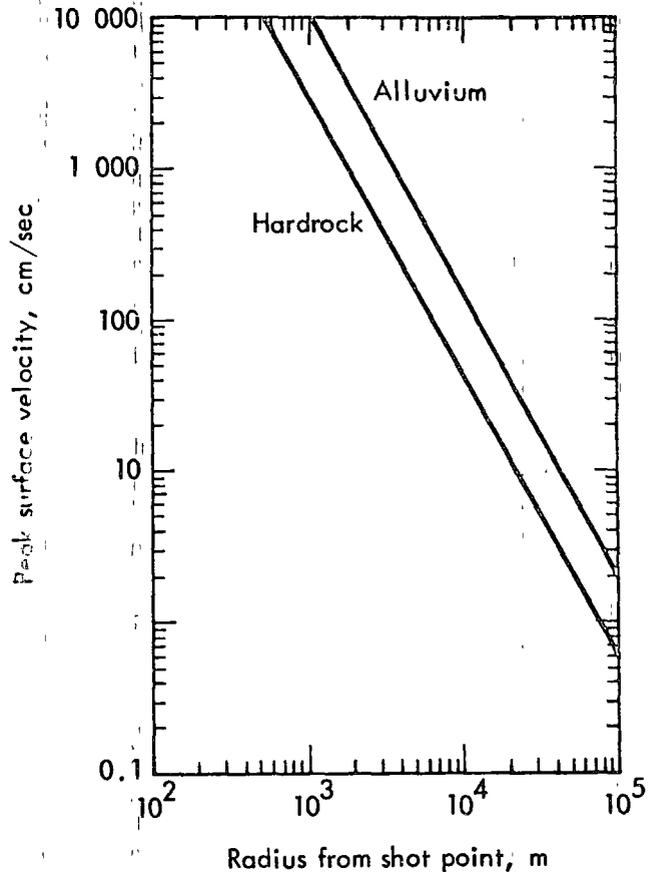


Fig. 52. Estimated peak ground motion as a function of range for a 1-Mt small harbor.

Air Blast

Two recent reviews of the state-of-the-art of predicting air blast effects have appeared, a gen-

eral one²⁹ and another in topical outline form.¹⁷ In addition, basic studies have been conducted of the mechanisms of the coupling of energy into the atmosphere from contained and uncontained (cratering) detonations¹⁸ and of the propagation of this energy in the atmosphere (Viecelli³⁰). This work significantly supplements the acoustic-wave research sponsored elsewhere by the USAEC in that the initial conditions for the airblast problem (the energy coupled during the spall and the cavity-gas vent) are determined by the particular cratering mechanisms operative in each experiment. Airblast effects from row-charge events have not, to date, been treated in a definitive manner; however, with conservative assumptions, air-blast predictions suitable for planning purposes can be prepared. There is evidence that a climatology of ducting mechanisms, particularly at low latitudes of ~ 10 to 30° is such that shot-time weather conditions can be selected so that no return or, at least, only weak returns, occur during a significant fraction of the year. For any particular experimental site, rocket-wind measurements are made in the ozonosphere to document this climatology.

Consider, now, the mean conditions for ducting of acoustical energy by the ozonosphere and ionosphere, assuming, for example, a winter detonation date (July) at 20° south latitude.

To construct a mean sound-speed profile for propagation from the west we proceed as follows. Temperatures as a function of height for Australia in July were obtained from Grover³¹ for Woomera (31° S); from the US Air Force Handbook of Geophysics³² for the standard atmosphere and for the winter atmosphere at 20° latitude; from Webb³³ for Swan Island ($17^\circ 27'$ N) and Guam in winter; from Champion and Minzies³⁴ from the standard atmosphere of Kellogg³⁵; and from Quiroz et al.³⁶ for White Sands, New Mexico, in the winter. Not all these data sources were for the whole range of heights of interest. When the data were tabulated, an appropriate value of temperature was chosen qualitatively for each height, at 5-km intervals, from the ground surface to 120 km. In the subjective choice of the best temperature at each height, the Woomera data³¹ was weighted the most heavily.

Zonal winds as a function of height for Australia in July were obtained from Grover from Woomera (31° S); from Reed for Ascension Island (8° S)³⁷ for July 1963 and 1964; from Kellogg for 20° latitude; from Quiroz et al. for White Sands in the winter; and from Webb for 20° S (annual mean) and for July at 35° S. The same procedure as for the temperature was used to choose subjectively the best wind at each height.

