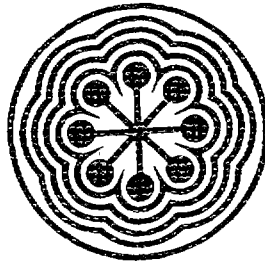




MX0600278

222
Ej. 1

instituto nacional de investigaciones nucleares



ESTUDIO DE BLINDAJE PARA FUENTES DE FISION
ESPONTANEA DE CALIFORNIO-252

ENCUADRO
para fuentes de fisión espontánea...

INSTITUTO NACIONAL DE INVESTIGACIONES NUCLEARES
DIRECCION DE INVESTIGACION Y DESARROLLO
GERENCIA DE SISTEMAS NUCLEARES
DEPARTAMENTO DE FISICA DE REACTORES

ESTUDIO DE BLINDAJE PARA FUENTES DE FISION
ESPONTANEA DE CALIFORNIO-252

IT/SN/DFR-030

IGNACIO DAVILA RANGEL
ALVARO SANCHEZ RIOS
Junio 1991

R E S U M E N .

Se efectúa un estudio de blindaje para atenuar, hasta niveles máximos permisibles, la radiación de neutrones y fotones emitidos por fisión espontánea proveniente de una fuente de californio-252.

Se utiliza el paquete compuesto por una base de datos (Biblioteca DLC-23) y el código ANISNW, en su versión para computador personal.

CONTENIDO

	PAGINA.
1. INTRODUCCION.	5
2. PROPIEDADES NUCLEARES DEL CALIFORNIO-252	7
3. TERMINO-FUENTE.	9
4. CALCULO DE BLINDAJE Y RAZON DE DOSIS EQUIVALENTE.	15
5. RESULTADOS.	19
6. REFERENCIAS.	21

LISTA DE TABLAS

		PAGINA
TABLA I.	ISOTOPOS DE CALIFORNIO Y SUS PROPIEDADES NUCLEARES.	7
TABLA II.	PROPIEDADES NUCLEARES DEL CALIFORNIO-252.	8
TABLA III.	FRACCION DE NEUTRONES POR INTERVALO DE ENERGIA, DE ACUERDO A LA ESTRUCTURA ENERGETICA DE LA BIBLIOTECA DLC-23.	12
TABLA IV.	FRACCION DE FOTONES POR INTERVALO DE ENERGIA DE ACUERDO A LA ESTRUCTURA ENERGETICA DE LA BIBLIOTECA DLC-23.	14
TABLA V.	COMPOSICION DE MEZCLAS.	16
TABLA VI.	FACTORES DE CONVERSION ANSI DE FLUJOS A RAZON DE DOSIS EQUIVALENTE.	18
TABLA VII.	CALCULO DE BLINDAJE EN GEOMETRIA CILINDRICA.	20

LISTA DE FIGURAS

FIGURA 1	FRACCION DE NEUTRONES EN FUNCION DE LA ENERGIA.	23
FIGURA 2	FRACCION DE FOTONES EN FUNCION DE LA ENERGIA.	24
FIGURA 3	CAPSULA DE FUENTE DE NEUTRONES DE CALIFORNIO-252.	25
FIGURA 4	VARILLA ENCAPSULADA DE ANTIMONIO.	26
FIGURA 5	ENSAMBLAJE DE FUENTE DE NEUTRONES Y VARILLAS DE ANTIMONIO EN EL TUBO CONTENEDOR.	27
FIGURA 6	ESQUEMA DE CALCULO DEL PAQUETE DLC-23-ANISNW\PC.	28

1. INTRODUCCION.

Las fuentes de fisión espontánea son de gran importancia en el ámbito nuclear, debido a que la intensidad en la emisión de neutrones varía en un amplio rango y sus valores son comparables a los que se obtienen por eventos de fisión en una instalación nuclear.

Este tipo de fuentes tiene diferentes usos como por ejemplo en la calibración de equipo para espectroscopía neutrónica, aplicaciones médicas, análisis por activación, determinación de secciones eficaces de fisión y particularmente como precursores de las reacciones de fisión en cadena en un reactor nuclear.

El arranque inicial de las dos unidades BWR de la planta nuclear de Laguna Verde requiere del uso de fuentes de neutrones para iniciar y sostener las reacciones en cadena y llevar los reactores a criticidad de una manera segura. Las fuentes que se adquirieron para este propósito son fuentes de californio-252.

Las fuentes, una vez que han sido utilizadas en el reactor deben almacenarse; una opción es que las fuentes dentro de sus tubos contenedores se almacenen en la alberca de enfriamiento de combustibles quemados. Otra opción es almacenarlas en un contenedor de fácil manejo y transporte con especificaciones técnicas y de seguridad radiológica de acuerdo con las normas vigentes en la materia.

En este trabajo se efectúa un estudio para el cálculo de un blindaje considerando distintos materiales, dimensiones de blindaje y las propiedades nucleares del californio-252.

El estudio consiste básicamente en cálculos para determinar dimensiones y razones de dosis equivalente en la superficie del blindaje.

En el cálculo se consideran como materiales: acero inoxidable (SS-304),

plomo, parafina y ácido bórico.

Se utiliza el paquete de base de datos y código DLC-23-ANISNW, en su versión para computador personal, cuya secuencia de cálculo proporciona como resultado final la razón de dosis equivalente para diferentes espesores en la superficie del blindaje.

Se pretende que este estudio sea la base para el diseño y la construcción de un contenedor para las fuentes antes mencionadas.

2. PROPIEDADES NUCLEARES DEL CALIFORNIO-252.

El californio es un elemento que no existe en la naturaleza. Los isótopos de $A = 244$ hasta 254 se producen, ya sea a través de la irradiación con partículas cargadas (α) de algunos isótopos de uranio o curio, o bien por medio de desintegraciones β de los isótopos del berkelio (Bk-249 ó Bk-250). El proceso de recuperación final del californio-252 comprende técnicas radioquímicas, siendo las más comunes la extracción por solventes y el intercambio iónico⁽¹⁾.

