

UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE MEXICO

FACULTAD DE QUIMICA

METODOS DOSIMETRICOS

CON REFERENCIA AL USO DEL ACETATO DE CELULOSA EN EL

REACTOR "TRIGA MARK III"



BEATRIZ MUÑOZ LIÑAN

Q U I M I C O

1 9 7 9



Universidad Nacional
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

Biblioteca Central



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

LAB. TESIS 1979
DE M.C. ~~253~~ 253
FECHA _____
PROG. _____
S. _____



PRESIDENTE Prof. LUIS GALVEZ CRUZ

Jurado asignado V O C A L " MANUEL NAVARRETE TEJERO
originalmente
según el tema: SECRETARIO " JUAN LARTIGUE GORDILLO

1er.SUPLENTE " GUILLERMINA BURILLO DE V.

2do.SUPLENTE " LUIS CABRERA MOSQUEDA

Sitio donde se desarrolló el tema: CENTRO DE ESTUDIOS NUCLEA
RES, UNAM.

Sustentante: BEATRIZ MUÑOZ LINAN

Asesor del tema: M.enC. LUIS GALVEZ CRUZ

Supervisor técnico: M.enC. RAQUEL HERRERA DE HAZAS

A mis padres: Ma. Teresa y Ramón
en reconocimiento a su esfuerzo
y privaciones al cabo de mi for
mación.

A mi esposo e hijo:
Guillermo y Mario Ramón
porque justifican mi superación.

A mi hermana y abuelita:
Ma. Magdalena y Angelita
por su ayuda y estímulo durante
toda mi vida de estudiante.

Al Centro de Estudios Nucleares:
Dr. Marcos Rosembaum P.
por las facilidades que me brindó
durante el desarrollo de es-
te trabajo.

Al Instituto Nacional de Investigaciones
Nucleares.
por la ayuda económica y facilidades
que hicieron posible la realización
de esta investigación.

A todo el personal del CEN.
y a los operadores del reactor
del ININ.

Al M.en C. Luis Galvez Cruz.
por su acertada guía en la
elaboración de este estudio.

A la M.en C. Raquel Herrera de Hazas.
por su atinada dirección en
mi vida profesional.

Al Honorable Jurado:
M.en C. Luis Galvez Cruz.
M.en C. Manuel Navarrete Tejero.
M.en C. Juan Lartigue Gordillo.
M.en C. Guillermina Burillo de V.
M.en C. Luis Cabrera Mosqueda.

Con cariño a Lolita y Mario Luna.
por su apoyo incondicional.

A mis familiares, compañeros
y amigos.

A G R A D E C I M I E N T O S:

Debido a su ayuda y colaboración, se hace un especial reconocimiento a las siguientes personas:

- M. EN C. LUIS CABRERA M. durante las irradiaciones en las fuentes gamma patrón, así como en la revisión del texto de la tesis
- ING. JAVIER MENDEZ D. por el diseño y construcción del portadosímetro.
- ING. JAVIER VILLARREAL. durante las irradiaciones en el reactor "Triga Mark III".

I N D I C E

INTRODUCCION.

CAPITULO 1. GENERALIDADES: 1.1 Dosimetría.
 1.2 Dosimetría con plásticos.

CAPITULO 2. PARTE EXPERIMENTAL: 2.1 Material y equipo.
 2.2 Calibración del campo de
 irradiación gamma patrón.
 2.3 Calibración de la películ
 la de acetato de celulos
 sa utilizada como dosímet
 tro.

CAPITULO 3. RESULTADOS.

CAPITULO 4. CONCLUSIONES.

BIBLIOGRAFIA.

INTRODUCCION.

El Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares cuenta con el único reactor experimental en México, tipo "Triga Mark III", el cual se utiliza principalmente en producción de radioisótopos, análisis por activación, química nuclear, física de neutrones, adiestramiento, y en general investigación pura, tecnológica y aplicada. En los estudios de Química de Radiaciones frecuentemente se requiere del uso de radiación gamma, la cual puede obtenerse también del reactor, preferentemente después de apagarse, ya que a partir de este momento la influencia del flujo de neutrones en la dosis gamma, es despreciable, de ahí, la conveniencia de dosificar esa radiación. Teóricamente la dosis gamma en el momento de apagar este reactor, depende del tiempo y la potencia a la que ha estado trabajando, y decae en forma exponencial en el tiempo (1,2,3).

La proliferación actual del uso de fuentes de irradiación de alta actividad en procesos industriales, como son la esterilización, desinfección y preservación de alimentos, entre otros, ha aumentado la necesidad del estudio de nuevos materiales apropiados como dosímetros en el rango de los Mrad.

Después de una revisión bibliográfica sobre los diferentes materiales sólidos estudiados como dosímetros, éstos pueden agruparse en tres categorías: vidrios, plásticos y cristales. De los cuales los resultados más favorables se encuentran en el grupo de los plásticos. En los últimos 25 ---

años, la mayoría de los investigadores en este campo, han obtenido una gran cantidad de información sobre un limitado número de materiales (PVC, PMMA, y Acrílico Rojo), y aún cuando reportan serias desventajas en estos materiales, y a pesar del gran interés en realizar estudios más intensivos e investigaciones en otro tipo de plásticos; hasta la fecha no se ha encontrado un material que reúna las características óptimas de un dosímetro rutinario, como son: útil en un amplio rango de dosis, respuesta monotónica a la dosis, independiente de la razón de dosis, independiente de la energía, fácil de manipular, fácil de medir, de bajo costo, de tamaño pequeño, reproducible, confiable, estable antes y después de la irradiación e independiente de las condiciones ambientales (temperatura y humedad). En 1972, investigadores del Centro Nuclear de Kalsruhe, Alemania, principian el estudio del "acetato de celulosa coloreado", obteniendo resultados preliminares muy prometedores, por lo que se decidió continuar con el estudio de este material, determinando respuestas a parámetros no considerados en el estudio mencionado. Los resultados obtenidos apoyan su utilización para este tipo de dosimetría.

1.1 DOSIMETRIA:

La importancia de la medición de la radiación ó dosimetría, ha ido en aumento en estos últimos años, debido al uso que el hombre le ha dado a la energía nuclear.

Establezcámos primeramente conceptos básicos muy importantes:

toda la materia esta compuesta por ATOMOS. Cada átomo consiste de un pequeño y denso núcleo con un radio de aproximadamente 10^{-12} cm.; y a su alrededor una nube de electrones en movimiento, los cuales viajan en órbitas con un radio de aproximadamente 10^{-8} cm. Los electrones tienen una masa muy pequeña comparada con el núcleo, pero debido a su naturaleza difusa, ocupan mucho más espacio, dándole así el tamaño al mismo átomo. Los átomos difieren uno de otro en la constitución de su núcleo y en el número y arreglo de sus electrones. Un núcleo puede emitir alguna de las partículas que contiene ó energía en forma de radiación γ , cuando es bombardeado por partículas de alta velocidad; cuando ésto ocurre se demuestra que existen dos partículas fundamentales importantes dentro del núcleo, los protones y los neutrones, ambos conocidos también con el nombre de nucleones. Los protones tienen carga positiva, igual pero de signo contrario a la carga de los electrones, mientras que los neutrones no tienen carga. Los protones y los neutrones tienen prácticamente la misma masa, la cual es aproximadamente 1900 veces mayor que la del electrón. Ya que el átomo como un todo es electricamente neutro, debe de haber un protón en el núcleo por cada electrón existente fuera de él. El "número atómico" (Z) es el número de protones en el núcleo que es igual al número de electrones fuera de él. El "número de masa" (A) es el número total de protones y neutrones en el núcleo. Mediciones físicas cuidadosas han demostrado que la mayoría de los elementos puros consisten de una mezcla de varias especies ató-

micas con la misma estructura electrónica pero diferentes masas nucleares; esto es, diferente número de masa. Se llaman "ISOTOPOS" a aquellos átomos con el mismo número de protones pero diferente número de neutrones en su núcleo. Dado que los isótopos tienen el mismo número de electrones, tendrán las mismas propiedades químicas y por lo tanto no podrán ser separados por medios químicos. Sin embargo, dado que tienen diferentes masas, los isótopos pueden ser separados por medios físicos, por ejemplo, en un espectrómetro de masas, el cual aprovecha precisamente la diferencia de masas para la separación.

Los isótopos pueden ser estables o inestables. Los isótopos inestables consisten de un núcleo el cual presenta un desbalanceo en el número de protones y neutrones; este desbalanceo provocará eventualmente la expulsión de una partícula, la expulsión de partículas del núcleo se conoce como "DESINTEGRACION O DECAIMIENTO RADIOACTIVO"; el núcleo irá cambiando, expulsando partículas hasta alcanzar alguna forma de isótopo estable. Otra manera de explicar esta desintegración, es pensar en que las partículas nucleares (protones y neutrones) dentro del núcleo están en continuo movimiento, ocasionando colisiones que provocan la transferencia de energía de una partícula a otra. Si las fuerzas de atracción entre las partículas nucleares no son suficientes, éstas tienden a escapar del núcleo, formando así una nueva especie nuclear. En un "núcleo estable", las partículas no llegan a adquirir la energía suficiente para escapar del núcleo; pero en un "núcleo radiactivo" es posible que una partícula, por una serie de cambios, gane la suficiente energía y escape del núcleo, o bien sea emitida una radiación electromagnética sin masa ni carga. La expulsión de una partícula nuclear ó una radiación electromagnética, es puramente al azar, y no hay manera de decidir cuando un núcleo en particular se desintegrará. Sin embargo, si hay muchos núcleos, un cierto porcentaje se desintegrará en un tiempo dado. En el proceso de desintegración pueden ser expulsadas tres tipos de radiaciones: partículas alfa, partículas beta y rayos gamma.

Los átomos ligeros, los de relativamente bajo número de

partículas nucleares, son todos estables. La mayoría de los elementos pesados, los cuales contienen alto número de partículas nucleares, son radiactivos. Evidentemente, en estos núcleos pesados las fuerzas de atracción entre partículas no son suficientes para prevenir el escape al azar de las partículas. Los elementos con número atómico desde 1 (hidrógeno) a 92 (uranio) existen en la naturaleza; y elementos con número atómico del 93 al 103 han sido producidos artificialmente. Todos los elementos con número atómico mayor al plomo (82) son, sin embargo, radiactivos y se desintegran pasando a través de largas series radiactivas, hasta alcanzar alguna forma isotópica estable del plomo. Hay tres series radiactivas, las cuales empiezan con uranio-238, uranio-235 y torio-232, y terminan al formarse plomo-206, 207 y 208 respectivamente.

Con el desarrollo de aparatos que proporcionan alta energía (ciclotrón, betatrón, generador Van de Graaff, reactor nuclear), se generan cada año muchos nuevos isótopos radiactivos. Los nuevos isótopos son producidos mediante el bombardeo de núcleos estables con neutrones, protones de alta energía, deuterones, partículas alfa ó rayos gamma. Algunos de estos proyectiles colisionan directamente con el núcleo y son absorbidos, ó expulsarán alguna partícula del núcleo para formar una nueva sustancia. La probabilidad de que tal colisión ocurra es muy pequeña debido a que el área de la sección eficaz del núcleo es del orden de 10^{-25} cm². Esto indica que para producir una cantidad apreciable de material radiactivo a partir de un núcleo estable, esto es, una cantidad que pudiera ser separada químicamente, el núcleo debe de ser bombardeado por largos períodos de tiempo en un haz intenso. Sin embargo, en general los nuevos isótopos pueden ser detectados por su actividad y no por un proceso químico de separación.

La representación de un elemento requiere de los siguientes datos:



X = símbolo del elemento

A = número de masa

Z = número atómico

el "número atómico" del elemento (Z) representa el número de protones en la núcleo; el "número de masa" (A) muestra el número de partículas en el núcleo (protones y neutrones) y está representado por un número entero. Ya que las masas del protón y del neutrón son muy cercanas a 1.0, la "masa atómica" del elemento será muy cercana o igual al "número de masa," sin embargo, puede ser medida con exactitud en un espectrómetro de masas. Es conveniente hacer notar que las masas de los átomos están referidas al átomo de carbono 12.

La "masa atómica" del ^2_1H dada en tablas es 2.01474, cantidad disminuida en 0.002391 con respecto a la que se obtendría de la suma de los constituyentes del ^2_1H , tal parece como si 0.002391 de unidades de masa hubieran desaparecido en la formación del átomo de deuterio a partir de sus partes. Esta pérdida de masa puede ser explicada usando el importante concepto introducido por Einstein, de que la masa es realmente una forma de la energía y que masa y energía pueden ser convertidas una en la otra, relacionadas mediante la ecuación:

$$E = m \times c^2$$

energía masa (vel. de la luz)²
(joules (kg (m/seg ó cm/seg)²
ó erg) ó g)

La velocidad de la luz al cuadrado, es un número muy grande $(3 \times 10^8)^2 = 9 \times 10^{16} \text{ m}^2/\text{seg}^2$, entonces una cantidad pequeña de materia convertida en energía representa una cantidad enorme de energía.

Para convertir las "masas atómicas" de los elementos en energía, debemos primero determinar la masa en gramos, correspondiente a 1 unidad de masa atómica. Un átomo de carbono está representado por 12 unidades de masa atómica (uma) y 12 g de carbono contienen 6.0247×10^{23} átomos (num. de Avogadro). De donde:

$$1 \text{ átomo de carbono tiene una masa} = \frac{12}{6.0247 \times 10^{23}}$$

$$= 1.992 \times 10^{-23} \text{ g/át. de } ^{12}\text{C}$$

$$1 \text{ unidad de masa atómica (uma)} = \frac{1.992 \times 10^{-23} \text{ g/}^{12}\text{C}}{12 \text{ uma/}^{12}\text{C}}$$

$$= 1.659 \times 10^{-24} \text{ g.}$$

Esto puede ser convertido a unidades de energía:

$$1 \text{ u m a} = (1.659 \times 10^{-24} \text{ g}) (3 \times 10^{10} \text{ cm/s})^2$$

$$= 1.494 \times 10^{-3} \text{ erg}$$

$$1 \text{ u m a} = \frac{1.49 \times 10^{-3} \text{ erg}}{1.60 \times 10^{-6} \frac{\text{erg}}{\text{MeV}}} = 931 \text{ M e V}$$

Esto significa que si una unidad de masa atómica (casi igual a la masa de un protón ó un neutrón) es convertida en energía, se liberarán 931 MeV. Lo que implica también que la creación de un protón de masa 1.0 requerirá al menos de ésta misma energía. La energía correspondiente a la masa de un electrón, la encontraremos multiplicando simplemente 931 MeV por la masa del electrón 0.000548, dando así 0.511 MeV. Así tenemos dos importantes factores de conversión:

$$1 \text{ u m a} = 931 \text{ MeV}$$

$$1 \text{ masa electrónica} = 0.511 \text{ MeV}$$

Con estos factores, encontramos que la pérdida de masa en la formación del deuterio, corresponde a 2.22 MeV, energía de unión la cual mantiene al protón y al neutrón juntos.

Un material radiactivo contiene generalmente muchos átomos y no hay forma de decir cuando un átomo dado se desintegrará. Sin embargo, en promedio, se puede predecir que en un determinado tiempo, llamado "VIDA MEDIA", la mitad de los átomos existentes se desintegrarán; en la siguiente "vida media" la mitad de los átomos remanentes se desintegrarán; y así sucesivamente, lo que supone un decaimiento exponencial:

N_0 = num. de átomos presentes inicialmente

$$N = \frac{N_0}{2^{t/T_{1/2}}}$$

$T_{1/2}$ = tiempo de vida media

N = num. de átomos presentes después de haber transcurrido el tiempo " t ".

El decaimiento exponencial que presenta un material radiactivo, puede también ser descrito usando el importante concepto de la "CONSTANTE DE DECAIMIENTO" (λ). Suponiendo que hay N átomos presentes en un tiempo " t ", en un pequeño intervalo de tiempo " Δt ", un cierto número ΔN de átomos decaerá. El número ΔN de átomos que decaen es proporcional al número inicial N y al intervalo de tiempo Δt :

$$\Delta N \approx N \Delta t$$

$$N = -\lambda N \Delta t$$

donde " λ " es la cte. de proporcionalidad, llamada "constante de decaimiento", el signo negativo indica que el número de átomos presentes decrece. Si en la ecuación $\Delta t=1$ seg, entonces el número de desintegraciones por segundo es igual a λN . La "constante de decaimiento" puede ser definida como el número de desintegraciones por unidad de tiempo, con unidades de seg^{-1} (cte. característica de cada tipo de núcleo radiactivo).

Integrando:
$$\frac{dN}{N} = -\lambda dt$$

$$\ln N = -\lambda t + C$$

$$N = N_0 e^{-\lambda t}$$

Relacionando el tiempo de vida media ($T_{1/2}$) y la constante de decaimiento (λ):

ya que la vida media es el tiempo en el que

$$N = \frac{N_0}{2}$$

$$\frac{N_0}{2} = N_0 e^{-\lambda T_{1/2}}$$

$$\frac{1}{2} = e^{-\lambda T_{1/2}}$$

y de aquí: $T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda}$

lo cual permite escribir: $N = N_0 e^{-0.693/T_{1/2}}$

Otro aspecto importante y de interés es la rapidez y dependencia con respecto al tiempo del decaimiento de un material radiactivo. La "ACTIVIDAD" (A) de una muestra radiactiva es el número de desintegraciones que ocurren en la misma por unidad de tiempo. La actividad puede ser medida en desintegraciones/seg., desint/min., desint/hora. Sin embargo, por ser un concepto muy importante, se define la unidad "Curie":

1 curie (Ci)	=	3.7000×10^{10}	desint/seg
1 milicurie (mCi)	=	3.7000×10^7	desint/seg
1 microcurie (μ Ci)	=	3.7000×10^4	desint/seg

Esta unidad, que debe su nombre a Madame Curie, inicialmente se refirió al número de desintegraciones por segundo de 1 g de radio, sin embargo se usó para describir la actividad de cualquier isótopo radiactivo.

Actualmente la unidad internacionalmente aceptada es el "Becquerel" (Bq) que equivale a:

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ desint/seg}$$

En el proceso de desintegración pueden ser expulsadas tres tipos de radiaciones: alfa, beta y gamma.

La RADIACION ALFA está constituida por núcleos de ${}^4_2\text{He}$ y el proceso de su emisión corresponde a la desintegración o decaimiento de un núcleo (Z, N, A) con un exceso de energía produciendo un núcleo (Z-2, N-2, A-4). Los núcleos original y producto en este tipo de desintegración son isodíáferos y en la tabla nuclear corresponde a un desplazamiento de dos cuadros

a lo largo de la línea recta de pendiente 1 hacia abajo y a la izquierda. Los rayos alfa son emitidos monoenergéticamente, es decir con la misma energía, para una desintegración entre estados nucleares dados.

La RADIACION BETA originalmente descubierta, está constituida por electrones negativos, la emisión de los mismos por núcleos (Z, N, A) con exceso de energía constituye el decaimiento beta menos (β^-) y dá lugar a núcleos producto $(Z+1, N-1, A)$, de modo que los núcleos involucrados son isóbaros. En la tabla nuclear ésto corresponde a un desplazamiento de un cuadro a lo largo de la recta de pendiente -1 hacia arriba y a la izquierda. Existen otros dos tipos de decaimiento beta, la emisión de positrones y la captura electrónica. Los rayos beta más (β^+) ó positrones son partículas con carga positiva de igual magnitud a la de los electrones y con masa igual a la de los electrones; en el decaimiento β^+ son emitidos por núcleos (Z, N, A) con exceso de energía. En el proceso de captura electrónica, el núcleo (Z, N, A) efectivamente captura uno de los electrones atómicos para deshacerse de su exceso de energía. En ambos tipos de decaimiento el núcleo producto es $(Z-1, N+1, A)$ isóbaro con el núcleo original, y en la tabla nuclear corresponde a un desplazamiento de un cuadro a lo largo de la recta de pendiente -1 hacia abajo y a la derecha. Los electrones negativos o positivos en este tipo de decaimiento entre dos estados nucleares dados, son emitidos con un espectro de energías continuo, que se extiende desde energías muy bajas, hasta un valor máximo, característico de cada radioisótopo.

Los núcleos con Z, N, A dados, pueden existir en diferentes estados de energía: estado base ó estados excitados, correspondientes a diferentes configuraciones de los protones y los neutrones. El estado base es el de más baja energía para ese núcleo, y puede ser estable ó inestable α ó β según compare su energía con las del isodiáfero ó los isóbaros vecinos correspondientes. Los estados excitados correspondientemente

pueden ser estables ó inestables α ó β , y además tienden a desexcitarse al estado base del propio núcleo, mediante emisión de RADIACION GAMMA γ . La desexcitación correspondiente $(Z,A)^* \longrightarrow (Z,A) + \gamma^0$ se dice que es una transición isomérica, y en la tabla nuclear corresponde a quedarse en el mismo cuadro. Otro mecanismo de desexcitación que lleva al mismo resultado es el llamado "conversión interna", en la cual el núcleo excitado le transfiere su exceso de energía a un electrón atómico expulsándolo del átomo y quedando éste ionizado. La radiación gamma es también emitida monoenergéticamente.

Los FOTONES de la radiación X ó γ los cuales no tienen ni masa ni carga, interaccionan con los átomos del material irradiado (usualmente con los electrones orbitales de tales átomos) por colisiones en las cuales se transfiere energía del fotón a la partícula atómica. Ocurre una "excitación" si el resultado de la absorción de energía consiste en que el electrón se mueva hacia una órbita más alejada del núcleo; en cambio, si ocurriera la expulsión de un electrón del átomo como consecuencia de la absorción de la energía, se denomina "ionización". El electrón expulsado disipará, entonces, la energía que le ha sido transferida por colisiones adicionales con otros átomos en el material. Los fotones penetran profundamente en la materia, debido a que pierden su energía casi por completo en colisiones directas con electrones orbitales; aún los átomos de materiales muy densos presentan grandes vacíos y así hay una alta probabilidad de que el fotón pase a través del material sin interaccionar ya que no existe ninguna afinidad en particular (como lo sería la carga eléctrica) por ninguna parte subatómica. El tipo y número de interacciones que ocurren son dependientes tanto de la energía del fotón como de la densidad de la materia.