Figure 53 shows the resulting sound-speed

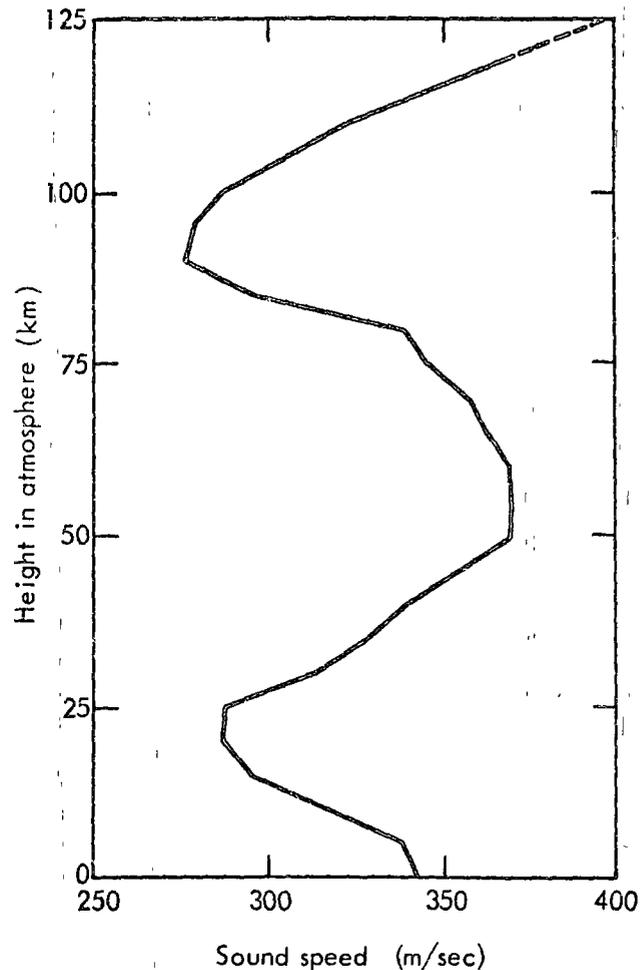


Fig. 53. Sound-speed profile for propagation from the west for 20° south latitude, July.

profile for propagation from the west for July at 20° south. At heights of 42 and 115 km, overhangs in the sound-speed profile exist which may be expected to give returns. The range of these returns has been calculated on the LRL ray-tracing code and plotted on a graph of the Nevada Test Site's air-blast experience scaled to 1 Mt, Fig. 54. In the mean, the first ozonospheric return is estimated to have an overpressure in the range of 0.6 to 4 mb; the second ozonospheric return, 0.3 to 1.5 mb; and the ionospheric return, 0.15 to 0.4 mb. Only the first ozonospheric return may be greater than the operating safety criteria of 2 mb. Of course, mean ducting studies are somewhat misleading, in that no information is contained on the number of days on which there is either no return or a very weak return. Our experience indicates that a significant number of days of no return or weak return may well exist so that damage from the air blast can be held to a very low level by selecting the proper weather conditions. Should

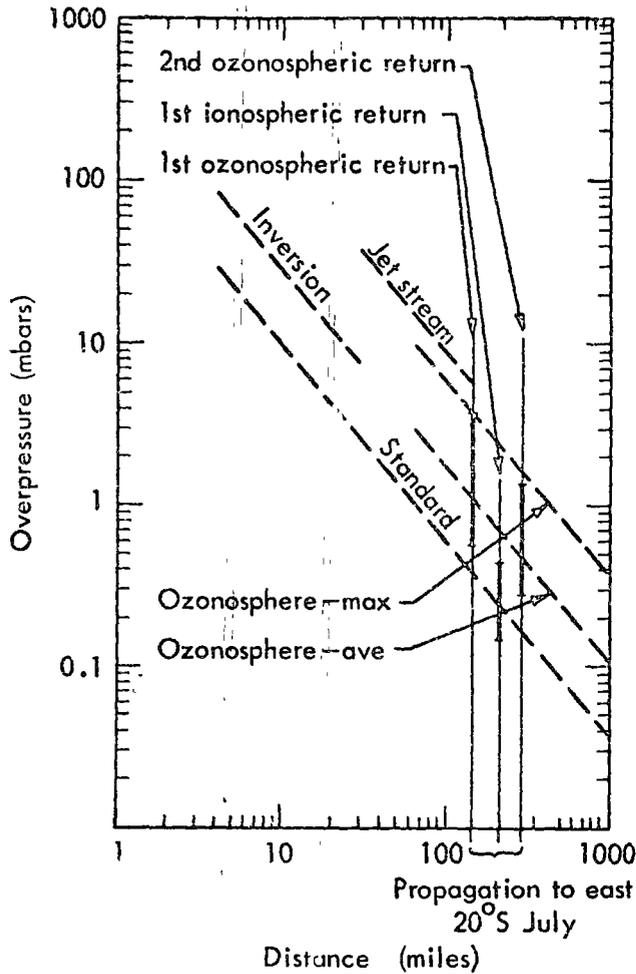


Fig. 54. Nevada Test Site air-blast experience scaled to the 1-Mt level for cratering.

