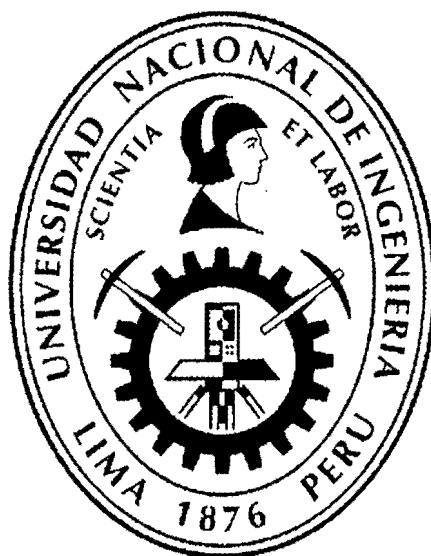


UNIVERSIDAD NACIONAL DE INGENIERÍA

FACULTAD DE INGENIERÍA QUÍMICA Y TEXTIL



**“PRODUCCION DE FUENTE SELLADA DE FOSFORO-32
PARA USO MEDICO”**

TESIS

PARA OPTAR EL TÍTULO PROFESIONAL DE:

INGENIERO QUÍMICO

PRESENTADO POR:

OLGGER ONOFRE ANAYA GARRO

LIMA – PERÚ

2010

A mis queridos Padres y Profesores que dieron todo su esfuerzo para mi formación profesional.

AGRADECIMIENTO

Primeramente doy infinitas gracias, con toda la humildad de mi corazón a Dios por intermedio de la Virgen Inmaculada concepción de Huayán, por haberme dado sabiduría y fortaleza para continuar cuando estuve a punto de desistir y por bendecirme para llegar hasta donde he llegado.

De igual manera quiero agradecer también a mis padres, que han sabido formarme con buenos sentimientos, hábitos y valores lo cual me ha ayudado a salir adelante buscando el mejor camino, y a mis dos hijos que han estado conmigo en todo momento.

Un agradecimiento muy especial, al Instituto Peruano de Energía Nuclear, por haberme proporcionado valiosos conocimientos e información y haberme permitido utilizar sus laboratorios y el reactor nuclear RP-10 de Huarangal para desarrollar mi trabajo de tesis.

Deseo mostrar mi más sincero agradecimiento a todas y cada una de las personas que con su aporte y cooperación desinteresada, han hecho posible la culminación este trabajo: En primer lugar, al Ing. Genaro Rodríguez Carbajal, por haber tenido el honor de haber realizado este trabajo de tesis bajo su dirección y haberme dedicado su valioso tiempo; al Lic. Mariano Vela, quien colaboro en todo el proceso de la implementación y experiencias del estudio, al Ing. Iván Llamas Montoya por haberme animado a seguir adelante con este tema, al Sr. Ángel Revilla por apoyarme con sus equipos de laboratorio y en la instalación de la infraestructura de trabajo y a todo el personal de operación del reactor RP-10 por hacer posible la irradiación de las muestras en el núcleo del reactor.

Y a todas aquellas personas, que habiendo participado me este olvidando en forma involuntaria.

Muchas gracias a todos.

RESUMEN

Dentro de los usos pacíficos de la energía nuclear, el sector de mayor impacto social es la salud humana, donde se viene utilizando los radioisótopos con fines de prevención, diagnóstico y tratamiento de enfermedades. En el Perú según la Organización Panamericana de la Salud (OPS), la mortalidad por Grandes Grupos de Causas (Lista 6/67 OPS), muestra que las Enfermedades del Sistema Circulatorio y los Tumores ocuparon el segundo y tercer lugar con 18,2 % y 17,5 % en el 2005 y primer lugar en Latinoamérica.

El objetivo del trabajo es realizar el diseño y construcción de un prototipo de fuente sellada de fósforo radiactivo, el cual puede ser utilizado en el tratamiento de diversas enfermedades oncológicas y del sistema circulatorio mediante la técnica de braquiterapia. Se presentará el diseño y construcción de: a) los contenedores o dispositivos que contendrán la materia prima, fabricado en aluminio con dimensiones de 1,5 mm diámetro externo y 10 mm de longitud y de 4,5 mm de longitud y 0,8 mm de diámetro externo; b) el sistema de llenado y sellado, c) la caja de guantes hermética, donde se realizara el llenado de los contenedores. Se presentará también el mecanismo y los parámetros de las reacciones nucleares que ocurrirán durante la irradiación en un espectro de neutrones, en el núcleo del reactor RP-10, donde el ^{31}P estable se transformará en ^{32}P radiactivo.

Los resultados obtenidos han sido muy satisfactorios, puesto que se han alcanzado actividades radiactivas del orden de 111 MBq (3 mCi) que son adecuadas para el tratamiento de la restenosis y las neoplasias; así mismo los contenedores diseñados y fabricados han mantenido su integridad física en lo que corresponde a su geometría y hermeticidad, durante la irradiación.

Palabras claves: *Fósforo-32, P-32, Braquiterapia, Radioisótopo, Cáncer, Fuente sellada, semilla radiactiva, restenosis, neoplasias, radiación beta.*

INDICE

TEMAS	Página
Agradecimiento	iii
Resumen	iv
CAPITULO I	
INTRODUCCION	1
CAPITULO II	
2.0. FUNDAMENTOS TEÓRICOS	4
2.1. Descripción del Reactor Nuclear RP-10	4
2.1.1. Características Generales	4
2.1.2. El Núcleo del Reactor	7
2.1.3. Elementos Combustibles	9
2.1.4. Barras de Control	13
2.1.5. Modos de Operación	13
2.2. Reacciones Nucleares	14
2.2.1. Reacciones Nucleares con Neutrones	15
2.2.2. Conceptos Nucleares	17
2.2.2.1. Nucleones	17
2.2.2.2. Estabilidad Nuclear	18
2.2.2.3. Radiactividad	19
2.2.2.4. Unidades de Medición de la Radiactividad	20
2.2.2.5. Isotopos	20

2.2.2.6. Fisión	21
2.2.2.7. Generación de Calor:	22
2.2.2.8. Densidad Atómica	22
2.2.3. Sección Eficaz	23
2.2.3.1. Microscópica	23
2.2.3.2. Macroscópica	25
2.3. Flujo Neutrónico	29
2.3.1. Neutrones Rápidos	30
2.3.2. Neutrones Epitérmicos o de Resonancia	31
2.3.3. Neutrones Térmicos	32
2.3.4. Tasa de Reacción	33
2.4. Decaimiento Radiactivo	34
2.4.1. Estabilidad de los Átomos	34
2.4.2. Decaimiento Beta	35
2.4.3. Leyes Fundamentales de la Radiactividad	36
2.4.4. Vida Media	38
2.4.5. Unidades de Medición de la Radiactividad	40
2.5. Cinética de la Reacción de Activación	40
2.6. Deducción matemática de la ecuación para determinar la Actividad	42
2.7. Aplicación Medica de las Radiaciones	55
CAPITULO III	
3.0. DISEÑO DEL PROTOTIPO E INFRAESTRUCTURA	59

3.1.	Características de la Materia Prima	59
3.1.1.	Selección del Blanco	59
3.1.2.	Material del Contenedor de Fósforo	65
3.2.	Características del Radioisótopo ^{32}P	70
3.3.	Diseño del Prototipo de La Fuente Sellada	73
3.3.1.	Diseño del Contenedor del Blanco	73
3.4.	Diseño de la Infraestructura Requerida	75
3.5.	Procedimiento de Llenado y Sellado de la Fuente	78

CAPITULO IV

4.0.	PROCESO DE IRRADIACIÓN DEL FOSFORO	83
4.1.	Parámetros que Intervienen Durante la Irradiación	83
4.1.1.	La Densidad Atómica	83
4.1.2.	Actividad de Saturación	85
4.1.3.	Análisis de la Vida Media	87
4.1.4.	Sección Eficaz de Absorción	93
4.1.5.	Flujo Neutrónico en la Posición de Irradiación	95
4.1.6.	Temperatura del medio	97
4.1.7.	Calentamiento de la Muestra	98
4.1.8.	Daños por Irradiación	98
4.1.9.	Reacciones Secundarias o Colaterales	99
4.1.10.	Reacciones del Radioisótopo Producido	102
4.2.	Mecanismo de Reacción del ^{31}p a ^{32}p	103
4.3.	Apertura de las Muestras Irradiadas	110

4.4.	Verificación de las Condiciones Físicas de la Fuente	110
4.5.	Medición de la Actividad y Calibración de la Fuente	111
4.5.1.	Especificación de Fuentes Beta	111
4.5.2.	Uniformidad de la Fuente	112
4.5.3.	Fuentes de Semilla y Alambres de Rayos Beta	112
4.5.4.	Características de las Cámaras de Pozo	113

CAPITULO V

5.0.	EVALUACIÓN ECONÓMICA	115
5.1.	Evaluación del Mercado	115
5.1.1.	El Cáncer en el Mundo	116
5.1.2.	El Cáncer en el Perú	117
5.1.2.1.	Mortalidad	117
5.1.2.2.	Incidencia	121
5.1.2.3.	Enfermedades Circulatorias	126
5.2.	Análisis de la Demanda	127
5.3.	Costo de Producción	128
5.3.1.	Definiciones	129
5.3.2.	Componentes del Costo de Producción	130
5.3.2.1.	Mano de Obra	130
5.3.2.2.	Materiales Directos	133
5.3.2.3.	Materiales Indirectos	136
5.3.2.4.	Servicios	137
5.3.2.5.	Costos Administrativos	138

5.3.2.6.	Costos Intangibles	139
5.3.2.7.	Depreciación	140
5.4.	Costo Unitario de Producción	143
5.4.1.	Costo de Producción del ^{32}p	143
5.4.2.	Costo de Operación del Reactor	145
5.5.	Evaluación Económica-Financiera del Proyecto	148
5.5.1.	Demanda y Oferta Proyectada	150
5.6.	Viabilidad Comercial	163

CAPITULO VI

6.0.	RESULTADOS	172
6.1.	Parámetros de Irradiación	172
6.1.1.	Flujo Neutrónico	172
6.1.2.	Sección Eficaz	174
6.2.	Infraestructura de Preparación de Muestra	175
6.3.	Actividad Alcanzada	176
6.4.	Costo unitario de producción	179
6.5.	Evaluación Económica Financiera	181
6.5.1.	Evaluación Económica	181
6.5.2.	Evaluación Financiera	182

CAPITULO VII

7.0.	CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES	184
7.1.	Conclusiones	184
7.2.	Recomendaciones	186

CAPITULO VIII

8.0. BIBLIOGRAFIA	187
-------------------	-----

9.0. ANEXOS

Anexo 1. Formulario sobre activaciones	191
Anexo 2. Teorema de Taylor	199
Anexo 3. Cáncer en América Latina	202
Anexo 4. Reglamento de la Ley del Impuesto a la Renta. Decreto Supremo N° 122-94-EF	209

TABLAS

	Página
Tabla 2.1: Modos de operación del reactor RP10	14
Tabla N° 2.2: Clasificación de los neutrones por su energía	15
Tabla N° 2.3: Equivalencia entre energía y velocidad	16
Tabla N° 2.4: Reacciones nucleares con neutrones lentos	16
Tabla N° 2.5: Propiedades de las partículas subatómicas	17
Tabla N° 2.6: Distribución de energía liberada por fisión de un átomo de ^{235}U .	22
Tabla N° 2.7: Comparación de radiación gamma y beta para uso en braquiterpia	56
Tabla N° 2.8: Principales causas de muerte en Perú en el año 2000	58
Tabla N ^a 3.1: Principales reacciones nucleares del Azufre (S)	60
Tabla N ^a 3.2: Principales reacciones nucleares del Fósforo (P)	62
Tabla N ^a 3.3: Comparación de las propiedades físicas del Azufre y Fósforo	63
Tabla N° 3.4: Características del P_2O_5	65
Tabla N° 3.5: Características del radioisótopo ^{32}P .	70

Tabla N° 3.6: Tabla de decaimiento del Radioisótopo ^{32}P	71
Tabla N° 3.7: Alcance de la Partícula β - en diverso Materiales	72
Tabla N° 4.1: Características química del Blanco	84
Tabla N° 4.2: Densidad del blanco a ser irradiado	84
Tabla N° 4.3: Densidad atómica inicial de la Muestras del Blanco ^{31}P	85
Tabla N° 4.4: Valores de parámetros de irradiación	86
Tabla N° 4.5: Actividad del ^{32}P alcanzado al irradiar a saturación	86
Tabla N° 4.6: Valor del error en el polinomio de Taylor	92
Tabla N° 4.7: Actividad de las muestra después de 8h de irradiación	92
Tabla N° 4.8: Actividad de las muestras de ^{31}P después de 8h de irradiación corrigiendo la sección eficaz de absorción	95
Tabla N° 4.9: Átomos iniciales del Blanco ^{31}P en las muestras	100
Tabla N° 4.10: Átomos del Blanco ^{31}P y del producto ^{32}P en el instante t	101
Tabla N° 4.11: Reacciones Colaterales o secundarias del Blanco ^{31}P	102
Tabla N° 4.12. Características del Blanco.	107
Tabla N° 4.13: Cantidad de átomos del Blanco ^{31}P presentes inicialmente en cada muestra	107
Tabla N° 4.14: Parámetros para el cálculo de actividad	107
Tabla N° 4.15: Especificaciones de las fuente de braquiterapia y los estándares de trabajo recomendados para calibración	112
Tabla N° 5.1: Incidencia mundial de cáncer, 2002	116
Tabla N° 5.2: Muertes por tumores malignos en el Perú, entre 1996-2000	118
Tabla N° 5.3: Principales causas de mortalidad por cáncer en el Perú, 2004	119
Tabla N° 5.4: Principales causas de mortalidad por cáncer en Perú	120

2000

Tabla N° 5.6: Atenciones por cáncer según grupo de edad, 2004	122
Tabla N° 5.7: Atenciones por cáncer según el tipo, registro MINSA 2005	122
Tabla N° 5.8: Atenciones por tipo de cáncer, 1995	124
Tabla N° 5.9: Muertes por enfermedades circulatorias en el Perú	126
Tabla N° 5.10: Muertes por tipo de cáncer que pudieron ser tratadas con ³² P	127
Tabla N° 5.11: Demanda de pacientes a ser tratadas con ³² P	128
Tabla N° 5.12: Costo de mano de obra directa para la operación del reactor	133
Tabla N° 5.13: Costo de mano de obra directa para la producción de ³² P	132
Tabla N° 5.14: Costo de mano de obra indirecta para la operación del reactor	133
Tabla N° 5.15: Costo de mano de obra indirecta para la producción de ³² P	133
Tabla N° 5.16: Costo de materiales directos del Reactor	135
Tabla N° 5.17: Costo de materiales directos para el producto	136
Tabla N° 5.18: Costo de materiales indirectos para el reactor	136
Tabla N° 5.19: Costo de materiales indirectos para el producto	137
Tabla N° 5.20: Costo de servicios para el producto	137
Tabla N° 5.21: Costo de servicios para la operación del reactor	138
Tabla N° 5.22: Costo Administrativos para el producto	138
Tabla N° 5.23: Costo Administrativos para el reactor	139
Tabla N° 5.24: Costo de intangibles para el producto	140
Tabla N° 5.25: Tasa de depreciación dado por el gobierno	141