Para fotones de baja energía, el resultado más probable de una colisión con un electrón orbital es la transferencia total de la energía del fotón al electrón. Ya que la energía

de unión de los electrones en sus órbitas depende de la cercanía de la órbita al núcleo, un fotón en particular puede tener suficiente energía para remover un electrón de una órbita externa, pero no para remover alguno de una órbita interna. El "EFECTO FOTOELECTRICO" es lo más probable cuando la energía del fotón es ligeramente mayor que la energía de unión en una órbita en particular; y la probabilidad decrece al incrementarse la energía del fotón. La probabilidad de que ocurra el "efecto fotoeléctrico" también depende del número atómico del átomo con el que interacciona el fotón; átomos con alto número atómico y por lo tanto con un núcleo muy positivo mantiene a sus electrones de órbitas internas fuertemente unidos, así que fotones de relativamente alta energía tienen una alta probabilidad de interaccionar con estos electrones internos. Existe preferencialmente absorción de fotones en materiales compuestos de elementos con número atómico alto, comparado con materiales de bajo número atómico expuesto al mismo flujo de fotones; la radiación absorbida por interacciones fotoeléctricas será mayor en el material con alto número atómico (alto Z). El átomo del cual se ha expulsado el electrón quedará en un estado excitado inestable debido al exceso de energía absorbida, igual a la energía de unión del electrón perdido; electrones de órbitas más externas serán atraídos hacia el interior, llenando el lugar vacío. El electrón expulsado continúa moviéndose a una alta velocidad, produciendo además ionizaciones por colisiones con otros átomos.

El llamado "EFECTO O DISPERSION COMPTON" se observa cuando fotones de alta energía interaccionan con electrones externos débilmente atraídos por el núcleo, cediéndoles sólo una parte de su energía; la energía de unión del electrón es tan pequeña que la energía transferida al átomo por la pérdida del electrón es mínima. El fotón mismo será deflectado por la interacción y, ahora disminuida su energía en la cantidad perdida en el electrón, continuará provocando "efectos Comp-

ton" con otros átomos hasta que casi toda su energía sea per
dida y por último sea absorbido en un efecto fotoeléctrico. Fotones con energía superior a 100 KeV van disipando su ener
gía en repetidos efectos Compton a través de un gran volumen de materia. Como sólo los electrones débilmente unidos son involucrados, éste tipo de absorción de la energía del fotón será un proceso totalmente al azar, y la dosis absorbida será relacionada solamente con el flujo inicial de fotones, siendo además esencialmente independiente del número atómico del material absorbedor.

Cuando la energía del fotón incidente es mayor de 1.02 MeV el fotón puede ser absorbido a través del mecanismo de "PRODUCCION DE PARES". Cuando el fotón pasa cerca del núcleo del átomo y está sujeto a un campo magnético muy intenso, pue
de repentinamente desaparecer como un fotón y convertirse en un par de electrones, uno positivo y uno negativo. Ya que la energía equivalente de una masa electrónica es de 0.511 MeV y puesto que son formadas dos partículas, la mínima energía del fotón debe ser $2(0.511)=1.022$ MeV. En el proceso no se crea carga electrónica neta, ya que el positrón y el electrón llevan cargas opuestas. Si el fotón tiene energía en exceso, ésta energía debe de ser repartida entre el positrón y el electrón. El proceso debe de ser considerado como una colisión entre el fotón y el núcleo, y en la colisión, el núcleo quedarse con algo de momentum. El núcleo también alcanza una pequeña energía, pero la energía implicada es muy pequeña en comparación con la energía dada al positrón y al electrón. La "PRODUCCION DE TRIPLETES" es igual que la producción de pa
res, excepto en que la interacción ocurre en el campo de un electrón; así, tres partículas aparecen en la interacción, un positrón, un electrón y el electrón original. El umbral para la "producción de tripletes" puede ocurrir al doble del umbral de la "producción de pares", o sea 2.04 MeV. La producción de tripletes es usualmente menor comparada con la producción de pares.

La radiación gamma proveniente de un material radiactivo consiste de un haz de fotones de determinada energía. Para cualquier utilización que se le dé a esta radiación, el primer paso es la medición de la misma. La DOSIMETRIA es el conjunto de técnicas destinadas a la medición de la radiación. Para hacer una dosimetría gamma significativa, es necesario decidir, primeramente, qué es lo que tratamos de medir, y en tonces, escoger el mejor método para conseguirlo. En cualquier caso requiere del entendimiento del proceso por el cual los rayos gamma depositan su energía en la materia (efecto Compton, fotoeléctrico y producción de pares), así como de algunos conceptos básicos y unidades muy importantes, los cuales se enlistan a continuación (4):

Partículas directamente ionizantes.-

son partículas con carga (electrones, protones, partículas alfa), teniendo suficiente energía cinética para producir la ionización por colisión.

Partículas indirectamente ionizantes.-

son radiaciones sin carga (neutrones y fotones), las cuales pueden liberar directamente partículas ionizadas ó pueden iniciar una transformación nuclear.

Radiación ionizante.-

es cualquier radiación consistente de partículas directa ó indirectamente ionizantes ó una mezcla de ambas.

Energía depositada.-

denota la deposición de la energía en la masa de interes por la partícula ionizante correlacionada.

Energía impartida (ϵ).-

la cantidad estocástica, energía impartida (ϵ) por la radiación ionizante a la materia en un volumen, es igual a:

$$\epsilon = \sum \epsilon_{in} - \sum \epsilon_{ex} + \sum Q$$

donde: $\Sigma \epsilon_{in}$ = la suma de las energías (excluyendo energías de reposo) de todas aquellas partículas directas o indirectamente ionizantes las cuales han entrado al volumen.

$\Sigma \epsilon_{ex}$ = la suma de las energías (excluyendo energías de reposo) de todas aquellas partículas directas o indirectamente ionizantes las cuales han abandonado el volumen.

ΣQ = la suma de todas las energías liberadas menos la suma de todas las energías consumidas, en cualquier transformación del núcleo y partículas elementales que ocurren en el volumen.

Energía específica impartida (z).-

la cantidad estocástica, energía específica ó energía específica impartida (z) es el cociente de (ϵ) en "m", donde (ϵ) es la energía impartida por la radiación ionizante a la materia en un volumen específico y "m" es la masa de ese volumen:

$$z = \frac{\epsilon}{m}$$

la unidad especial de la energía específica es el rad:

$$1 \text{ rad} = 10^{-2} \text{ J Kg}^{-1}$$

Dosis absorbida (D).-

la dosis absorbida (D) es el cociente de $d\epsilon$ entre dm , donde $d\epsilon$ es la energía impartida promedio por la radiación ionizante a la materia en una diferencial de volumen y dm es la masa de ese diferencial de volumen:

$$D = \frac{d\epsilon}{dm}$$

la unidad especial de la dosis absorbida es el rad:

$$1 \text{ rad} = 10^{-2} \text{ J Kg}^{-1}$$

la dosis absorbida es el límite del promedio de la ener

gía específica cuando la masa tiende a cero:

$$D = \lim_{m \rightarrow 0} \bar{z}$$

Razón de dosis absorbida (\dot{D}).-

la razón de dosis absorbida (\dot{D}) es el cociente de dD en dt , donde dD es el incremento de dosis absorbida en el intervalo de tiempo dt :

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}$$

la unidad especial de la razón de dosis absorbida es cualquier cociente del rad ó sus múltiplos ó submúltiplos y una unidad de tiempo adecuada: rad/s, mrad/s, etc.

Flujo (Φ).-

el flujo (Φ) de partículas es el cociente de dN en da , donde dN es el número de partículas que entran a una esfera con una área de sección transversal da :

$$\Phi = \frac{dN}{da}$$

Densidad de flujo (φ).-

la densidad de flujo (φ) de partículas, es el cociente de $d\Phi$ en dt , donde $d\Phi$ es el incremento del flujo de partículas en un intervalo de tiempo dt :

$$\varphi = \frac{d\Phi}{dt}$$

Energía de flujo (Ψ).-

la energía de flujo (Ψ) de partículas, es el cociente de dE_{fl} en da , donde dE_{fl} es la suma de las energías, sin contar las energías de reposo, de todas las partículas que entran a una esfera de una área de sección transversal da :

$$\psi = \frac{dE_{fl}}{da}$$

Energía de densidad de flujo (ψ).-

la energía de densidad de flujo (ψ), es el cociente de $d\psi$ en dt , donde $d\psi$ es el incremento de la energía de flujo en un intervalo de tiempo dt :

$$\psi = \frac{d\psi}{dt}$$

Kerma (K).-

el kerma (K), es el cociente de dE_{tr} en dm , donde dE_{tr} es la suma de las energías cinéticas iniciales de todas las partículas cargadas liberadas por partículas indirectamente ionizantes en una diferencial de volumen de un material específico, y dm es la masa de esa diferencial de volumen:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm}$$

la unidad especial del kerma es el rad:

$$1 \text{ rad} = 10^{-2} \text{ J Kg}^{-1}$$

Razón de kerma (\dot{K}).-

la razón de kerma (\dot{K}) es el cociente de dK en dt , donde dK es el incremento de Kerma en un intervalo de tiempo dt :

$$\dot{K} = \frac{dK}{dt}$$

la unidad especial de la razón de kerma es cualquier cociente del rad ó sus múltiplos ó submúltiplos y la unidad de tiempo adecuada (rad/s, rad/min, ect.).

Exposición (X).-

la exposición (X), es el cociente de dQ en dm , donde dQ es el valor absoluto de la carga total de los iones de un signo producidos en aire cuando todos los electrones

(negatrones y positrones) liberados por fotones, son completamente absorbidos en una diferencial de volumen de aire con masa dm :

$$X = \frac{dQ}{dm}$$

la unidad especial de exposición es el roentgen (R):

$$1 R = 2.58 \times 10^{-4} C Kg^{-1}$$

Razón de exposición (\dot{X}).-

la razón de exposición (\dot{X}), es el cociente de dX en dt , donde dX es el incremento de exposición en el intervalo de tiempo dt :

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt}$$

la unidad especial de la razón de exposición es cualquier cociente del roentgen ó sus múltiplos ó submúltiplos en una unidad de tiempo adecuada (R/s, R/min, ect.).

Coefficiente lineal de atenuación (μ).-

el coeficiente lineal de atenuación (μ) de un material para partículas indirectamente ionizantes de una energía específica, es el cociente de dN/N en dl , donde dN/N es la fracción de partículas que sufren interacciones al atravesar una distancia dl :

$$\mu = - \frac{1}{N} \frac{dN}{dl}$$

Coefficiente másico de atenuación (μ/ρ).-

el coeficiente másico de atenuación (μ/ρ) de un material para partículas indirectamente ionizantes de una energía específica, es el cociente de dN/N en ρdl , donde dN/N es la fracción de partículas que sufren interacciones al atravesar una distancia dl en un medio de densidad ρ :

$$\mu/\rho = \frac{1}{\rho} \frac{dN}{N dl}$$

Coefficiente másico de transferencia de energía (μ_{tr}/ρ).--
 el coeficiente másico de transferencia de energía μ_{tr}/ρ
 de un material para partículas indirectamente ionizan--
 tes de una energía específica, es el cociente de dE_{tr}/E
 en ρdl ; donde dE_{tr}/E es la fracción de la energía de
 las partículas incidentes (excluyendo energías de repo--
 so) que es transformada en energía cinética de las par--
 tículas cargadas en las interacciones que ocurren al --
 atravesar una distancia dl en un medio de densidad ρ :

$$\mu_{tr}/\rho = \frac{1}{\rho E} \frac{dE_{tr}}{dl}$$

Coefficiente másico de absorción de energía (μ_{en}/ρ).--
 el coeficiente másico de absorción de energía μ_{en}/ρ
 de un material para partículas indirectamente ionizan--
 tes de una energía específica, es el producto del coef--
 iciente másico de transferencia de energía, para esa
 energía específica por $(1-g)$ donde "g" es la fracción
 de la energía de las partículas cargadas secundarias que
 se pierde en "bremsstrahlung" en el material:

$$\mu_{en}/\rho = \frac{\mu_{tr}(1-g)}{\rho}$$

Una vez enlistados conceptos y unidades importantes, veámos
 también los diferentes métodos de dosimetría:

MÉTODOS PRIMARIOS: los cuales comprenden la determinación di
recta de la intensidad de radiación ó do--
 sis, por medio de medidas físicas, como
 son: la ionización producida en un gas
 (Cámaras de ionización) ó la energía ab--
 sorbida por Calorimetría.

METODOS SECUNDARIOS: los cuales comprenden la determinación de la dosis por comparación con un método primario: Dosimetría química (sistemas acuosos), Sistemas fotográficos, Radiofotoluminiscencia y Termoluminiscencia, y Colorantes.

Cámaras de ionización.-

Las cámaras de ionización están esencialmente constituidas por un recinto lleno de un gas conveniente a la presión adecuada, en el que se encuentran dos electrodos aislados entre sí y a los que se aplica una tensión eléctrica. Siendo el gas que llena el detector un buen aislante, ninguna corriente eléctrica apreciable circulará en condiciones normales entre los dos electrodos. Pero, el paso de una radiación nuclear provocará una ionización de dicho gas y el campo eléctrico existente en el detector pondrá en movimiento las cargas liberadas de cada signo hacia el electrodo de signo contrario. De esta forma se originan en el detector corrientes o impulsos eléctricos que pueden ser medidos exteriormente, y así cuantificar la radiación incidente ó dosis de exposición.

Calorimetría.-

cualquier material dentro de un campo de radiación absorbe energía. La cantidad de energía absorbida depende de las propiedades del campo y de las propiedades del material absorbedor. Casi toda esta energía es eventualmente transformada en calor. Un conocimiento exacto de las cantidades de calor involucradas en tales interacciones puede, por lo tanto, proveer información útil del campo de irradiación y de la energía depositada en el material absorbedor. Tomando ésto en cuenta, es fácil entender el porqué los métodos calorimétricos fueron usados para medir radiación muy poco después del

descubrimiento de la radiactividad. Un calorímetro para dosimetría puede ser definido como un aparato el --- cual mide la deposición de energía radiante, asumiendo que toda esta energía es convertida en calor.

Dosimetría química (sistemas acuosos).-

cualquier sistema en el cual tenga lugar un cambio medible en sus propiedades químicas debido a la radiación, puede ser, en principio usado como dosímetro. El dosímetro químico puede ser un sistema sólido, acuoso ó gaseoso. La dosimetría química con medios acuosos considerada a la fecha como la más exacta, emplea soluciones diluidas de diferentes sustancias, las más comunes son: solución de sulfato ferroso en ácido sulfúrico (dosímetro de Fricke), sulfatos ferroso y cúprico en ácido sulfúrico (Fricke modificado), sulfato cérico, y el ácido oxálico.

Sistemas fotográficos.-

los experimentos de Röntgen (1895) revelaron que los rayos X son capaces de producir imágenes radiográficas, revelando emulsiones de haluros de plata, las cuales recubrían placas de vidrio. Desde entonces la mayoría de los adelantos han consistido en la optimización de las técnicas para aplicarlas a la preparación de la emulsión y del recubrimiento. Existen tres principales dificultades en el uso de emulsiones de haluros de plata para dosimetría: el uso de la plata como principal ingrediente hace a las películas relativamente caras; el revelado de las películas requiere del uso de cuarto oscuro bajo condiciones controladas; y la respuesta de las --- emulsiones es dependiente de la energía, particularmente a fotones de 10-200 KeV, debido a la interacción fotoeléctrica con los constituyentes de número atómico alto (Ag, Br, I, ect.). Las ventajas de tales dosímetros son que tanto los procedimientos de producción como de

evaluación han sido bien establecidos y estandarizados; las películas son resistentes y una vez reveladas son estables; y la respuesta es independiente de la razón de dosis, excepto para pulsos de alta intensidad.

Radiofotoluminiscencia y Termoluminiscencia.-

la radiación ionizante puede producir varios efectos en los sólidos. El uso de tales efectos para dosimetría de la radiación, se conoce con el nombre de "Dosimetría del Estado Sólido". Dos tipos de esta dosimetría han tenido gran interés y aplicabilidad en la última década: dosimetría radiofotoluminiscente (RPL) y dosimetría termoluminiscente (TL). La dosimetría termoluminiscente fue sugerida por Daniels y colaboradores en 1949, pero no fue tratada comercialmente sino hasta 1960. La dosimetría radiofotoluminiscente fué propuesta y demostrada por Schulman y colaboradores (1951) y fue comercializada en esa misma década. Tanto la producción de centros radiofotoluminiscentes como de centros termoluminiscentes en los sólidos, pueden ser considerados como la --- creación de defectos en el material. Los dos tipos de defectos son basicamente diferentes, ya que en el caso de la radiofotoluminiscencia los defectos no son removidos durante el proceso de la medición; mientras que en la termoluminiscencia, la medición remueve los defectos. En RPL, los defectos son producidos en el sólido, usualmente un cristal, tal que cuando la luz ultravioleta incide en el cristal, éste fluoresce; la cantidad de fluorescencia es relacionada con la cantidad de radiación absorbida en el cristal. En TL, la ionización produce trampas de electrones o agujeros, los cuales pueden ser termalmente liberados; la energía de recombinación es emitida en la forma de un quantum de luz, la cantidad de luz emitida es relacionada a la cantidad de radiación recibida por el dosímetro.

Colorantes.-

éstos sistemas incluyen, tanto colorantes que son desteñidos ó cambian de color debido a la radiación, como --precursores de colorantes que son incoloros pero adquieren color después de la irradiación. Estos sistemas --pueden ser tanto soluciones líquidas como sólidos, y si el cambio de color es suficientemente estable, podrá hacerse una calibración graficando densidad óptica contra dosis. Los sistemas con colorantes son complejos y ---caen en muchas categorías dependiendo de la química de sensibilización y mecanismo de coloración ó decoloración.

1.2 DOSIMETRIA CON PLASTICOS:

La dosimetría química basada en que la dosis absorbida se determina por el cambio químico producido en el sustrato adecuado, ofrece un amplio rango de aplicaciones debido al uso de medios: líquidos, gaseosos y sólidos. Siendo éstos últimos los más convenientes para su empleo como dosímetros rutinarios, debido a su facilidad de manipulación.

Los materiales sólidos que han sido estudiados como dosímetros, pueden dividirse en tres grupos: vidrios, cristales y plásticos. En todos ellos se utiliza el cambio de coloración que experimentan durante la exposición a la radiación ionizante, cambio que puede ser permanente o variar con el tiempo (decaimiento).

El interés en el estudio de plásticos como dosímetros - ha ido en aumento debido al creciente número de fuentes de - alta actividad utilizadas cada vez en mayor número de diferentes procesos industriales y de investigación.

Desde 1951 se sugirió el uso de plásticos para dosimetría aprovechando los cambios ópticos inducidos por la radiación

ción ionizante y valorados espectrofotométricamente (densidad óptica y % de transmitancia); entre los plásticos estudiados desde entonces, encontramos: cloruro de polivinilo -- (PVC), celofán coloreado, melamina, poliestireno, metacrilato de metilo incoloro (PMMA) ó coloreado (Acrílico), tereftalato polietileno (Melinex ó Mylar), polivinil vinilideno (Sarrán), policarbonato.

Day y Stein (1951) son los primeros en emplear los plásticos irradiados para propósitos dosimétricos. Ellos usaron un tipo de metacrilato de metilo teñido, llamado "Acrílico - Rojo 400", siendo el parámetro medido el incremento de densidad óptica a 600nm. Los resultados indicaron que el decaimiento inducido por el oxígeno fué un problema en la aplicación práctica. Trece años más tarde Whittaker en 1964, y Orton en 1966, estudian de nuevo el "Acrílico Rojo" manufacturado con técnicas más modernas. Whittaker reporta un rango útil de dosis de 0.1 a 5 Mrad; y un decaimiento que no excede más de un 2% durante la primera semana después de la irradiación, si el cambio de densidad óptica se lee a 635 nm; -- también establece el efecto de otros parámetros como son: la energía de la radiación, razón de dosis y temperatura durante el tiempo de irradiación, almacenaje y lectura; además, la sensibilidad a la radiación se reporta como 10 veces menor -- que la encontrada por Day y Stein. El trabajo de Orton se propone investigar las aparentes discrepancias entre los anteriores investigadores, estudiar el efecto de la difusión del oxígeno en el decaimiento de la absorción inducida y establecer un método reproducible y confiable. Reporta los resultados de investigaciones con metacrilato de metilo conteniendo varias combinaciones de iniciadores de la polimerización e impurezas, y encuentra diferencias en la respuesta a la radiación debido a las diferentes fórmulas; más aún, en material obtenido del mismo fabricante hay diferencias de lote a lote, atribuibles a diferencias en las condiciones de manufacturación.

Henley y Miller en 1951 irradiaron película de cloruro

de polivinilo (PVC) teñida con violeta de metilo. La acción de la radiación sobre el cloruro de polivinilo se debe a la liberación de HCl, el cual es capaz de alterar el color del indicador ácido-base incorporado en la película; ellos reportan que las dificultades en la preparación de las muestras es el mayor inconveniente de esta técnica. En 1958 Artandi y Stonehill estudian la película de cloruro incoloro como dosímetro de electrones en un rango de 0.5 a 6 Mrad. El cloruro de polivinilo se torna ambar durante la exposición a la radiación y la medición de la densidad óptica indica la dosis absorbida con $\pm 8\%$. Los resultados muestran que la respuesta de este material se ve influida por el tiempo y la temperatura de almacenamiento después de la irradiación, de una manera no uniforme. Además, el principal inconveniente radica en el plastificante contenido normalmente en el producto comercial, el cual es capaz de absorber la energía necesaria para prevenir la formación del color.