the harbor sites prove to be in sufficiently remote locations, the above indicated precautions may be unnecessary.

Radiological Considerations

A recent study by James and Fleming³⁸ which was completed in 1966 ranks the most significant radionuclides produced by a modern nuclear-excitation explosion in regard to their impact on man. These investigators estimated the fraction of each nuclide produced at zero time (kj) that would have to be ingested or inhaled to produce an acceptable dose. Selecting ⁹⁰Sr as the reference nuclide, they defined the relative significant index as $k^{90}\text{Sr}/\text{kj}$. Table VIII (reproduced from James and Fleming³⁸) displays this ranking. The author's intent in preparing this ranking of radionuclides was to establish priorities for the most important nuclides for consideration in the sea-level canal feasibility studies or other Plowshare Projects.

TABLE VIII

Relative Significance Index (RSI)

[Case A: First encounter is two months after last detonation (t_1 to t_2 is from 0 to 50 years)]

Nuclide	T_c	Critical Organ	Criterion ^a	RSI Value ^b
⁹⁰ Sr- ⁹⁰ Y	28 year	bone	(a)	1
²¹⁰ Pb + chain	22 year	kidney	(b)	2(-1)
¹³⁷ Cs- ^{137m} Ba	30 year	total body	(c)	1(-1)
¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh	1.0 year	LLI	(b)	5(-2)
¹⁸⁵ W	74 day	LLI	(b)	5(-2)
¹⁸¹ W	130 day	LLI	(b)	2(-2)
¹⁴⁴ Ce	285 day	LLI	(b)	1(-2)
⁵⁴ Mn	314 day	LLI	(b)	1(-2)
⁵⁵ Fe	2.7 year	spleen	(b)	3(-3)
⁴⁵ Ca	165 day	bone	(a)	2(-3)
⁸⁹ Sr	50.4 day	bone	(a)	1(-3)
⁹¹ Y	58 day	LLI	(b)	1(-3)
¹⁴⁷ Pm	2.7 year	LLI	(b)	1(-3)
⁹² Zr- ^{95m} Nb	65 day	LLI	(b)	3(-4)
⁹⁵ Nb	35 day	LLI	(b)	3(-4)
¹⁰³ Ru- ¹⁰³ Rh	41 day	LLI	(b)	3(-4)
⁵⁹ Fe	45 day	LLI	(b)	2(-4)
¹⁴¹ Ce	33 day	LLI	(b)	1(-4)
¹²⁵ Sb- ^{125m} Te	2.7 year	LLI	(b)	1(-4)
¹²⁹ Te- ^{129m} Te	33 day	LLI	(b)	1(-4)
²² Na	2.58 year	total body	(c)	1(-4)
¹⁵⁵ Eu	1.8 year	LLI	(b)	1(-4)
¹³¹ I- ^{131m} Xe	8.0 day	thyroid	(a)	5(-5)
¹⁴⁰ Ba- ¹⁴⁰ La	12.8 day	LLI	(b)	5(-5)
³² P	14.3 day	bone	(a)	2(-5)
¹⁴³ Pr	13.7 day	LLI	(b)	2(-5)

RSI values for tritium, ²³⁹Pu, and ⁷Be have been excluded for classification purposes. Each has an RSI value large enough to be included in this table. Using criterion (c), tritium has an RSI value >1.

^aCriteria: (a) -50 rem/50 year; (b) -25 rem/50 year, (c) -2.5 rem/50 year.

^bNumbers in parentheses indicate the exponent of 10; e.g., ²¹⁰Pb and chain is 2×10^{-1} .