Tabla N° 5.26: Depreciación de edificaciones	142
Tabla N° 5.27: Depreciación de maquinaria y equipos del reactor	142
Tabla N° 5.28: Depreciación de maquinaria y equipos del ³² P	143
Tabla N° 5.29: Costos variables	144
Tabla N° 5.30: Costos fijos	144
Tabla N° 5.31: Costo de operación del RP-10 por 8 horas	146
Tabla N° 5.32: Costo por posición de irradiación del RP-10 por 8 h	147
Tabla N° 5.33: Demanda y Oferta proyectada	150
Tabla N° 5.34: Inversión fija del proyecto	151
Tabla N° 5.35: Depreciación del Activo Fijo	152
Tabla N° 5.36: Inversión en intangibles	153
Tabla N° 5.37: Amortización de la Inversión en intangibles	153
Tabla N° 5.38: Desembolso en Mano de obra	154
Tabla N° 5.39: Desembolso en materia prima	155
Tabla N° 5.40: Desembolso en Servicios diversos	155
Tabla N° 5.41: Resumen de la Inversión Final	156
Tabla N° 5.42: Inversión de reposición	157
Tabla N° 5.43: Clasificación de los costos del 2010	157
Tabla N° 5.44: Costo variable medio y total del 2010	158
Tabla N° 5.45: Proyección de Costos y Beneficios	159
Tabla N° 5.46: Determinación del Punto de Equilibrio	160
Tabla N° 5.47: Tasas para el cálculo del Costo de capital	161
Tabla N° 5.48: Costo de Capital COK	161
Tabla N° 5.49: Cálculo del amortización de la Deuda	162

Tabla N° 5.50: Pago de Intereses y amortizaciones de la deuda .	163
Tabla N° 5.51: Flujo de Caja del Proyecto sin liquidación del IGV	166
Tabla N° 5.52: Flujo de Caja del Inversionista sin liquidación del IGV	167
Tabla N° 5.53: Indicadores Económicos	168
Tabla N° 5.54: Indicadores Financieros	168
Tabla N° 5.55: Liquidación del IGV	168
Tabla N° 5.56: Flujo de caja del proyecto luego de pagar el IGV	169
Tabla N° 5.57: Flujo de Cajo del Inversionista Luego de pagar el IGV	170
Tabla N° 5.58: Indicadores Económicos	171
Tabla N° 5.59: Indicadores Financieros	171
Tabla N° 6.1: Clasificación de los neutrones del reactor por calculo	172
Tabla N° 6.2: Mapa de Flujo Neutrónico del Grupo 1 (1,353 – 10,0MeV)	173
Tabla N° 6.3: Mapa de Flujo Neutrónico del Grupo 2 (15.03KeV – 1,353MeV)	173
Tabla N° 6.4: Mapa de Flujo Neutrónico del Grupo 3 (0.625 eV – 15.03KeV)	174
Tabla N° 6.5: Mapa de Flujo Neutrónico del Grupo 4 (0,0 – 0,625eV)	174
Tabla N° 6.6: Actividad alcanzada por las muestras en el núcleo del reactor RP-10	178
Tabla N° 6.7: Punto de equilibrio	181
Tabla N° 6.8: Evaluación económica	181
Tabla N° 6.9: Evaluación Financiera	182

FIGURAS

Figura N° 2.1: Esquema del Reactor RP-10	Página 6
--	-------------

Figura N° 2.2: Componentes del núcleo del Reactor RP-10	7
Figura N° 2.3: Configuración del núcleo N° 31 (30/06/09)	8
Figura N° 2.4: Esquema del elemento combustible normal	10
Figura N° 2.5: Esquema del elemento combustible de control	12
Figura N° 2.6: Esquema de los nucleones del átomo	17
Figura N° 2.7: Radiactividad	20
Figura N° 2.8: Proceso de fisión del átomo de ^{235}U .	21
Figura N° 2.9: Variación de sección eficaz con la velocidad del neutrón	28
Figura N° 2.10: Distribución del Flujo neutrónico en el núcleo del reactor	30
Figura N° 2.11: Decaimiento Radiactivo como Función del Tiempo en Unidades de Vida Media	40
Figura N° 2.12: Esquema de una reacción nuclear	43
Figura N° 3.1: Esquema del decaimiento del radioisótopo ^{32}P .	70
Figura N° 3.2: Espectro de la partícula β^- emitido por el radioisótopo ^{32}P .	71
Figura N° 3.3: Fracción de la Actividad Remanente del radioisótopo ^{32}P	72
Figura N° 3.4: Contenedor de Aluminio N° 1	74
Figura N° 3.5: Contenedor de Aluminio N° 2	74
Figura N° 3.6: Tramaño del contenedor de aluminio.	75
Figura N° 3.7: Plano de los accesorios de llenado y sellado del contenedor	77
Figura N° 3.8: Recinto de manipulación del fósforo (caja de acrílico)	78
Figura N° 3.9: Accesorios para el llenado y sellado de la fuente.	78
Figura N° 3.10: Dispositivo para colocar muestras en el núcleo del Reactor	81

Figura N° 3.11: Producto final de la Fuente	81
Figura N° 3.12: Fuentes para irradiarse en el reactor	81
Figura N° 4.1: Número de $T_{1/2}$ que hay que irradia al ^{31}P para llegar a saturación.	88
Figura N° 4.2: Número $t_{1/2}$ que hay que irradiar las muestras M1 y M2 para llegar a saturación.	88
Figura N° 4.3: Número $t_{1/2}$ que hay que irradiar las muestras M3 y M4 para llegar a saturación.	89
Figura N° 4.4: Número de $t_{1/2}$ en que $e(-0,693147 \cdot t/t_{1/2})$ tiende a cero.	93
Figura N° 4.5: Distorsión del flujo neutrónico con la posición de las barras de control,	96
Figura N° 4.6: Esquema de la reacción nuclear del ^{31}P en el Reactor	104
Figura N° 4.7: Actividad alcanzada en función del tiempo de irradiación de M1 y M2	108
Figura N° 4.8: Actividad alcanzada en función del tiempo de irradiación de M3 y M4	109
Figura N° 5.1: Evolución de la mortalidad por todas las causas en el Perú	118
Figura N° 5.2: Evolución de la mortalidad por cáncer en el Perú	118
Figura N° 5.3: Atenciones por tipo de cáncer en EsSALUD 2004 y MINSA 2005	123
Figura N° 5.4: Tendencia de la incidencia de cáncer en hombres en el Perú	125
Figura N° 5.5: Tendencia de las neoplasias malignas en mujeres en el Perú	125
Figura N° 6.1: Sección eficaz del ^{31}P para el espectro de neutrones.	175
Figura N° 6.2: Distribución de los costos en la producción del ^{32}P .	180
Figura N° 6.3: Distribución de los costos en la operación del reactor.	180

CAPITULO I

INTRODUCCION

Una de las herramientas muy utilizadas en medicina para controlar o impedir la recurrencia de las enfermedades arteriales y el tratamiento de enfermedades neoplásicas (tumores), son las radiaciones ionizantes, mediante la técnica de la radioterapia. El objetivo de la radioterapia es llevar la máxima dosis de radiación posible a las células malignas para ocasionarle el mayor daño posible. Las radiaciones ionizantes, ya sea en forma de radiaciones electromagnéticas (rayos X, Gamma) o radiaciones corpusculares (partículas alfa, beta, protón, neutrón), pueden aplicarse con este propósito mediante diversas formas, como: la teleterapia donde la radiación se encuentra externa al paciente, mediante los radiofármacos en el que la radiación va adherida a los fármacos o mediante la braquiterapia en el cual la radiación va en forma de fuentes selladas o semillas radiactivas. Al igual que la cirugía, la braquiterapia es un tratamiento localizado, utilizado principalmente para eliminar o erradicar tumores visibles, con las **fuentes selladas** que contiene el material radiactivo (radioisótopos) que son colocados cerca del tumor o se introducen en el seno del mismo, para que las radiaciones ionizantes interactúen con las células malignas.

El fin primordial de la radioterapia es buscar el equilibrio entre una máxima irradiación a las células malignas y una mínima irradiación al tejido sano circundante.

Para cumplir con este objetivo fundamental, la radiación debe tener una acción lo mas localizada posible, en otras palabras, que su penetración sea la más corta posible para no afectar a las células sanas circundante y que deposite la mayor parte de su energía sobre las células malignas para causarle el mayor daño o si es posible causarle la muerte.

La radiación que cumple a cabalidad con este objetivo, es la radiación beta, debido fundamentalmente a su característica corpuscular y a su carga eléctrica; que interactúa mucho más con los tejidos, que las radiaciones electromagnéticas, impartiendoles una dosis elevada de energía, incluso hasta

causarles la muerte y además muestra un menor poder de penetración que los rayos gamma.

Uno de los radioisótopos que emite partícula de alta energía en su decaimiento es el ^{32}P , radioisótopo emisor β^- puro con energía máxima de 1,71 MeV y una vida media de 14,28 días. No existe en la naturaleza, por lo que se debe obtener en forma artificial mediante diversas reacciones nucleares.

En el presente trabajo se desarrollará el proyecto de prefactibilidad para la "PRODUCCION DE FUENTE SELLADA DE FOSFORO-32 PARA USO MEDICO", el cual implica el diseño y la construcción del prototipo de la fuente sellada o semilla radiactiva y la generación del ^{32}P a partir de un compuesto fosfórico comercial, en un reactor nuclear.

En la primera parte del trabajo, se dará una explicación de los fundamentos y conceptos teóricos de las reacciones nucleares y el decaimiento radiactivo aplicables al desarrollo del proyecto, como: reacciones y radiaciones nucleares, decaimiento radiactivo, efecto de las radiaciones en la materia, técnicas de detección de la radiactividad, la descripción de la ecuación que relaciona los parámetros que influyen en una reacción nuclear. En la segunda parte se presentará las propiedades físicas y químicas de la materia prima y la del elemento cuyo isótopo radiactivo se desea producir; esto con la finalidad de tener una referencia inmediata cuando se pretenda entender la reacción nuclear correspondiente. Asimismo se realizará la descripción de todo el proceso experimental, que incluye: la fabricación de los contenedores, el llenado de la materia prima, el sellado de las fuentes, la preparación de la muestra para ser colocada en el reactor, las consideraciones físicas y químicas que delimitan el diseño del prototipo, el diseño del prototipo y su construcción y, las pruebas efectuadas.

En la tercera parte se explicará el proceso de producción del radioisótopo radiactivo ^{32}P mediante la irradiación en el reactor RP-10, la apertura de las muestras irradiadas y la medición y calibración de las muestras.

En la cuarta parte se presentará los resultados en correspondencia con la parte experimental.

En la quinta parte se realizara una evaluación económica de la producción de la fuente sellada, haciendo un estudio del mercado y los costos de producción y la viabilidad del proceso.

Por último, en la sexta parte, se darán algunas recomendaciones y conclusiones en base al trabajo realizado y que pueden permitir, en un futuro, obtener mejores resultados si se desea perfeccionar el método experimental de obtención de ^{32}P aquí presentado.

Un aspecto importante, es que el trabajo contribuirá a que el Perú cuente con tecnología propia para obtener este radioisótopo en forma de fuente sellada o semilla radiactiva y así poder desarrollar sus aplicaciones en beneficio de nuestra sociedad.

Actualmente existen sistemas que utilizan fuentes emisoras de radiaciones beta, que vienen siendo utilizados principalmente para tratamiento de enfermedades circulatorias o más específicamente en tratamientos de enfermedades vasculares. Uno de estos sistemas es el Beta-Cath™ de Novoste™, que contiene fuentes de $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$. Existe también otro sistema llamado GALILEO™, utilizado también para radioterapia intravascular, diseñado para llevar una dosis controlada de radiación de fuentes emisores beta de ^{32}P adherida en una aleación de Níquel-Titanio (NiTi). Los radioisótopos utilizados por estos sistemas han sido producidos por reacciones de fisión, proceso que origina muchos desechos radiactivos.

En nuestro caso el fósforo es llenado directamente en su contenedor antes de ser irradiado, y la reacción nuclear que utilizamos es la captura radiactiva. Este proceso tiene la ventaja de que elimina la dosis de radiación al personal durante la preparación de la fuente sellada y no genera desechos radiactivos..

CAPITULO II

FUNDAMENTOS TEORICOS

2.1. DESCRIPCION DEL REACTOR NUCLEAR "RP10"

El Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), viene operando un reactor nuclear de investigación y productor de radioisótopos denominado Reactor Peruano de Potencia 10 (RP-10), ubicado en el Centro Nuclear de Investigaciones del Perú "Oscar Miró Quesada de la Guerra – RACSO", en el Departamento de Lima, Provincia de Lima, Distrito de Carabayllo, en el pueblo de Huarangal; que inicio su operación y llego por primera vez a crítico (mantuvo la reacción de fisión auto-sostenida) el 30 noviembre de 1989.

La función principal del reactor RP10 es generar neutrones mediante las reacciones nucleares de fisión de los núcleos del ^{235}U . Estos neutrones son utilizados para generar materiales radiactivos, mediante las reacciones nucleares de absorción, al exponer los núcleos de los elementos químicos específicos a un espectro de neutrones de diversas energías. Los materiales o elementos químicos que han sido activados o transformados en radiactivos son denominados radioisótopos; los cuales son utilizados en diversas investigaciones científicas y en aplicaciones diversas en el campo socio-económico y productivo, aportando así al bienestar de la sociedad (véase la Figura N° 2.1).

2.1.1. CARACTERISTICAS GENERALES

El reactor RP10 es una instalación nuclear de tanque abierto (tipo piscina) llena de agua liviana y con potencia nominal de 10 MW térmicos. El tanque principal es de forma cilíndrica expuesta verticalmente.

En el interior del tanque se aloja el núcleo del reactor a una altura de 1 m. respecto del fondo, apoyado sobre una caja de acero inoxidable de sección cilíndrica que sostiene una grilla de aluminio, donde se insertan los

elementos combustibles [1].