En 1955 Birnbaun et.al. sugiere el uso de la absorción ultravioleta en plásticos para mediciones de dosis. Estos autores llevan a cabo un estudio preliminar con melamina comercial, midiendo la densidad óptica en el rango de 340 a 460 nm. Predicen un rango útil de 5×10^2 a 1×10^7 rad, si se utilizan diferentes espesores de 0.1 a 1 cm. No se reportan datos sobre dependencia de razón de dosis, decaimiento, ni precisión.

Empleando la técnica de absorción ultravioleta con "poliestireno", Fowler y Day en 1955 estudian un rango útil de dosis de 1 a 200 Mrad. El principal inconveniente reportado fué el decaimiento de la coloración después de la irradiación alcanzando un 50% en 4 días. Esto limita la aplicación sólo a situaciones de exposiciones y lecturas rápidas.

Henley y Richman en 1956 desarrollaron un sistema para dosimetría de electrones y rayos gamma, usando "celofán" coloreado, cubriendo un rango de 0.5 a 15.0 Mrad. El parámetro era la decoloración de una película de 0.001 pulg. de es

pesor, medida a 655nm, reportando que el incremento en la --
transmisión era una función lineal de la dosis, además de per
manente. Taimuty, et.al. en 1958 reportan que la respuesta
de la película de "celofán" coloreado es independiente de la
razón de dosis hasta 10^5 rad/h. Sin embargo no es posible
obtener resultados reproducibles, debido a las variaciones
normales en la fabricación del celofán comercial. En 1963
Charlesby y Woods investigaron de nuevo la respuesta del "ce
lofán" teñido, ampliando el rango de dosis y comparando los
cambios producidos si la irradiación se efectúa con partícu
las alfa. Reportan que los resultados usando electrones y
gammas son casi idénticos, en contraste con los resultados
de Henley y Richman, los cuales reportan diferencias signifi
cativas, atribuibles al diferente LET de electrones y gammas;
la diferencia en respuesta a la radiación alfa es aún mayor,
atribuyéndose a la penetración de las partículas alfa a trav
vés de la película del plástico.

La absorción en el ultravioleta inducida en materiales
transparentes por la radiación, propuesta como un método pa
ra dosimetría, por Day y Stein, es estudiada con más detalle
por Boag, Dolphin y Rotbleat en 1958, estudian metacrilato
de metilo (acrílico), tereftalato de polietileno (melinex ó
mylar), y poliestireno. Ellos reportan un decaimiento anor
mal (no reproducible) en el acrílico, rápido en las primeras
24 hs. y después lento, de aproximadamente un 10% por mes, -
sin detallar este comportamiento; a dosis mayores de 10^6 rads
el acrílico claro se torna amarillento, blanqueándose gradual
mente de los bordes exteriores hacia el centro de la muestra,
pudiéndose evitar si se almacenan en vacío o nitrógeno. En
el melinex el decaimiento se encontró dependiente de la do--
sis y del espesor de la muestra, sin investigarse las causas.
Con el poliestireno la banda de absorción resultó muy estre
cha, el método es muy sensible a errores en la longitud de -
onda o cualquier variación en la abertura de la rendija, lo
que lo hace poco confiable. Tampoco encontraron qué tan -
grandes son las variaciones mencionadas anteriormente entre

diferentes lotes de un mismo plástico (acrílico y melinex). En 1961 Ritz investigó de nuevo el "tereftalato de polietileno", reportando que el espesor de la película es un parámetro muy importante; que la película de 0.00025 pulg. de espesor no presenta decaimiento, sin embargo, es dependiente de la razón de dosis.

Debido a que los sistemas dosimétricos hasta ese momento difícilmente medían rayos X de baja energía, en 1961 Harris y Price estudiaron el cambio en la densidad óptica y en transmisión de películas de plásticos de espesores del orden de 0.001 pulg. irradiadas con rayos gamma de ^{60}Co . De los veinte materiales revisados solamente cuatro presentaron suficiente respuesta para poderse usar como dosímetro: polivinilideno (Sarán) 2300-2700 A°; cloruro de polivinilo 2250-2450 A° y 2700-2800 A°; polietileno 2200-2300 A°; y N-2 Pliofilm 2450-2600 A°; de los cuales el Sarán demostró la mejor respuesta, sin embargo ésta es inestable debido al decaimiento que sufre con respecto al tiempo, además este material requiere de cuidados especiales en su manejo ya que su respuesta es dependiente de la humedad después de la irradiación, de la temperatura después de la irradiación y de las condiciones de la superficie de la muestra. Reportan un rango útil de 0.05 a 10 Mrad y un error al azar grande, lo que hace necesario varias muestras para obtener un resultado con buena estadística.

Dada la necesidad de un dosímetro rutinario útil en el rango de 2 a 3 Mrad, manejable, barato y valorable por un método sencillo, Davidson y Sutton en 1964 reportan el uso del "metacrilato de metilo incoloro" (acrílico claro ó PMMA), -- aplicado a la industria. Sin ser los primeros en estudiar el acrílico, insisten en su estudio dado que difieren las muestras empleadas por investigadores anteriores y las muestras actuales, tanto en su respuesta inicial a una dosis dada, como en su patrón de decaimiento. Reportan que el acrílico claro puede usarse para el rango de 2 a 3 Mrad siempre

y cuando la lectura se haga inmediatamente después de la irradiación ó se valore adecuadamente el decaimiento de la respuesta que se observa en el tiempo; además de la calibración individual de cada lote; ya que el comportamiento del acrílico después de la irradiación a dosis arriba de 2.5 Mrad depende principalmente del espesor de la muestra, un poco de la temperatura, y puede variar considerablemente de lote a lote. En 1966 Orton reportó los resultados de las investigaciones sobre el "metacrilato de metilo" conteniendo varias combinaciones de iniciadores de la polimerización e impurezas, y encontró diferencias en la respuesta del material debido a las diferentes formulaciones. Más aún, en materiales obtenidos del mismo fabricante hay diferencias de lote a lote, atribuibles a diferentes condiciones en la manufactura.

Considerando de nuevo la necesidad de un dosímetro barato, preciso, simple y confiable, la "U.K. Panel on Gamma and Electron Irradiation" reexamina las posibles alternativas, incluyendo el "acrílico claro" hecho bajo condiciones estandar por el mismo "U.K. Panel on Gamma and Electron Irradiation", estudio realizado por Berry y Marshall en 1969. El "acrílico H.X." puede reunir las características buscadas, sin embargo su precisión y confiabilidad están supeditadas al estricto cumplimiento de ciertas reglas como son: la limpieza inicial, el espesor de las muestras, la exposición a la luz solar, y el que la lectura se haga de uno a cuatro días máximo después de la irradiación, corrigiéndola por su respectivo decaimiento. Lecturas hechas al cabo de un mes mostraron gran decaimiento en la densidad óptica de las muestras de 1mm de espesor; sin embargo, en la muestra de 3mm de espesor se observó poco decaimiento, ó aún, un ligero incremento de densidad óptica en el mismo período. Demostrando que el decaimiento depende de una forma compleja de la dosis y del espesor de la muestra. En 1969 Chadwich estudia de nuevo el comportamiento del "metacrilato de metilo incoloro", con el objeto de extender más el rango de utilidad. Previamente Boag, et.al. habían demostrado la no linealidad del

acrílico claro abajo de 200 Krad, la dosis mínima detectable mencionada en esta publicación es 100 Krad, y para propósitos dosimétricos el rango de dosis esta restringido a la parte lineal de la relación dosis-densidad óptica, lo que da -- por resultado un rango de dosis útil de 100 Krad a 3 Mrad. El trabajo de Chadwich describe un tratamiento anterior a la irradiación del acrílico, con objeto de bajar el rango de dosis útil hasta 10 Krad. Sus resultados muestran que es posible obtener curvas de respuesta de dosis lineares desde el origen hasta arriba de 250 Krad, a tres diferentes longitudes de onda; las principales desventajas de este método son que la luz y el oxígeno juegan un papel muy importante en el decaimiento de la densidad óptica, lo mismo que temperaturas mayores de 60°C durante y después de la irradiación, por lo que el acrílico debe de ser almacenado en el vacío y en la obscuridad una vez tratado, y el intervalo de tiempo entre el tratamiento y la irradiación no debe de exceder de unas cuantas horas.

En 1973 Richold, et.al. reportan el empleo de una película fina de policarbonato de 200mm de espesor, cubriendo un rango de 0.1 a 100 Mrad, y la respuesta a la radiación se registra por el incremento en absorbancia a longitudes de onda de 290, 300 ó 325 nm. Se reporta una precisión de $\pm 2\%$ para dosis de 1 a 50 Mrad. Pequeños cambios ocurren durante el almacenamiento bajo muy variadas condiciones. Arriba de 37°C, el dosímetro es sensible a la temperatura durante la irradiación, y a razones de dosis abajo de 50 Krad/h hay una reducción en la respuesta del 20%.

Del estudio bibliográfico mencionado brevemente en los párrafos anteriores podemos ver que existe mucha información acerca de un limitado número de materiales (PVC, PMMA y Acrílico Rojo), los cuales ya son usados rutinariamente en muchos laboratorios a pesar de que éstos materiales aún presentan serias desventajas. Como contribución al interés en la investigación y establecimiento de nuevos materiales plásti-

cos como dosímetros, el presente trabajo ofrece el estudio de nuevos parámetros que influyen en el comportamiento del "acetato de celulosa coloreado" como dosímetro de radiación gamma en el orden de los Mrad.

2.1 MATERIAL Y EQUIPO:

2.1.1 REACTOR "TRIGA MARK III".-

el reactor "Triga Mark III", Fig. 1 es un reactor de piscina tipo experimental, útil en estudios de física de neutrones, producción de radioisótopos, pruebas de ingeniería, química nuclear y adiestramiento. El primer reactor de piscina en universidades fué instalado en la Universidad del Estado de Pennsylvania en 1955. Este tipo de reactor está construido en una gran fosa, que se asemeja a una piscina normal, con una profundidad mínima de 5.5 m.; esta profundidad es necesaria para proveer del blindaje necesario para el núcleo del reactor. El núcleo del reactor está suspendido de un puente sobre rieles, de tal manera que puede moverse a lo largo de la piscina; la columna que sostiene al núcleo, también tiene movimiento sobre el puente; esta combinación de movimientos permite que el núcleo se coloque en cualquier lugar de la piscina, siendo éste una de sus -- principales ventajas. El combustible se encuentra en forma de varillas (denominadas elementos TRIGA) constituidos por - uranio altamente enriquecido (20%) aleado con hidruro de zirconio (el cual constituye una moderación importante además del agua) más un revestimiento exterior de acero inoxidable. El núcleo está compuesto por 65 a 85 elementos con dimensiones aproximadas de 3.8 cm de diámetro y 71.1 cm de longitud y una masa del orden de 35 g de uranio-235 cada uno; además de las barras de grafito que se utilizan como reflectores. El agua que llena la piscina actúa como enfriador, reflector y blindaje. Los controles se encuentran en una consola de mandos, situada en una sala separada.

En este trabajo se utilizó el reactor "Triga Mark III", diseñado por General Atomic Division e instalado por la Secretaría de Obras Públicas, propiedad del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, localizado en el Centro Nuclear

de Salazar, Edo. de México, en operación desde el 8 de Noviembre de 1968, con una potencia nominal en operación normal de 1 Mwatt y 2000 Mwatt en operación pulsada.

2.1.2 GAMMABEAM 650.-

nombre comercial de una fuente de radiación gamma de alta intensidad de ^{60}Co , fabricado por -- Atomic Energy of Canada Ltd., con una actividad inicial de 50,000 Curies y una dosis de exposición de 9.0×10^6 Roentgen/hora el 20 de Noviembre de 1971, Fig. 2. Consiste de -- una base cilíndrica de plomo que soporta doce tubos metálicos de exposición distribuidos cilíndricamente y cuyo diámetro puede fijarse desde 11 hasta 82 cm. Mediante un mecanismo neumático llegan desde la protección de plomo hasta los -- tubos de exposición unos cilindros de ^{60}Co de 1.0 mm de diámetro y 1.0 mm de largo que están doblemente encapsuladas en acero inoxidable; cada tubo de exposición contiene 5 cilindros, haciendo un total de 60. La fuente se encuentra en -- una sala de irradiación especial, que tiene acceso por un laberinto de protección, se controla mediante una consola situada en el exterior de la sala de irradiación, Fig. 3. El equipo se opera automática o manualmente, además contiene un sistema de seguridad en el que una alarma indica si se tiene acceso al cuarto o no.

2.1.3 GAMMAGELL 200.-

nombre comercial de una fuente de radiación gamma de ^{60}Co , fabricada por Atomic Energy of Canada Ltd., con una actividad inicial de 3600 Curies y una dosis de exposición central de 5.95×10^5 Roentgen/hora el 15 de Abril de 1968, Fig. 4. El dispositivo para irradiación consta de dos partes: la fuente radiactiva y la cámara; y -- está diseñado para usarse en un cuarto sin blindaje. La -- fuente está formada por una serie de "lápices" distribuidos anularmente, con una protección de plomo alrededor de ellos, y un tubo cilíndrico deslizable verticalmente al centro de

la fuente, que contiene en su parte inferior una cámara de irradiación de 8.9 cm de diámetro por 13.9 cm de altura, con un volumen de 864.6 cm³. Puede ser manipulado automáticamente o manualmente sin riesgo personal e introducir directamente en la cámara de irradiación líquidos, gases ó conexiones eléctricas.

2.1.4 ESPECTROFOTOMETRO.-

el espectrofotómetro Beckman - modelo DB-GT de doble haz y sencillo, abarca una región del espectro electromagnético del ultravioleta hasta la visible, utilizando una lámpara de deuterio y una de tungsteno, respectivamente. Además cuenta con un monocromador, un convertidor logarítmico para una escala donde se lee directamente la absorción ó densidad óptica (DO) y el % de trasmittancia (% T) y una escala que indica la longitud de onda.

2.1.5 MATERIAL DOSIMETRICO.-

Acetato de celulosa de importación.- es un producto comercial fabricado en Alemania por Lonza-Werke GmbH Weil am Rhein, Fed. Rep. Germany, bajo el nombre comercial de "Ultra phan", la presentación comercial es en forma de película de 0.2 mm de espesor y 260 g/m², en colores azul, rojo, amarillo, verde e incoloro transparentes.

Acetato de celulosa nacional.- es un producto fabricado por Celanese Mexicana, bajo el nombre comercial de "Clarecel", se encuentra en el mercado en forma de película de 0.19 mm en colores azul, rojo, amarillo, verde e incoloro transparentes.

Dosímetro de Fricke modificado.- dosímetro químico considerado como primario, que consiste de una mezcla de iones ferroso-cúpricos en sulfúrico, la propiedad útil de este sistema para dosimetría es su respuesta lineal a la dosis

total recibida, respuesta causada por la oxidación de los iones ferroso a férricos, que se cuantifica espectrofotométricamente.

Ampliémos un poco más acerca del dosímetro de Fricke, - ya que es una modificación de éste el que se utiliza en la - calibración del campo de irradiación gamma patrón:

la reacción involucrada en el dosímetro de Fricke (5) es la oxidación de una solución ácida del sulfato ferroso a una sal férrica en presencia de oxígeno y bajo la influencia de la radiación. En 1929 Fricke propuso este sistema pensando en un dosímetro para rayos X, se escogió ácido sulfúrico 0.8 N como el solvente para que la respuesta a los rayos X fuera la misma que la respuesta de una cámara de ionización estandar. Desde entonces se han probado varios procedimientos para la preparación de la solución dosimétrica de Fricke. Si se almacena fuera de la luz solar directa, la solución es estable por un período de tiempo relativamente grande (mínimo de 3 meses). La oxidación de iones ferrosos por impurezas orgánicas, puede ser inhibida adicionando un cloruro, ó asegurándose que tanto el agua como los reactivos usados sean escrupulosamente purificados. La pureza del agua utilizada como solvente es de suma importancia ya que es una solución acuosa lo que se irradia; una buena purificación del agua se obtiene por redes tilación de una solución de agua destilada alcalinizada con permanganato, seguida de una tercera destilación del agua re destilada acidulada con dicromato; ésta agua triplemente des tilada, aún puede irradiarse previamente a su uso, lo que -- asegura la eliminación de las impurezas orgánicas. El cuida do que se tiene en la purificación de solventes y reactivos debe de ser el mismo en la limpieza del material de vidrio - que estará en contacto con la solución acuosa antes y durante la irradiación. La materia orgánica se elimina del material de vidrio por medio de un tratamiento con una mezcla fuertemente oxidante en medio ácido, seguido de un lavado con agua

tridestilada. Es muy importante también evitar el contacto de cualquier material de plástico, de hule o de origen orgánico, con la solución ó material de vidrio.

Para determinar la dosis absorbida usando el dosímetro de Fricke, se coloca una muestra de la solución dosimétrica en un contenedor de espesor suficiente para asegurar equilibrio electrónico, ésto es aplicable particularmente para radiación de alta energía, ya que para energías bajas y medias, por ej., rayos gamma de ^{60}Co , las paredes normales de la mayoría de las ampolletas de vidrio comunmente usadas representan un espesor adecuado. Los efectos de equilibrio electrónico pueden ser ignorados si se escoge un dosímetro con la misma composición atómica que el material que se va a irradiar, ambos se irradian en idénticos contenedores y situados en el mismo campo de irradiación. El método más común de medida de los iones férricos es por análisis espectrofotométrico, comparando la densidad óptica de soluciones dosimétricas sin irradiar e irradiadas, a la longitud de onda a la cual los iones férricos presentan su máxima absorción. Las lecturas de densidad óptica deben tomarse inmediatamente después de la irradiación minimizando una posible oxidación posterior. La dosis absorbida promedio en el volumen ocupado por la solución dosimétrica es derivada a continuación.

Para cualquier sistema químico, por definición:

G = moléculas de producto formadas por cada 100 eV de energía absorbida.

1 rad = una absorción de energía de 100 erg/g.

1 eV = 1.602×10^{-12} erg.

Por lo tanto:

$$\begin{aligned} \text{Energía absorbida} &= \frac{100 \times (\text{moléculas de producto formadas/g})}{G} \frac{\text{eV}}{\text{g}} \\ &\times 1.602 \times 10^{-12} \text{ erg/eV} \times 1/100 \text{ g rad/erg.} \\ &= 1.602 \times 10^{-12} \times \frac{\text{molec. del prod. formadas/g}}{G} \text{ rads.} \end{aligned}$$

ecuación que puede ser aplicada a cualquier sistema químico.

Para el dosímetro de sulfato ferroso, cuando el rendimiento de iones férricos es medido espectrofotométricamente:

$$\text{iones férricos formados (moles/l)} = \frac{(DO_i - DO_b)}{\epsilon d}$$

donde DO_i y DO_b son las densidades ópticas de la solución do simétrica irradiada y sin irradiar respectivamente, ϵ es el coeficiente de extinción molar del ión férrico a la longitud de onda de máxima absorción (l/mole cm); y "d" es el espesor de la muestra usada durante la medición de la densidad óptica (cm).

De donde:

$$\begin{aligned} \text{i3n férrico formado (molec./g)} &= \frac{DO_i - DO_b}{\epsilon d} \text{ mol/l} \times \frac{1}{1000 \rho} \text{ l/g} \\ &\quad \times 6.023 \times 10^{23} \text{ molec./mol} \end{aligned}$$

Sustituyendo en la ecuación de energía absorbida:

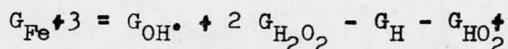
$$\begin{aligned} \text{Energía absorbida} &= \frac{DO_i - DO_b}{\epsilon d G(\text{Fe}^{+3})} \times \frac{6.023 \times 10^{20}}{\rho} \times 1.602 \times 10^{-12} \\ &= \frac{0.9648 \times 10^9 (DO_i - DO_b)}{\epsilon d \rho G(\text{Fe}^{+3})} \text{ rads.} \end{aligned}$$

El valor de ϵ debe de ser determinado para el espectro fotómetro usado, haciendo la determinación de la longitud de onda de máxima absorción del ión férrico. El coeficiente de extinción se ve afectado por la temperatura en un $\pm 0.7\%$ por grado centígrado, por lo que las lecturas de densidad óptica deben de hacerse a una temperatura constante, ó si eso no es posible, hacer la corrección con la siguiente expresión:

$$\text{Dosis absorbida}_{(\text{correg.})} = \frac{\text{dosis absorbida (medida a } T_2^{\circ}\text{C)}}{1 + 0.007 (T_2 - T_1)}$$

donde $T_1^{\circ}\text{C}$ es la temperatura a la cual fué determinado el -- coeficiente de extinción y $T_2^{\circ}\text{C}$ la temperatura de la muestra durante la determinación de la lectura.

Si al dosímetro de Fricke se le adiciona una sal cúprica como el sulfato cúprico, los iones cúpricos serán reducidos a cuprosos cuando reaccionan con los átomos de hidrógeno y los radicales libres hidroxiperoxi, pero no reaccionan con los radicales libres oxidrilo y peróxido de hidrógeno, siendo el rendimiento final de los iones férricos:



Dándole a este Fricke modificado las siguientes características:

- 1) Rendimiento químico $G_{\text{Fe}^{+3}} = 0.66 \pm 0.02$ iones/100eV
- 2) Límite útil de dosis de 10^5 a 10^7 rad.
- 3) La exactitud en la medida de la razón de dosis es constante hasta 5×10^7 rad/h.
- 4) La temperatura de irradiación entre 0 y 50°C no influye en la exactitud de la medida.
- 5) El método es independiente de la energía de radiación entre 0.1 y 2.0 MeV.

Composición química:	FeSO_4	0.005 M
	CuSO_4	0.010 M
	H_2SO_4	0.010 M

Es importante señalar que el dosímetro de Fricke modificado ofrece una mayor facilidad para agrandar el límite del

dosímetro Fricke, esto es, es más práctico adicionarle una sal de cobre que burbujearle oxígeno con extremas precauciones como son el que no se contamine ni esté en contacto con ningún material plástico. También es importante que la solución final sea preparada inmediatamente antes de su uso, para lo cual se mezclan las dos soluciones, la de sulfato ferroso en ácido sulfúrico y la del sulfato cúprico, que han sido preparadas previamente. Los requerimientos de la pureza de los reactivos químicos, del agua tridestilada, de los recipientes de irradiación y todos los demás cuidados necesarios en el dosímetro de Fricke son los mismos para el dosímetro de Fricke modificado.