Los isótopos del californio se muestran en la tabla I⁽²⁾.

TABLA I. ISOTOPOS DE CALIFORNIO Y SUS PROPIEDADES NUCLEARES.

ISOTOPO	TIEMPO VIDA MEDIA FISION ESPONTANEA	NEUTRONES POR FISION DEL ISOTOPO PURO	TIEMPO DE VIDA MEDIA POR DECAIMIENTO ALFA O BETA	ACTIVIDAD ESPECIFICA DEL ISOTOPO PURO Ci/g
Cf-249	1.5×10^9 años	3	360 años	4
Cf-250	$(1.73 \pm 0.06) \times 10^4$ años	3	11 años	1.31×10^2
Cf-251	--	--	aprox. 1500 años	0.95
Cf-252	85.5 ± 0.5 años	3.80 ± 0.035	2.646 ± 0.04 años	5.37×10^2
Cf-253	--	--	18 ± 3 días	2.87×10^4
Cf-254	61.9 ± 1.1 días	3.9 ± 0.14	--	--

En particular, las propiedades nucleares del californio-252 se muestran en la tabla II⁽³⁾.

TABLA II. PROPIEDADES NUCLEARES DEL CALIFORNIO-252

Vida media de fisión espontánea	85.5 años
Vida media decaimiento alfa	2.73 años
Vida media efectiva	2.65 años
Energía promedio espectro de neutrones	2.35 MeV
Energía promedio espectro de alfas	6.12 MeV
Calor de decaimiento total (51.5% fisión y 48.4% de decaimiento alfa)	38.5 watt/g
Neutrones por fisión	3.8 ± 0.035
Rapidez de emisión de neutrones	2.34×10^{12} n/s g
	4.4×10^9 n/s.Ci
Rapidez de emisión de fotones	1.3×10^{13} fotones/s.g
Actividad específica	1866 μ gr/Ci
	536 Ci/g

La radiación de neutrones del californio-252, tiene su origen principalmente en los neutrones provenientes de la fisión espontánea.

Una segunda fuente de neutrones son los originados por reacciones (α, n) de las partículas alfa con elementos ligeros.

La radiación gamma del californio-252 tiene diferentes fuentes, entre ellas la contribución de rayos gamma de 0.043 y 0.100 MeV provenientes del decaimiento alfa, la contribución de los rayos gamma inmediatos de fisión y finalmente los rayos gamma originados por los productos de fisión en equilibrio.

La radiación beta del californio-252 tiene como fuente principal la asociada a los productos de fisión en equilibrio, la que es completamente absorbida por el material de encapsulado de la fuente. No se conoce contribución durante el proceso de decaimiento.

3. TERMINO FUENTE.

La biblioteca de secciones eficaces DLC-23 (CASK)⁽⁴⁾, consiste en conjuntos de secciones eficaces neutrón-gamma acoplada en 22 grupos de energía para neutrones y 18 grupos de energía para fotones.

La distribución en función de la energía de neutrones y fotones para el californio-252 debe corresponder con la estructura energética de la biblioteca DLC-23 (CASK).

Las investigaciones tendientes a determinar el espectro energético de neutrones y fotones emitidos por el californio-252, datan de mediciones experimentales efectuadas en el año de 1956⁽⁵⁾; a partir de entonces se ha publicado un gran número de artículos relativos al tema. Sin embargo en los últimos años la medición experimental del espectro energético de los neutrones y fotones emitidos por el californio-252 sigue siendo tema de investigación, incorporando los últimos adelantos tecnológicos en las técnicas de medición, manejo de datos y desarrollo de detectores, así como la aplicación de modelos teóricos más complejos. La mayoría de los autores coinciden en señalar que la distribución energética de los neutrones emitida por el californio-252 se representa, ya sea como una distribución energética tipo maxwelliana cuya formulación matemática⁽⁶⁾ es la siguiente:

$$N \propto \sqrt{\bar{E}} e^{-\bar{E}/T} \dots \dots \dots (1)$$

con: $\bar{E} = 3/2 T \dots \dots \dots (2)$

o bien como una distribución de Watt⁽⁷⁾, la cual se expresa matemáticamente como:

$$N \sim e^{(-E/T)} \sinh \frac{2 \sqrt{WE}}{T} \dots \dots (3)$$

con: $\bar{E} = + 3/2 T \dots \dots \dots (4)$

donde:

\bar{E} = energía del neutrón.

W = energía cinética promedio de un fragmento por nucleón.

T = parámetro que se nombra como temperatura nuclear.

Las ecuaciones anteriores definen muy bien la distribución energética experimental y proporcionan mediciones muy similares de la forma del espectro sobre un amplio intervalo de energía. Solamente a energías de 10 MeV o mayores, su discrepancia es notoria.

Para una determinación aproximada de \bar{E} (si no se dispone de mediciones directas) se puede emplear la relación semiempírica de Terrell⁽⁸⁾ deducida del modelo de evaporación de Weisskopf⁽⁹⁾:

$$\bar{E} = 0.78 + 0.621 \sqrt{\bar{\gamma} + 1} \dots (5)$$

donde:

$\bar{\gamma}$ = número promedio de neutrones emitidos por fisión.

La fracción de neutrones por intervalo de energía se calculó aplicando una distribución maxwelliana de acuerdo a la ecuación:

$$X_i(E) = \int_{E_{i+1}}^{E_i} N(E) dE \dots (6)$$

donde:

N(E) = distribución energética tipo maxwelliana.

i = grupos de energía.

En este trabajo se utiliza la ecuación que describe el espectro de la distribución energética aprobado por la NBS⁽¹⁰⁾ y que se recomienda por la Organización Internacional de Estandarizaciones (ISO)⁽¹¹⁾ para su uso como referencia en la calibración de aparatos para medición de neutrones:

$$N(E) = 0.6672 * \sqrt{E} * e^{-E/T} \dots (7)$$

donde: T = 1.42 MeV

La ecuación (7) se sustituye en la ecuación (6) y la integral se resuelve, mediante el programa CFRSC integrado en el paquete DLC-23-ANISNW/PC, para los intervalos de energía considerados en la biblioteca DLC-23.