El tanque del reactor, durante la operación normal está totalmente lleno de agua desmineralizada que cumple las funciones de refrigerante, moderador de neutrones y blindaje de las radiaciones en el sentido axial. El agua de refrigeración tiene una conductividad $< 2 \text{ uS/cm}$ y un pH entre 5,5 y 7. Estas condiciones se logran con un sistema continuo de purificación [1,2].

El calor generado en el núcleo por las reacciones de fisión, es transferido al agua que circula en forma descendente, por los espacios libres entre las placas que conforman los elementos combustibles, atravesando la boquilla de los elementos combustibles colocados en la grilla, para luego almacenarse temporalmente en la caja de acero inoxidable y finalmente ingresar al circuito primario de refrigeración.

Con el objeto de mejorar el balance neutrónico, al conjunto de elementos combustibles que conforman el núcleo del reactor, se les rodea de cajas de grafito y berilios de pureza nuclear, envainadas en aluminio con las mismas dimensiones, forma y posicionamiento que los elementos combustibles. Otras seis cajas para irradiación de muestras son montadas análogamente en la grilla completando el esquema del núcleo [1,2].

Existen tres contenedores contiguos al núcleo y adosados a la grilla que tienen insertos tres detectores destinados a los canales de arranque de la instrumentación neutrónica. Esta se completa con otros tres medidores de evolución de potencia (logarítmica y lineal), dotados de una serie de enclavamientos y disparos de seguridad, dispuestos de manera que la operación se realice según las características de diseño. Si por alguna razón durante la operación, se sale de estas condiciones de diseño, dichos disparos de seguridad provocan la extinción inmediata del reactor (falla segura). Se cuenta además con un cuarto detector asociado a un amplificador lineal para medir flujo neutrónico en términos de corriente y de este modo se obtiene la potencia del reactor, además de servir para el control automático del reactor [1,2].

Un sistema denominando Colchón Caliente, forma una capa de agua en la parte superior del tanque principal, con mayor temperatura que el resto, que

actúa como blindaje biológico adicional, dificultando que partículas

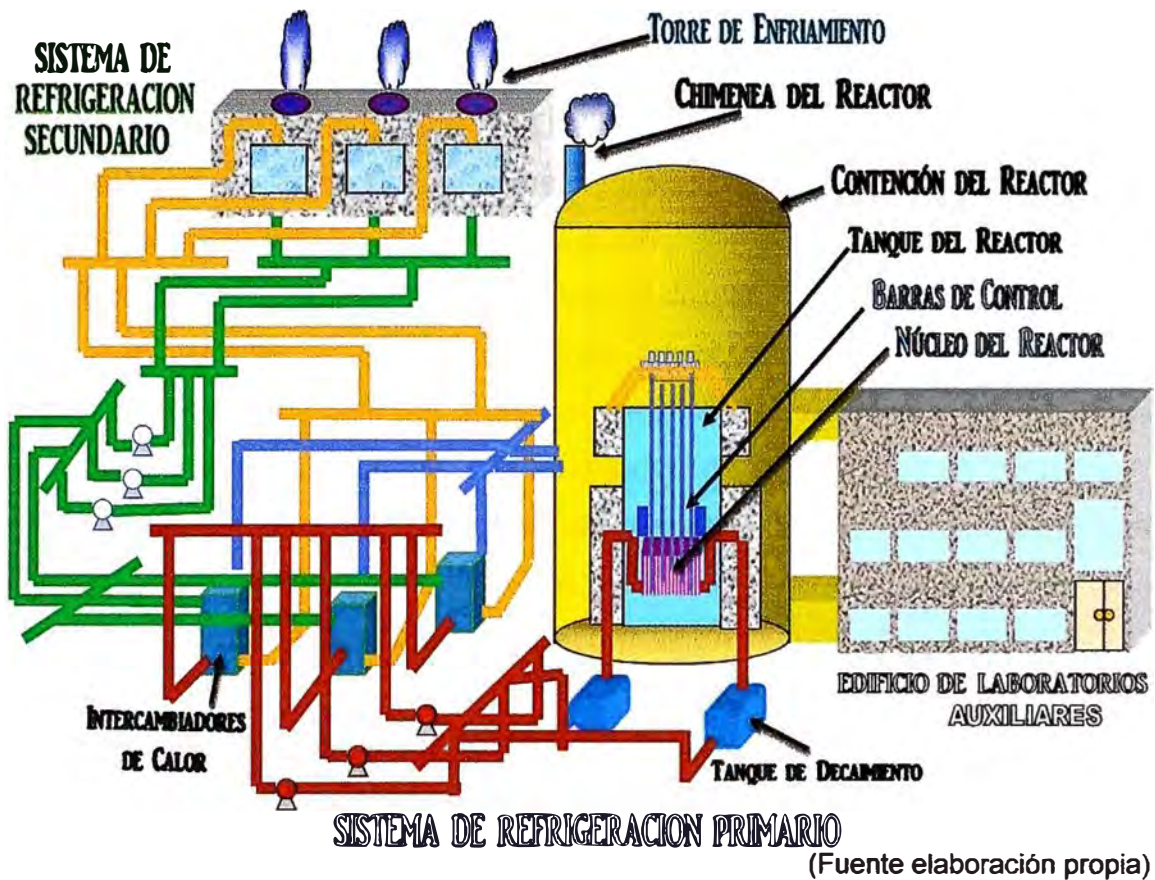


Figura N^o 2.1: Esquema del Reactor RP-10

radioactivas emerjan a la superficie [1].

El circuito primario de refrigeración consta de tres bombas que hacen posible la circulación forzada descendente a través del núcleo del reactor, el paso por dos tanques de decaimiento donde decaen los elementos activados de vida media corta disminuyendo la exposición del personal que transita por la sala de bombas, y por tres intercambiadores de calor donde se transfiere el calor de fisión al circuito secundario. El sistema de refrigeración secundario consta de tres bombas y tres torres de enfriamiento [1,2].

El flujo neutrónico disponible puede ser aprovechado con fines experimentales o para producir radioisótopos. Con esta finalidad, el reactor tiene ocho cajas de irradiación dentro del núcleo, y para llevar los neutrones a la parte exterior del tanque principal, el reactor posee [1] un conducto

tangencial, una columna térmica, tres conductos radiales y un conducto neumático adecuado para la obtención de radioisótopos de vida media corta.

2.1.2. EL NUCLEO DEL REACTOR

Los principales componentes del reactor son: elementos combustibles (normales y de control), reflectores (grafitos y berilios), moderador de neutrones (agua liviana), barras de control, cajas de irradiación y el sistema neumático de irradiación, como se puede observar en la Figura N° 2.2.

El núcleo durante su operación puede adoptar distintas configuraciones, utilizando los componentes antes mencionados, dependiendo del flujo neutrónico que el experimento o la producción de radioisótopos lo requiera.

En operación normal y a plena carga, el núcleo puede llegar a tener una configuración de 29 elementos combustibles, cinco de los cuales son elementos combustibles que alojan las barras de seguridad y control.



Figura N° 2.2: Componentes del núcleo del Reactor RP-10

El núcleo del reactor está constituido por los siguientes elementos:

- a) 24 elementos Combustibles Normales

- b) 5 elementos Combustibles de Control
- c) 5 Barras de Control
- d) 1 Barra de Regulación Fina
- e) 6 Cajas de Irradiación
- f) Elementos Reflectores de Berilio y Grafito (Variables)

Todos los componentes del núcleo del reactor, reposan en una grilla de 10 x 10 orificios de 61,7 mm de diámetro. Los elementos combustibles son prismas de sección cuadrada, que contienen las placas combustibles y en la parte inferior tienen una boquilla de forma cilíndrica para que puedan ser colocados en los agujeros de la grilla.

Durante el presente estudio, la configuración del núcleo es la N° 31 (gestión de combustible del núcleo del reactor RP10), como se muestra en la Figura N° 2.3. [3]

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	TN RAB	NG		NG	NG	NG	PI 002	NG		
2	NG	NB	NN-012 52.21	NN-021 31.59	NN-026 18.89	NN-020 35.53	NN-016 53.39	NB	NG	
3	NG	NB	NN-029 14.29	NC-002 51.63	NN-022 28.66	NC-007 11.01	NN-030 9.71	NB	NG	
4	NG	PI 003	NN-024 25.11	NN-017 47.03	NN-013 50.91	NN-006 50.48	NN-025 23.39	PI 004	NG	
5	NG	NB	NN-023 24.45	NN-019 45.34	PI 005	NN-007 47.86	NN-027 22.91	NB	NG	
6	NG	NB	NN-032 4.63	NC-006 27.00	NN-005 43.44	NC-001 35.18	NN-031 6.98	NB	NG	
7	NG	NB	NN-011 49.64	NN-028 14.67	NC-008 1.38	NN-018 34.08	NN-014 52.41	NB	NG	
8	NG	NG	NG	NG	NG	NG	BCF	NG	NG	
9	PI 006		NG	NG	NG	NG	NG	NG	PI 007	

Figura N° 2.3: Configuración del núcleo N° 31 (30/06/09)

NN: Elemento Combustibles Normales

IR: Cajas de Irradiación

NB: Elemento Reflector de Berilio

NG: Elemento Reflector de Grafito

NC: Elemento Combustibles de Control

TN: Tubo Neumático

CF: Cámara de Fisión.

RAB: Sistema Neumático rabbit.

Para controlar la potencia del reactor RP-10, en el núcleo del reactor se tienen instalados cinco barras de seguridad-control tipo tenedor, fabricados de una aleación de 80 % Ag -15 % In – 5 % Cd. [2]

El reactor RP-10 utiliza el agua liviana como moderador de los neutrones y como refrigerante del calor generado por la fisión, y circula por el sistema primario de refrigeración.

Para la utilización de los neutrones, el reactor cuenta con un conjunto de facilidades de irradiación; entre los que se pueden mencionar: seis posiciones de irradiación de muestras para producir radioisótopos dentro del núcleo, una columna térmica, tres conductos radiales, un conducto de neutrografía, dos salidas tangenciales de haces neutrónicos, un sistema neumático de envío de muestras al núcleo del reactor. [1]

En el núcleo del reactor, dentro de los elementos combustibles, se producen las reacciones nucleares de fisión. En cada reacción de fisión, se liberan de 2 a 3 neutrones, aparecen dos nuevos elementos químicos radiactivos, se libera partículas α y β , energía en forma de onda electromagnética (rayos γ y X) y gran cantidad de calor.

2.1.3. ELEMENTOS COMBUSTIBLES

Los elementos combustibles son del tipo MTR (Material Testing Reactor) y están conformados por un conjunto de placas combustibles. Se clasifican en elementos combustibles normales y de control. [2]

Los elementos combustibles normales (véase Figura N° 2.4) están constituidos por:

- a) Catorce placas combustibles internas de igual geometría, conteniendo la dispersión de U_3O_8 -Al, encuadrados en un marco de AlMgSi1 y recubierto por dos placas del mismo material.
- b) Dos placas combustibles externas que poseen mayor longitud total, con el propósito de formar la caja del elemento combustible y adicionalmente, tiene mayor espesor de revestimiento que las placas combustibles internas, pues debe presentar mayor resistencia a posibles golpes en el transporte o manejo del combustible.

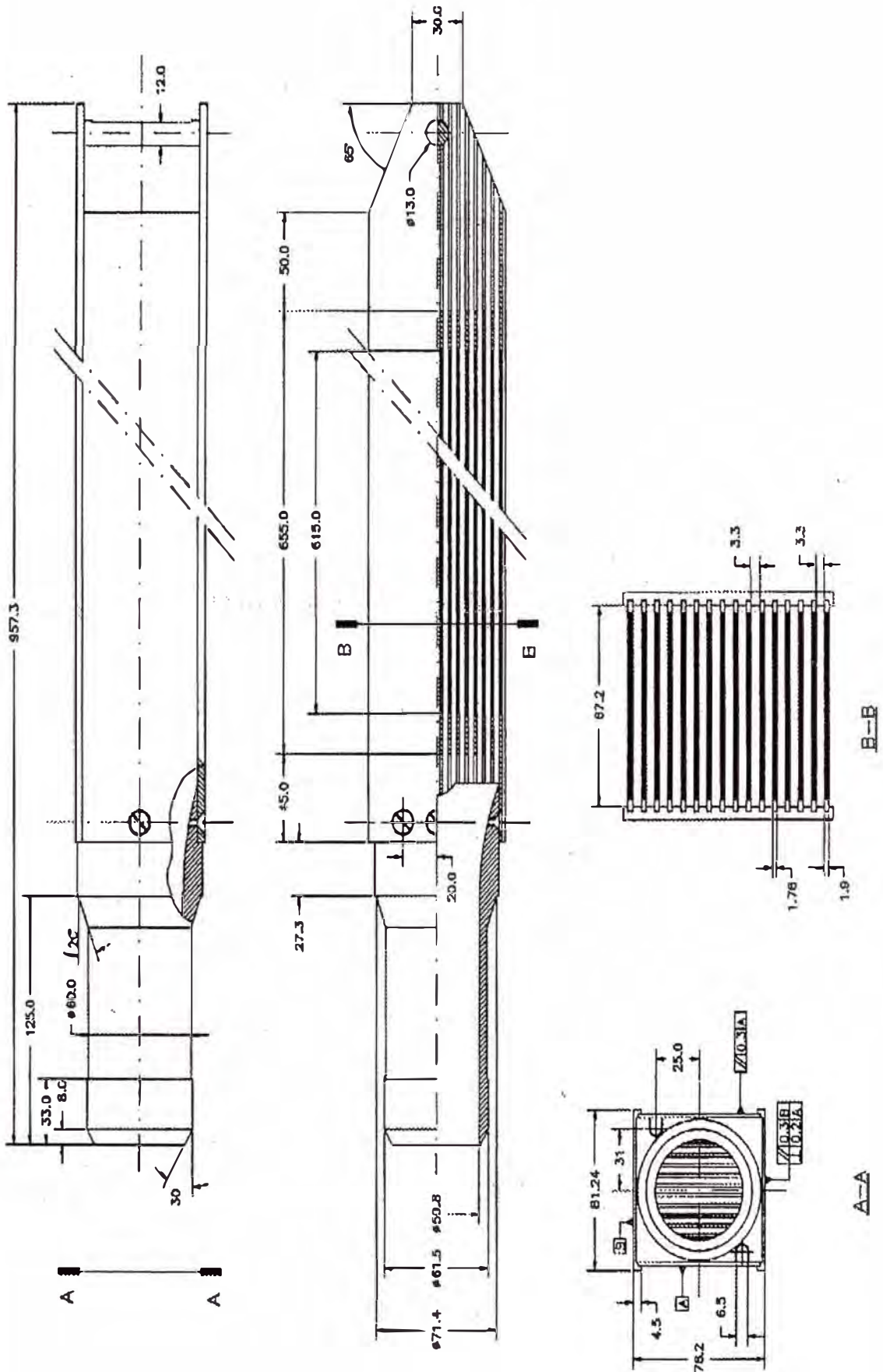


Figura N° 2.4: Esquema del elemento combustible normal

- c) Dos paredes laterales de aluminio, a las cuales las placas combustibles se encuentran fijadas rígidamente.
- d) Una boquilla en el extremo inferior, la cual fija al elemento combustible en el orificio de la grilla portante del reactor.
- e) Un dispositivo de enganche en el extremo superior, para los procedimientos de manipulación del elemento combustible.