2.2 CALIBRACION DEL CAMPO DE IRRADIACION GAMMA PATRON:

La calibración del campo de irradiación (Gammabeam y Gammacell) se llevó a cabo con el dosímetro de Fricke modificado.

Se prepararon dos soluciones: para la solución "A" se pesó 2.779 g de $\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ y se disolvió en unos mililitros de agua tridestilada a la que se añadió 1.08 ml de H_2SO_4 , y se aforó a un litro con agua tridestilada; para la solución "B" se pesó 4.997 g de $\text{CuSO}_4 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$ y se aforó a un litro con agua tridestilada.

Se colocaron mezclas de 5 ml de la solución "A" y 5 ml de la solución "B" en ampolletas de vidrio del tipo usado en productos farmacéuticos inyectables, de 10 ml de capacidad y pared de 0.5 mm de espesor (celda de irradiación); estas soluciones aereadas y tapadas con papel aluminio se situaron en el centro de las fuentes de irradiación del Gammabeam a una altura de 32 cm a partir de la base de las fuentes, la irradiación se realizó con abertura de las fuentes de 11 y 11.4 cm y con tiempos de 15 min; en el Gammacell, las ampollitas se colocaron en el centro de la cámara un tiempo de 1 h.

La medida del cambio de concentración de los iones ferrosos a férricos, se obtuvo en el espectrofotómetro Beckman modelo DB-GT, leyendo directamente en la escala de densidad óptica a una longitud de onda de 304 nm y empleando como referencia una solución de Fricke modificado no irradiada.

Practicamente se vió la necesidad de hacer una dilución de la muestra irradiada 1:10 para obtener una lectura de densidad óptica en el rango de la escala del espectrofotómetro (además de tener la posibilidad de usar las escalas amplificadas del aparato).

La lectura obtenida se convirtió a "rad" mediante la siguiente ecuación:

$$D(\text{rad}) = 6.73 \times 10^5 \text{ (D.O.)}$$

donde: D.O. es la diferencia de la densidad óptica entre la solución irradiada y la no irradiada.

Esta ecuación se obtiene haciendo las sustituciones de los valores adecuados

$$e = 2167 \text{ l/mol cm a } 20^\circ\text{C.}$$

$$d = 1 \text{ cm.}$$

$$\rho = 1.001$$

$$G_{(\text{Fe}^{+3})} = 0.66 \pm 0.02 \text{ iones/100 eV}$$

$$\text{Energía absorbida ó } D = \frac{0.9648 \times 10^9 (D_{O_1} - D_{O_2})}{e \cdot d \cdot \rho \cdot G_{(\text{Fe}^{+3})}} \text{ rads.}$$

$$= \frac{0.9648 \times 10^9 (D_O)}{(2167)(1)(1.001)(0.66)} \text{ rads.}$$

$$= 6.73 \times 10^5 (D_O) \text{ rads.}$$

Como ya se mencionó antes es necesario hacer una corrección cuando la temperatura de la muestra (T_2) en el momento de leerla en el espectrofotómetro sea mayor de 20°C (T_1):

$$\text{Dosis (correg.)} = \frac{\text{dosis medida a } T_2}{1 + 0.007 (T_2 - T_1)}$$

Los resultados obtenidos se presentan en las tablas 1, 2 y 3.

2.3 CALIBRACION DE LA PELICULA DE ACETATO DE CELULOSA UTILIZADA COMO DOSIMETRO:

2.3.1 PREPARACION DE LAS MUESTRAS.-

el acetato de celulosa es un producto comercial que se fabrica en forma de película de 0.2 mm de espesor y 260 g/m². Dado que el cambio óptico que se produce en el acetato por la radiación gamma se cuantifica espectrofotométricamente, es necesaria la preparación de las muestras. Para tal efecto los pliegos de acetato se cortan de tamaño adecuado, en este caso de 15 X 15 mm para colocarlos en el portadosímetro.

Siendo el acetato de celulosa un producto fabricado con fines que no incluyen lógicamente el de usarse en dosimetría, el control de calidad respecto a la homogeneidad del color y al espesor, debe dudarse si se quiere emplear como dosímetro; por lo que es necesario una selección previa, de todas aquellas muestras que presenten exactamente las mismas lecturas de densidad óptica y % de trasmittancia, dentro de cada color. De igual modo es indispensable una cuidadosa manipulación para evitar rayones o manchas que variarían por si solas la lectura inicial, para este propósito, las muestras se manejan por medio de una pequeña pestaña que se deja en uno de los costados de aprox. 2 mm y que sirve para su manipulación con pinzas. Para la lectura de la película de acetato en el espectrofotómetro es necesario construir los portadosímetros, que consisten en unas barras de lucita negra de las mismas dimensiones que las celdas normales, con una ventanilla a la altura del haz luminoso, donde se coloca el acetato, Fig. 6.

2.3.2 METODOS DE IRRADIACION.-

Irradiación en el campo gamma patrón.- para la calibración del acetato de celulosa en el campo gamma patrón, previamente calibrado, una vez seleccionadas las muestras, - se procedió a la irradiación a diferentes dosis totales y a diferentes razones de dosis. En el Gammabeam la muestra se colocó en el centro de las fuentes a una altura de 32 cm sobre un cilindro de espuma de poliuretano, la muestra de plástico contenida en celdas idénticas a las usadas en la dosimetría con Fricke modificado; la irradiación se llevó a cabo - con el control manual irradiando el tiempo necesario para obtener la dosis requerida de acuerdo a la razón de dosis especificada. En el Gammacell, las muestras se colocaron en la pared de la cámara sujetándolas por medio de una cinta adhesiva; en esta posición de acuerdo a las curvas de isodosis - del equipo, las muestras recibieron el 115% de la dosis central; este equipo también se manejó con los controles manuales, el tiempo necesario para obtener las mismas dosis totales que en el Gammabeam. Las dosis totales a las cuales se irradiaron los plásticos fueron 1, 3, 5, 10, 15, 20, 30, 40, 50, 60, 70 y 80 Mrad, a las siguientes diferentes razones de dosis cada una: en el Gammabeam a 0.6, 1, 3, y 5.3 Mrad/h, y en Gammacell a 0.25 Mrad/h.

Irradiación en el Reactor.- la metodología empleada en las irradiaciones hechas en el Reactor "Triga Mark III," se supeditó íntegramente a las facilidades proporcionadas en el mismo para este trabajo. Tiempo y condiciones se escogieron de acuerdo a aquellas circunstancias que más se pudieran repetir y reproducir, sin interferir en el trabajo rutinario del reactor. El Reactor "Triga Mark III" es un reactor de potencia de hasta 1 Mwatt, que trabaja el tiempo requerido para cubrir las solicitudes de los usuarios, siendo el tiempo más común el de 1h 30min a 1Mwatt. El reactor en el momento de apagarse tiene un flujo gamma, con mayor intensidad

en la posición del "dedal central", lugar preciso que se utilizó para la irradiación. Las muestras se colocaron dentro de unos contenedores de plástico, sostenidas por un soporte de poliuretano el cual las mantenía en posición vertical; este contenedor se introducía en una cápsula de exposición de lucita transparente con un peso de plomo en su base que facilitó su inmersión en el tubo del "dedal central". En el momento en que se apagaba el reactor, se empezaba a cronometrar el tiempo ($t=0$); una primera cápsula (suspendida con un cordón de nylon de exactamente 7.74 m de longitud, tamaño requerido para situar la cápsula en el centro del núcleo del reactor) descendía por el interior del tubo del "dedal central" en 1 min hasta el centro del núcleo del reactor ($t=1$), donde la intensidad del flujo gamma es máximo; en esta posición -- permanecía 10 min para sacarse inmediatamente ($t=11$); en ese momento se introducía una segunda cápsula ($t=12$), para permanecer también en posición durante 10 min; de igual manera se seguían introduciendo muestras hasta un total de seis, lo que viene cubriendo un total de 66 min después de apagado el reactor, tiempo suficiente para observar el decaimiento del flujo de radiación gamma. Se efectuaron irradiaciones después de períodos de trabajo del reactor que varían de 1 a 3 hs, -- según la disponibilidad de éste; sin embargo con objeto de -- evaluar la reproducibilidad del método, únicamente se tomaron en cuenta los resultados provenientes de las irradiaciones en las que fué posible mantener constantes el mayor número de parámetros dependientes del reactor. Las muestras al igual que en la calibración de las mismas se seleccionaban -- previamente a su uso.

2.3.3 MEDICIONES DE DENSIDAD OPTICA Y DE % DE TRASMITANCIA.-

el espectrofotómetro Beckman modelo DB-GT se usó en su modalidad de doble haz, en la cual se logra una -- comparación directa entre patrón y problema. La calibración ó ajuste inicial a cero de Absorbancia y 100% de Transmitancia

se realiza con muestras de acetato incoloro. Dado que el -- cambio óptico consiste en una decoloración del acetato colorido, es necesario determinar la longitud de onda más adecuada para su lectura, por lo que se corrió un espectro en la - región de 350 a 780 nm para cada color, y de ahí se determinó la longitud de onda con menor % T y mayor Abs, Figs. 7, 8, 9 y 10. Una vez ajustado el equipo se procede a la lectura de las muestras irradiadas en la longitud de onda adecuada a cada color como sigue: utilizando como referencia el acetato incoloro se coloca en el lugar de muestra un acetato colorido sin irradiar y se toma su lectura de D.O. y % T (cero Mrad) enseguida, se cambia el acetato sin irradiar por una muestra irradiada y se lee de nuevo (X Mrad). Considerando la diferencia entre la lectura de la muestra 0 Mrad y la lectura de la muestra problema X Mrad, obtenemos el incremento en densidad óptica ó en % de trasmittancia debido a la dosis recibida a una determinada razón de dosis.

3.1 CALIBRACION DEL CAMPO DE IRRADIACION GAMMA PATRON:

La calibración del campo de irradiación gamma patrón, - Gammabeam y Gammacell efectuada como ya se mencionó anteriormente utilizando el dosímetro de Fricke modificado, en condiciones geométricas de irradiación idénticas a las utilizadas durante la irradiación del acetato de celulosa, se muestran en las tablas 1,2 y 3.

En el Gammabeam se determinó la dosis a dos diferentes aberturas de las fuentes, 11 y 11.4 cm., con tiempos de 15 - min para cada muestra. En el Gammacell se determinó la dosis en el centro de la cámara de irradiación con tiempos de 1 h para cada muestra.

Gammabeam a 11 cm de abertura:	5.67 Mrad/h \pm 1%
Gammabeam a 11.4 cm de abertura:	5.33 Mrad/h \pm 1%
Gammacell, dosis central:	0.21 Mrad/h \pm 3%

3.2 DETERMINACION DE LA LONGITUD DE ONDA DE LECTURA:

Para la determinación de la óptima longitud de onda de lectura en cada color, se corrieron espectros de absorción y de transmitancia en la región de 350 a 750 nm.

Considerando que el cambio óptico consiste en una decoloración del acetato colorido, la longitud de onda adecuada es aquella de mayor absorbancia o densidad óptica y menor % de transmitancia.

En las figuras 7,8,9 y 10 se presentan los espectros obtenidos para cada color, donde podemos observar que los picos apropiados para fines dosimétricos se encuentran: para el color verde en 640 nm, para el rojo en 560 nm, para el amarillo en 490 nm y para el azul en 610 nm. La densidad óptica y % de transmitancia iniciales de las diferentes muestras se presentan en la tabla 4.

3.3 SELECCION DE MUESTRAS:

Puesto que el acetato de celulosa empleado es un producto comercial, no fabricado específicamente para dosimetría, la uniformidad del colorante en la película no es homogénea, existen diferencias en las lecturas iniciales de muestras provenientes del mismo lote de película, variaciones que se magnifican de lote a lote, lo que hace necesario la selección inicial de muestras. Esta selección se efectúa obteniendo la D.O. y el % T de cada muestra y utilizando únicamente aquellas con idénticas lecturas iniciales antes de la irradiación.

La variación observada en películas de un mismo lote - fué como sigue: en el color VERDE el 82.5% de las muestras dieron lecturas iniciales iguales, la variación máxima encontrada en el 17.5% restante fué de 1.5%; en el color AMARILLO el 96% de las muestras dieron lecturas iniciales iguales, la variación máxima encontrada en el 4% restante fué de 2.2%; - en el ROJO sólo el 20% de las muestras dieron lecturas iniciales iguales, y el 80% varió hasta en un 2.19%; y en el AZUL el 52% dió lecturas iniciales iguales, y el 48% restante varió solamente hasta en un 0.8%.

3.4 IRRADIACIONES PRELIMINARES:

Determinada la longitud de onda adecuada para cada color, y seleccionadas las muestras, se procedió a hacer las irradiaciones preliminares en los dos campos de irradiación gamma patrón (0.2 y 5.3 Mrad/h) a dosis totales de 5, 10, 15, 30, 40, 50, 60, 70 y 80 Mrad.

Los resultados de estas irradiaciones iniciales mostraron que:

---La película de acetato de celulosa "Claracel", no sufrió ninguna variación de color al ser irradiada en ninguno de sus colores, por lo que desde este momento se determinó su inutilidad para propósitos dosimétricos.

---El cambio de coloración que sufrieron las muestras -

de acetato de celulosa Lonza-Werke, varió con el tiempo después de irradiado (decaimiento).

---Aún cuando el cambio de coloración en la película de acetato provocado por la radiación pueda cuantificarse utilizando el cambio en D.O. ó en % T, las condiciones del espectrofotómetro utilizado en este trabajo (Beckman modelo DB-GT) determinaron la conveniencia de hacer uso del % T como el parámetro a medir.

---La dosis total máxima que puede ser evaluada por el cambio de coloración en esta película es de 60 Mrad, ya que dosis mayores provocan un endurecimiento en la película a tal grado que lo hacen imposible de manejar por su fragilidad.

---Los colores VERDE, AMARILLO y ROJO del acetato de celulosa Lonza-Werke mostraron una marcada diferencia en su respuesta a las diferentes dosis totales respecto a las dos razones de dosis usadas; mientras que el color AZUL mostró una variación aparentemente no significativa.

3.5 DECAIMIENTO:

El cambio de coloración que experimentan los plásticos durante la exposición a la radiación ionizante, puede ser permanente ó variar con el tiempo (decaimiento). El decaimiento lo han sufrido la mayoría de los plásticos estudiados hasta el momento y el acetato de celulosa no fué la excepción.

En las figuras 11 a 18 se presenta el decaimiento bajo condiciones de laboratorio, durante períodos de almacenamiento de 1 a 70 días entre la exposición y la medición para cada uno de los colores estudiados.

Estas figuras nos muestran la gran influencia del color y de la razón de dosis en el aspecto de las curvas, así como la influencia aunque en un menor grado de la dosis total. El menor decaimiento para los cuatro colores se observó en la razón de dosis menor y en la menor dosis total; el mayor

decaimiento en general para los cuatro colores se encontró a la máxima razón de dosis estudiada (5.3 Mrad/h).

En las figuras 11 y 12 se muestra que a partir del quinto día el cambio de color producido por la radiación en la película de acetato de celulosa color VERDE, permanece constante por un período de tiempo lo suficientemente grande para su utilización en dosimetría, no obstante que este color es el que sufre mayor decaimiento, 23% a una dosis total de 5 Mrad con razón de dosis de 5.3 Mrad/h.

Examinando las figuras 13 y 14 podemos ver que el cambio de color producido por la irradiación en la película de acetato de celulosa color AMARILLO permanece constante para la razón de dosis menor (0.2 Mrad/h) hasta dosis totales de 15 Mrad, a mayores dosis totales (máximo 60 Mrad) este cambio de color varía durante los primeros 35 días después de la irradiación. Para la razón de dosis de 5.3 Mrad/h la estabilidad del cambio de color producido por la irradiación se alcanza a partir del quinto día para dosis totales hasta de 15 Mrad, y después del décimo quinto día para dosis totales hasta de 60 Mrad.

Para el color ROJO el cambio de color producido por la irradiación a la mayor razón de dosis utilizada, permanece prácticamente constante a partir del décimo día, fig. 16; -- contrariamente a los resultados peculiares que produjo la -- irradiación a razones de dosis más pequeñas, como puede observarse en la fig. 15.

Los resultados de la irradiación del acetato de celulosa de color AZUL que se presentan en las figuras 17 y 18, -- nos muestran que a la razón de dosis de 0.2 Mrad/h el cambio de color producido por la radiación es prácticamente constante desde la terminación de la misma; a la razón de dosis de 5.3 Mrad/h se observa un ligero decaimiento durante los tres primeros días después de la irradiación, permaneciendo constante a partir del cuarto día.

3.6 DEPENDENCIA A LA RAZON DE DOSIS:

La dependencia de la respuesta a diferentes razones de dosis se presenta en la tabla 5, donde podemos ver que para dosis totales de 10 Mrad, el color VERDE es el que presenta mayor dependencia a la razón de dosis, mientras que las diferencias encontradas en los colores AMARILLO y AZUL no son lo suficientemente significativas para que afecten la cuantificación de la dosis total. Si se trabaja a dosis totales mayores, ésta dependencia a la razón de dosis se hace más notable; en las figuras 19 a 22 se presentan los resultados a dosis totales hasta de 70 Mrad con las razones de dosis extremas (0.2 y 5.3 Mrad/h).

3.7 LINEARIDAD DE LA RESPUESTA:

Los resultados que se obtuvieron en el punto anterior mostraron que la dependencia a la razón de dosis en el color AZUL para el intervalo de razones de dosis aquí estudiada no era muy significativa, por lo que se procedió a estudiar en más detalle la linealidad de la respuesta de este color, en el intervalo de dosis totales de 1 a 30 Mrad, utilizando cinco diferentes razones de dosis. Los resultados se muestran en la tabla 6 y en la "Curva de Calibración" de la fig. 23.

3.8 DOSIMETRIA EN EL REACTOR:

Los resultados de la utilización de la película de acetato de celulosa AZUL como dosímetro gamma en la posición de nominada "Dedal Central" del reactor "Triga Mark III" apagado, después de un tiempo de trabajo de 1h 30' a una potencia de 1 Mwatt, se muestra en la tabla 7. En la figura 24 se presenta el perfil de decaimiento de la dosis gamma con respecto al tiempo, obtenida con los resultados mostrados en la tabla 7 y en la "Curva de Calibración" de la figura 23.

De los resultados presentados en el punto 3.3 puede concluirse que: la selección de las muestras con un mismo $\% T$ inicial es indispensable para la correcta valoración del cambio producido por la radiación en el colorante del acetato de celulosa ($\Delta\% T$). Aquí es conveniente hacer hincapié en la importancia de un manejo adecuado de las muestras, previniendo rayones o manchas de grasa que pueden ocasionar cambios en el $\Delta\% T$.

Las irradiaciones preliminares mostraron que los colorantes utilizados en el acetato de celulosa Claracel no tienen una respuesta adecuada para fines de dosimetría, dado que el tipo de colorante es patente de cada fabricante, no es posible hacer conclusiones en cuanto a estos resultados; en cambio el acetato de celulosa Lonza-Werke mostró un cambio de coloración que puede ser fácilmente valorado. Esta respuesta sufre un decaimiento similar al de la mayoría de los plásticos coloridos, en el caso de los cuatro colores aquí estudiados el color AZUL fué el que mostró un decaimiento más constante y fácilmente valorable, como puede observarse en las figs. 17 y 18, que establecen que es necesario esperar cuatro días después de la irradiación si se desea obtener un valor de $\Delta\%T$ constante en el tiempo y llevarlo directamente a la curva $\Delta\%T$ VS Dosis en Mrad (fig. 23); o en su defecto hacer las correcciones necesarias por decaimiento. Mas aún, la construcción de la curva $\Delta\%T$ VS Dosis en Mrad, hecha con lecturas inmediatas después de la irradiación, solucionarí el caso de lecturas de dosis rápidas.

La dependencia a la razón de dosis es muy grande en los colores VERDE, AMARILLO y ROJO; en el AZUL las variaciones son lo suficientemente pequeñas para situarlas dentro del rango de precisión del método, por lo que de los cuatro colo

res estudiados, el AZUL es el único buen prospecto como dosímetro, ya que la independencia de la respuesta a la razón de dosis es requisito indispensable en cualquier dosímetro.

El estudio detallado de la linealidad de la respuesta, muestra que el acetato de celulosa color AZUL puede considerarse un buen material para dosimetría gamma en el rango de 1 a 30 Mrad, dado que su respuesta es lineal en este intervalo e independiente a la razón de dosis entre 0.2 a 5.3 --- Mrad/h. Además su disponibilidad comercial, su bajo costo y facilidad de manejo llenan los requisitos básicos de un -- buen dosímetro rutinario. Es muy importante señalar en este punto la importancia de construir curvas de calibración - para cada lote de material que se adquiriera del fabricante, - ya que como se mencionó anteriormente, no es un material fabricado para dosimetría, y pequeñas variaciones en el espesor de la película ó en la distribución del colorante de un lote a otro, ocasionan variaciones en su respuesta a la radiación.

Basado en las conclusiones anteriores se utilizó el acetato de celulosa Lonza-Werke color AZUL para medir la dosis gamma en la posición del "dedal central" del reactor "Triga Marik III" en la forma descrita en la sección 2.3.2. Los resultados obtenidos se compararon con datos proporcionados por personal del reactor (1,2,3) encontrándose una concordancia satisfactoria entre ellos.

- - - - -

T A B L A 1

Razon de dosis en el Gammabeam, abertura 11 cm.