Residual tritium in the postshot Sedan environment has been studied in regard to its entry into the food chain of mainly heteromyid rodents (Koranda³⁹). It was found that the tritium concentration in the mammal body water was between 1 and 3 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ and the internal dose was estimated to be between 18 and 268 rad (or ~ 10 times the dose from external radiation sources). Koranda concluded that in an environment of low annual rainfall, residual tritium must be considered one of the most biologically significant types of radioactivity remaining in the environment. In this regard, the studies of James and Fleming and those of Koranda support the conclusion that tritium produced in the Plowshare excavation explosive is the most significant one for consideration in safety analysis of application concepts. Because of this finding, an extensive post-shot documentation program on the time and spatial distribution of tritium is being conducted in the vicinity of a recent nuclear cratering experiment.

Discussion

In this section the estimates of the expected nuclear effects for small harbor construction in regard to air blast, external gamma exposure, the level of ^{131}I in milk, and ground surface motion have been presented within the framework of current capabilities. Once a project harbor site is clearly identified, consideration may then be given to irradiation effects on sea life and to estimates of water-borne concentrations of significant radionuclides introduced into the ocean.

COMPARISON OF NUCLEAR EFFECTS FOR THE SEVEN CONCEPTS

It is useful now to compare the nuclear effects predicted for the small nuclear harbor with those associated with the six other concepts discussed earlier in this paper. The entries in Table IX for the distance to the 0.17 rad/year exposure and the distance for recommended protective action for ^{131}I are consistent with the unclassified vented source statement discussed earlier for cratering events; however, they have been prepared with suitable corrections for depth of emplacement, where appropriate. Without encumbering the reader with details of calculation, the summary and comparison of nuclear effects for these seven concepts is given in Table IX. This summary is included to provide information that may be useful in the preliminary evaluation of sites for excavation projects.

In general, the concepts involving the use of nuclear retards should possess much fewer site-safety problems than those involving cratering. It should be stressed that, in the feasibility study phase of a given project, the impact of site characteristics and detonation environmental factors must be considered in a thorough safety study. It should be recognized that geohydrological safety

has not been addressed for two reasons: (1) the problems associated with a cratering application at a given location are very site-dependent, and (2) an adequate evaluation of the problems requires, in some cases, the use of the classified nonvented radioactivity inventory. Geohydrologic safety has not been omitted because it is either unimportant or insolvable.

APPLIED RESEARCH FOR IMPROVEMENT OF CRATERING TECHNOLOGY

Some of the applied research problems significant for further development of the technology are outlined below.

Device Development

1. Further development of high-yield excavation devices which produce minimal quantities of radioactivity, particularly tritium.

2. The feedback of ecological studies on device design such that the radiation exposure can be further minimized in future nuclear explosives developed for excavation.

Nuclear Effects

1. Atmospheric Science

a. Definitive study of the source mechanisms for the coupling of energy from row charges into the atmosphere, including their initial value physics prediction and transmission through the atmosphere.

b. Studies of cloud phenomenology and development of a physical understanding of the differences in cloud phenomenology resulting from detonations in wet and dry media and varying scaled depths of emplacement.

TABLE IX

	Detonation Yield (Early Ap)	Type of Event	Distance to 0.17 rad/year	Iodine Distribution	Distance to 1 cm/sec Ground Motion	Air Blast
Aggregate production	~50 kt	R ^a	3 mile	12 mile	~35 km (alluvium)	Minimize air-blast problems by scheduling for period of "no return."
Retarc for leaching (5 shots)	50 - 100 kt	R	~10 mile	~25 mile	~50 km (alluvium)	
Harbors (H)	1 MT	C ^b	85 mile	40 - 50	130 km	
Craters (WRD)	~1 MT	C	H ^c	H	~130 km	
Crater-lip dams	~1 MT	C	H	H	H	
Overburden removal	~1 MT	C	H	H	H	
Bulk dams	~50 kt	R + C	~10 mile	~25 mile	~35 km	

^aR = retarc

^bC = cratering

^cH = approximately as evaluated in the Harbor Concept.

c. Continued studies of long-range diffusion of large clouds to include airborne isotopic-concentration predictions and the effect of dry and wet deposition.

2. Geohydrology

a. Studies of the problem of ground-water and surface-water contamination, bearing on the water quality in and near nuclear-excavated craters and channels, or retarcs formed by nuclear detonations.

3. Seismology

a. Continued interpretation of the seismic coupling data and transmitted seismic signals from the weapons tests program shots, extracting significant information for Plowshare problems, particularly spectral changes in the seismic signal with yield, attenuation, and damage assessment statistics.

Cratering Physics

1. The refinement of criteria of failure of earth materials as related to fracturing mechanisms and the delineation of the fractured regions surrounding nuclear craters and retarcs.