En la tabla III se presentan los resultados obtenidos.

TABLA III. FRACCION DE NEUTRONES POR INTERVALO DE ENERGIA DE ACUERDO A LA ESTRUCTURA ENERGETICA DE LA BIBLIOTECA DLC-23

GRUPO DE NEUTRONES	INTERVALO DE ENERGIA	FRACCION DE NEUTRONES/MeV
1	14.92 MeV - 12.20 MeV	0.493E - 2
2	12.20 MeV - 10.00 MeV	0.186E - 2
3	10.00 MeV - 8.18 MeV	0.589E - 2
4	8.18 MeV - 6.36 MeV	0.200E - 1
5	6.36 MeV - 4.96 MeV	0.425E - 1
6	4.96 MeV - 4.06 MeV	0.539E - 1
7	4.06 MeV - 3.01 MeV	0.111
8	3.01 MeV - 2.46 MeV	0.888E - 1
9	2.46 MeV - 2.35 MeV	0.210E - 1
10	2.35 MeV - 1.83 MeV	0.116
11	1.83 MeV - 1.11 MeV	0.206
12	1.11 MeV - 0.53 MeV	0.187
13	550 Kev - 111 Kev	0.132
14	111 Kev - 3.35 Kev	0.132E - 1
15	3350 ev - 583 ev	0.611E - 4
16	583 ev - 101 ev	0.443E - 5
17	101 ev - 29 ev	0.292E - 6
18	29 ev - 10.1 ev	0.411E - 7
19	10.1 ev - 3.06 ev	0.101E - 7
20	3.06 ev - 1.12 ev	0.141E - 8
21	1.12 ev - 0.414 ev	0.312E - 9
22	0.414 ev - 0.010 ev	0.797E - 10

Se ha demostrado experimentalmente⁽¹²⁾ que la emisión característica de rayos gamma inmediatos que acompañan a la fisión espontánea del californio-252 es muy similar a la que sucede en el proceso de fisión del U-235. De acuerdo a lo anterior la distribución energética de los fotones inmediatos emitidos por el californio-252 se deducirá de las ecuaciones siguientes:

$$r(E) = \begin{cases} 6.6 & ; 0.1 < E < 0.6 \text{ MeV} \\ 20.2 \exp [-1.78E] & ; 0.6 < E < 1.5 \text{ MeV} \\ 7.2 \exp [-1.09 E] & ; 1.5 < E < 10.5 \text{ MeV} \end{cases}$$

Las ecuaciones anteriores se resuelven mediante el programa modificado FUC52⁽¹³⁾ para los intervalos de energía considerados en la biblioteca DLC-23. En la tabla IV y fig. 2 se presentan los resultados obtenidos.

TABLA IV. FRACCION DE FOTONES POR INTERVALO DE ENERGIA DE ACUERDO A LA ESTRUCTURA ENERGETICA DE LA BIBLIOTECA DLC-23

GRUPO DE FOTONES	INTERVALO DE ENERGIA MeV	FRACCION DE FOTONES/MeV
1	10.00 - 8.00	1.1547×10^{-4}
2	8.00 - 6.50	5.3761×10^{-4}
3	6.50 - 5.00	2.7577×10^{-3}
4	5.00 - 4.00	6.7627×10^{-3}
5	4.00 - 3.00	2.0114×10^{-2}
6	3.00 - 2.50	2.1957×10^{-2}
7	2.50 - 2.00	3.7868×10^{-2}
8	2.00 - 1.66	4.0431×10^{-2}
9	1.66 - 1.33	5.7030×10^{-2}
10	1.33 - 1.00	1.0261×10^{-1}
11	1.00 - 0.80	9.8776×10^{-2}
12	0.80 - 0.60	1.4101×10^{-1}
13	0.60 - 0.40	1.5932×10^{-1}
14	0.40 - 0.30	7.9664×10^{-2}
15	0.30 - 0.20	7.9664×10^{-2}
16	0.20 - 0.10	7.9664×10^{-2}
17	0.10 - 0.05	3.9831×10^{-2}
18	0.05 - 0.01	3.1865×10^{-2}

4. CALCULO DE BLINDAJE Y RAZON DE DOSIS EQUIVALENTE.

Las fuentes de californio-252 para las unidades BWR de Laguna Verde están contenidas en un alambre de una aleación de paladio, el cual se introduce en una cápsula interior de acero inoxidable (fig. 3). Esta cápsula interior a su vez está contenida en una cápsula exterior de acero inoxidable. Se dispone también de 10 varillas encapsuladas de antimonio las cuales consisten de antimonio metálico introducido en un tubo-cápsula de acero inoxidable (fig. 4).

Cada cápsula de californio-252, junto con dos varillas de antimonio es introducida en tubos contenedores (fig. 5), formando 5 conjuntos que se instalan dentro del núcleo del reactor entre los ensambles combustibles.

En total se introducen 5 cápsulas de californio-252, cada cápsula con una actividad de 0.22 Ci, un peso de 410.52 μg y una intensidad aproximada de $0.95 \times 10^9 \pm 10$ n/s en la fecha de embarque. Por consiguiente, el blindaje debe calcularse para atenuar una actividad de 1.1 Ci, que será la actividad como límite máximo.

Dada la intensidad de las fuentes de californio-252, es evidente que el cálculo del blindaje debe asegurar la atenuación de los altos flujos de neutrones rápidos y de fotones inmediatos.

Se selecciona como material del blindaje, componentes cuyas propiedades y constitución garanticen la atenuación y moderación de neutrones rápidos como es el caso de la parafina ($\text{C}_{30} \text{H}_{62}$), la cual contiene una concentración de átomos de hidrógeno elevada. Para la atenuación y captura de los fotones inmediatos se utiliza un material pesado, como es el plomo.