El elemento combustible de control se ha diseñado para alojar y soportar estructuralmente al conjunto tenedor de las barras de control utilizado para el control de potencia del reactor. [2]

Los elementos combustibles de control (véase Figura N° 2.5), están formados por:

- a) Doce placas combustibles internas, de similares dimensiones al de los combustibles normales.
- b) Cuatro placas guías (dos en cada extremo) para el movimiento vertical de las placas de control, paralelas a las placas combustibles.
- c) Dos paredes laterales a las cuales las placas combustibles internas y las placas guías se encuentran fijadas rígidamente.
- d) Una boquilla en el extremo inferior.

Las paredes laterales del elemento de control son bastante más alargadas que la de los elementos combustibles normales y sirven de guía a las placas absorbentes de neutrones de las barras de control. El canal formado entre una placa guía y la placa combustible contigua tiene un espesor de 2,4 mm y se denomina canal reducido.[2]

Cada placa combustible, contiene ^{235}U en una dispersión fina y homogénea de óxido de uranio adherida en una matriz de aluminio ($\text{U}_3\text{O}_8+\text{Al}$), cuyas dimensiones son 1 mm de espesor, 62,75 mm de ancho, y 615 mm de longitud, y que se conoce como la zona activa de la placa combustible. Esta zona activa es geoméricamente igual en todas las placas combustibles. El material de recubrimiento de la matriz, es de una aleación de aluminio, magnesio y silicio (AlMgSi1 tipo 6061) con espesores de 0,38 mm para las placas internas y de 0,45 mm en las placas externas. La cantidad de uranio U^{235} en cada placa combustible es de $17,5 \pm 0.26$ g.

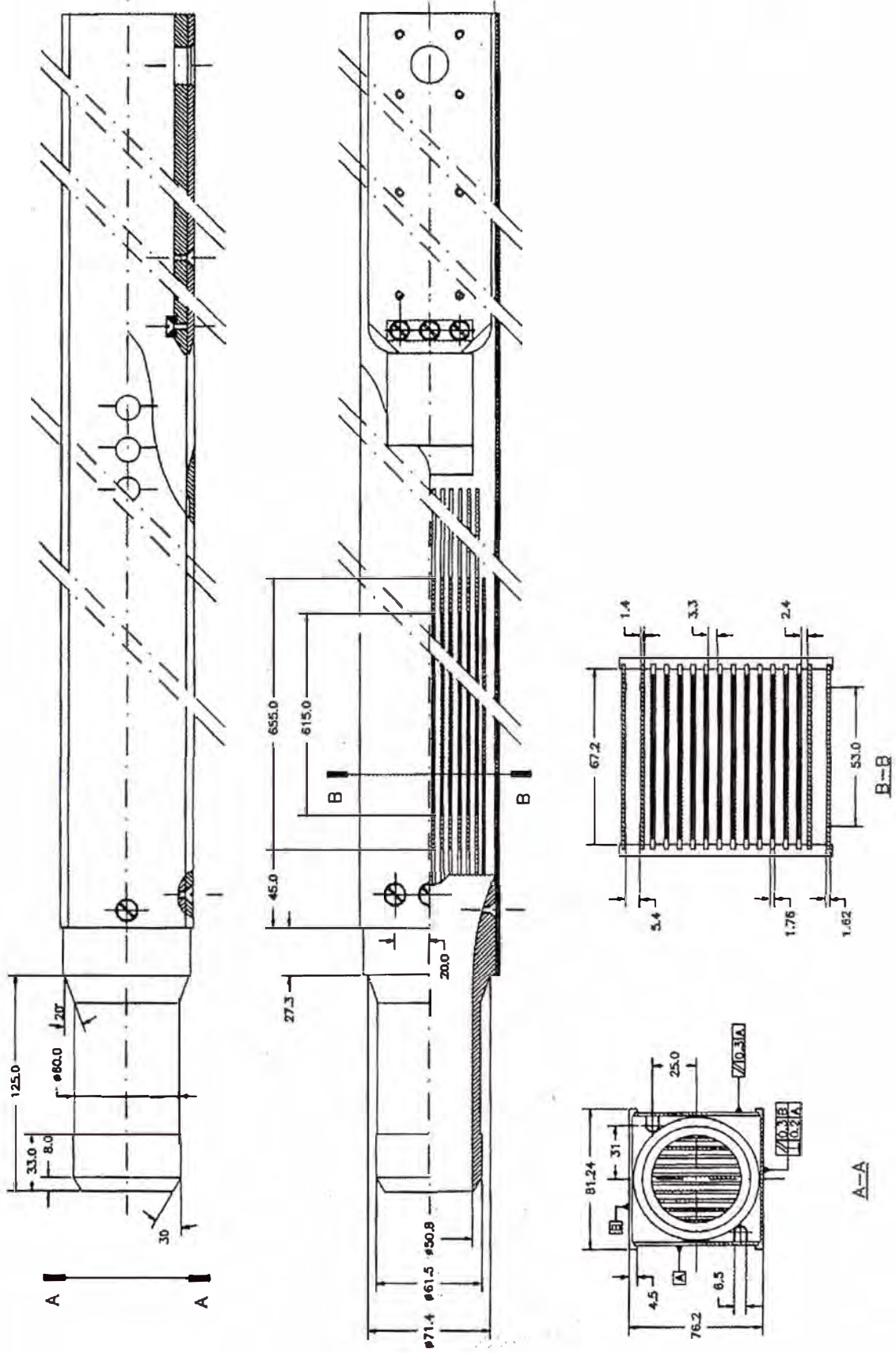


Figura N^o 2.5: Esquema del elemento combustible de control

El enriquecimiento es de 19,75 % en masa de ^{235}U , y la densidad del uranio en la zona activa es de $2,296 \text{ g/cm}^3$. Las placas combustibles internas son de las siguientes dimensiones: 1,76 mm de espesor, 70,75 mm de ancho, y 655 mm de longitud. Las placas combustibles externas tienen las dimensiones que se indican: 1,90 mm de espesor, 70,75 mm de ancho, y 750 mm de longitud. El canal formado entre placas combustibles tiene un espesor de 3,3 mm y se denomina canal normal. [2]

2.1.4. BARRAS DE CONTROL

Las barras de control están conformadas por dos placas unidas en forma de tenedor. Las placas absorbentes de neutrones son de 4,3 mm de espesor, 64,9 mm de ancho, y 635 mm de longitud activa. Cada placa absorbente está constituida por un material de 2,6 mm de espesor, fabricado con una aleación de 80 % Ag, 15 % In y 5 % Cd, y tiene un revestimiento de acero inoxidable. El soporte estructural o dispositivo de acople, vincula el conjunto tenedor por medio de una varilla de acero inoxidable al mecanismo de comando del reactor; denominándose a todo este conjunto barra de control. Las funciones de control de encendido y parada del reactor se realizan mediante los movimientos ascendentes y descendentes de estas barras. [2]

2.1.5. MODOS DE OPERACIÓN

El reactor RP10 está diseñado para funcionar en varios modos de operación como se muestra en la tabla N° 2.1. Todos los modos de operación son por convección forzada, a excepción del modo IV que es por convección natural. [2,5]

El valor de la temperatura de entrada del refrigerante al núcleo no excederá los $40 \text{ }^\circ\text{C}$. La reducción real del nivel de agua en el tanque del reactor no será mayor que 0,5 m a partir del nivel de rebalse mientras el reactor se encuentre en funcionamiento. La potencia máxima de $T_p \leq 130^\circ\text{C}$, se considera en periodos largos de operación para evitar la corrosión y es más conservativa que la temperatura de ebullición. [2,5]

Modo de Operación	Sist. Primario de Refrigeración		Caudal Total		Potencia (MW)		
			Nominal	Mínimo	Nominal	Máximo	Máximo
	Bombas	Interc.	m ³ /h	m ³ /h		T _p ≤ T _{eb}	T _p ≤ 130 °C
IV	Convección Natural				0,32	0,40	-
I	3	3	1 659,7	1 270	10,0	17,41	15,66
V	2	3	1 467,2	1 270	10,0	15,41	13,96
VII	1	3	982,7	800	7,0	9,88	10,66

Tabla 2.1: Modos de operación del reactor RP10

El reactor también cuenta con un sistema secundario de refrigeración, conformado por tres bombas y tres torres de enfriamiento, las que se utilizan en los modos de operación, para mantener la condición de que la temperatura del agua que ingresa al tanque del reactor sea menor o igual a 40 °C. [5]

2.2. REACCIONES NUCLEARES

Se denomina reacción nuclear, a la interacción de un núcleo atómico con una partícula cualquiera. Esta interacción puede limitarse en el caso más simple a un intercambio de energía cinética sin que el estado del núcleo bombardeado experimente alteración alguna, denominándose a este tipo de reacción dispersión elástica. Si por el contrario, el núcleo blanco bombardeado experimenta una alteración, pueden suceder dos cosas: a) que el núcleo se transforme temporalmente en otro y adquiere una cierta energía excitándose, y para recuperar su estado original, expelle una partícula idéntica al proyectil incidente, denominándose a este tipo de reacción dispersión inelástica, o b) que se convierta en otro núcleo, es decir que al interaccionar con el núcleo blanco produce un núcleo nuevo, saliendo expelidas otras partículas diferentes a la del proyectil, denominándose a esta reacción, interacción de absorción o transmutación nuclear, donde la partícula proyectil es absorbida por el núcleo blanco. [6]

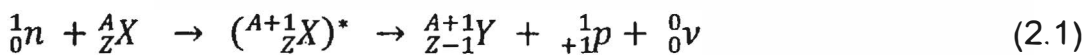
2.2.1. REACCIONES NUCLEARES CON NEUTRONES

Aquí se estudian aquellas reacciones en las que la partícula proyectil es un neutrón que incide en el núcleo de los átomos; porque son las que tienen mayor interés en la teoría de reactores nucleares.

Cuando el neutrón ingresa al núcleo va a transformarse en un protón, un electrón y un neutrino, según: [6,7,8]



Esta reacción se representa de dos formas:



Donde un nucleído queda identificado por el número de protones que tiene, o sea, por su número atómico (Z) y por el número total de partículas o nucleones, llamado número másico (A), que están relacionados con este, por la correlación: [8]

$$A = Z + n \quad (2.3)$$

Donde, n es el número de neutrones.

Se acostumbra a clasificar los neutrones por su energía cinética, o lo que es lo mismo por su velocidad, ya que existe una correspondencia biunívoca entre velocidades y energías; como se observa en la tabla 2.2: [6]

DENOMINACION	ENERGÍA
Rápidos	$E > 10^5 \text{ eV}$
Intermedios	$1 \text{ eV} < E < 10^5 \text{ eV}$
Epitérmicos	$E > 1 \text{ eV}$ y próximos a 1 eV
Térmicos	$E < 1 \text{ eV}$

Tabla N° 2.2: Clasificación de los neutrones por su energía

La conversión de ésta a otras unidades se hace por la relación (2.4). [6,8]:

$$v = 13,8 \cdot 10^5 \sqrt{E} \quad \text{en cm/s} \quad (2.4)$$

Siendo la misma que: $E = \frac{1}{2} m v^2$, cuando E se expresa en eV y las velocidades en cm/s. [6]

Siendo las velocidades correspondientes a las energías cinéticas de los neutrones térmicos, como se observa en la tabla 2.3: [6]

ENERGIA eV	VELOCIDAD x 10 ⁵ cm/s
0,026	2,2
0,041	2,8
0,058	3,4
0,075	3,8
0,092	4,2

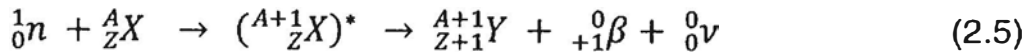
Tabla N° 2.3: Equivalencia entre energía y velocidad

La reacción que más nos interesa, por tener un papel fundamental en el funcionamiento de un reactor nuclear, son las producidas por los neutrones térmicos o lentos. Con este tipo de neutrones pueden producirse las reacciones que se indican en la tabla 2.4: [6]

PARTICULA	TIPO	REACCION
Neutrones Lentos	Dispersión	(n,n)
	Absorción	(n,α)
		(n,p)
		(n,γ)
		(n,f)

Tabla N° 2.4: Reacciones nucleares con neutrones lentos

En el presente trabajo se estudiará la reacción de absorción (n , β) que se representa de acuerdo a la ecuación (2.5):



que corresponde a la reacción nuclear del fósforo.

2.2.2. CONCEPTOS NUCLEARES

Para mayor claridad, a continuación se explican algunos términos que se utilizaran en el presente trabajo:

2.2.2.1. NUCLEONES

Los átomos están conformado por tres tipos de partículas subatómicas: protones, neutrones y electrones. Normalmente los átomos tienen la misma cantidad de protones que electrones equilibrándose los unos con los otros, lo que hace que el átomo sea eléctricamente neutro, (véase figura N° 2.6). [6,7]

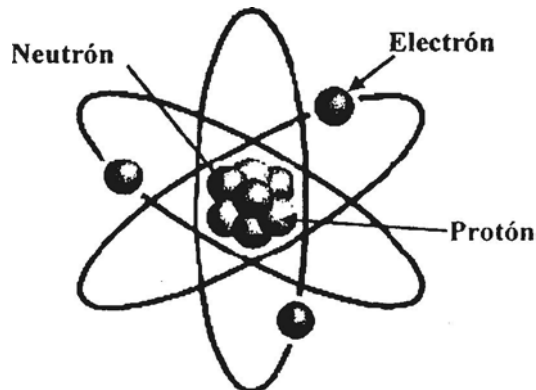


Fig. N° 2.6: Esquema de los nucleones del átomo

PARTICULA	LOCALIZACION	CARGA	MASA	
			uma	Kg
Neutrón (n)	Núcleo	Nula	1,008665	$1,672 \times 10^{-27}$
Protón (p ⁺)	Núcleo	+1	1,007277	$1,6726 \times 10^{-27}$
Electrón (e ⁻)	Alrededor del núcleo	-1	0,0005486	

Tabla N° 2.5: Propiedades de las partículas subatómicas

El núcleo es el centro del átomo y representa casi la totalidad de la masa de éste. El diámetro del átomo es del orden de 10^{-10} m y la del núcleo es del orden de 10^{-14} m. En la tabla N° 2.5 se muestran las propiedades. [6,8]

2.2.2.2. ESTABILIDAD NUCLEAR

En los núcleos atómicos las distancias entre nucleones son del orden de 1 fermi (10^{-15} m). A esta distancia la fuerza eléctrica de repulsión entre protones es mucho mayor que la fuerza gravitatoria atractiva entre los mismos. Por lo tanto, debe existir una fuerza muy intensa, de corto alcance y atractiva que mantenga unido al núcleo, esta fuerza es la **interacción nuclear fuerte** que presenta las siguientes características:

- a) Es una fuerza atractiva muy intensa.
- b) Actúa entre dos nucleones con independencia de su carga eléctrica.
- c) Es una fuerza de corto alcance. Sólo se pone de manifiesto a distancias del orden del fermi, a distancias mucho menores es repulsiva.
- d) La masa del núcleo es inferior a la suma de las masas de los nucleones que lo forman. Esta diferencia se denomina "defecto de masa" y se calcula mediante la expresión:

$$\Delta m = Z \cdot m_p + (A - Z) \cdot m_n - M$$

Siendo m_p la masa del protón, m_n la masa del neutrón y M la masa del núcleo.