2. Continued development of *in situ* geophysical measurements capability for density, the water content, acoustic velocity, and fracture-distribution characteristics of post- and pre-shot environments.

3. For high-yield cratering shots, the importance of the effect of cavity cooling on cavity-pressure history.

4. For high-yield shots, the importance and the inclusion of gravity on predicted crater dimensions.

5. The effect of the presence of water in earth materials on maximum shear strength as a function of mean stress should be included in significant cratering calculations.

6. The development of a more sophisticated model for predicting crater depth including the mechanisms of fallback and true-crater collapse.

7. The effect of the detonation of a nuclear explosive in saturated medium on the late-time cavity pressure history and, hence, on late-time cratering mechanisms, should be evaluated at intermediate yields.

8. The method for making design calculations for row-charge projects should be re-examined and conceivably improved.

9. Theoretically derived scaling laws for crater radius and depth should be calculated for different yields and prominent earth materials.

Slope Stability

Nuclear excavation projects proposed for location in wet weak materials may contain a key problem in the stability of the slopes produced by the usual optimal cratering mechanisms. These initially produced slopes are of the order of 25°, and can exceed the slope angle regarded as stable on the basis of residual shear strength. Many in the field of soil mechanics feel that it is necessary to develop a method of nuclear excavation that produces average slopes on the order of 1 on 6, or possibly less, depending on the site; and further, that one cannot risk methods that produce initially much steeper slopes or utilize over-excavation, because this may cause major slides into the nuclear structure. Several schemes for producing the recommended "flat slopes" have been suggested. They are (a) non-simultaneous, triple parallel row of charges, (b) row-subsidence cratering, and (c) row-ejecta cratering employing wide charge spacing. The development of proven modes of nuclear excavation solving the "flat slopes" problem requires a meaningful experimental program. The US Army Corps of Engineers and the AEC have entered into a joint program to gain physical insight into some of these possible solutions. However, proof of any given mode of nuclear excavation solving this problem is far removed at this time.

It is anticipated that many of these applied-research areas or problems will be worked on in the research and development stages of the Plowshare Program and that solutions to these problems will be found and verified in the combined theoretical and experimental programs associated with future events. The solutions to the technical problems outlined in this paper are strategic to the development of the required prediction capability for applications of the next few years.

APPENDIX A

Dimensions of Plowshare Nuclear-Excavation Explosives

Since the preparation of the 1964 "Isthmian Canal Studies" document, there have been a number of explosive-development experiments which bear on the specifications of the nuclear-explosive package dimensions. Also since this previous data, interest in civil-works applications of nuclear explosives has increased to the point where prototype experiments using yields of 10 to 50 kt

are being designed. For these reasons there is a need for recent information about the dimensions of the Plowshare-excitation nuclear explosive.

a. *Yields of 50 kt or less:* At our present stage of understanding the diameter of an excavation explosive of yield 50 kt or less is 34 in., which includes the environmental can and the hole clearance. The length of the explosive in this yield range is relatively small, and in no case exceeds more than ~10 ft.

b. *Yields >100 kt:*

Total Yield (kt)	Length (ft)	Dry Hole Diameter (in)
100	14	34
200	18	34
500	20	45
1 000	20	45
2 000	25	45
5 000	30	65
10 000	30	65

APPENDIX B

Seismic Effects

During the period of the Nuclear Test Ban Treaty, several investigators⁴⁰⁻⁴² have studied means of predicting peak surface velocity for ranges of 20 to 150 miles. From these works the following empirical method of predicting peak surface velocity, V_p has been developed.

$$V_p = KW^\alpha R^\beta, \tag{1}$$

where

V_p = peak velocity (cm/sec)

W = yield (kt)

R = range from source (m)

α = yield scaling exponent

β = attenuation exponent

K = a variable constant dependent upon 2 parameters.

$$K = (l) (s) K', \tag{2}$$

where

K' = constant

l = local geology response factor

s = source coupling efficiency.

The values of the variables, their reference sources and an explanation for each, is given in Table X.