Se incluye también como material de blindaje el boro-10, cuya sección de absorción de neutrones térmicos (3840 barns) se acompaña por la emisión de un rayo gamma de 0.48 MeV, a diferencia de la reacción de absorción de neutrones por el hidrógeno (0.33 barns), la cual produce un rayo gamma de

2.23 MeV, el que evidentemente es más difícil de atenuar. Así se reduce de manera notable la producción de radiación gamma secundaria. En la tabla V se muestra la composición de las mezclas de materiales.

TABLA V. COMPOSICION DE MEZCLAS.

MEZCLA	DENSIDAD g/cc	COMPONENTE	% PESO
1	0.952	PARAFINA	100
2	0.98026	PARAFINA	95
		ACIDO BORICO	5
3	1.00852	PARAFINA	90
		ACIDO BORICO	10
4	1.03678	PARAFINA	85
		ACIDO BORICO	15
5	1.06504	PARAFINA	80
		ACIDO BORICO	20
6	1.2156	PARAFINA	70
		ACIDO BORICO	30

El cálculo se efectúa con el paquete DLC-23-ANISNW/PC, constituido por una base de datos de secciones eficaces neutrón-gamma acoplada en 40 grupos de energía, 22 para neutrones y 18 para fotones (biblioteca DLC-23), y por el código de transporte ANISNW⁽¹⁴⁾ que resuelve la ecuación de transporte en una dimensión para diferentes geometrías, además de los programas auxiliares STAR14, GIP1 y DOSE. El esquema de cálculo se muestra en la fig.6.

En el cálculo se considera en principio geometría esférica, con un orden de cuadratura angular (S_{16}) para aproximación del flujo angular. La aproximación debida a la anisotropía de los neutrones dispersados elásticamente, así como a los fotones dispersados por efecto Compton, se realizó mediante una expansión de Legendre de tercer orden (P_3).

Para la conversión de flujos totales a razón de dosis equivalente de acuerdo a la estructura energética de la biblioteca DLC-23, se usaron los factores de conversión⁽¹⁵⁾ que se muestran en la tabla VI.

TABLA VI. FACTORES DE CONVERSION ANSI DE FLUJOS A RAZON DE DOSIS EQUIVALENTE.

GRUPO DE NEUTRONES	FACTOR DE CONVERSION ANSI A DOSIS (mrem/hr)/(n/s.cm ²)	GRUPO DE FOTONES	FACTOR DE CONVERSION ANSI A DOSIS (mrem/hr)/($\frac{\text{fotones}}{\text{s.cm}^2}$)
1	194.49 x 10 ⁻³	1	8.7716 x 10 ⁻³
2	159.71 x 10 ⁻³	2	7.4785 x 10 ⁻³
3	147.06 x 10 ⁻³	3	6.3748 x 10 ⁻³
4	147.73 x 10 ⁻³	4	5.4136 x 10 ⁻³
5	153.39 x 10 ⁻³	5	4.6221 x 10 ⁻³
6	150.62 x 10 ⁻³	6	3.9596 x 10 ⁻³
7	138.92 x 10 ⁻³	7	3.4686 x 10 ⁻³
8	128.43 x 10 ⁻³	8	3.0192 x 10 ⁻³
9	125.27 x 10 ⁻³	9	2.6276 x 10 ⁻³
10	126.32 x 10 ⁻³	10	2.2051 x 10 ⁻³
11	128.94 x 10 ⁻³	11	1.8326 x 10 ⁻³
12	116.85 x 10 ⁻³	12	1.5228 x 10 ⁻³
13	65.209 x 10 ⁻³	13	1.1725 x 10 ⁻³
14	9.1878 x 10 ⁻³	14	0.8759 x 10 ⁻³
15	3.7174 x 10 ⁻³	15	0.63061 x 10 ⁻³
16	4.0086 x 10 ⁻³	16	0.38338 x 10 ⁻³
17	4.2946 x 10 ⁻³	17	0.26693 x 10 ⁻³
18	4.4761 x 10 ⁻³	18	0.93477 x 10 ⁻³
19	4.5673 x 10 ⁻³		
20	4.5355 x 10 ⁻³		
21	4.3701 x 10 ⁻³		
22	3.7142 x 10 ⁻³		

5. RESULTADOS.

El estudio de la influencia del espesor de blindaje (radio) y el material utilizado en la atenuación de flujos de neutrones y fotones en geometría esférica, muestra que cuando se utiliza únicamente parafina (mezcla 1), la atenuación de neutrones rápidos es muy alta, sobre todo a espesores mayores de 40 cm, reduciendo notablemente la razón de dosis equivalente debida a neutrones. Es evidente también que a espesores de parafina mayores a 40 cm., la radiación gamma es la contribuyente principal a la razón total de dosis equivalente, debido a la radiación gamma secundaria o de captura que resulta de la interacción de los fotones con el material de blindaje. La adición de ácido bórico, por efecto del contenido de B^{10} , reduce significativamente el flujo de neutrones térmicos y por consiguiente el efecto debido a la radiación gamma de captura, sobre todo a espesores mayores de 30 cm. y concentraciones del orden del 5 al 20% en peso de ácido bórico, ya que a concentraciones mayores el efecto ya no es tan marcado.

Sin embargo, se observa también que a espesores mayores de 40 cm. para todas las mezclas de parafina y ácido bórico la razón de dosis total equivalente está marcadamente influenciada todavía por los valores relativamente altos de los flujos de fotones, siendo necesario agregar al blindaje un material pesado y denso con propiedades de atenuación sobre los fotones inmediatos. En este caso se utiliza plomo, el cual se coloca cerca de la fuente.

En base a lo anterior, se efectúa el cálculo para una geometría de blindaje que en un momento dado resulta más real. Se considera entonces un cilindro con la fuente de californio-252 encapsulada en acero inoxidable, seguida de un espesor de plomo, a continuación las mezclas y finalmente un pequeño espesor de acero inoxidable como camisa del cilindro. El cálculo se efectúa con orden de cuadratura angular $S_n = 8$ y P_3 , considerando un mallado de 80 puntos a lo largo de todo el radio del blindaje. En la Tabla VI se muestran los resultados obtenidos.