MUESTRA	LECTURA	DOSIS	TEMP.	DOSIS (corregida por temp.)	RAZON DE DOSIS
	D.O.	Mrad/15min	°C	Mrad/15min	Mrad/h
1	2.20	1.4784	26.6	1.4131	5.65
2	2.20	1.4784	27	1.4103	5.64
3	2.23	1.4986	27.1	1.4276	5.71
4	2.22	1.4918	27.2	1.4202	5.68
5	2.23	1.4986	27.3	1.4429	5.70

RAZON DE DOSIS promedio en Julio 28 de 1976: 5.677 Mrad/h \pm 1%.

T A B L A 2

Razon de dosis en el Gammabeam, abertura 11.4 cm.

MUESTRA	LECTURA	DOSIS	TEMP.	DOSIS (corregida por temp.)	RAZON DE DOSIS
	D.O.	Mrad/15min	°C	Mrad/15min	Mrad/h
1	2.09	1.4044	27.6	1.3335	5.33
2	2.09	1.4044	27.8	1.3318	5.32
3	2.10	1.4112	28	1.3364	5.34
4	2.06	1.3843	26.2	1.3372	5.30
5	2.09	1.4044	27	1.3389	5.35

RAZON DE DOSIS promedio en Julio 28 de 1976: 5.334 Mrad/h \pm 1%.

T A B L A 3

Razon de dosis en el Gammacell.

MUESTRA	LECTURA D.O.	DOSIS (calculada) Mrad/h	TEMPERATURA °C	RAZON DE DOSIS (corregida por temp.) Mrad/h
1	0.33	0.2217	25	0.214
2	0.32	0.2150	25	0.207
3	0.32	0.2150	25.7	0.206
4	0.32	0.2150	25.5	0.207
5	0.34	0.2284	26.7	0.218
6	0.34	0.2284	26.4	0.218
7	0.33	0.2217	26.4	0.212

RAZON DE DOSIS determinada* en Agosto 10 de 1976:

0.212 Mrad/h^{±3%}

RAZON DE DOSIS CENTRAL:

0.218 Mrad/h^{±3%}

RAZON DE DOSIS en la pared de la cámara de irradiación:

0.250 Mrad/h^{±3%}

* ver figura

T A B L A 4

VALORES DE D.O. Y %T DE MUESTRAS SIN IRRADIAR

COLOR	LONGITUD DE ONDA (nm)	D.O. INICIAL	%T INICIAL
VERDE	640	1.36	4
AMARILLO	490	1.80	1.5
ROJO	560	1.90	1
AZUL	610	1.15	7

T A B L A 5

INCREMENTO DEL % T ($\Delta\%T$) PARA DIFERENTES RAZONES DE DOSIS
A DOSIS TOTALES DE 10 Mrad.

RAZON DE DOSIS (Mrad/h)	VERDE ($\Delta\%T$)	AMARILLO ($\Delta\%T$)	ROJO ($\Delta\%T$)	AZUL ($\Delta\%T$)
0.2	12.5	3.5	4	10.2
0.6	61.5	3.2	4.2	10.4
1	64	2.7	7	12.4
3	57	2.4	9	15.2
5.3	75	2	15	16.3

T A B L A 6

RAZON DE DOSIS Mrad/h	D O S I S T O T A L Mrad						
	1	3	5	10	15	20	30
	$\Delta\%T$	$\Delta\%T$	$\Delta\%T$	$\Delta\%T$	$\Delta\%T$	$\Delta\%T$	$\Delta\%T$
0.2	-	-	3.8	10.0	16.1	-	-
0.6	1.3	3.4	5.5	10.8	17.7	26.1	41.0
1	1.6	3.6	6.1	12.8	19.7	26.9	40.4
3	1.5	4.4	6.5	15.6	20.6	29.3	42.1
5.3	1.6	4.5	7.7	16.4	24.5	31.7	43.5

T A B L A 7

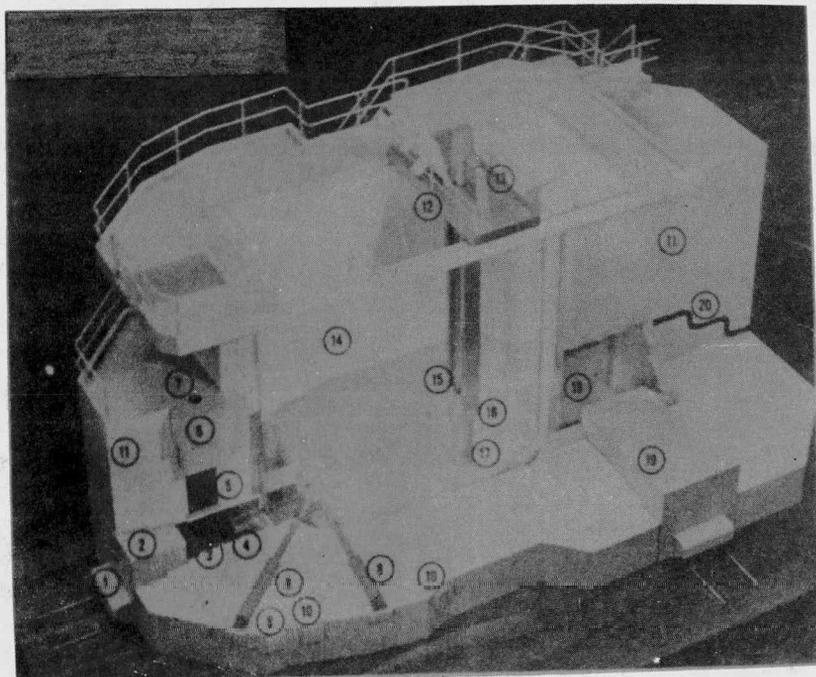
DOSIMETRIA GAMMA EN EL REACTOR "TRIGA MARK III" APAGADO, MEDIANTE PELICULA DE ACETATO DE CELULOSA COLOR A Z U L.

Tiempo que trabajó el reactor: 1h30' a 1Mwatt. Tiempo de irradiación del material: 10min.

Irrad. No.	1min después de apagado $\Delta\%T$	12min después de apagado $\Delta\%T$	23min después de apagado $\Delta\%T$	34min después de apagado $\Delta\%T$	45min después de apagado $\Delta\%T$	56min después de apagado $\Delta\%T$
1	3.3	1.9	1.2	1.2	0.9	0.9
2	3.3	1.9	1.2	1.1	0.9	0.9
3	3.3	1.9	1.2	1	0.9	0.9
4	3.4	1.8	1	1.1	-	0.8
5	3.4	1.9	-	1.1	0.9	0.8
6	-	1.8	1.1	1.1	0.9	0.8
7	3.4	-	1.3	1.1	0.8	0.6
8	3.8	1.8	1.2	1	1	0.7
9	3.3	1.9	1.2	1.1	0.7	0.6
10	3.7	-	1.3	1	0.9	0.8
11	3.8	1.5	1.4	1	0.6	0.9
12	3.3	1.4	1.3	1	0.8	-

13	3.6	1.4	1.5	1	0.7	0.5
14	3.6	1.4	1.5	1	0.7	0.8
15	3.5	1.4	-	1	0.6	0.7
16	3.6	1.6	1.3	-	0.8	0.7
17	3.7	1.7	1.3	1	0.7	0.6
18	3.6	1.4	1.3	-	1	0.6
19	3.8	1.3	1.5	1	0.7	0.6
20	3.8	1.6	1.3	1.1	0.7	0.6
21	3.8	1.5	1.3	1.2	0.8	0.8
22	3.7	1.7	1.2	0.9	0.6	0.5
23	3.7	1.3	0.9	1	-	0.7
24	3.4	1.5	1.1	1	1	0.7
25	-	1.5	1.2	0.8	0.9	0.7
26	3.6	1.7	1.3	1	0.9	0.8
27	3.6	1.8	1.1	1	0.9	0.8
From	= 3.56	1.65	1.27	1.05	0.83	0.73
σ	= 0.209	0.231	0.167	0.108	0.144	0.130

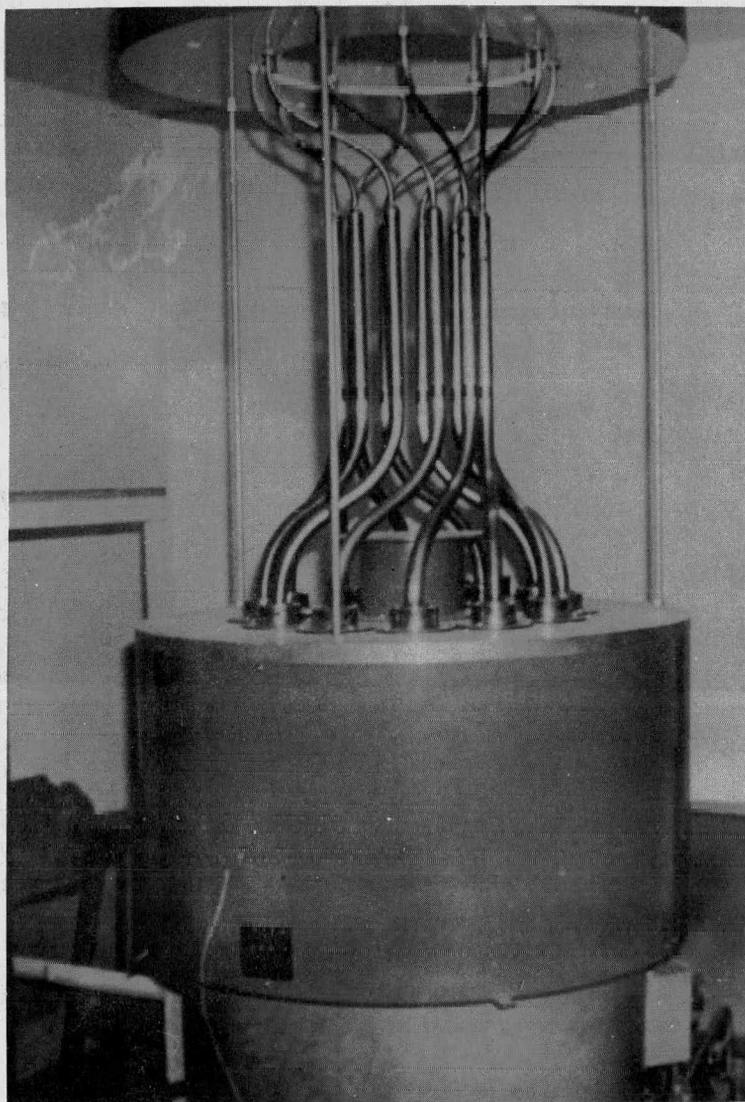
FIGURA 1



- 1.-Puerta tapón de acceso.
- 2.-Puerta blindada de la columna térmica.
- 3.-Acceso a la columna térmica.
- 4.-Columna térmica horizontal.
- 5.-Columna térmica vertical.
- 6.-Tapón blindado de la columna térmica.
- 7.-Puerta de acceso vertical.
- 8.-Acceso radial para irradiación.
- 9.-Acceso a la columna térmica.
- 10.-Acceso que intersecta a los canales de irradiación radiales.

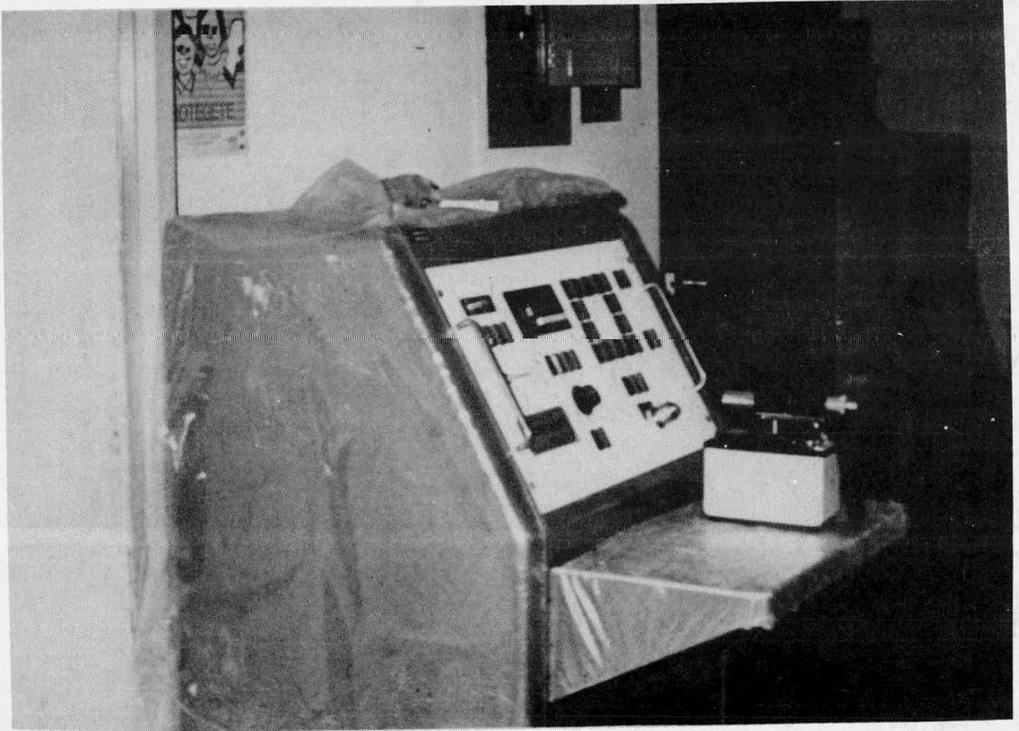
- 11.-Blindaje de concreto.
- 12.-Puente movable.
- 13.-Manejo de los rodillos de control.
- 14.-Piscina del reactor.
- 15.-Sistema de transferencia neumático (Rabbit).
- 16.-Espacio para producción de isótopos (lazy susan).
- 17.-Núcleo del reactor.
- 18.-Cuarto de exposición.
- 19.-Puerta blindada del cuarto de exposición.
- 20.-Conductos de acceso experimentales.

FIGURA 2



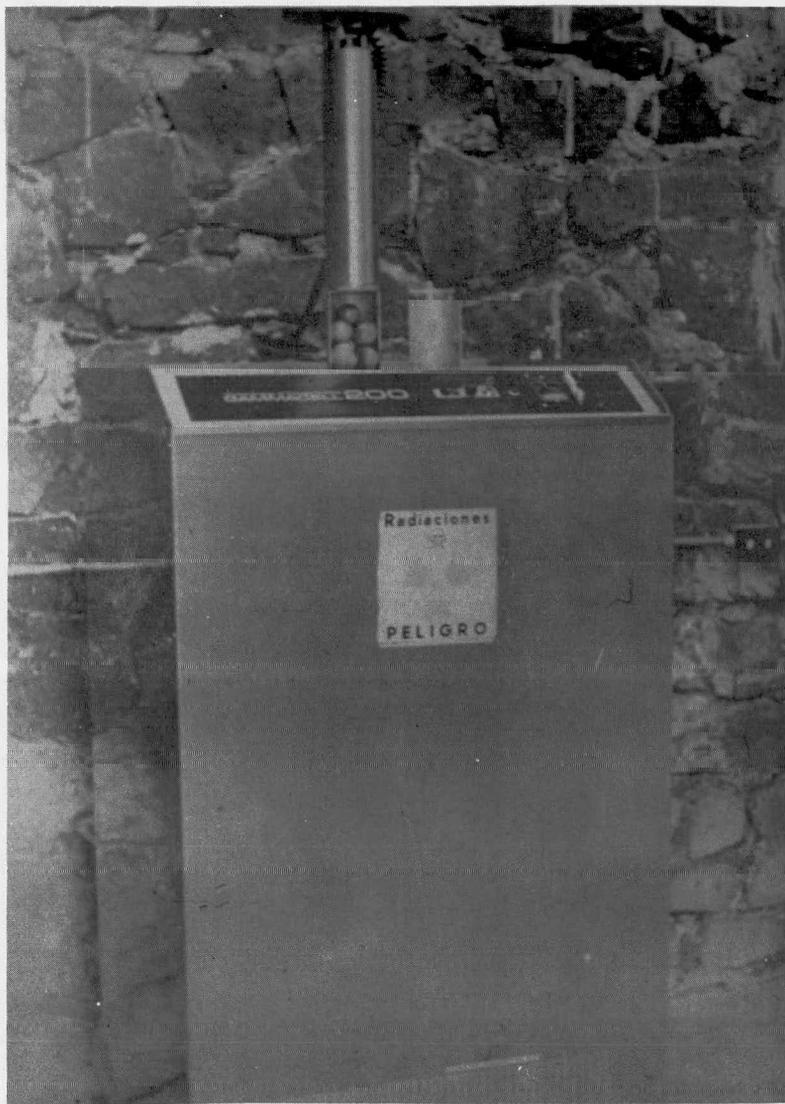
GAMMABEAM 650

FIGURA 3



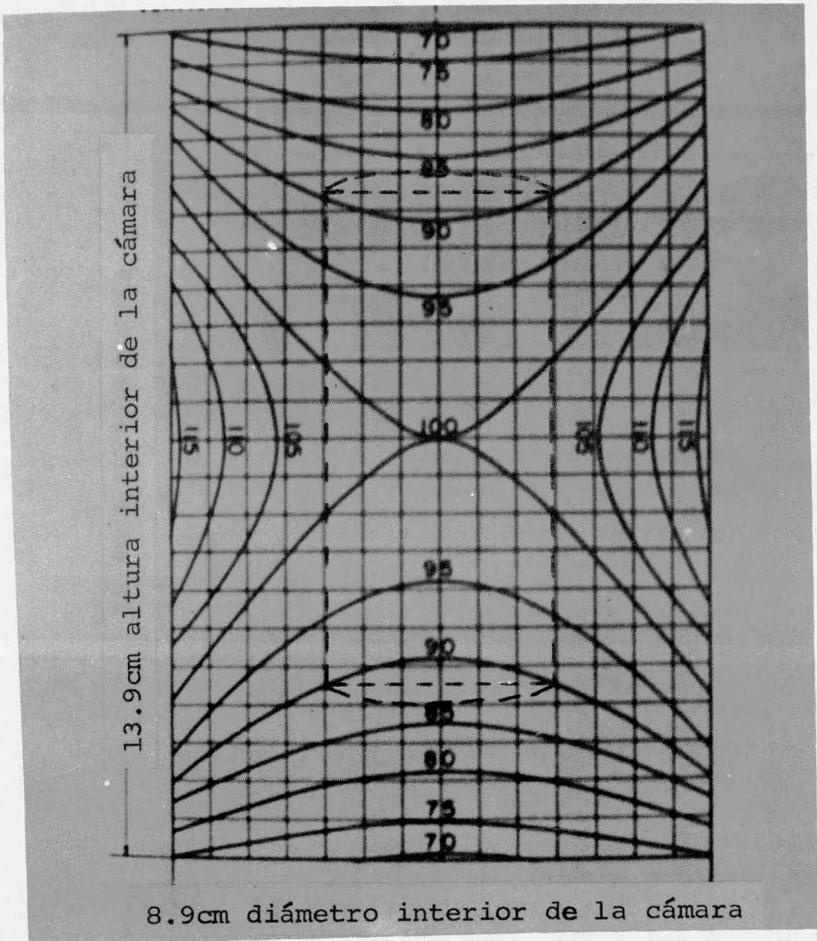
CONSOLA DE MANDOS DEL GAMMABEAM 650

FIGURA 4



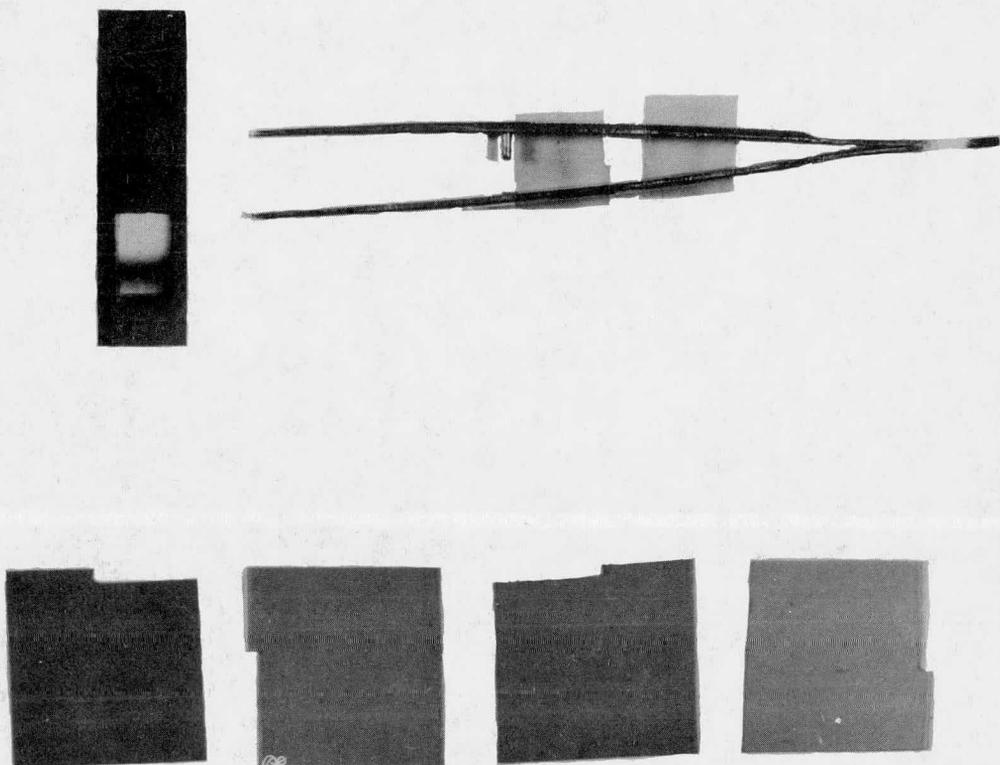
GAMMACELL 200

FIGURA 5



CELDA DE IRRADIACION EN LAS CURVAS DE ISODOSIS
DE LA CAMARA DE IRRADIACION DEL GAMMACELL 200.

FIGURA 6



PORTADOSIMETRO, PINZAS Y MUESTRAS DE ACETATO DE CELULOSA.