TABLE X
Parameter for Estimating Peak Surface Velocities

Symbol	Parameter	Reference Source	Value
α_1	Yield scaling exponent	40	+0.67
α	Yield scaling exponent	42	+0.73
β	Attenuation exponent	40	-1.9
β	Attenuation exponent	42	-1.87
l	Local geology, hard rock	40	1.0
l	Local geology, alluvium	40	3.0
l	Local geology, hard rock	42	1.0
l	Local geology, alluvium	42	3.4
s	Source coupling at 1 Mt (extrapolated from curve)		
	for: hard rock	41	=30
	wet competent tuff	41	=10
	dolomite	41	=6
	friable tuff	41	=3
	alluvium (high porosity)	41	=1.0
K'	Constant	40	2.5×10^5
K'	Constant	42	2.88×10^5

Note: To apply this method, one has to select the appropriate parameter values for Eq. (1). For the most part, one should, in an unknown case, use the worst case; e.g., to estimate the peak velocity from 1 Mt in an unknown environment.

Choose $s = 30$.

The difference between $\alpha = 0.67$ and $\alpha = 0.73$ is minor.

The difference between $\beta = -1.87$ and $\beta = -1.9$ is minor.

The difference between $l = 3.0$ and 3.4 is minor for the alluvium case.

The motion at a site located 100-km distance on hard rock is given by

$$\begin{aligned} V_p &= lsK'W^\alpha R^\beta \\ &= (1.0)(30)(2.88 \times 10^5)(1000)^{0.73}(10^5)^{-1.87} \\ &= 0.55 \text{ cm/sec.} \end{aligned}$$

On alluvium we get

$$\begin{aligned} V_p &= (3.4)(30)(2.88 \times 10^5)(10^3)^{0.73}(10^5)^{-1.87} \\ &= 2.0 \text{ cm/sec.} \end{aligned}$$

Clearly, more detailed calculations can be made in order to derive a V_p distribution for a given site.

In regard to this prediction, it should be noted that the method gives a mean value of V_p ; in the "real world" there is a large scatter in the V_p data due to the earth's variability. For the most part, experience indicates that 80% of the data points lie below twice the predicted value of V_p .

ACKNOWLEDGMENT

The author wishes to thank Glenn C. Werth for suggesting the preparation of a comprehensive study on the present status of nuclear excavation technology. Helpful reviews of the manuscript were afforded by H. C. Rodean, D. E. Rawson, and D. D. Rabb. Permission to use photographs and text from Engineering News Record is gratefully acknowledged. The author is indebted to Carol Myers for her careful typing of the manuscript drafts.

This work was performed under the auspices of the US Atomic Energy Commission.