TABLA VII. CALCULO DE BLINDAJE EN GEOMETRIA CILINDRICA

BLINDAJE MEZCLA	ESPESOR (cm)	RAZON DE DOSIS (mrem/hr)		
		NEUTRONES	FOTONES	TOTAL
2	60	7.9676E -1	2.7619E + 1	2.8416E + 1
3	60	4.1298E -1	2.1193E + 1	2.1606E + 1
4	60	2.0286E -1	1.6031E + 1	1.6233E + 1
5	60	9.3256E -1	1.2019E + 1	1.2112E + 1
6	60	1.5887E -1	6.3837	6.4000
6 *	60	3.0473E -3	2.3432	2.3462

* Más 17 cm de plomo.

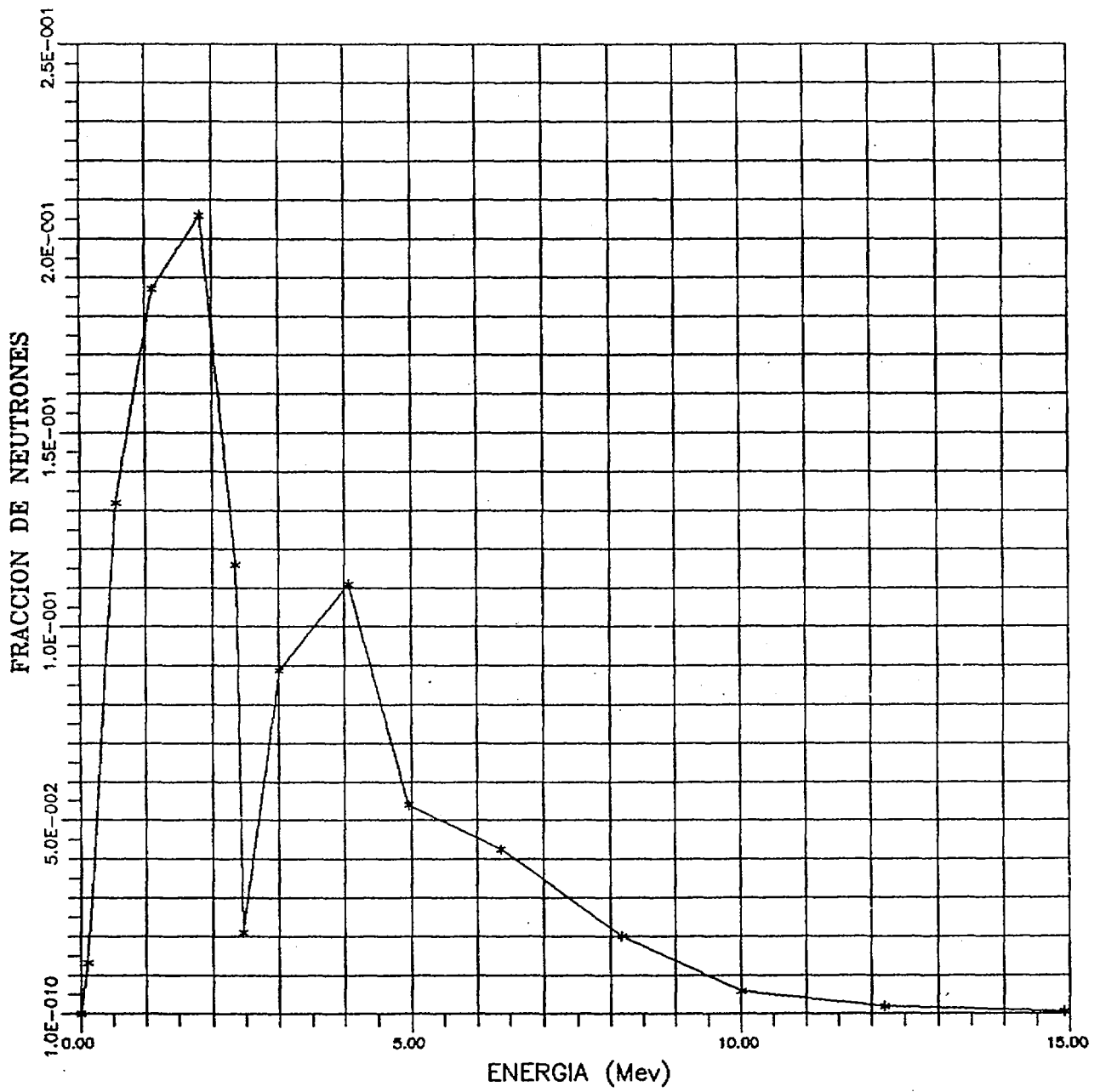
De acuerdo a los resultados mostrados en la tabla VII, los valores de las razones de dosis equivalentes totales para cualquier tipo de mezcla considerada, son inferiores a los límites máximos permisibles para embarque (200 mrem/hr) en la superficie del contenedor y también en el último de los cálculos los valores son inferiores al límite máximo permisible para almacenaje (2.5 mrem/hr) en la superficie del contenedor^(16,17).

Estos cálculos están del lado seguro desde el punto de vista de seguridad radiológica, considerando el caso extremo en que las fuentes de californio-252 tienen una actividad conjunta de 1.1 Ci.