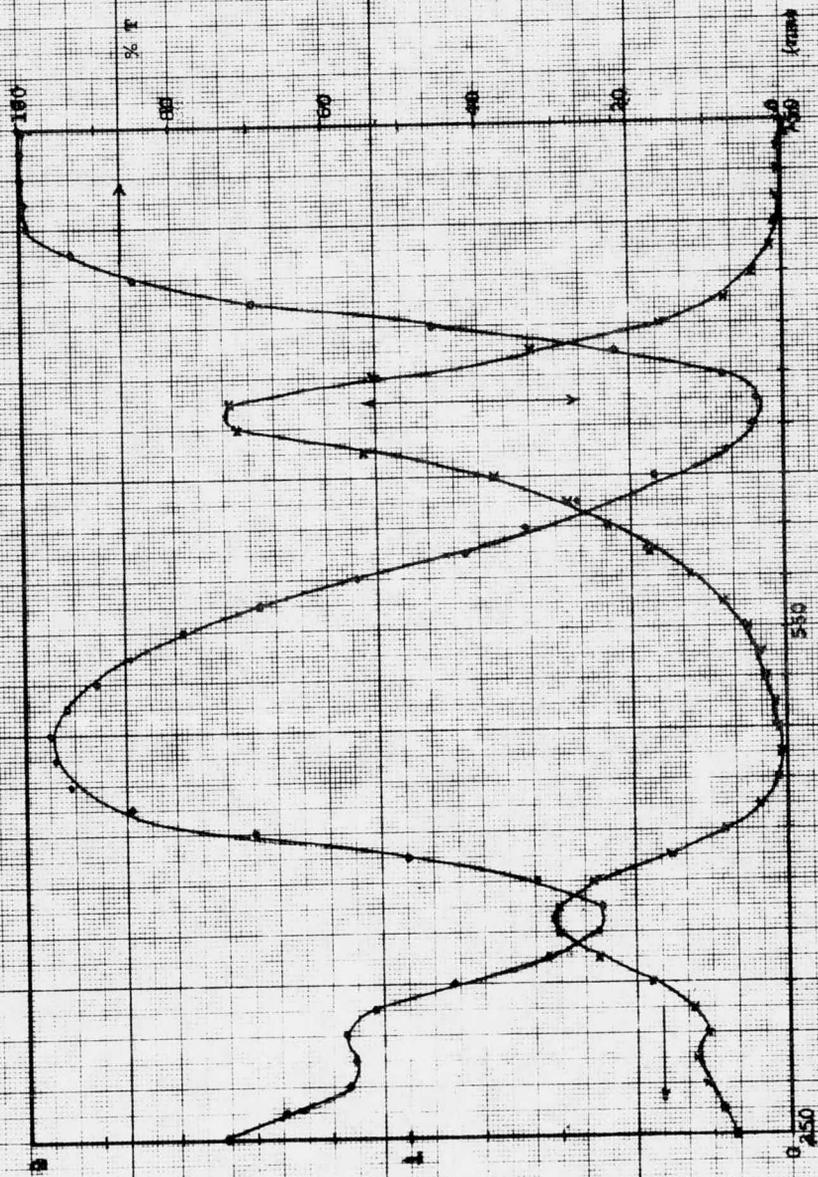


FIG. 7 ESPECTRO DE ABSORCIÓN Y TRANSMITANCIA DEL ACETATO DE CELULOSA COLOR VERDE.

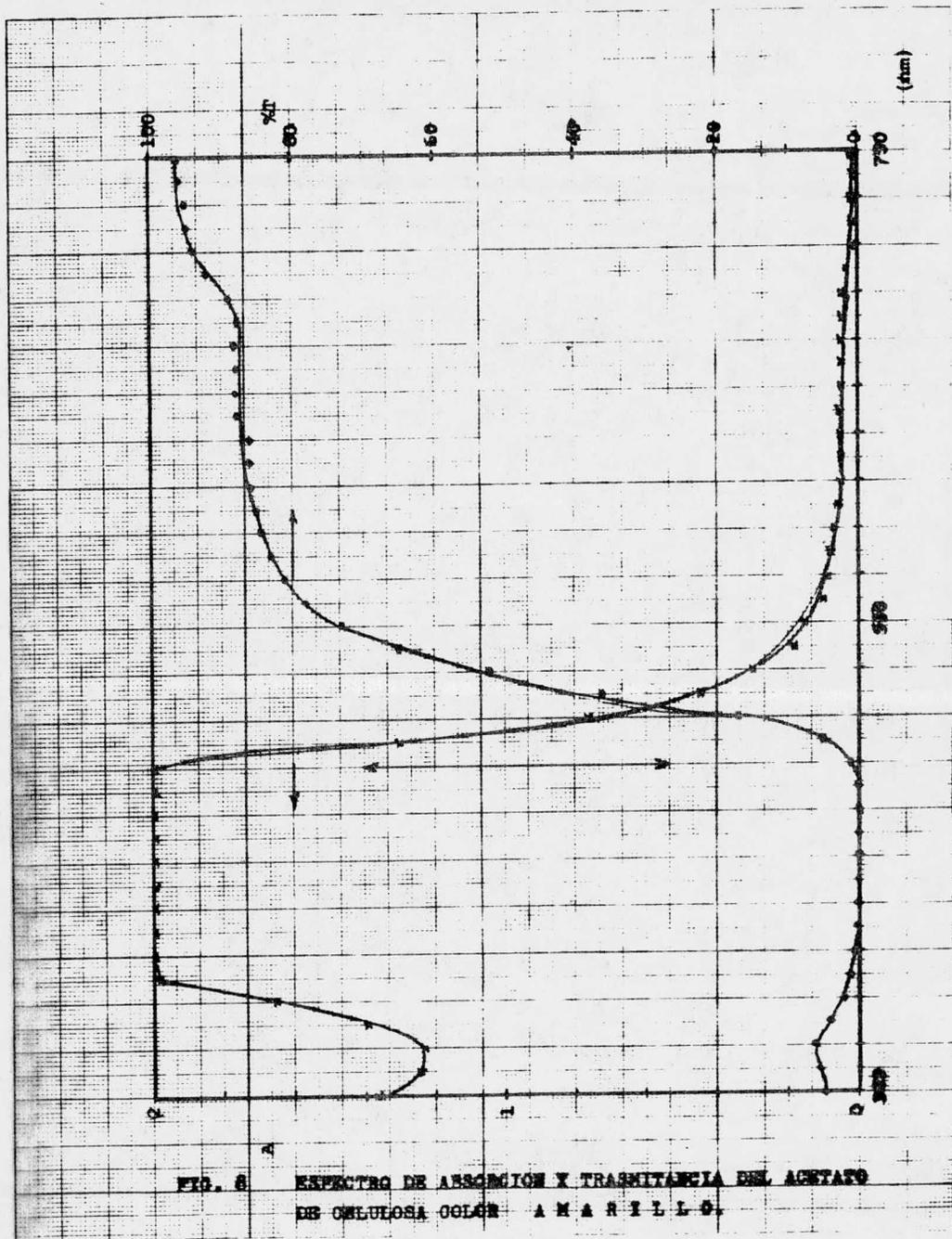
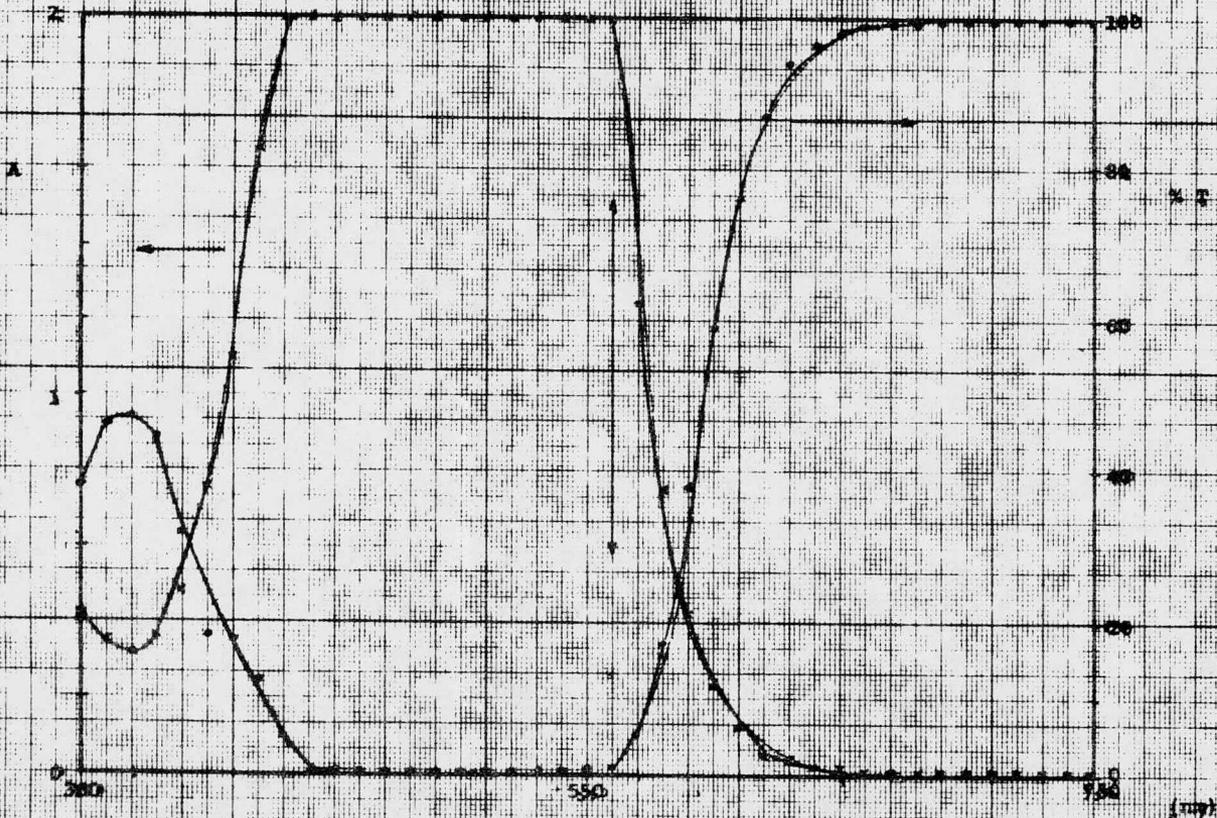


FIG. 8 ESPECTRO DE ABSORCIÓN Y TRANSMISIÓN DEL ACETATO DE CELULOSA COLOR AMARILLO.

FIG. 9. REFRACTIVE INDEX ABSORPTION AND VISCOELASTICITY OF CELLULOSE OXIDE IN D₂O.



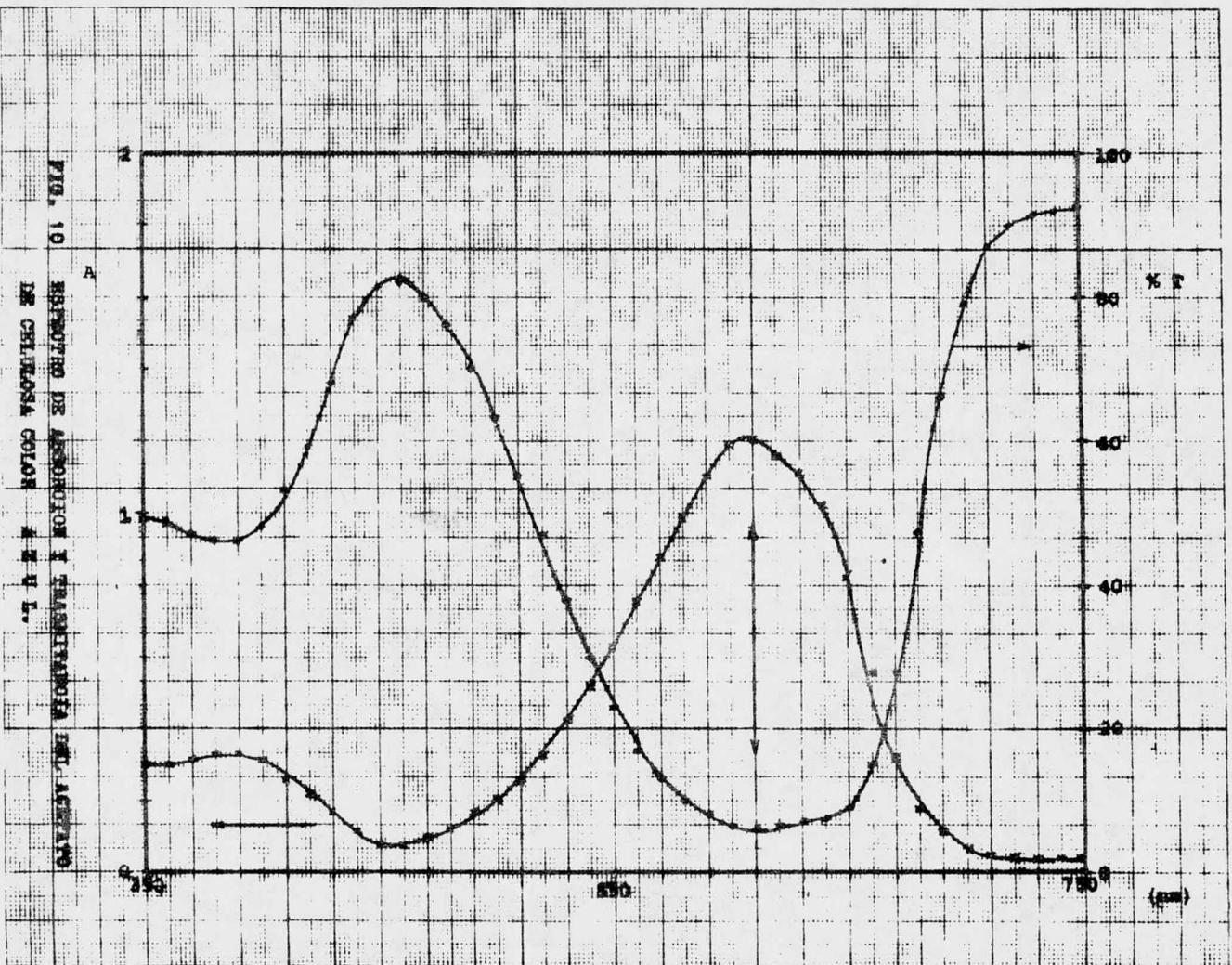


FIG. 10 ESPECTRO DE ABSORCIÓN Y TRANSMISIÓN EN EL ACETATO DE CELULOSA COLOR A B Y L.

FIG. 11 INCREMENTO EN EL ΔT VS. TIEMPO DE ALMACENAJE PARA EL ACOSTALO EN OSCULOS VACIOS, EXPUESTO A 0.2 $\mu\text{rad}/\text{h}$.

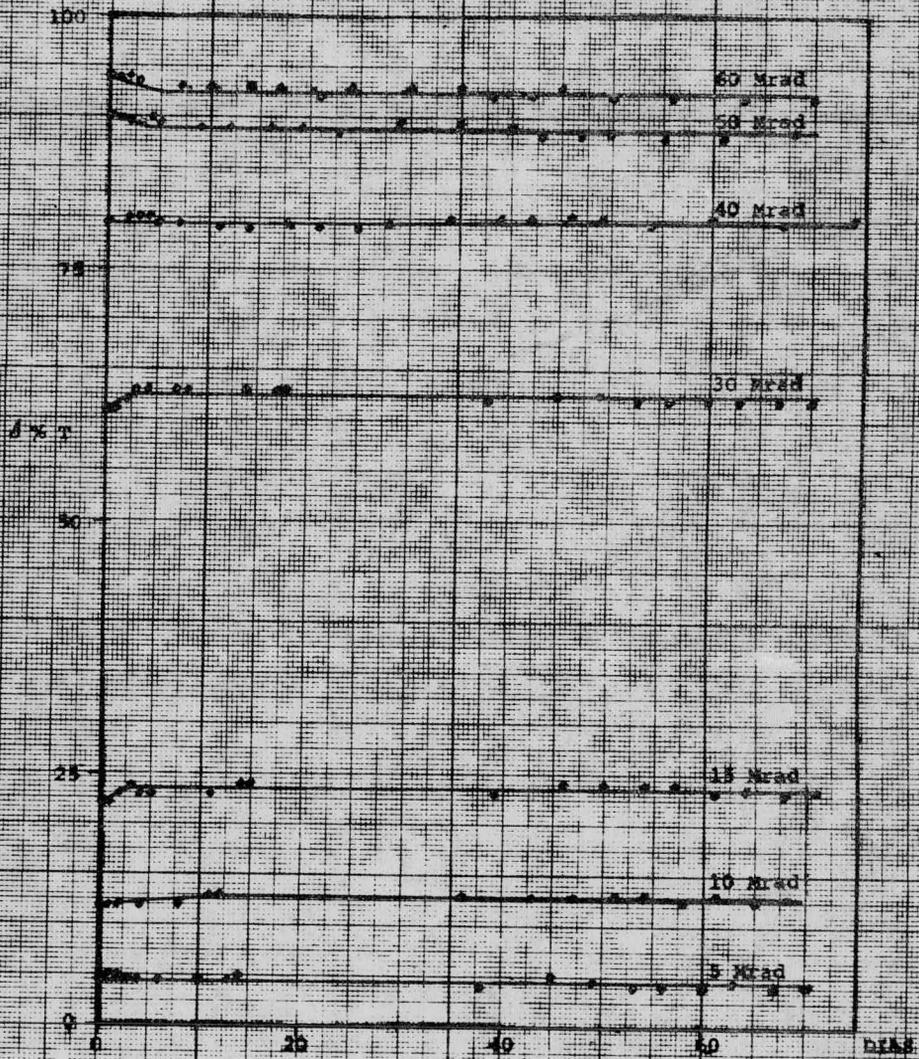


FIG. 12 INCREMENTO EN EL Δx VS TIEMPO DE ALMACENAJE PARA EL AGUSTATO DE CELULOSA VERDE, EXPUESTO A 5.1 Mrad/h.

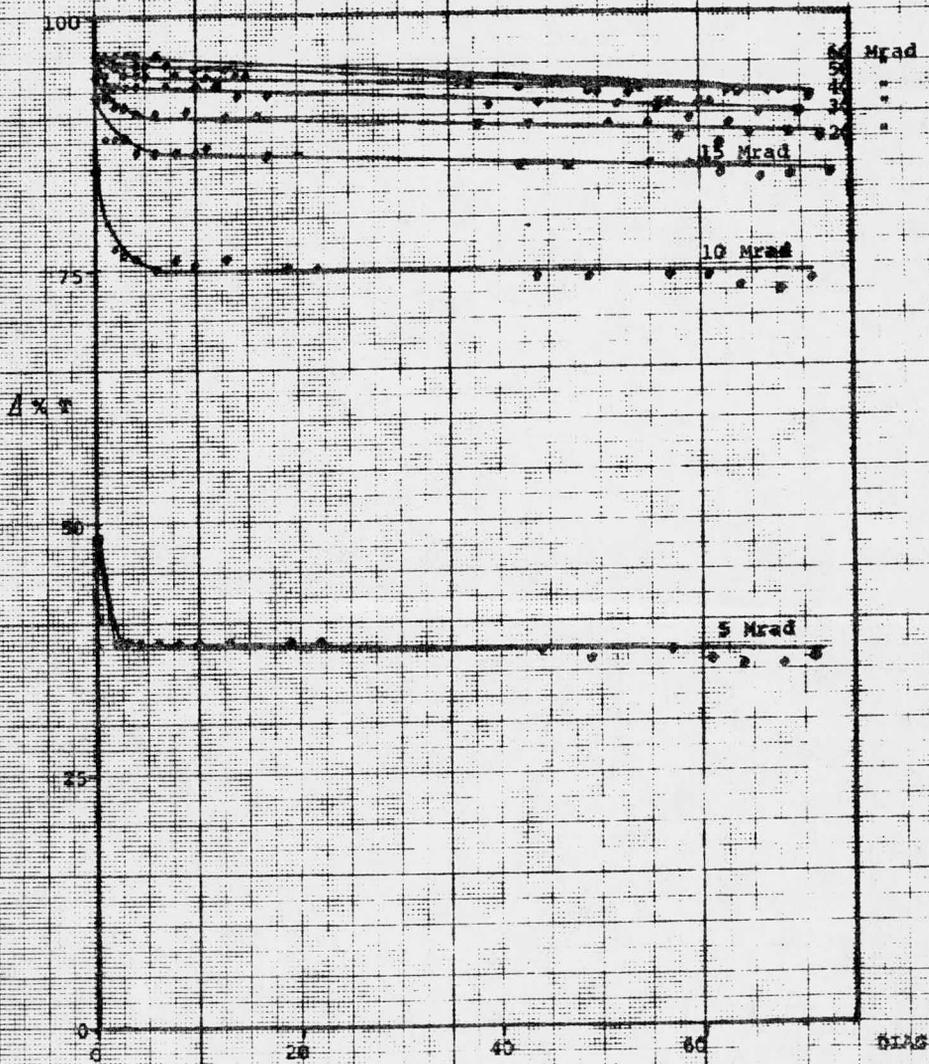


FIG. 13 INCREMENTO EN EL ΔT VS TIEMPO DE ALMACENAJE PARA EL ACETATO DE CELULOSA AMARILLO, EXPUERTO A 0.2Mrad/h.