La energía equivalente a este defecto de masa, se calcula con la fórmula de Einstein: $E = \Delta m \cdot C^2$

Esta energía se denomina "energía de enlace" del núcleo y es la energía que se libera al formarse el núcleo a partir de sus nucleones constituyentes y coincide con la energía que hay que proporcionar al núcleo para separar los nucleones que lo forman. Dividiendo la energía de enlace entre el número de nucleones que contiene se obtiene la energía de enlace por nucleón. Cuanto mayor sea la energía de enlace por nucleón más estable será el núcleo.

La radiactividad es un proceso estrictamente nuclear y es espontánea que ocurre dentro del núcleo. La **estabilidad nuclear** es el equilibrio entre las fuerzas de repulsión eléctrica de los protones y la fuerza atractiva nuclear de corto alcance, que experimentan los protones y neutrones del núcleo. La relación entre el número de protones (Z) y neutrones (N) es por lo tanto clave para la estabilidad del núcleo. Para los núcleos ligeros N es aproximadamente igual a Z, es decir la relación entre N y Z es 1 ($N / Z = 1$), por lo que son estables. Para los núcleos pesados la estabilidad se consigue con mayor número de neutrones y la relación entre N y Z puede llegar a ser de hasta 1,56 ($N / Z = 1,56$), desviándose del valor 1, en el que el núcleo son inestables.

La energía que se requiere para separar el núcleo en nucleones individuales se llama energía de enlace. Cuanto mayor sea la energía de enlace, más estable es el núcleo respecto a su desintegración. Los núcleos de número de masa intermedio están unidos con más fuerza (y son por tanto más estables) que los que tienen números de masa más pequeños o más grandes. Esta tendencia tiene dos consecuencias significativas: en primer lugar, los núcleos pesados ganan estabilidad y por consiguientes desprenden energía si se fragmentan en dos núcleos de tamaño mediano. Este proceso llamado fisión, se usa para generar energía en los reactores nucleares. Segundo, se liberan cantidades aún mayores de energía si los núcleos muy ligeros se combinan o fusionan entre sí para dar núcleos de mayor masa.

2.2.2.3. RADIATIVIDAD

Debido a la carga positiva de los protones, éstos están constantemente rechazándose los unos a los otros, pero el núcleo se mantiene unido por una contrafuerza, denominada **interacción nuclear fuerte** generada entre los protones y neutrones. La mayoría, se mantienen unidos en una situación estable, pero algunas combinaciones de protones y neutrones no pueden mantener el equilibrio y espontáneamente cambian (decaen) hasta alcanzar una forma más estable, liberando ciertas partículas. Estos cambios se

conocen como **radiactividad**, y a los átomos se les denomina **radiactivos**. Para alcanzar su forma más estable, algo de la energía del átomo debe ser liberada y esta energía viene a ser la **radiación** o radiactividad. (Véase la figura N° 2.7). [6]

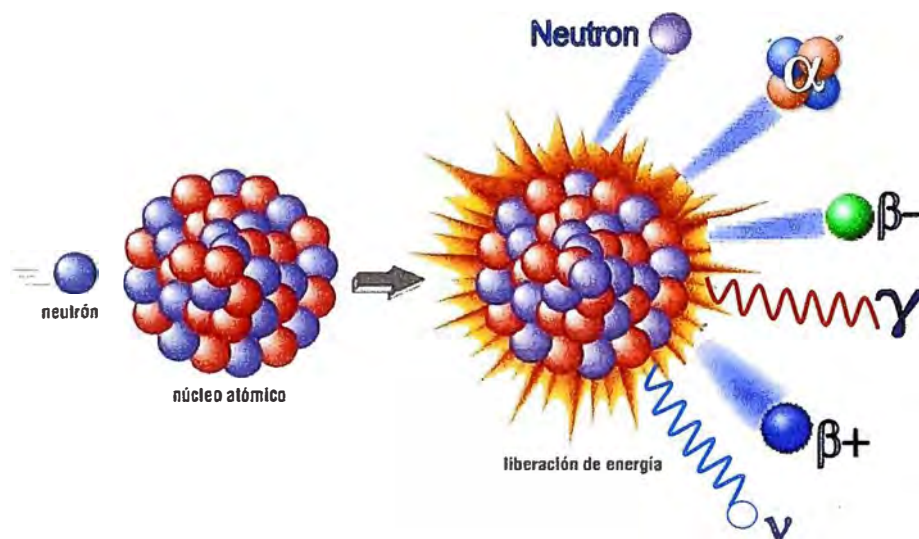


Figura N° 2.7: Radiactividad

2.2.2.4. UNIDADES DE MEDICION DE LA RADIATIVIDAD

Las dos unidades comunes para medir la actividad de una sustancia radiactiva son el curio (Ci) y becquerel (Bq). El curio es una unidad de medida de la tasa de decaimiento radiactivo y es igual a $3,7 \times 10^{10}$ desintegraciones por segundo. El becquerel es una unidad más fundamental de la medida del decaimiento radiactivo y es igual a 1 desintegración por segundo. La conversión entre curios y becquerel está dada por:

$$1 \text{ curio} = 3,7 \times 10^{10} \text{ becquerel. [6]}$$

2.2.2.5. ISOTOPOS

Son elementos que tienen características químicas idénticas, pero difieren en su masa atómica; es decir ciertos átomos de un mismo elemento tienen diferentes números de neutrones. Existen más de mil isótopos de los elementos conocidos, de estos solo 320 existen en forma natural y de ellos en forma aproximada 40 son inestables o radiactivos. Por ejemplo; el uranio U con 92 protones y 146 neutrones se tiene el ${}_{92}^{235}\text{U}_{92}$, que representa el

99,28 % del uranio natural, el resto está constituido por 0,006% de ^{234}U y 0,71% de ^{235}U , siendo este último el más empleado en reactores nucleares de fisión. [6]

2.2.2.6. FISION

La fisión es la división o fraccionamiento de un núcleo atómico en partículas de masa semejantes. Puede producirse en forma natural o espontánea, y por bombardeo inducido o artificial, con: neutrones, partículas alfa α , rayos gamma γ , deuterones o con protones. En elementos que tienen número atómico $Z > 92$, la fisión puede llevarse a cabo con neutrones de baja energía o térmica. El proceso de fisión del átomo de ^{235}U se muestra en la figura N° 2.8.

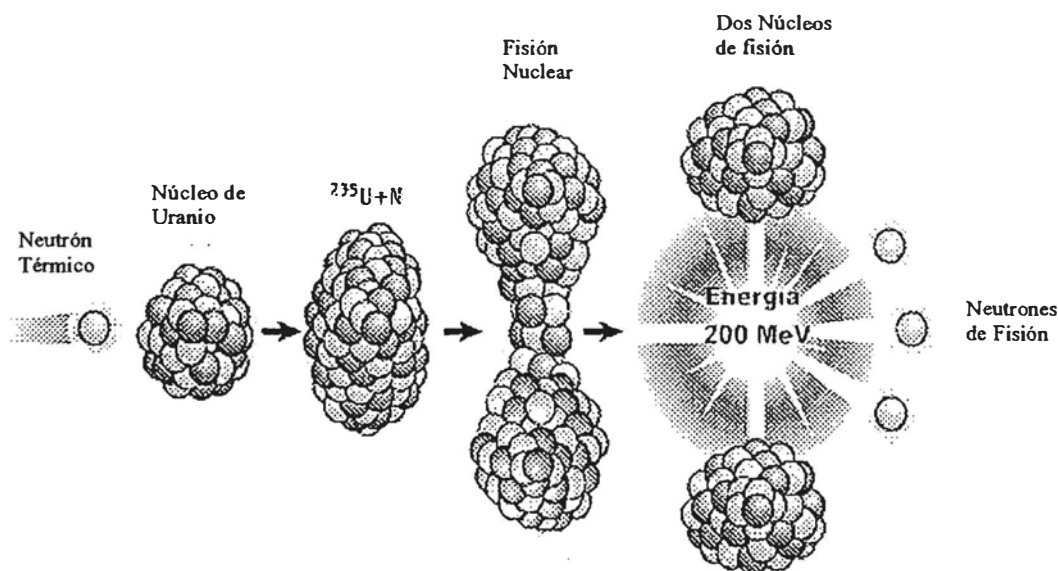


Fig. N° 2.8: Proceso de fisión del átomo de ^{235}U .

Durante el proceso de la reacción de fisión, se generan los productos de fisión constituidos por dos nuevos elementos químicos, radiaciones alfa, beta, gamma, calor, y nuevos neutrones; estos últimos pueden utilizarse bajo ciertas condiciones, para producir más fisiones, conduciendo a la reacción en cadena; que a su vez conduce al autosostenimiento de la reacción nuclear. La energía de los productos de fisión, se muestran en la tabla 2.6 y el proceso de la fisión en la Fig. N° 2.8.

La densidad poblacional de neutrones está determinada por la cantidad de fisiones que se producen en el reactor.

FORMAS DE ENERGIA	UNIDAD Mev
Energía cinética de los productos de fisión	168
Energía cinética de los neutrones de fisión	5
Energía de los rayos gamma γ	7
Energía de los rayos beta β	8
Energía de los neutrinos	12
TOTAL	200

Tabla 2.6: Distribución de energía liberada por fisión de un átomo de ^{235}U .

2.2.2.7. GENERACION DE CALOR

Durante el proceso de la fisión se libera gran cantidad de calor, además de la energía que pierde el neutrón al chocar con el átomo de hidrógeno del agua que se transforma en calor y adicionalmente el calor generado por la interacción de los fotones con el agua. En la fisión de un átomo de uranio, se produce 200 Mega electrón voltios (MeV), que equivale a $3,2 \times 10^{-14}$ KW-s, lo cual indica que se necesita la fisión de $1,125 \times 10^{17}$ átomos para liberar 1 KW-h_r de energía. [6]

2.2.2.8. DENSIDAD ATOMICA

Si el material bombardeado, tiene una densidad ρ en g/cm^3 , y está constituido por un elemento de masa atómica A , entonces ρ/A es el número de átomos-g por cm^3 . El número de núcleos atómicos por cm^3 se obtiene multiplicando ρ/A por N_A (numero de Avogrado = $0,6022 \times 10^{23}$), obteniéndose el número de átomos o núcleos individuales N por cada átomo-g entonces, [8]

$$N = \frac{\rho}{A} N_A \quad (2.6)$$

Cuando se trata de un compuesto de masa molecular \bar{M} y densidad molecular ρ , el número N_i de átomos de la especie i por cm^3 , viene dado por una modificación de la ecuación (2.6), según:

$$N_i = \frac{\rho N_A \nu_i \gamma_i}{\bar{M}} \quad (2.7)$$

Donde ν_i es el número de átomos de la clase i existentes en la molécula del compuesto y γ_i es la abundancia isotópica del elemento estudiado. [8]

2.2.3. SECCION EFICAZ

Es un concepto que sirve para describir cuantitativamente las interacciones de los neutrones con los núcleos atómicos. En efecto, cuando se expone un material cualquiera a un campo de neutrones, la velocidad con que se produce una determinada reacción nuclear, depende del número de neutrones, de su velocidad y del número y naturaleza de los núcleos existentes en el material irradiado.

2.2.3.1. SECCION EFICAZ MICROSCOPICA

La probabilidad de que un neutrón interactúe con un núcleo, en una reacción particular, no sólo depende de la cantidad y tipo de núcleos implicados, sino también de la energía del neutrón. En consecuencia, la absorción de un neutrón térmico, en la mayoría de los materiales es mucho más probable que la absorción de un neutrón rápido. [6,8]

La probabilidad de que una reacción particular ocurra entre un neutrón y un núcleo es llamada sección eficaz microscópica (σ) del núcleo. Esta sección eficaz variará con la energía del neutrón y la densidad atómica del blanco. La sección eficaz microscópica también puede ser considerada como el área eficaz que el núcleo presenta al neutrón para la que reacción en particular ocurra.