REFERENCES

1. G. W. JOHNSON and G. H. HIGGINS, "Engineering Applications of Nuclear Explosives: Project Plowshare," UCRL-7634, p. 49, Lawrence Radiation Laboratory (1964).
2. M. D. NORDYKE, "Cratering Experience with Chemical and Nuclear Explosives," *Proc 3rd Plowshare Symp*, TID-7695, pp. 51-73, US Atomic Energy Commission (1964).
3. TELLER, TALLEY, HIGGINS, and JOHNSON, "The Constructive uses of Nuclear Explosives," McGraw Hill, New York (1968).
4. A. J. CHABAI, "On Scaling Dimensions of Craters Produced by Buried Explosives," *J Geophys Res*, **70**, 5075 (1965).
5. J. T. CHERRY, "Computer Calculation of Explosion-Produced Craters," *Intern. J Rock Mech. Min. Sci*, **4**, 1 (1967).
6. J. B. KNOX, "Prediction of Fallout from Subsurface Nuclear Detonations," *5th AEC Symp on Radioactive Fallout from Nuclear Weapons Tests*, pp. 331-353 (1965).
7. T. V. CRAWFORD, "Predicting and Sampling Nuclear Clouds from the Viewpoint of Diffusion Theory," UCRL-14983, Lawrence Radiation Laboratory (1966).
8. T. V. CRAWFORD, "A Computer Program for Calculating the Atmospheric Dispersion of Large Clouds," UCRL-50179, Lawrence Radiation Laboratory (1966).
9. T. V. CRAWFORD, "Atmospheric Diffusion of Large Clouds," UCRL-70540, Lawrence Radiation Laboratory (1967).
10. T. V. CRAWFORD, "The Long Range Diffusion of the Effluent Cloud from the Phoebus 1B EP-IV Reactor Test of February 23, 1967," UCRL-50418, Lawrence Radiation Laboratory (1968).
11. J. B. KNOX, et al., "Radioactivity Released from Underground Nuclear Detonations: Source, Transport, Diffusion, and Deposition," (U) UCRL-50230, SRD, Lawrence Radiation Laboratory (1967) (Unclassified version in preparation).
12. L. J. CAUTHEN, "The Effects of Seismic Waves on Structures and Other Facilities," *Proc 3rd Plowshare Symp*, TID-7695, pp. 207-228, US Atomic Energy Commission (1964).
13. D. V. POWER, "A Survey of Complaints of Seismic-Related Damage to Surface Structures following the Salmon Underground Nuclear Detonation," *Bull of the Seis Soc. Am*, **56**, 6, 1413 (1966).
14. M. E. NADOLSKI, "Architectural Damage to Residential Structures from Seismic Disturbances," UCRL-71015, Lawrence Radiation Laboratory (1968).
15. R. F. BEERS, "Summary Report of Prediction, Gas Buggy Prediction," NVO-1163-124, Environmental Research Corp., Alexandria, Virginia (1967).
16. H. C. RODEAN, "Understanding and Constructively Using the Effects of Underground Nuclear Explosions," *Reviews of Geophysics*, **6**, 3, 401 (1968).
17. J. B. KNOX, "Hazards Evaluation-Venting, Radioactivity, and Air Blast," Nuclear Civil Engineering Outline Syllabus, Department of Civil Engineering, Stanford University, pp. 163-182, Stanford University Press (1966).
18. D. N. MONTAN, "Source of Air Blast from an Underground Explosion," UCRL-71202, Lawrence Radiation Laboratory (Summary) (1968).
19. J. B. KNOX and R. W. TERHUNE, "Calculation of Explosion Produced Craters—High Explosive Sources," *J Geophys Res.*, **70**, 23-77-2393 (1965). [An earlier version of this paper is published in USAEC TID-7695 (1964).]
20. H. A. TEWES, "Results of the Cabriolet Experiment," UCRL-71196, Lawrence Radiation Laboratory (Summary) (1968).
21. J. TOMAN, "Project Buggy—A Nuclear Row Excavation Experiment," UCRL-71280, Lawrence Radiation Laboratory (1968).
22. Hearings of the JCAE, Second Session of Commercial Plowshare Services and Related Background Material (H. R. 18448 and S. 3683), (July 19, 1968).
23. S. M. HANSEN and J. TOMAN, "Aggregate Production with Nuclear Explosives," UCRL-12180 Lawrence Radiation Laboratory, Rev. II (1965).
24. "Sloop," Report PNE-1300, US Atomic Energy Commission (1967).
25. A. R. W. WILSON, et al., "An Evaluation for Australian Purposes of Proposed Civil Engineering and Mining Applications," Australian Atomic Energy Commission.
26. D. K. TODD, "Economics of Ground Water Recharge by Nuclear and Conventional Means," UCRL-7850, Lawrence Radiation Laboratory (1964).

27. "The California State Water Project in 1968," State of California, Resources Agency, Department of Water Resources (1968).
28. Reprinted from *Engineering News Record*, "Russians Fire Off an Instant Rockfill Dam," p. 24. Copyright, McGraw-Hill Inc. (all rights reserved) (May 30, 1968).
29. J. W. REED, "Air Blast from Cratering Explosions," *Proc of the Third Plowshare Symp.*, TID-7695, pp. 169-180, US Atomic Energy Commission (1964).
30. J. VIECELLI, "Atmospheric Refraction and Focus of Blast Waves," UCRL-70082, Lawrence Radiation Laboratory (August 17, 1966).
31. G. V. GROVER, "Seasonal Variations of Temperature, Pressure, Density, and Winds to 80 km Altitude at Woomera, 1957-1963," *Space Research VI—Proc. Sixth Int. Space Sci. Symp—Mar Del Plaza, May 11-19, 1965*, pp. 1111-1120, MacMillan and Co., Ltd., London (1966).
32. US Air Force, *Handbook of Geophysics*, The MacMillan Company, New York (1960).
33. W. L. WEBB, *Structure of the Stratosphere and Mesosphere*, International Geophysical Series, Vol. 9, Academic Press, New York and London (1966).
34. K. S. CHAMPION and R. A. MINZIES, "Revision of the U. S. Standard Atmosphere 90 to 700 Kilometers," *Review of Geophysics*, 1, 57 (February 1963).
35. W. W. KELLOGG, "Meteorological Soundings in the Upper Atmosphere," World Meteorological Organization, Technical Note No. 60 (1964).
36. R. S. QUIROZ, et al., "Upper-Stratospheric Density and Temperature Variability Determined from Meteorological Rocket Network Results, 1960-1962," Technical Report 175, Air Weather Service, US Air Force (December 1963).
37. R. J. REED, "The Present Status of the 26-Month Oscillation," *Bull. Amer. Meteorol. Soc.*, 46, 7, 374 (July 1965).
38. R. A. JAMES and E. H. FLEMING, "Relative Significance Index of Radionuclides for Canal Studies," (U) Report UCRL-50050-1, SRD, Lawrence Radiation Laboratory (1966).
39. JOHN J. KORANDA, "Residual Tritium at Sedan Crater," Report UCRL-70292, Lawrence Radiation Laboratory (1967).
40. J. F. WALL, "Preliminary Seismic Damage Estimates to Industrial Equipment and Structures Atlantic-Pacific Interoceanic Canal Routes 17 and 25," Report, UCID-5063 (OUO) Lawrence Radiation Laboratory (1965).
41. D. L. SPRINGER, "P-Wave Coupling of Underground Nuclear Explosions," *Bull. Seis. Soc. Am.* 56, 4, 861 Lawrence Radiation Laboratory (August 1966).
42. Environmental Research Corp., "Preliminary Interoceanic Canal Ground Motion Report," Prepared for NVOO, US Atomic Energy Commission, Las Vegas (July 12, 1967).