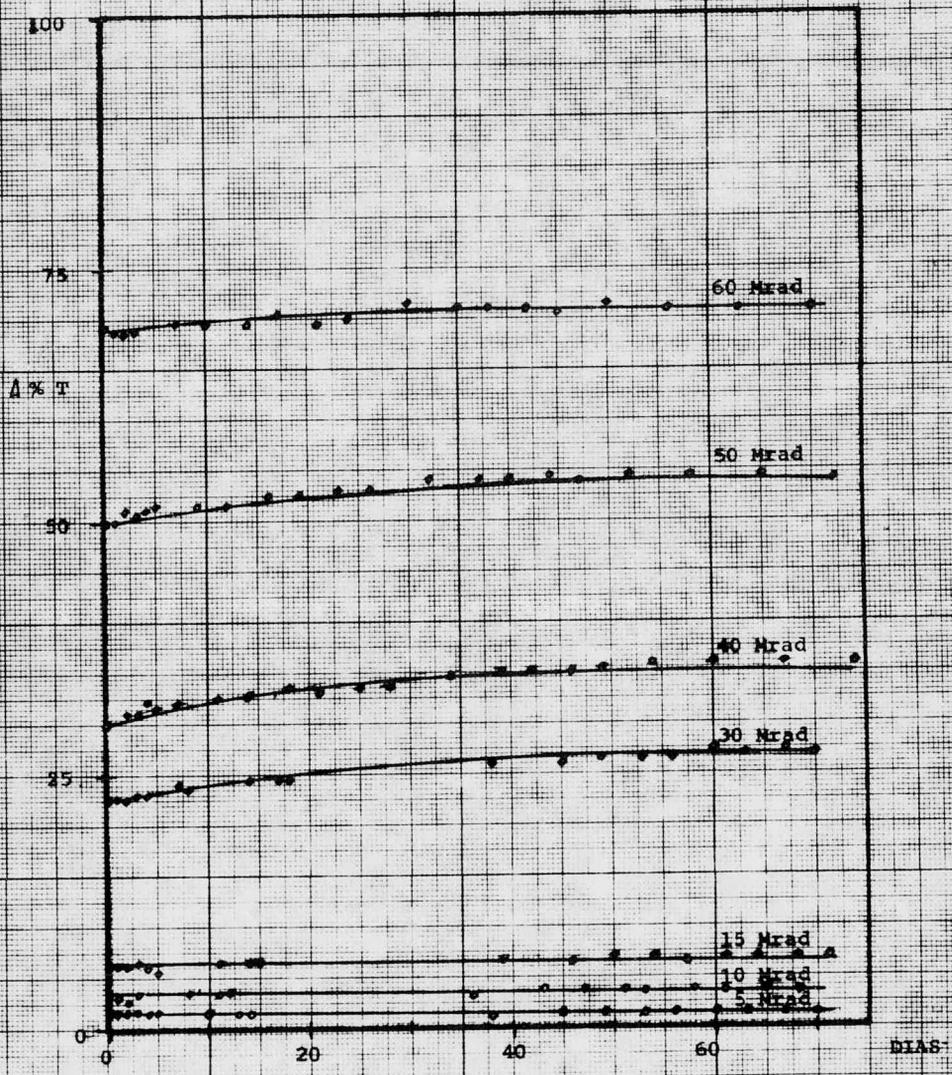


FIG. 14. INCREMENTO EN EL ζ VS TIEMPO DE ALMACENAJE PARA EL AUMENTO DE CELULOSA AMARILLO, EXPOSTO A 5.3Mrad/h.

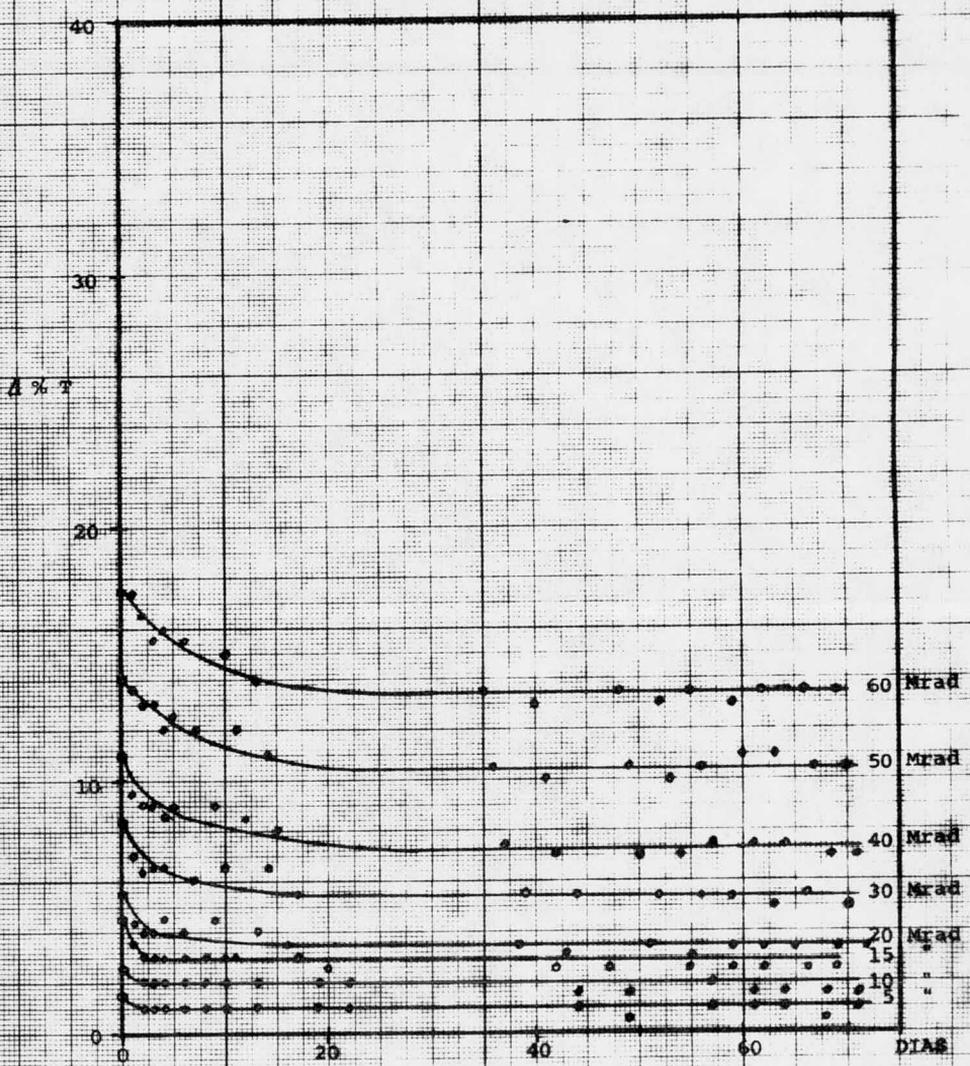


FIG. 15 INCREMENTO EN EL δT VS. TIEMPO DE ALMACENAJE PARA EL ACETATO DE CELULOSA 20/20, EXPOSTO A 0,2 Mrad/d.

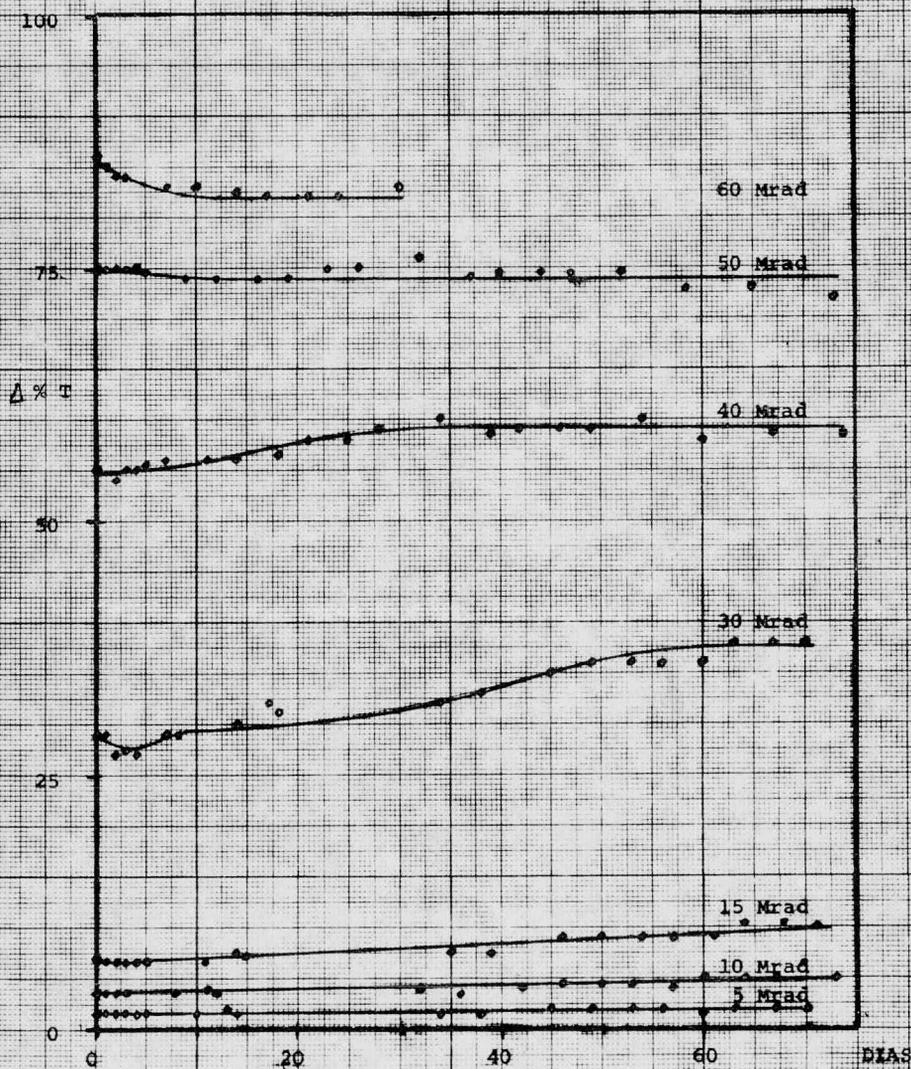


FIG. 16 INCREMENTO EN EL ΔT VS TIEMPO DE ALMACENAJE PARA EL ACETATO DE CELULOSA MgSO_4 , EXPUERTO A 5.3 Mrad/h.

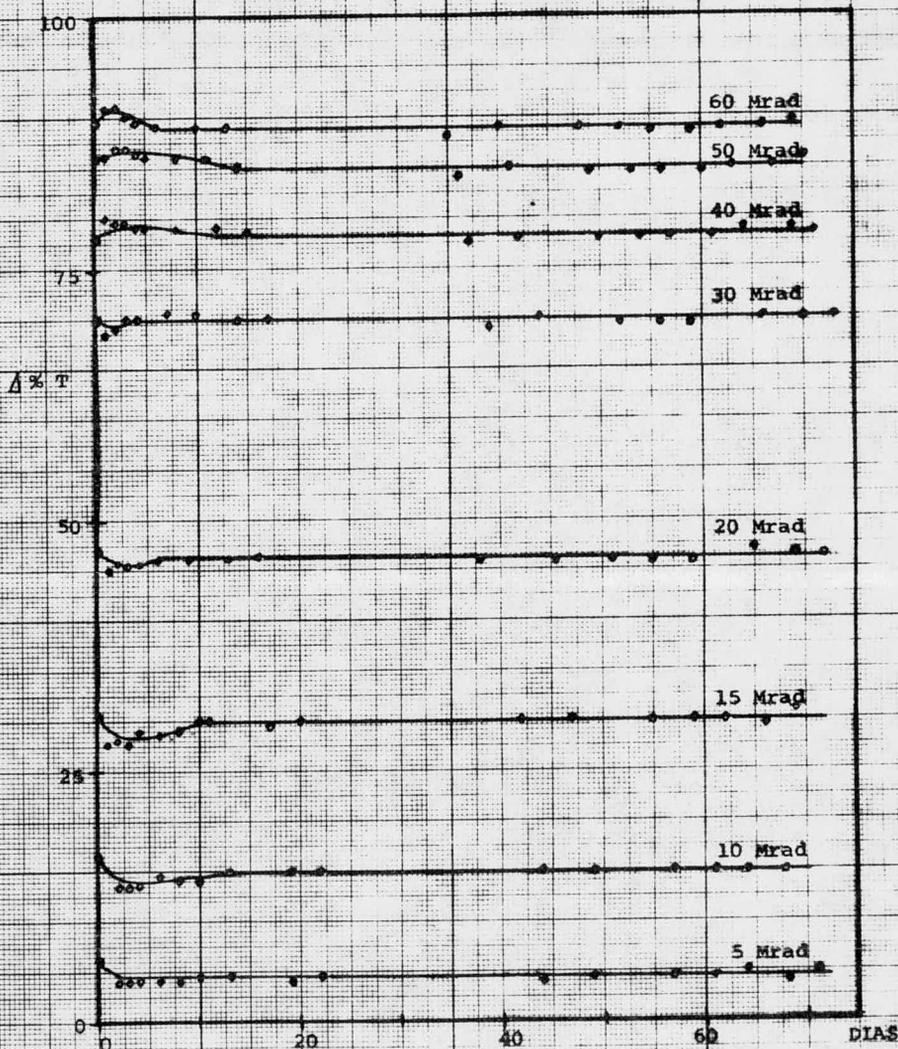


FIG. 17 INCREMENTO EN EL ΔT VS TIEMPO DE ALMACENAJE PARA EL ACETATO DE CELULOSA ACEL, EXPOSTO A 0.2 Mrad/h.

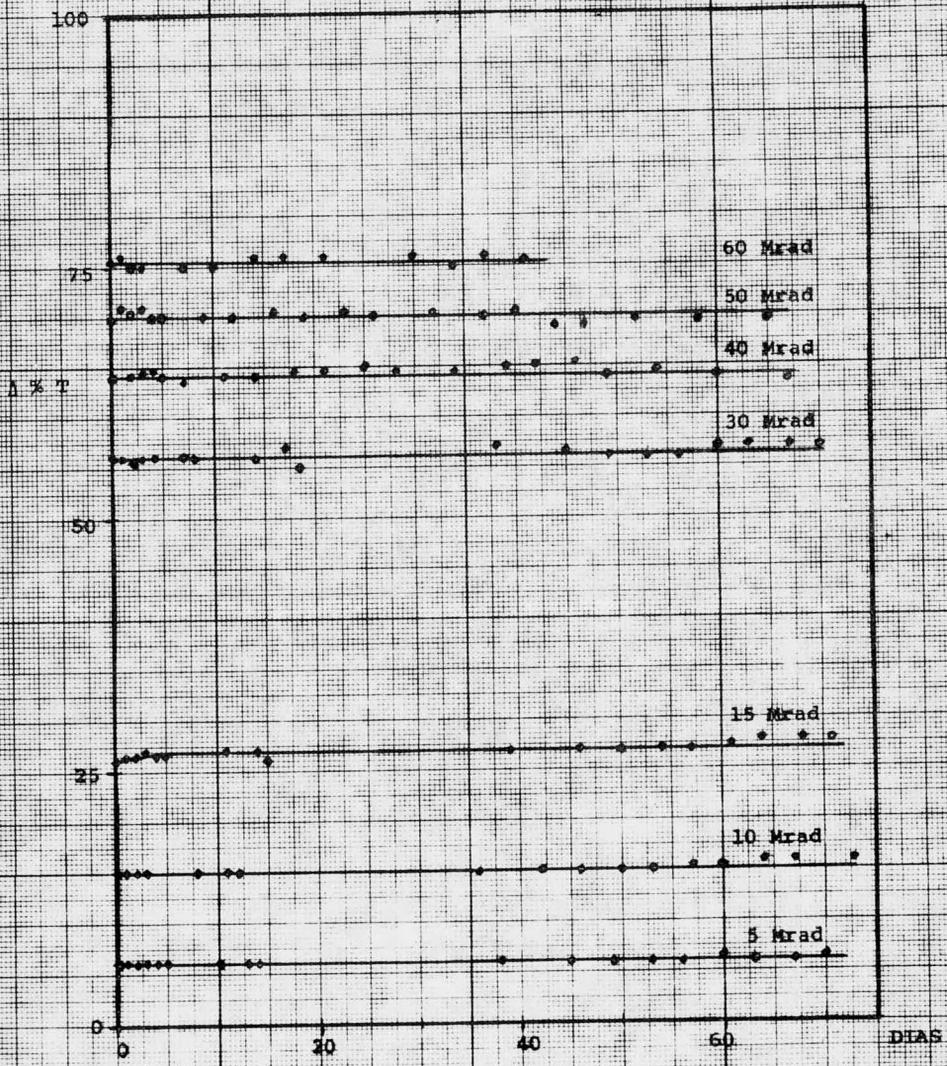


FIG. 18 INCREMENTO EN EL ρ_r VS. TIEMPO DE ALMACENAJE PARA EL ACETATO DE CELULOSA AZUL, EXPOSIDO A 5.3 Mrad/h.

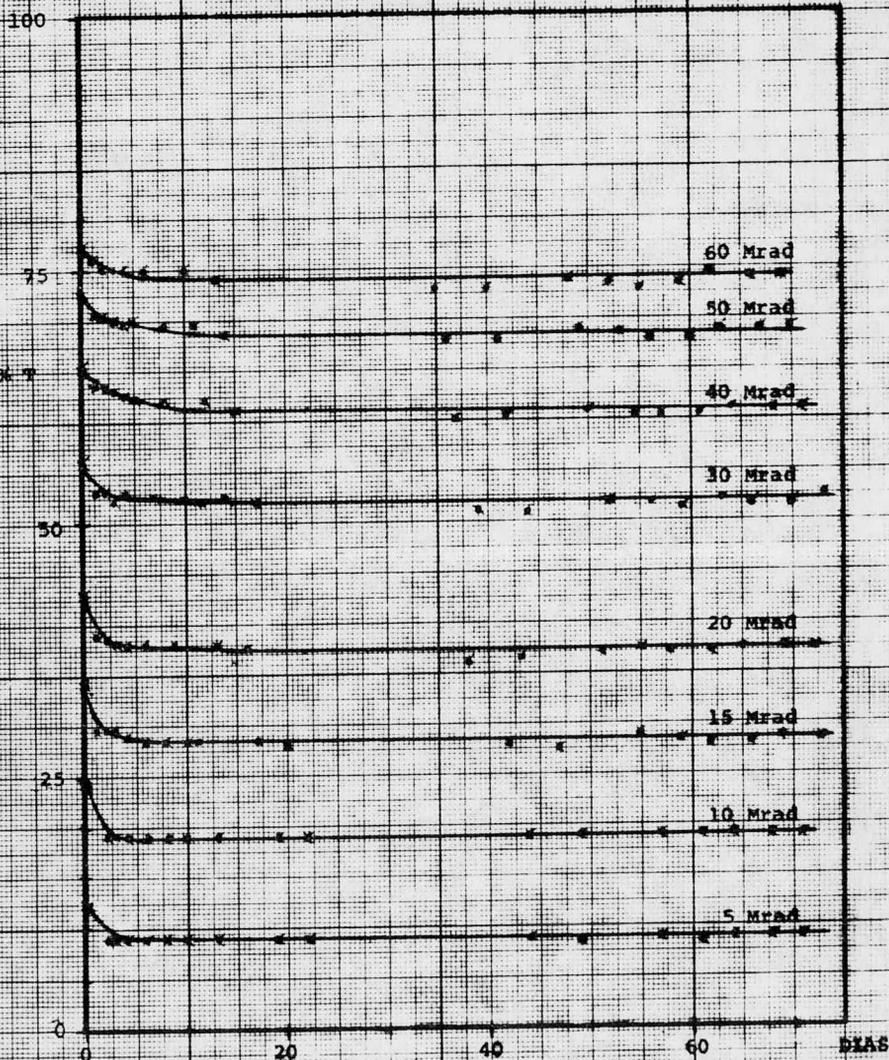


FIG. 19 INCREMENTO EN EL η VS DOSIS TOTAL PARA EL ACETATO DE CELULOSA VERDE, A DOS TAREAS DE DOSIS.

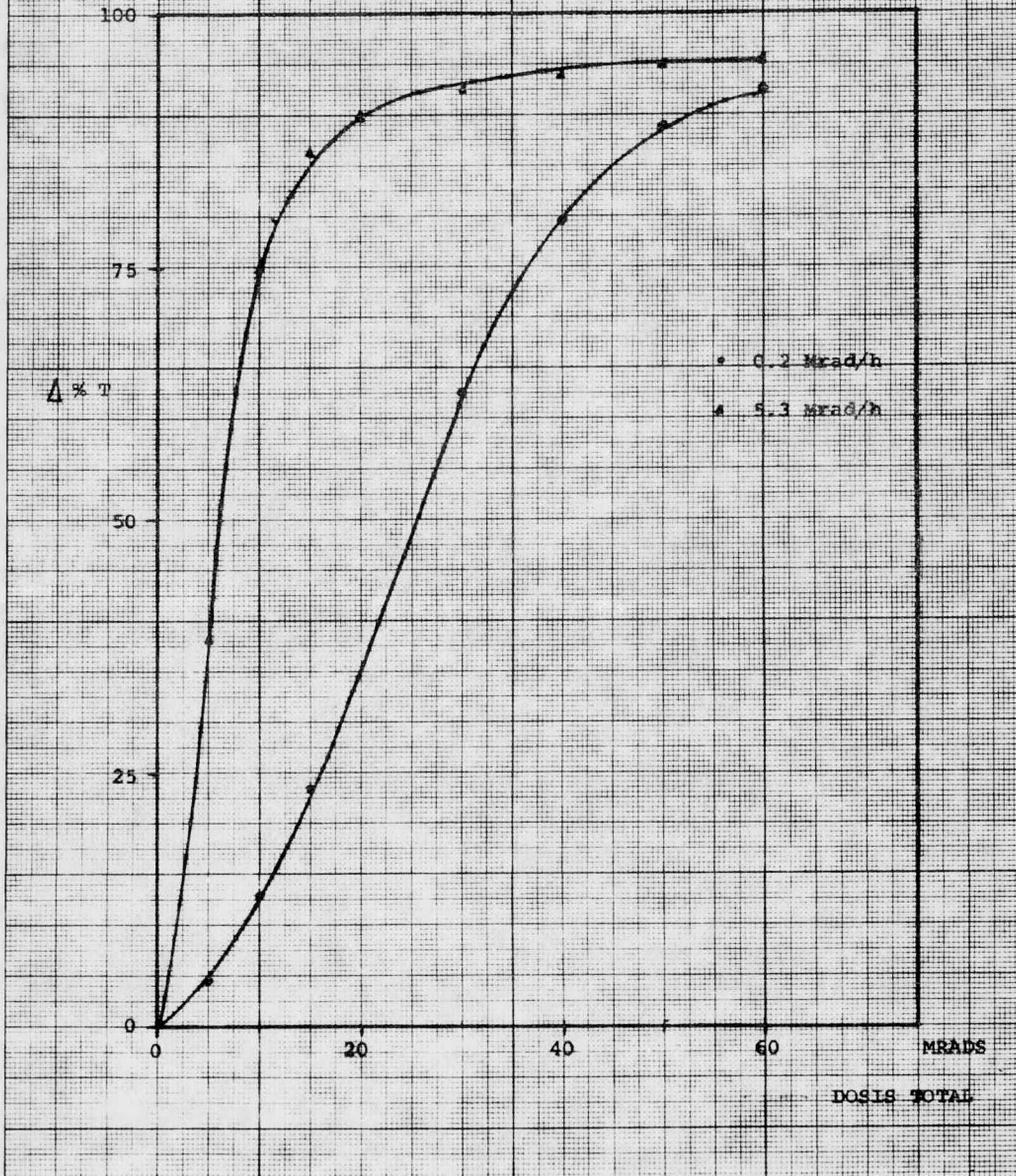


FIG. 20 INCREMENTO EN EL η_{sp} VS DOSIS TOTAL PARA EL ACETATO DE CELULOSA AMARILLO, A DOS RAZONES DE DOSIS.