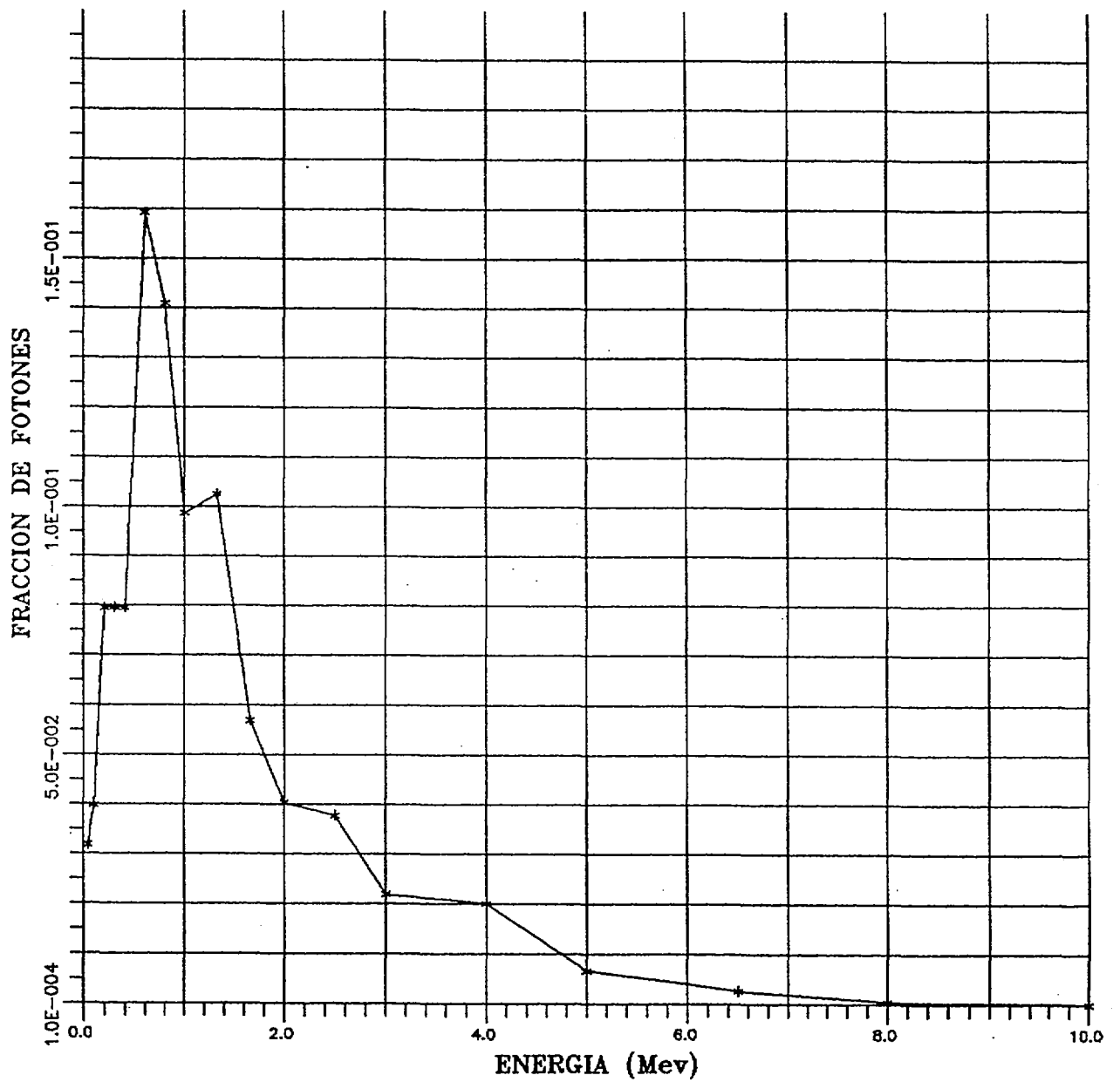
6. REFERENCIAS.

- 1) Radioactive Sources., Monsanto Research Corp., Dayton Laboratory, Dayton, Ohio, (1964).
- 2) D. H. Stoddard. Radiation Properties of Californium-252., USAEC Report DP-986, E. I. du Pont de Nemours and Co., Savannah River Laboratory, Aiken, S. C. (1965).
- 3) Radiation Shielding and Dosimetry., A. Eduard Profio., ed. John Wiley and Sons, (1979).
- 4) DLC-23G micro (PC version), CASK 81, 22 Neutron-18 Gamma Coupled Cross Sections, P3, for Shipping Cask Analysis, ORNL-RSIC (1981).
- 5) Hicks, Ise, and Pyle., Phys. Rev. 101, 1016, (1956).
- 6) M. V. Blinov, G. S. Boykov, and V. A. Vitenko., "Prompt Neutron Energy Spectrum for the Spontaneous Fission of Cf-252", INDC(ccp)-230-IAEA, (1984).
- 7) B. E. Watt., Phys. Rev., 87, 1952, (1952).
- 8) Terrel, J., Phys. Rev., 113, 527, (1959).
- 9) V. Weisskopf., Phys. Rev., 52, 295, (1952).
- 10) National Bureau of Standards Handbook., 72, Washington, D. C., (1960).
- 11) International Organization for Standardization (ISO)., Neutron Reference Radiations for Calibrating Neutron Measuring Devices Used for Radiation Protection Purposes and for Determining their Response as a Function of Neutron Energy., ISO-8529 (Geneva, Switzerland: ISO), (1986).

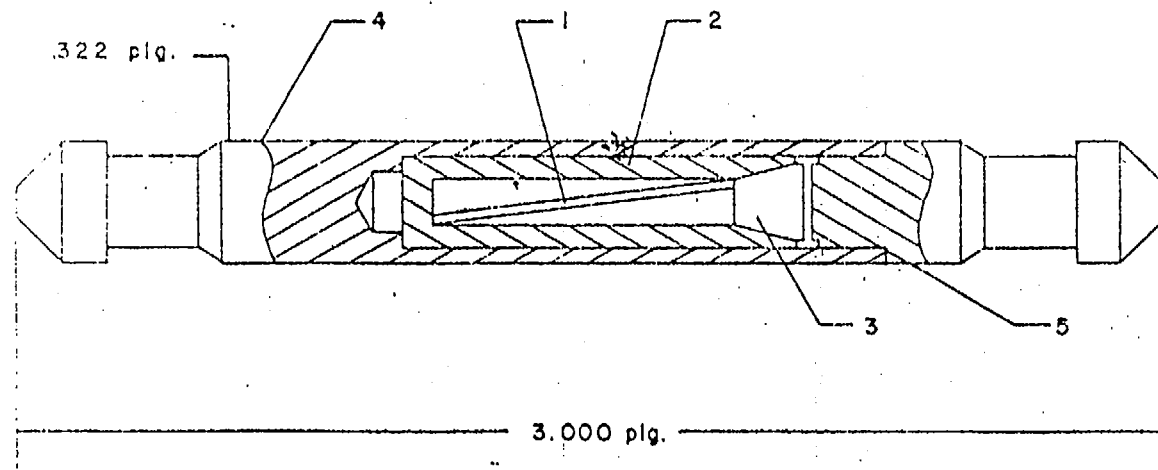
- 12) A. B. Smith, P. R. Fields, and A. M. Friedman., "Prompt Gamma Rays Accompanying the Spontaneous Fission of Cf-252"; Physical Review, 104, 3., (November 1956).
- 13) DFUEN., (FUC52, Modificación al Programa DFUEN)., IT.SN/DFR-012, (1989).
- 14) W. W. Engle, Jr., ANISN Users Manual: A one Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering., USAEC Report K-1963, Oak Ridge Gaseous Diffusion Plant, Oak Ridge, Tenn (1970).
- 15) ORNL/CSD/TM-149)., "Scoping Design Analyses for Optimizing Shipping Casks"... (Table IV.7 for ANSI Flux to Dose Conversions for Cask, DLC-23 Library).
- 16) Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radioactivos., No. 6., Colección Seguridad. IAEA, (1973).
- 17) U. S. Code of Federal Regulations, Title 49, Chapter I, Part 173, "Shippers".