La corriente de neutrones de trayectorias paralelas y de la misma velocidad, v , se denomina haz. La intensidad de éste haz, que se designa por I , puede definirse especificando el número de neutrones N que atraviesan por el área s , en cm^2 , normal a la dirección común de los neutrones N durante cierto tiempo t , en segundos, según la expresión:

$$I = \frac{\text{Numero de neutrones proyectiles}}{\text{area}(\text{cm}^2) \times \text{tiempo}(\text{s})} = \frac{N}{A \times t} \quad (2.8)$$

Si la densidad de los neutrones en el haz es n números de neutrones proyectiles por cm^3 , y su velocidad común es v , puede demostrarse fácilmente que:

$$I = n \left(\frac{\text{Número de neutrones proyectiles}}{\text{cm}^3} \right) \cdot v \left(\frac{\text{cm}}{\text{segundo}} \right) = n v \quad (2.9)$$

Conviene indicar que cuando en un medio dado hay n neutrones por cm^3 , moviéndose en distintas direcciones, pero todas ellas tienen la misma velocidad v , se llama flujo al producto $n \cdot v$ y se le suele denotar por la letra Φ , es decir, la ecuación (2.9), se expresa como:

$$I = \phi = n \cdot v \quad (2.10)$$

Considerando una lámina fina de un material cualquiera de espesor dx en cm , cuya densidad atómica es N átomos ó núcleos por cm^3 y C el número de procesos individuales o capturas neutrónicas que se producen por cm^2 ; se define la sección eficaz microscópica σ , para una determinada reacción nuclear, como el número medio de procesos individuales que tiene lugar en el núcleo con un haz de neutrones incidente, es decir.

$$\sigma = \frac{C}{(Ndx)\phi}, \text{ en } \text{cm}^2/\text{núcleo} \quad (2.11)$$

Como la sección eficaz microscópica es un área, se expresa en unidades de área, o centímetros cuadrados. Las secciones eficaces microscópicas se acostumbra a expresarlas en unidades del orden de 10^{-24} cm^2 , que se

conoce con el nombre de *Barn*. La relación entre barn y cm es: $1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$

Para comprender el significado de la sección eficaz conviene escribir la ecuación (1.11) en la forma siguiente:

$$(N \cdot dx) \cdot \sigma = \frac{C}{\phi} \quad (2.12)$$

Evidentemente si todos los neutrones que inciden sobre el blanco lograsen interaccionar, Φ sería igual al número de núcleos que toman parte en la reacción; por consiguiente, el segundo miembro de la ecuación (2.12) representa la fracción de neutrones incidentes que consiguen reaccionar con los núcleos del blanco. Entonces se puede considerar a $(N \cdot dx) \cdot \sigma$ como la fracción de superficie capaz de experimentar la reacción considerada; dicho de otro modo por cada cm^2 de superficie del blanco, solamente resulta efectiva $(N \cdot dx) \cdot \sigma \text{ cm}^2$. Como el número de núcleos contenidos en un cm^2 es $N \cdot dx$, resulta que la cantidad $\sigma \text{ (cm}^2\text{)}$ es la superficie efectiva por núcleo individual, para la reacción considerada. Ha sido justamente esta interpretación de σ la que ha conducido al uso de la expresión "sección eficaz". [6.8]

2.2.3.2. SECCION EFICAZ MACROSCOPICA

Si un neutrón va interactuar con cierto volumen de material, depende no solamente de la sección eficaz microscópica de los núcleos individuales sino también del número de núcleos dentro de aquel volumen. Por lo tanto, es necesario definir otro tipo de sección eficaz conocido como sección eficaz macroscópica (Σ). [6]

Si N es la densidad de núcleos por cm^3 , y $N\sigma$ es la sección eficaz total por cm^3 , la sección eficaz Macroscópica del material que se representa por el símbolo Σ se define por la relación:

$$\Sigma = N \sigma \quad (2.13)$$

donde:

Σ = Sección eficaz macroscópica (cm^{-1})

N = Densidad atómica del material (átomos/ cm^3)

σ = Sección eficaz microscópica (cm^2)

Teniendo en cuenta la definición de la densidad atómica de la ecuación (2.6), la ecuación (2.13) se transforma en:

$$\Sigma = \frac{\rho N_A}{A} \sigma \quad (2.14)$$

O considerando la ecuación (2.7), la ecuación (2.13), se transforma en:

$$\Sigma_i = N_i \sigma_i = \frac{\rho N_A V_i}{M} \sigma_i \quad (2.15)$$

Cuando se trata de una mezcla, bien sea de elementos o de compuestos que contienen diferentes especies nucleares, la sección eficaz Macroscópica viene dada por la expresión.

$$\Sigma = N_1 \sigma_1 + N_2 \sigma_2 + \dots + N_i \sigma_i + \dots \quad (2.16)$$

Donde los valores N_1 , N_2 , etc., dependen de la composición de la mezcla, así como de las masas atómicas (o moleculares) y densidades de los constituyentes.

La diferencia entre las secciones eficaces microscópica y macroscópica es muy importante; la sección eficaz microscópica (σ) representa el área objetivo eficaz que un solo núcleo presenta a una partícula que la bombardea. Las unidades usadas son el barn o cm^2 . La sección eficaz macroscópica (Σ) representa el área objetivo eficaz que es presentada por todos los núcleos contenidos en 1 cm^3 del material. Las unidades están dadas en $1/\text{cm}$ o cm^{-1} .

Cuando un neutrón interactúa con el átomo de un material lo hace de dos modos básicos: a) por una interacción de dispersión o, b) por una reacción de absorción. La probabilidad de que un neutrón sea absorbido por un átomo particular está dada por sección eficaz microscópica de absorción σ_a y la probabilidad de que un neutrón sea dispersado por un núcleo particular

depende de la sección eficaz microscópica de la sección de dispersión σ_s . La suma de la sección eficaz microscópica para la absorción y la sección eficaz microscópica para la dispersión, constituye la sección eficaz microscópico total σ_T .

$$\sigma_T = \sigma_a + \sigma_s \quad (2.17)$$

Tanto las secciones eficaces de absorción como la de dispersión pueden ser divididas más específicamente. Por ejemplo, la sección eficaz de dispersión es la suma de la sección eficaz de dispersión elástica (σ_{se}) y la sección eficaz de dispersión inelástica (σ_{si}).

$$\sigma_s = \sigma_{se} + \sigma_{si} \quad (2.18)$$

Sin embargo, para cumplir con el objetivo, propuesto en el presente trabajo es suficiente separarlo en dos categorías simples, fisión (σ_f) y captura (σ_c).

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_c \quad (2.19)$$

Para muchos elementos, la sección eficaz de absorción es pequeña, variando desde 10^{-3} barn a 1 barn para neutrones lentos (térmicos).

Para un número considerable de nucleídos de números de masas moderadamente alto o alto, un análisis de la variación de la sección eficaz de absorción con la energía del neutrón incidente, revela la existencia de tres regiones sobre una curva de la sección eficaz de absorción contra la energía del neutrón. Esta sección eficaz se ilustra en la figura N° 2.9.

Primero, la sección eficaz disminuye constantemente con el incremento de la energía del neutrón en una región de baja energía, la cual incluye el rango térmico ($E < 1$ eV). En esta región la sección eficaz de absorción, que a menudo es alta, es inversamente proporcional a la velocidad (v). Esta región es con frecuencia referida como la "región $1/v$," porque la sección eficaz de absorción es proporcional a $1/v$, es decir al recíproco de la velocidad v del neutrón. Después de región $1/v$, se presenta "la región de resonancia" en la cual las secciones eficaces se elevan bruscamente a valores altos llamados "picos de resonancia" para neutrones de ciertas energías, y luego vuelve a caer. Estas energías son llamadas energías de resonancia y son el resultado

de la afinidad del núcleo con los neutrones cuyas energías están estrechamente emparejadas con sus niveles discretos de energía cuántica. Es decir cuando la energía de ligadura de un neutrón más la energía cinética del neutrón es exactamente igual a la cantidad requerida para elevar un núcleo compuesto de su estado fundamental a un nivel cuántico, la absorción de resonancia ocurre.

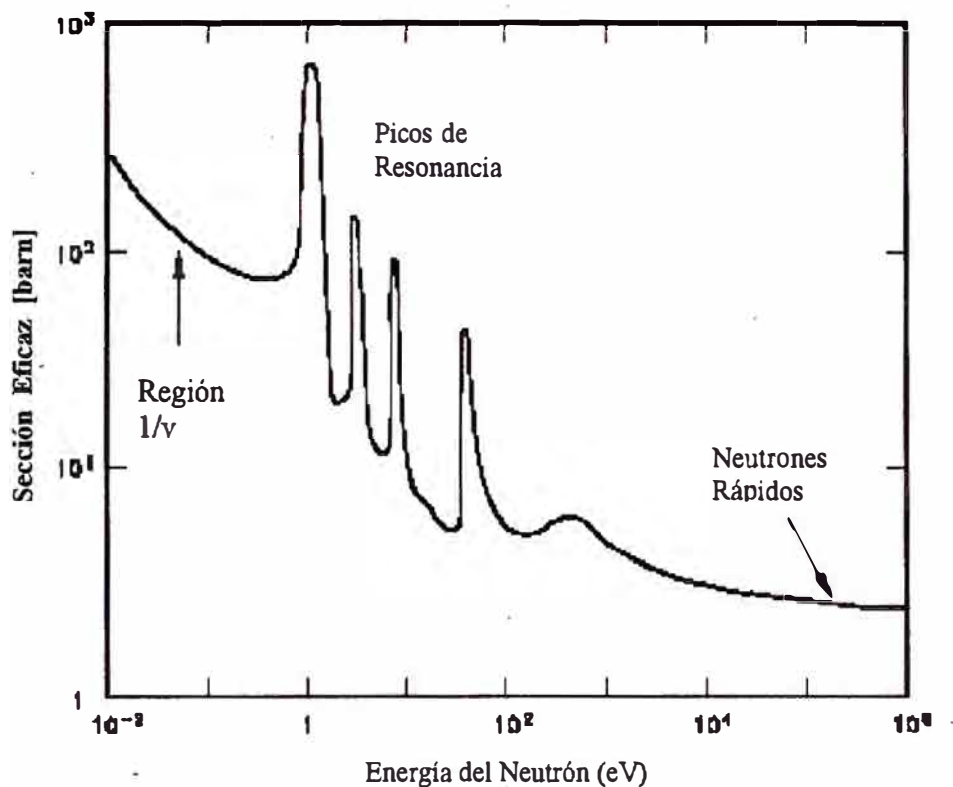


Figura N° 2.9: Variación de sección eficaz con la velocidad del neutrón

La diferencia entre la energía de ligadura y el nivel de energía cuántica es igual a la cantidad de energía cinética que el neutrón debe poseer. Un núcleo pesado típico tiene muchos espacios resonantes cercanos, partiendo en los límites de baja energía ($1/E$). Esto se debe a que los núcleos pesados son complejos y tienen más configuraciones posibles y estados de energía correspondientes. Los núcleos livianos, siendo poco complejos, tienen menos estados de energía posibles y pocas resonancias que no están densamente distribuidos a altos niveles de energía.

Para neutrones de altas energía, la sección eficaz de absorción decrece progresivamente cuando la energía de los neutrones se incrementa. Esta sección es llamada la región rápida. En esta región, la sección eficaz de absorción generalmente alcanza valores menores que 10 barn.

Con excepción del hidrógeno, para el cual el valor es bastante grande, la sección eficaz de dispersión elástica presenta generalmente valores en el rango de 5 - 10 barn. Las resonancias ocurren más a bajas energías para núcleos pesados que para núcleos livianos. [6]

2.3. FLUJO NEUTRONICO

Un reactor nuclear es un dispositivo en el cual la reacción de fisión se lleva a cabo en forma controlada, produciendo una gran cantidad de neutrones libres en el medio y con una energía cinética bastante alta.

Los neutrones en el reactor se mueven en forma aleatoria, debido a las múltiples colisiones con los núcleos presentes en el medio y principalmente con las moléculas del agua en la cual están sumergidos los elementos combustibles. Como consecuencia de este movimiento aleatorio los neutrones van perdiendo su energía cinética, denominándose moderación a este proceso, es decir, los neutrones varían su posición, dirección y energía, finalmente alcanzando un equilibrio térmico con las moléculas del material circundante, constituyendo los neutrones termalizados. El movimiento de los neutrones se describe por la *Ecuación de Boltzmann* o ecuación de transporte. Desafortunadamente; ésta es una ecuación de difícil solución, pero bajo ciertas condiciones se puede realizar una aproximación simplificada, denominándose teoría de Difusión que se utiliza frecuentemente en el cálculo neutrónico. [8]

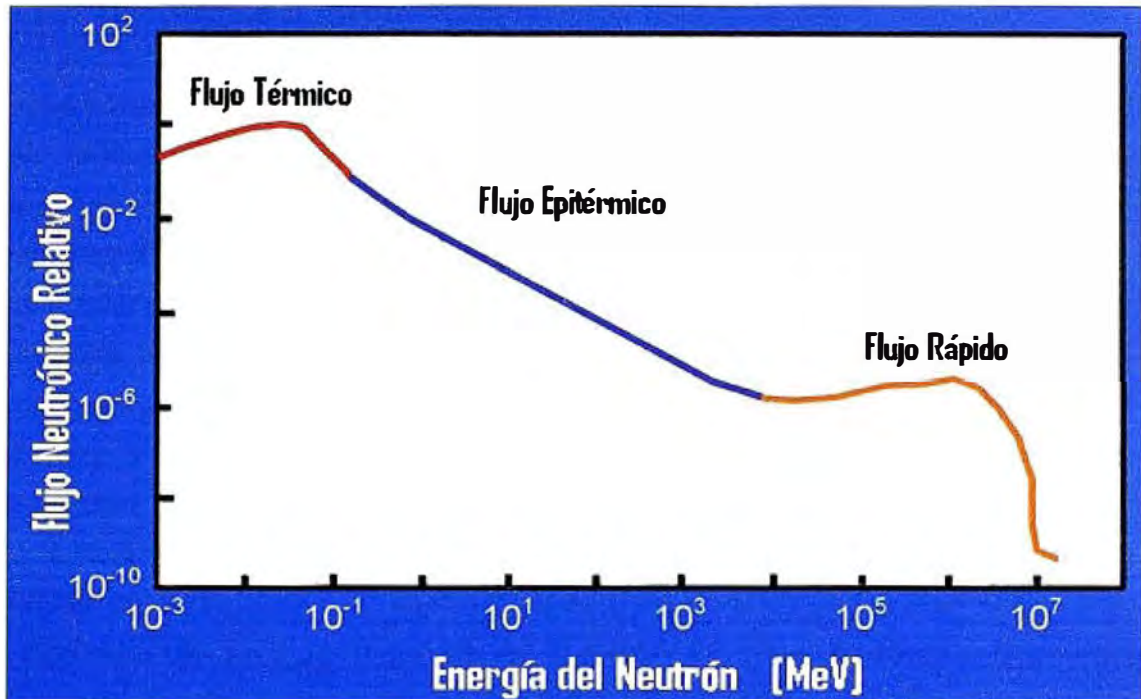


Figura N° 2.10: Distribución del Flujo neutrónico en el núcleo del reactor [10]

El espectro de neutrones dentro del núcleo de un reactor, varía de un reactor a otro y aún en el mismo reactor varían con su posición, y está conformado por tres componentes principales:

- a) Neutrones de elevada energía o rápidos
- b) Neutrones de energía intermedia o epidérmicos o de resonancia
- c) Neutrones de baja energía o térmicos

2.3.1. NEUTRONES RAPIDOS

La distribución del flujo de neutrones rápidos está descrito aproximadamente por la ecuación de Watt's [11].

$$\phi_f(E) = 0,484 e^{-E} \operatorname{Senh}\sqrt{2E} \quad (2.20)$$

Donde: E = energía del neutrón, en MeV.