DIRECTORIO DE ASISTENTES AL CURSO DE TECNICAS NUCLEARES APLICADAS
A LA INGENIERIA (DEL 16 DE ABRIL AL 14 DE MAYO DE 1975)

<u>NOMBRE Y DIRECCION</u>	<u>EMPRESA Y DIRECCION</u>
1. ING. ANTONIO A. ALCAZAR Lago Xochimilco No.47-D Col Anáhuac México 17, D. F.	INSTITUTO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR Insurgentes Sur No 1079 Col. Noche Buena México, D. F. Tel: 5-63-71-00
2. ING. LUIS AYESTERAN México, D. F	INGENIEROS CIVILES ASOCIADOS, S.A. Minería No. 145 Col. Escandón México 18, D F.
3. ING. EDUARDO AZTEGUI TORRES T. Calle América 35 Col. Parave San Andrés México 21, D. F. Tel: 5-49-12-78	SECRETARIA DE OBRAS PUBLICAS Xola y Universidad Col. Narvarte México 12, D. F. Tel: 5-19-76-60
4. ING. SALVADOR DIAZ DIAZ Adolfo Prieto No.125-102-B Col. del Valle México 12, D F. Tel: 5-43-64-38	INGENIEROS Y ARQUITECTOS, S.A. Minería No. 145 Col. Escandón México 18, D. F. Tel: 5-36-49-58
5. ING. RAUL HARO VELEZ Euler 128-301 Col. Polanco México 5, D. F. Tel: 5-31-86-16	INGENIEROS CIVILES ASOCIADOS, S.A. 28 de Agosto No. 23 Col. Escandón México 18, D. F. Tel: 5-16-04-60 Ext. 316
6. LIC. JOSE L. LUJAMBIO CASTELLANOS Alaverry 133-1 San Pedro Zacatenco México 14, D. F. Tel: 5-86-91-71	COMISION FEDERAL DE ELECTRICIDAD Río Ródano No. 14 Col. Cuauhtémoc México 5, D. F. Tel: 5-53-71-33
7. ING. MIGUEL MORAYTA MARTINEZ Tauro No. 137 Col. Prado Churubusco México 13, D.F. Tel: 5-82-08-87	INGENIEROS CIVILES ASOCIADOS S.A. Minería No. 145 Col. Escandón México 18, D. F. Tel: 5-16-04-60 Ext. 415

DIRECTORIO DE ASISTENTES AL CURSO DE TECNICAS NUCLEARES APLICADAS
A LA INGENIERIA (DEL 16 DE ABRIL AL 14 DE MAYO DE 1975)

NOMBRE Y DIRECCION

EMPRESA Y DIRECCION

- | | |
|--|---|
| 8. SR. FRANCISCO J. PINEDO DE ANDA
México, D. F. | SECRETARIA DE RECURSOS HIDRAULICOS
México, D. F. |
| 9. SR. WILFRIDO RAMIREZ ARROYO
Insurgentes Norte 698-5
Col. Sta. Ma. Insurgentes
México 4, D. F.
Tel: 5-83-74-32 | FIBRAS SINTETICAS, S. A.
Acoxa No. 436
Col. Ex-Hacienda Coapa
México, D. F.
Tel: 5-44-52-00 |
| 10. SR. ABELARDO TEJERO GONZALEZ
México, D. F. | SECRETARIA DE RECURSOS HIDRAULICOS
México, D. F. |