***** FIG 1. FRACCION DE NEUTRONES EN FUNCION DE LA ENERGIA



***** FIG 2. FRACCION DE FOTONES EN FUNCION DE LA ENERGIA



- 1.- Fuente de Cf-252
- 2.- Cápsula interior
- 3.- Tapón de la cápsula interior
- 4.- Cápsula exterior
- 5.- Tapón de la cápsula exterior

Figura. 3 Cápsula de fuente de neutrones de Cf-252

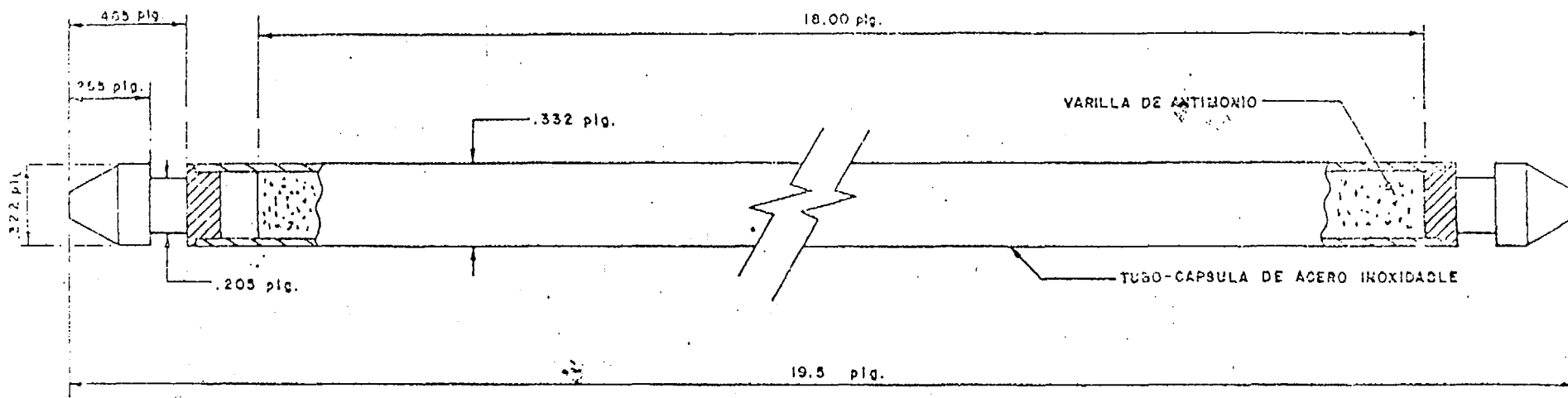


FIGURA 4 VARILLA ENCAPSULADA DE ANTIMONIO

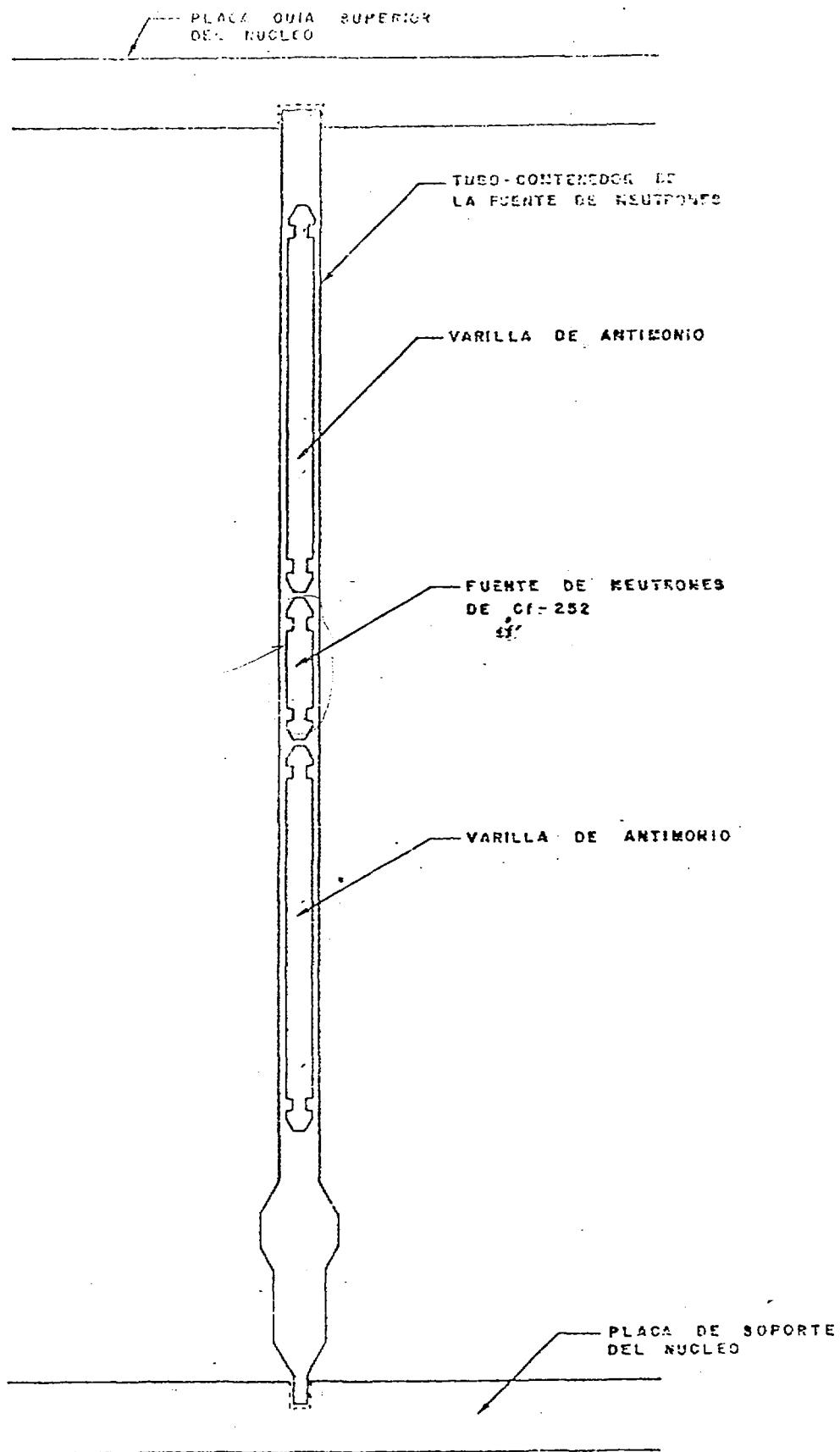


FIGURA 5 . ENSAMBLAJE (uno de cinco) DE FUENTE DE NEUTRONES Y VARILLAS DE ANTIMONIO EN EL TUBO-CONTENEDOR.

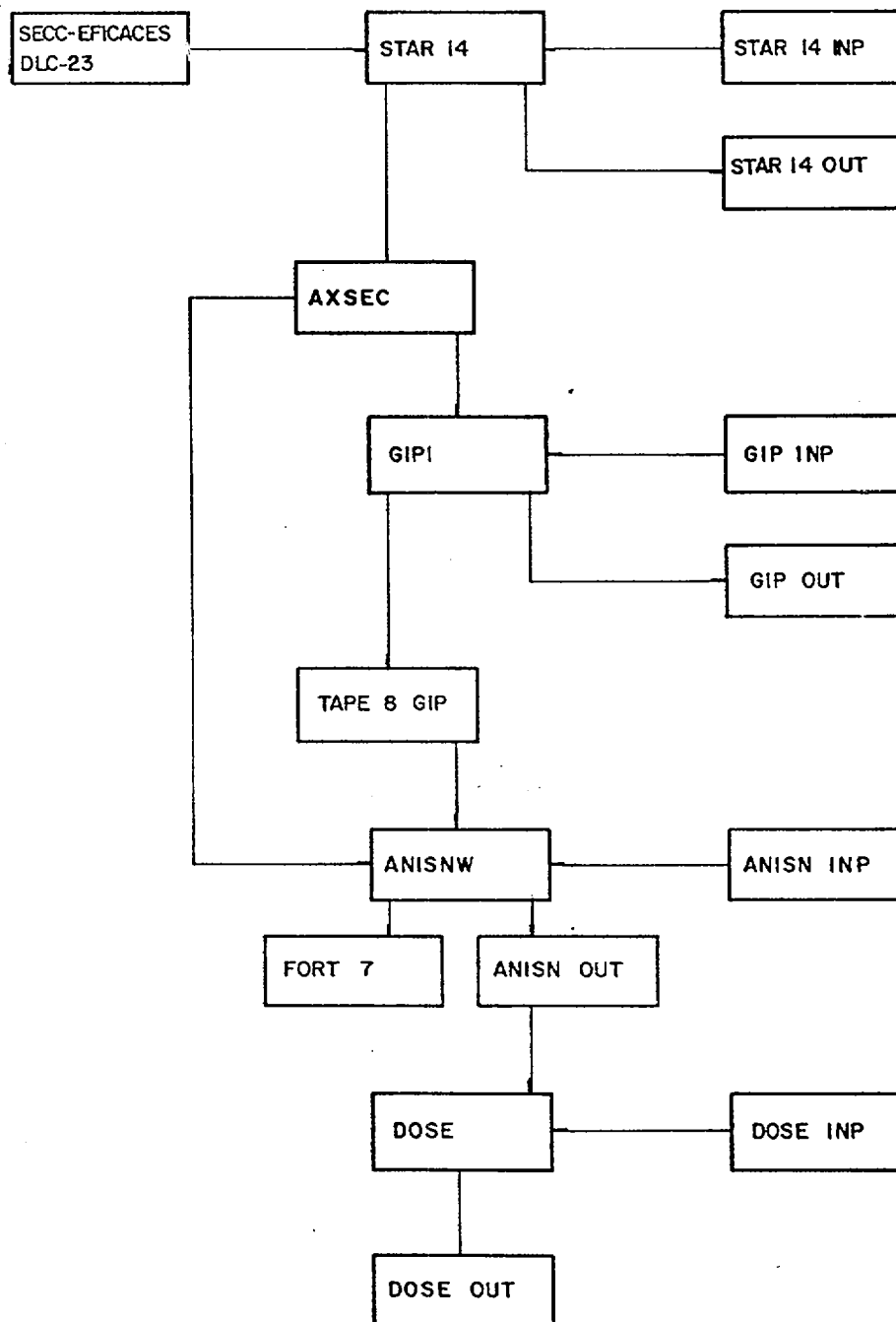


FIG. (6) DIAGRAMA DE CALCULO PAQUETE
DLC-23 - ANISNW IPC