Se han propuesto otras aproximaciones, una por Cranberg. [11]

$$\phi_s(E) = 0,4527 e^{-1,036 E} \operatorname{senh}\sqrt{2E} \quad (2.21)$$

y otra por Leachman [4].

$$\phi_f(E) = 0,7725 \sqrt{E} e^{-0,775 E} \quad (2.22)$$

2.3.2. NEUTRONES EPITERMICOS O DE RESONANCIA

Por encima de 0,5 eV las secciones eficaces no siguen la ley recíproca $1/v$ y las convenciones usadas en los neutrones térmicos no pueden ser aplicadas. Para la mayoría de reacciones, la curva de la sección eficaz en esta región se caracteriza por los picos de resonancia.

La moderación de neutrones rápidos por colisiones elásticas da lugar a un espectro neutrónico el cual describe una curva $1/E$, para neutrones cuyas energías son iguales a $E = \mu K T_0$, donde μ es la constante de empalme, en el cual la distribución $1/E$ se solapa a la distribución de Maxwell de los neutrones térmicos.

La energía de 0,5 eV se denomina energía umbral del cadmio, porque la lámina de cadmio de 0,51 mm de espesor es un filtro por el cual pasan sólo neutrones de energía mayores de 0,5 eV. El corte correcto de energía depende de algún modo de las condiciones geométricas y el espesor de la lámina de cadmio. [6]

La tasa de reacción en esta región de flujo $1/E$ se expresa mediante la relación:

$$R_{epi} = \int_{0,5 \text{ eV}}^{\infty} n(V)\sigma(V)dV \quad (2.23)$$

y la sección eficaz efectiva I , usualmente llamada integral de resonancia está definida por

$$I = \int_{0,5 \text{ eV}}^{\infty} \frac{\sigma(E)}{E} dE \quad (2.24)$$

De la relación (2.23) y (2.24) se obtiene la ecuación (2.25)

$$R_{epi} = \phi_{epi} I \quad (2.25)$$

Donde: ϕ_{epi} = flujo de neutrones de la región epitérmica.

En la reacción $^{197}\text{Au} (n, \gamma) ^{198}\text{Au}$ se observa un pico de resonancia que ha sido bastante estudiado y su integral de resonancia I es de 155 ± 20 barns, por esto, el oro es a menudo usado para medir flujos epitérmicos.

El ϕ_{epi} puede medirse irradiando láminas delgadas de oro (con espesor $<1\text{mm}$), con y sin envoltura de cadmio. Las tasas de reacción de estas láminas se relacionan entre sí:

$$\frac{\text{Tasa de reaccion con Cd}}{\text{Tasa de reaccion sin Cd}} = \frac{\phi_{epi} I}{\phi_{epi} I + \phi_{th} \sigma_{th}} \quad (2.26)$$

La integral de resonancia I está dada por

$$I = I_r + I_{1/v} \quad (2.27)$$

Donde: I_r = integral de resonancia reducida y $I_{1/v}$ = integral de resonancia para la componente $1/v$ en la región de pico de resonancia.

2.3.3. NEUTRONES TERMICOS

En un reactor, los neutrones térmicos corresponden a los neutrones de baja energía que se describe por la distribución de Maxwell: [7,8]

$$n(E) = \frac{2\pi n_0}{(\pi KT)^{3/2}} E^{1/2} e^{-E/KT} \quad (2.28)$$

La sección eficaz de interacción de los neutrones con algunos núcleos obedece la ley recíproca $1/v$, esto es si se conoce la sección eficaz σ_0 para cierta velocidad V_0 , la sección eficaz para cualquier otra velocidad V está dada por:

$$\sigma(v) = \frac{\sigma_0 V_0}{v} \quad (2.29)$$

Donde: σ_0 = sección eficaz correspondiente a la velocidad del neutrón o la velocidad más probable en una distribución de Maxwell, medida a la temperatura de 20,44 °C. El flujo de neutrones en este caso está dado por la relación:

$$\phi(E) = n(E) V(E) \quad (2.30)$$

Donde: $n(E)$ = distribución de Maxwell dada en la ecuación (2.28) reemplazando en la ecuación (2.30) tenemos:

$$\phi(E) = \frac{2\pi n_0}{(\pi KT)^{3/2}} \left(\frac{2}{m}\right)^{1/2} E e^{-E/KT} \quad (2.31)$$

En la cual el flujo de neutrones térmicos para un intervalo de temperatura absoluta T es:

$$\phi(Th) = \frac{2\pi n_0}{(\pi KT)^{3/2}} \left(\frac{2}{m}\right)^{1/2} \int_0^\infty E e^{-E/KT} dE \quad (2.32)$$

integrando la ecuación (1.31) resulta: que

$$\phi(Th) = \frac{2 n_0}{\sqrt{\pi}} \left(\frac{2KT}{m}\right)^{1/2} \quad (2.33)$$

Considerando un flujo monoenergético a temperatura de 20.44 °C se cumple que: [6]

$$\frac{\phi_0}{\phi(Th)} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \left(\frac{T_0}{T}\right)^{1/2} \quad (2.34)$$

2.3.4. TASA DE REACCION

La incidencia de un flujo neutrónico sobre un material, origina determinadas interacciones ya sea elásticas o inelásticas con diferentes probabilidades de ocurrencia, la caracterización de esta interacción se hace a través de la tasa de reacción R, que es el número de interacciones por unidad de tiempo entre el flujo incidente y el material irradiado y expresado como: [8]

$$R = N \int_0^\infty \sigma(v) v n(v) dv \quad (2.35)$$

Donde :

R = razón de interacción total con el blanco

N = Numero de núcleos blancos por unidad de volumen

$\sigma(v)$ = Sección eficaz que presenta el núcleo blanco

v = velocidad del neutrón

n(v) = espectro de neutrones de velocidad v.

Si la sección eficaz del elemento obedece la ley reciproca 1/v es decir:

$$\sigma(v) = \frac{v_0 \sigma_0}{v} \quad (2.36)$$

ecuación general de la tasa de reacción se expresa por:

$$R = N \int_0^\infty \frac{v_0 \sigma_0}{v} v n(v) dv \quad (2.37)$$

$$R = \sigma_0 v_0 N \int_0^{\infty} n(v) dv \quad (2.38)$$

como, $\int_0^{\infty} n(v) dv = n$, entonces:

$$R = N \sigma_0 v_0 n = N \sigma_0 \phi_0 = \Sigma_0 \phi_0 \quad (2.39)$$

Donde:

n = densidad total de neutrones

Σ_0 = Sección eficaz macroscópica para neutrones con energía de 0,025 eV.

2.4. DECAIMIENTO RADIATIVO

2.4.1. ESTABILIDAD DE LOS ATOMOS

Las fuerzas entre los nucleones son de gran intensidad y de corto alcance, de forma que solo actúan sobre los nucleones más inmediatos y son independientes de la carga eléctrica.

Si se suministra energía suficiente al núcleo, la configuración normal de los nucleones se altera, y el núcleo se convierte en inestable y se dice que se encuentra en un estado excitado. Como cualquier elemento no puede permanecer indefinidamente en esta situación, al cabo de un tiempo determinado, espontáneamente volverá a su estado estable, devolviendo la energía recibida, bajo la forma de radiación, ya sea en forma de energía electromagnética γ u otra forma de radiación. Si la energía que ha recibido el núcleo, llamada energía de excitación, es pequeña, la radiación emitida puede ser γ ; si la energía de excitación es mayor, el núcleo puede emitir partículas alfa, protón, neutrones, partículas beta, o neutrinos.

Conviene señalar ahora que las leyes de conservación de momento y de energía se cumplen siempre en estos procesos radiactivos.

Si se considera un núcleo en estado de reposo, su energía total será $M_a c^2$ llamando M_a a su masa cuando la energía total tiene cualquier valor, distinta

a la del estado fundamental, es decir que se ha producido la transición radiactiva.

Al experimentar la transición radiactiva, emitirá una o varias partículas y/o fotones. Suponiendo, que emita un electrón, la cual es acompañada por lo general por la emisión de un fotón gamma y un neutrino. Entonces M_d será la masa final del núcleo que resulta después de realizarse la transición radiactiva; m_0 la masa en reposo del electrón emitido; Γ_γ es la energía $h\nu$ del fotón gamma, que acompaña a la emisión del electrón y Γ_ν la energía del neutrino que aparece simultáneamente. Por lo que la ley de conservación de la energía aplicada a este caso particular esta dada por:

$$M_0 = M_d c^2 + m_0 c^2 + \Gamma_\gamma + \Gamma_\nu + Q \quad (2.40)$$

En e la relación (2.40), Q es la energía cinética total que posee el nuevo núcleo y el electrón.

Todas las transiciones radiactivas implican una disminución de su masa en reposo, Δm :

$$\Delta m = M_a - M_d - m_0 \quad (2.41)$$

Ya que ni el neutrino ni el fotón poseen masa en reposo, convirtiéndose la pérdida de masa Δm en energía cinética del nuevo núcleo M_d y de las partículas desaparecidas, y la energía $h\nu$ de la radiación gamma. El nuevo núcleo M_d formado puede ser estable o no; si es inestable producirá nuevas desintegraciones dando lugar a la desintegración radiactiva. [6]

2.4.2. DECAIMIENTO BETA

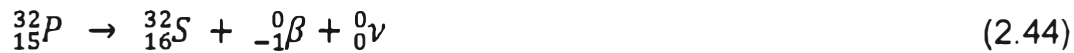
Cuando un núcleo contiene un número excesivo de neutrones, un neutrón se transforma espontáneamente en un protón, en una partícula beta negativa y en un neutrino. El protón así formado permanece en el núcleo del átomo, y la partícula beta negativa y un neutrino salen expelidos al exterior con una energía cinética grande. [6]

$$n = p^+ + e^- + \nu \quad (2.42)$$

Así pues, durante la desintegración beta se forma un nuevo átomo con un protón más y un neutrón menos, según se indica en la relación.



La desintegración del fósforo da lugar a la siguiente reacción:



2.4.3. LEYES FUNDAMENTALES DE LA RADIATIVIDAD

Como el proceso de desaparición por desintegración de los átomos de la especie A_ZX está regido por las leyes de la estadística, no es posible predecir cuando un determinado átomo ha de desintegrarse, sino únicamente calcular la probabilidad de que esto ocurra en un cierto periodo de tiempo.

Para hallar las leyes que rigen el proceso, basta admitir la hipótesis que la probabilidad p de que cualquiera de los átomos A_ZX se desintegre en un intervalo de tiempo Δt es proporcional a Δt , siempre que Δt sea lo suficientemente pequeño. También debe admitirse que la probabilidad p no depende de la historia anterior del átomo, por lo que el intervalo Δt se puede elegir arbitrariamente. Considerando Δt a partir del instante inicial $t = 0$, de acuerdo con lo dicho se puede escribir que $p = \lambda \Delta t$, llamándose a λ constante de desintegración del nucleído A_ZX . [6]

Cualquier núcleo radiactivo de un radioisótopo particular tiene la misma probabilidad de desintegración por unidad de tiempo. Esta probabilidad se mide por la constante de decaimiento λ , característica de cada especie radiactiva. Las unidades para la constante de decaimiento son el inverso del tiempo expresado como 1/segundo, 1/minuto, 1/hora, o 1/año.

La probabilidad contraria, o sea, que el átomo no se desintegre en el mismo intervalo, será $1 - p = 1 - \lambda \Delta t$. Cuando hayan transcurrido Δt segundos a partir del instante inicial $t = 0$, el número de átomos que han quedado será

$N_0 (1 - p) = N_0 (1 - \lambda \Delta t)$. Como se ha admitido que la historia pasada de un átomo no juega papel alguno en la historia posterior, la probabilidad que tiene uno cualquiera de los $N_0 (1 - \lambda t)$ átomos de A_ZX de sobrevivir al nuevo intervalo Δt , será $(1 - \lambda \Delta t)$, y por consiguiente, al final del periodo $2 \Delta t$, contado desde el instante inicial, quedaría solo $N_0 (1 - \lambda \Delta t)^2$ átomos de A_ZX . Continuando el razonamiento se verá que al cabo de $n \Delta t = t$ segundos, quedarían $N_0 (1 - \lambda \Delta t)^n$ átomos de A_ZX . [6]

El número de átomos N que existirán al final del intervalo será el límite de la expresión anterior cuando $n \rightarrow \infty$. Podemos escribir:

$$N = \lim_{n \rightarrow \infty} N_0 \left(1 - \lambda \frac{t}{n}\right)^n = N_0 e^{-\lambda t} \quad (2.45)$$

La disminución a lo largo del tiempo del número de átomos del nucleído radiactivo se rige por la ley exponencial anterior.

Otra forma sería, si en un tiempo t existen N átomos radiactivos, y un dN de estos átomos decaen en un tiempo dt , se tiene:

$$-\frac{dN}{dt} = \lambda \cdot N \quad (2.46)$$

donde, $-dN/dt$ es el número de núcleos radiactivos que decaen por unidad de tiempo emitiendo las radiaciones, es decir, viene a ser la rapidez o velocidad de desintegración o el decaimiento; denominado actividad o radiactividad. [6]

La ecuación (2.46) es la ecuación fundamental de decaimiento radiactivo, donde el signo negativo indica que N disminuye con el tiempo.

Ordenando la (2.46) se tiene:

$$\frac{dN}{N} = -\lambda dt \quad (2.47)$$

$$\int \frac{dN}{N} = -\int \lambda dt \quad (2.48)$$

Integrando:

$$\ln N = -\lambda t + k \quad (2.49)$$

Considerando que en $t = 0$, solo existirá los núcleos blancos, $N = N_0$

$$\text{Entonces: } \ln N_0 = k \quad (2.50)$$

Reemplazando en la ecuación (2.50), se tiene:

$$\ln N = -\lambda t + \ln N_0 \quad (2.51)$$

Reordenando

$$\ln \left(\frac{N}{N_0} \right) = -\lambda t \quad (2.52)$$

Expresándola en la forma exponencial, representa la ley del decaimiento radiactivo:

$$N = N_0 e^{-\lambda t} \quad (2.53)$$

Donde:

N = número de átomos que existirán al final del tiempo t

N_0 = número de átomos presentes inicialmente

λ = constante de decaimiento (tiempo)⁻¹

t = tiempo (en segundos, hora, días, meses, años)

2.4.4. VIDA MEDIA, $t_{1/2}$

Uno de los términos más útiles para estimar cuan rápidamente un nucleído decaerá, se denomina periodo de vida media radiactiva, que se define como **el tiempo requerido para que la actividad inicial disminuya a la mitad de su valor original**. Una relación entre el período de vida media y la constante de decaimiento puede deducirse de la relación (2.53).

El período de vida media puede ser calculado resolviendo la ecuación (2.50) para el tiempo t , cuando la actividad actual A , iguala una mitad la actividad inicial A_0 .