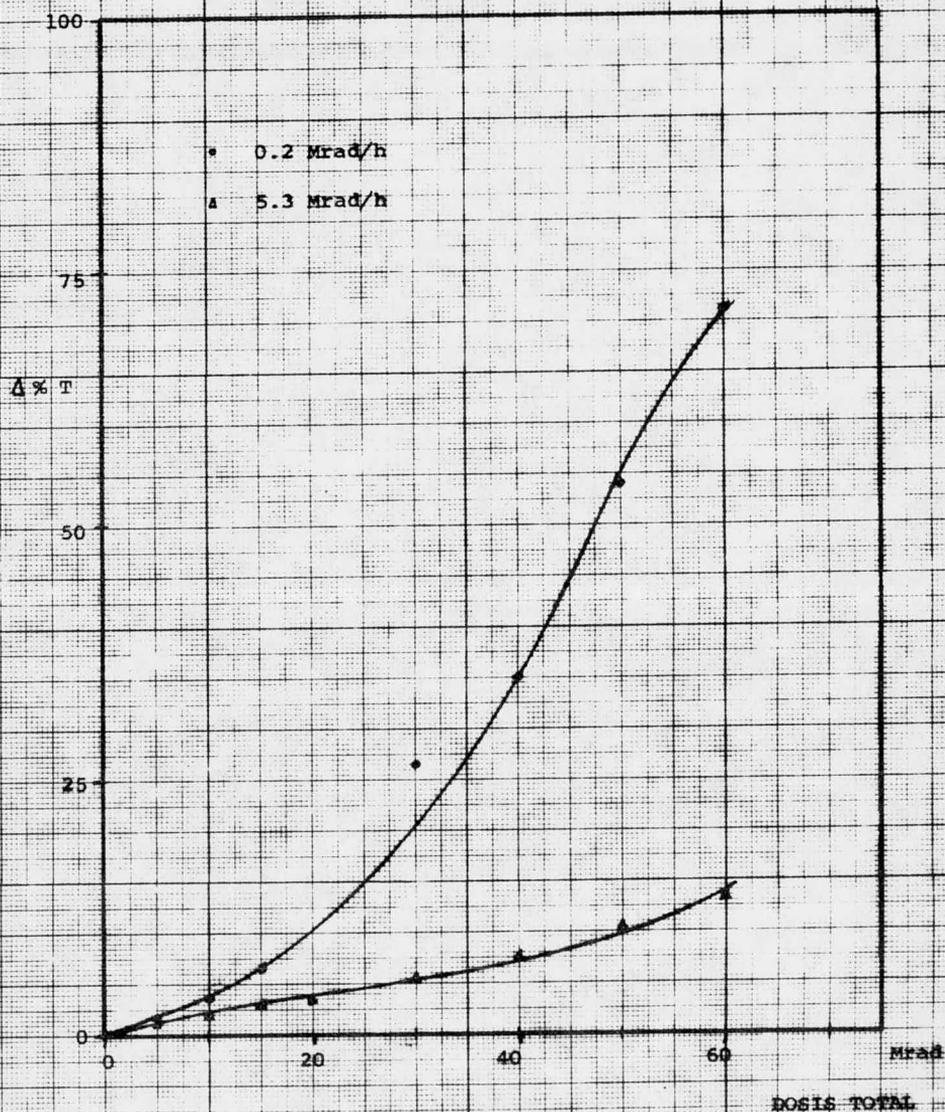


FIG. 21 INCREMENTO EN EL $\Delta \tau$ VS DOSIS TOTAL PARA EL ACETATO DE CELULOSA ROJO, A DOS RAZONES DE DOSIS.

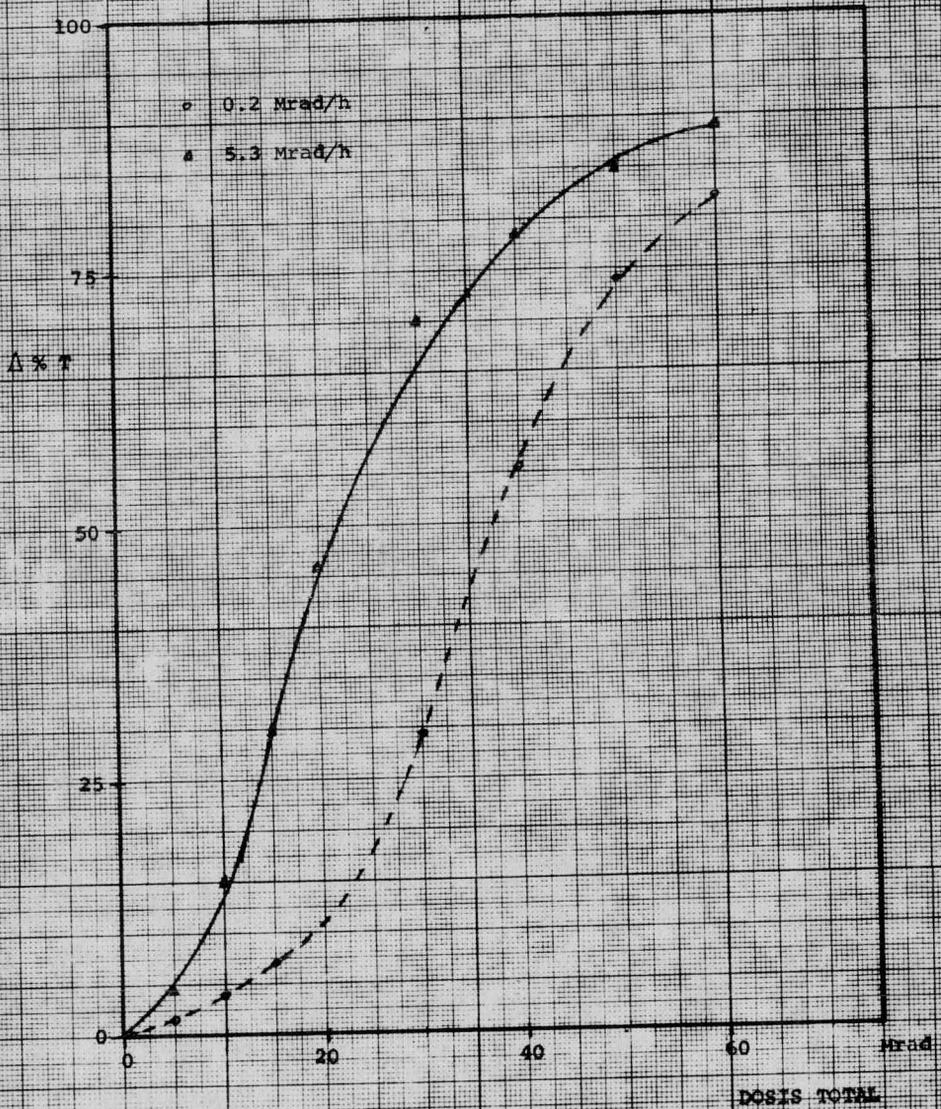


FIG. 22 INCREMENTO EN EL ΔT VS DOSIS TOTAL PARA EL ACETATO DE ORCULOZA AZUL, A DOS RAZONES DE DOSIS.

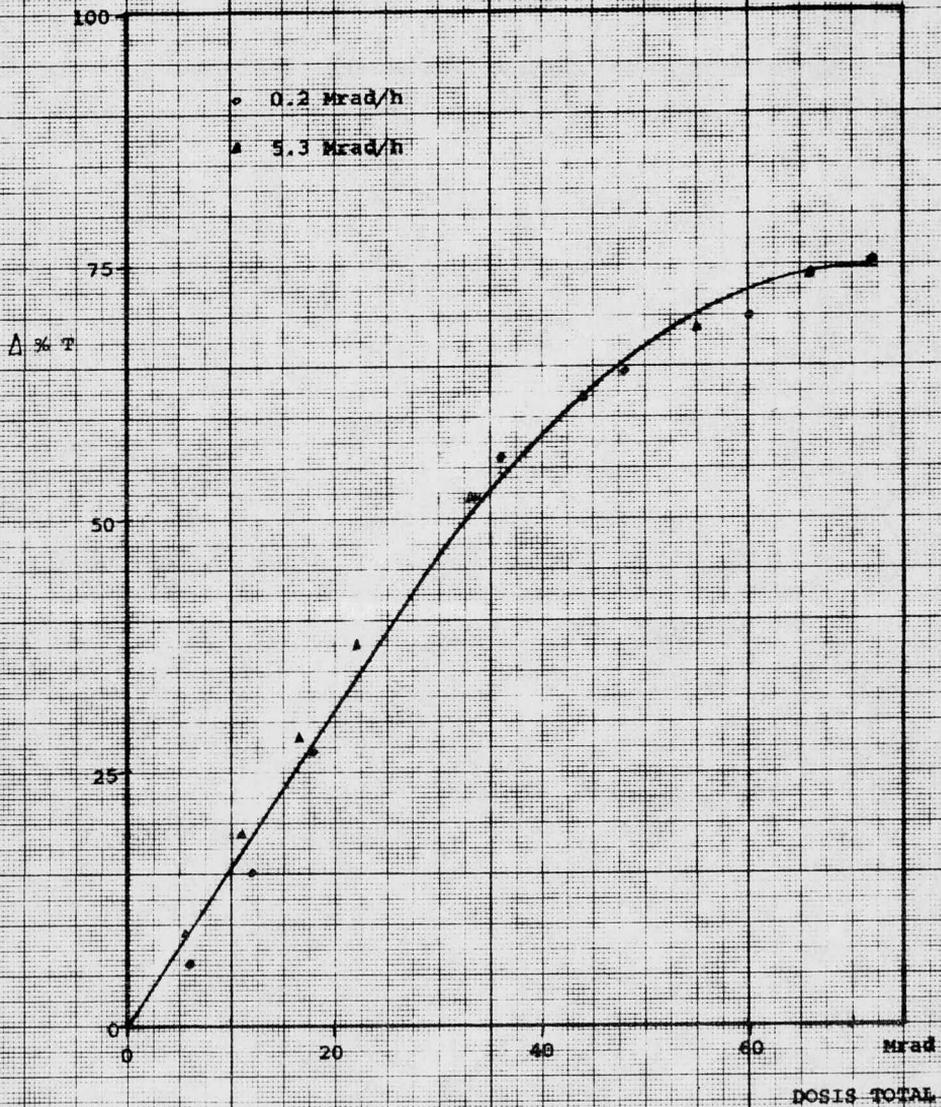


FIG. 23 CURVA DE CALIBRACION DEL ACETATO DE GELULOSA

A Z U L

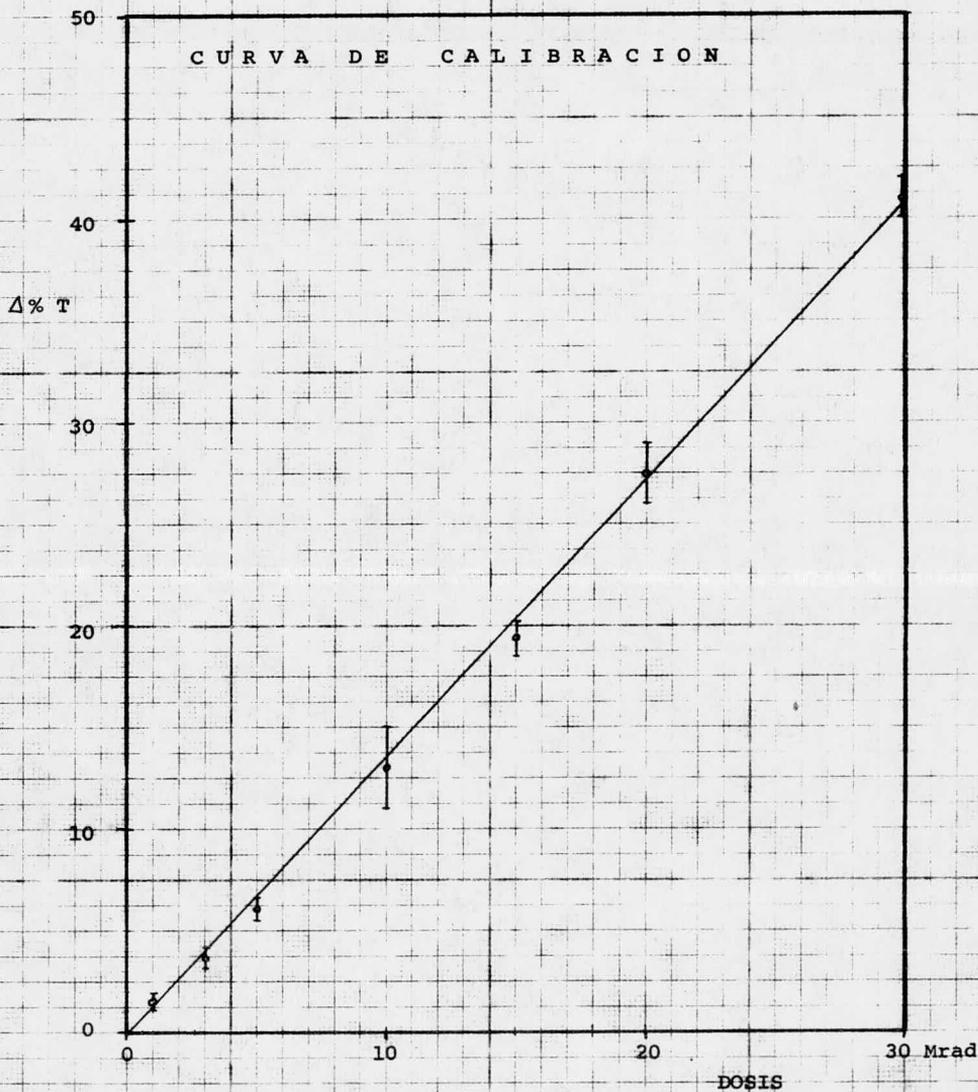
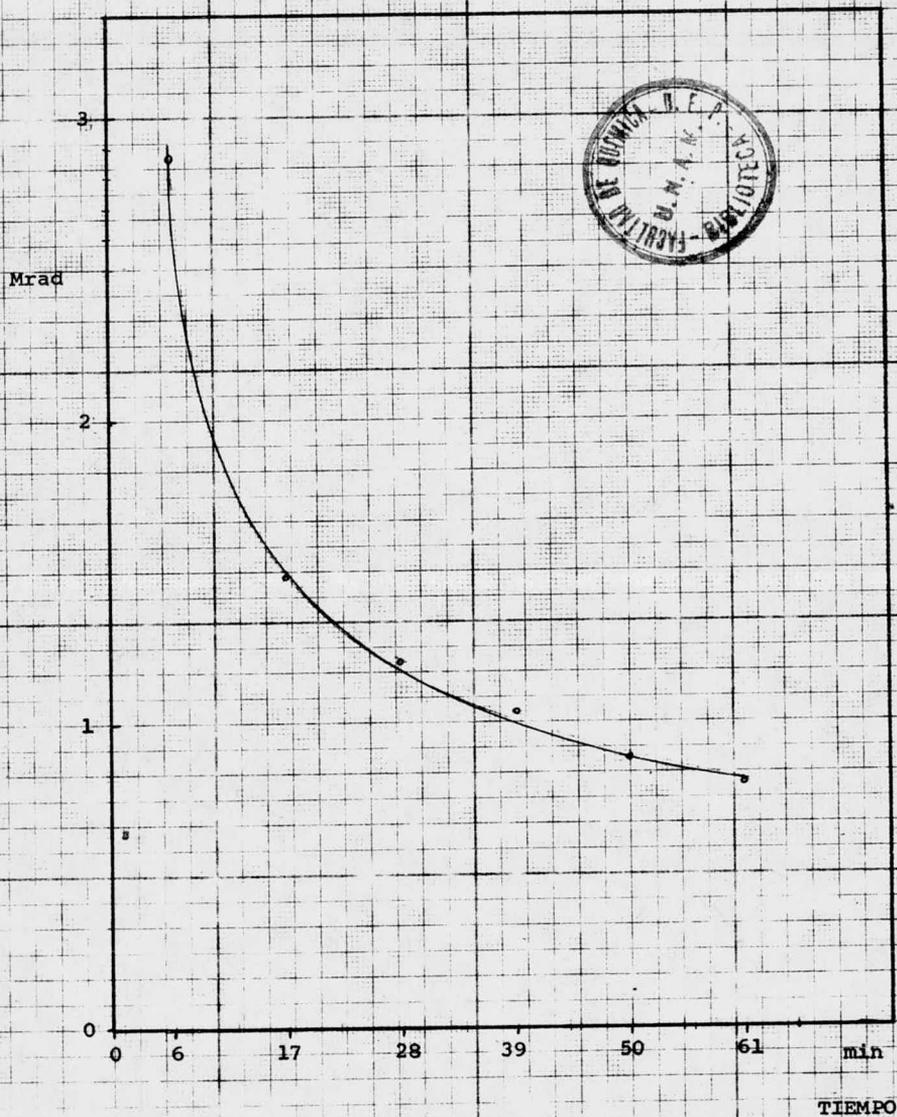


FIG. 24 PERFIL DE DECAIMIENTO DE LA DOSIS GAMMA RESPECTO AL TIEMPO.



BIBLIOGRAFIA.

- (1) Comunicación personal con:
Ing. Javier Villarreal. Supervisor titular del reactor.
Ing. Gilberto Gonzales. Supervisor interino del reactor.
- (2) "Triga Mark III Reactor Hazards Analysis", for Comisión Nacional de Energía Nuclear, México.
Material for Sections 3 and 9, and portion of Section 4 were provided by the CNEN Staff.
General Atomic division of General Dynamics.
- (3) "Pruebas y experimentos para el arranque inicial del -- Reactor Triga Mark III de la CNEN".
Dr. E. Sefchovich y M.enC. J.L. Zamorano. Investigado-- res de la sección de física e ingeniería de reactores - del departamento de investigación de la Dirección del - Reactor del Centro Nuclear de México.
- (4) I C R U Reporte 19.
- (5) Attix, F., Roesch, W.C. and Tochilin, E.
Radiation Dosimetry.
2ed. New York, Academic 1966-69. Vol. 1.
- (6) Research Reactors.
U. S. Atomic Energy Commission.
Division of Technical Information.
- (7) Chemical Dosimetry Course (a Laboratory aid).
Gyorgy Cserép, et. al.
Institute of Isotopes of the Hungarian Academic of Scien ces. Budapest, 1971.
- (8) Attix, F.H.
Basic γ -Ray Dosimetry.
Health Physics, Pergamon Press, 1968 Vol. 15.
- (9) Spinks, J.W.T., and Woods, R.J.
And introduccion to Radiation Chemistry.
Wiley and Sons.
- (10) Glasstone, S. and Sesonske, A.
Nuclear Reactor Engeneering.
D.Van Nostrand Company, Inc. 1967.

- (11) Directory of Nuclear Reactors.
Vol. VI International Atomic Energy Agency.
pag. 129.
- (12) Holm, N. W. and Berry, R. J.
Manual on Radiation Dosimetry.
Marcel Dekker, Inc.
New York, 1970.
- (13) Johns, H.E. and Cunningham, J.R.
The Physics of Radiology.
Third Edition.
Charles C. Thomas. Publisher.
- (14) Whittaker, B.; Radiation dosimetry technique using commercial red perspex; Report, AERE-R 3360, 1964.
- (15) Orton, C.G.; Red perspex dosimetry; Phys. Med. Biol., - II, 551 (1966).
- (16) Henley, E.J., Miller, A.; Gamma ray dosimetry with poly vinylchloride films; Nucleonics, 9 (No. 6), 62 (1951).
- (17) Henley, E.J., Richman, D.; Cellophane-dye dosimeter for 10^5 to 10^7 roentgen range; Anal. Chem., 28, 1580 (1956).
- (18) Charlesby, A., Woods, R.J.; Radiation dosimetry with -- dyed cellophane; Int. J. Appl. Rad. Isotopes, 14, 413 - (1963).
- (19) Birnbaum, M., Schulmann, J., Seren, L.; Use of Melamine as an X-radiation Detector; Rev. Sci. Instr., 26, 457 (1955).
- (20) Fowler, J.F., Day, M.J.; High dose measurement by optical absorption; Nucleonics, 13 (No. 12), 52 (1955).
- (21) Boag, W.J., Dolphin, G.W., Rotblat, J.; Radiation dosimetry by transparent plastics; Rad. Res. 9, 589 (1958).
- (22) Artandi, C., Stonehill, A.A.; Polyvinylchloride-new high level dosimeter; Nucleonics, 16 (No. 5), 118 (1958).
- (23) Davidson, G., Sutton, H.C.; Commercial lmm clear perspex as a gamma-radiation dosimeter; Int. 5. Appl. Rad. Isotopes, 15, 741 (1964).