La *vida media*, se denota por $t_{1/2}$ y se calcula a continuación:

Por definición, la actividad, viene a ser la razón con la que un elemento radiactivo desaparece al emitir radiaciones y está definida por:

$$A = - \frac{dN}{dt} = \lambda N \quad (2.54)$$

Luego, la actividad al final del tiempo t será:

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (2.55)$$

Reordenando la relación anterior queda:

$$\frac{A}{A_0} = e^{-\lambda t} \quad (2.56)$$

Aplicando el logaritmo natural a ambos miembros de la ecuación (1.53):

$$\ln\left(\frac{A}{A_0}\right) = -\lambda t \quad (2.57)$$

Despejando t :

$$t = \frac{-\ln\left(\frac{A}{A_0}\right)}{\lambda} \quad (2.58)$$

Cuando A es igual a la mitad de A_0 , entonces A/A_0 es igual a $1/2$, sustituyendo en la ecuación (2.58), y reemplazando t por $t_{1/2}$ se tiene:

$$t_{1/2} = \frac{-\ln\left(\frac{1}{2}\right)}{\lambda} = \frac{\ln 2 - \ln 1}{\lambda} \quad (2.59)$$

Como el $\ln 1 = 0$, se tiene que

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \quad (2.60)$$

Reemplazando el valor del $\ln 2 = 0,693147$:

$$t_{1/2} = \frac{0,693147}{\lambda} \quad (2.61)$$

El decaimiento de una muestra radiactiva se muestra gráficamente en la Figura 2.11. Por su naturaleza exponencial, se puede saber que transcurridas dos vidas medias la actividad inicial A_0 se reduce a $A_0/4$, y luego de n vidas medias a $A_0/2^n$. [6]

Asumiendo que después de que cinco vidas medias quedan sólo $1/32$ (3,1 %), del número inicial de átomos y luego de siete medio vidas, restan sólo el $1/128$ (0,78 %) de los átomos iniciales, se puede asumir que el número de átomos que existen después de 5 a 7 vidas medias es insignificante. [6]

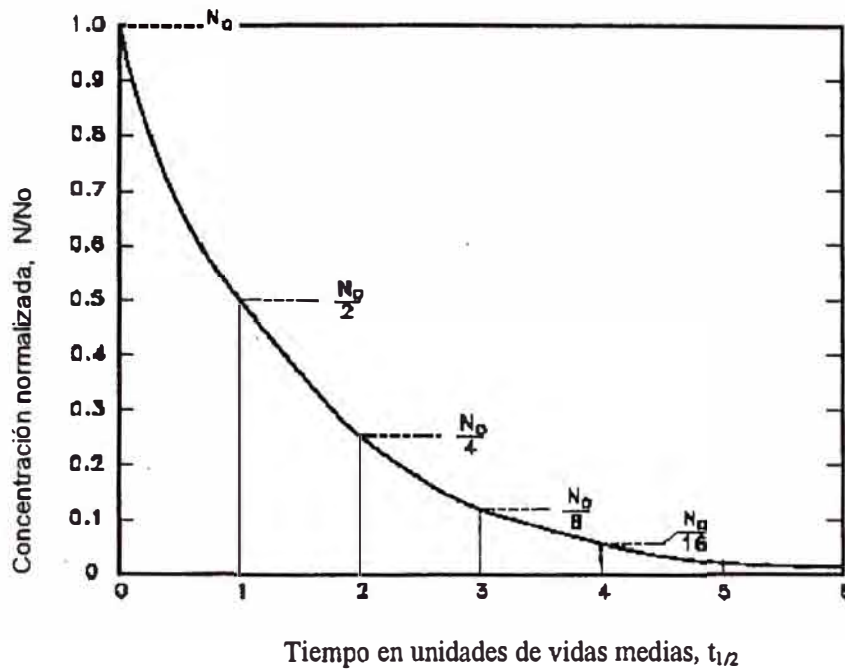


Figura N° 2.11: Decaimiento Radiactivo en función del tiempo, en unidades de Vida Media

2.4.5. UNIDADES DE MEDICION DE LA RADIATIVIDAD

Las dos unidades comunes para medir la actividad de una sustancia radiactiva son el curio (Ci) y el becquerel (Bq). El curio es una unidad de medida de la tasa de decaimiento radiactivo igual a $3,7 \times 10^{10}$ desintegraciones por segundo. Esto es aproximadamente equivalente al número de desintegraciones a la cual decaerá en un segundo, un gramo de radio-226. El becquerel es una unidad más fundamental de la medida del decaimiento radiactivo que es igual a 1 desintegración por segundo. Para la conversión de curio a becquerel y viceversa se usa la siguiente equivalencia: $1 \text{ curio} = 3,7 \times 10^{10} \text{ becquerel}$. [6]

2.5. CINETICA DE LA REACCION DE ACTIVACION

Bajo condiciones apropiadas, las sustancias pueden transformarse en otras formando diferentes especies químicas. Esto ocurre por la variación del número atómico de los átomos que constituyen la sustancia, al absorber el

átomo un neutrón; y cuando ocurre esto se dice que ha ocurrido una reacción nuclear.

La física nuclear estudia estas reacciones, considerando el modo y mecanismo, los cambios físicos y energéticos que tienen lugar y la velocidad con que se forman los productos.

La cinética de la reacción nuclear trata principalmente del estudio de la velocidad de ocurrencia, considerando los factores que influyen sobre ella y explicando la causa de la magnitud de esa velocidad de reacción.

A continuación se citan algunas características de las reacciones nucleares:

1. Los elementos químicos pueden transformarse en otros.
2. Participan partículas del núcleo atómico.
3. Se liberan o absorben grandes cantidades de energía.
4. La velocidad de reacción no depende de factores externos.

En una reacción de activación, la velocidad con la que los átomos se transforman en otro elemento químico por captura de neutrones, esta dado por la siguiente relación: [12]

$$-\frac{dN}{dt} = (\sigma_{th}\phi_{th} + I_e \phi_e) N \quad (2.62)$$

Donde: $-dN$ = número de núcleos que capturan neutrones en el intervalo de tiempo dt y $(\sigma_{th}\phi_{th} + I_e \phi_e) =$ constante de activación, que es función de la densidad atómica y de la densidad neutrónica y no dependen del tiempo.

Para resolver la ecuación (2.62) se aplican integrales indefinidas:

$$\int \frac{dN}{N} = -\int (\sigma_{th}\phi_{th} + I_e \phi_e) dt \quad (2.63)$$

$$\ln N = -(\sigma_{th}\phi_{th} + I_e \phi_e) t + k \quad (2.64)$$

Asumiendo que, cuando $t = 0$ habrá $N = N_0$ y cuando el tiempo $t = t_i$ habrá $N = N_{(t_i)}$ blancos, por lo que:

$$\ln N_0 = k \quad (2.65)$$

Reemplazando en la ecuación (2.64), y reordenando se obtiene:

$$\ln N_{(ti)} = (\sigma_{th}\phi_{th} + I_e \phi_e) ti + \ln N_0 \quad (2.66)$$

$$\ln \left(\frac{N_{(ti)}}{N_0} \right) = (\sigma_{th}\phi_{th} + I_e \phi_e) ti \quad (2.67)$$

Por tanto, al final de la irradiación en el tiempo t, la ecuación (2.68) representa la cantidad de núcleos blancos. :

$$N_{(ti)} = N_0 e^{-(\sigma_{th}\phi_{th} + I_e \phi_e) ti} \quad (2.68)$$

Esta correlación indica que, el proceso de la activación neutrónica sigue la ley exponencial, donde la constante de activación es función de la sección eficaz que presentan los núcleos tanto a los neutrones de energía térmica y epitérmica. La correlación (2.68) es válida para una reacción de activación de primer orden, es decir del tipo:



Pudiéndose desarrollar una correlación para reacciones de mayor grado.

2.6. DEDUCCION MATEMATICA DE LA ECUACION PARA DETERMINAR LA ACTIVIDAD

En las reacciones nucleares los cambios ocurren dentro del núcleo, pero el número total de partículas nucleares o nucleones (Z + N) se mantiene constante. Lo esencial de las reacciones nucleares es que un nucleón se puede transformar en otro nucleón distinto. Un protón se puede transformar en un neutrón o un neutrón en un protón, pero el número total de nucleones no cambia. Por lo tanto, de acuerdo con la ley de Lavoisier, la suma de los números de masa de los núcleos que reaccionan es igual a los números de masa de los núcleos producidos.

En todas las reacciones nucleares:

- La cantidad total de nucleones permanece constante y
- La carga total permanece constante.

En un reactor nuclear, al exponer una muestra de un elemento químico a un espectro de flujo de neutrones, se producirá la activación de los núcleos de dicho elemento químico e inmediatamente iniciara su decaimiento pero mientras esto ocurre, el nuevo elemento químico radiactivo formado, también podría sufrir una nueva activación por efecto del mismo espectro de neutrones y finalmente el nuevo elemento químico estable que se forma al decaer el primer elemento radiactivo, también podría activarse.

Un ejemplo de un proceso de activación neutrónica se grafica en la Figura 2.12:

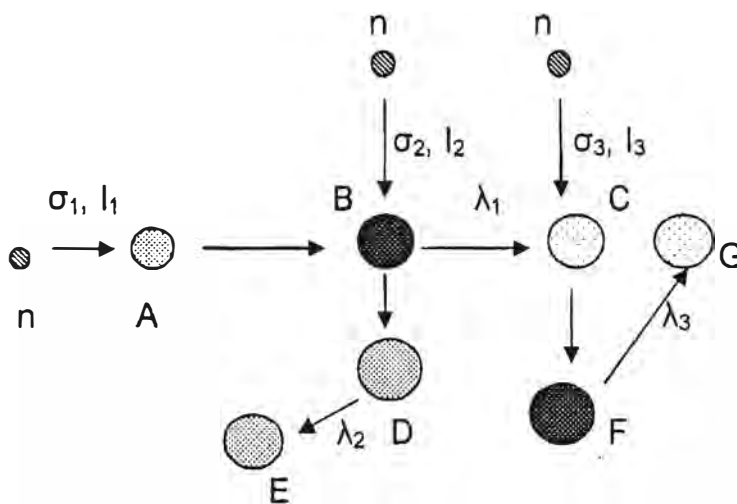


Fig. N° 2.12: Esquema de una reacción nuclear

Realizando el balance de masa en el proceso de activación, de la muestra B para producir el radioisótopo C, viene dado por las siguientes ecuaciones:

$$\begin{aligned}
 \text{a) } \frac{dA}{dt} &= -(\sigma_{th1}\phi_{th} + I_1\phi_e)A \\
 \text{b) } \frac{dB}{dt} &= (\sigma_{th1}\phi_{th} + I_1\phi_e)A - (\sigma_{th2}\phi_{th} + I_2\phi_e)B - \lambda_1 B \\
 \text{c) } \frac{dC}{dt} &= \lambda_1 B - (\sigma_{th3}\phi_{th} + I_3\phi_e)C \\
 \text{d) } \frac{dD}{dt} &= (\sigma_{th2}\phi_{th} + I_2\phi_e)B - \lambda_2 D
 \end{aligned}
 \tag{2.70}$$

$$e) \frac{dE}{dt} = \lambda_2 D$$

$$f) \frac{dF}{dt} = (\sigma_{th3}\phi_{th} + l_3 \phi_e)C - \lambda_3 F$$

$$g) \frac{dG}{dt} = \lambda_3 F$$

Resolviendo la ecuación (a) del sistema de ecuaciones (2.70):

$$\frac{dA}{A} = -(\sigma_{th1}\phi_{th} + l_1 \phi_e) dt \quad (2.71)$$

Reemplazando por X_1 el producto de la sección eficaz con el flujo neutrónico, como se muestra en la siguiente ecuación:

$$x_1 = (\sigma_{th1}\phi_{th} + l_1 \phi_e) \quad (2.72)$$

Reemplazando en la ecuación (2.71) y aplicando integrales:

$$\int \frac{dA}{A} = - \int x_1 dt \quad (2.73)$$

$$\ln A = - x_1 t + k \quad (2.74)$$

Asumiendo que:

Cuando $t = 0$ habrá $A = A_0$ y cuando el tiempo $t = t_i$ habrá $A = A(t_i)$ blancos. Entonces:

$$\ln A_0 = k \quad (2.75)$$

$$\ln A(t_i) = x_1 t_i + \ln A_0 \quad (2.76)$$

Reordenando:

$$\ln \left(\frac{A(t_i)}{A_0} \right) = x_1 t_i \quad (2.77)$$

Luego:

$$A_{(tt)} = A_0 e^{-x_1 tt} \quad (2.78)$$

Resolviendo la ecuación (b) del sistema de ecuaciones (2.70):

$$\frac{dB}{dt} = x_1 A - (\sigma_{th2}\phi_{th} + I_2 \phi_e)B - \lambda_1 B \quad (2.79)$$

Reemplazando por X_2 el producto de la sección eficaz con el flujo neutrónico, como se muestra en la ecuación siguiente:

$$x_2 = (\sigma_{th2}\phi_{th} + I_2 \phi_e) \quad (2.80)$$

Reemplazando en (2.79):

$$\frac{dB}{dt} = x_1 A - x_2 B - \lambda_1 B \quad (2.81)$$

Reordenando:

$$\frac{dB}{dt} + (\lambda_1 + x_2) B = x_1 A_0 e^{-x_1 tt} \quad (2.82)$$

Esta ecuación diferencial es de la forma:

$$\frac{dA}{dt} + aA = b e^{-xt} \quad (2.83)$$

cuya solución es de la forma: $A(t) = Y(t) e^{-at}$ (2.84)

Derivando esta solución: $\frac{dA}{dt} = e^{-at} \frac{dY}{dt} - aY e^{-at}$ (2.85)

Reemplazando en ecuación (2.85) se tiene:

$$e^{-at} \frac{dY}{dt} - aY e^{-at} + aY e^{-at} = b e^{-xt} \quad (2.86)$$

Reordenando (2.86): $\frac{dY}{dt} = b e^{-(x-a)t}$ (2.87)

Integrando (2.87):
$$Y(t) = \frac{-b}{(x-a)} e^{-(x-a)t} + k \quad (2.88)$$

Reemplazando (2.88) en la solución general (2.84) se tiene:

$$A(t) = \frac{-b}{(x-a)} e^{-(x-a)t} e^{-at} + k e^{-at} \quad (2.89)$$

$$A(t) = \frac{-b}{(x-a)} e^{-xt} + k e^{-at} \quad (2.90)$$

Considerando que cuando $t = 0$ habrá $A = A_0$ y reemplazando en la ecuación (2.90):

$$A_0 = \frac{-b}{(x-a)} + k \quad \text{luego reordenando:} \quad k = A_0 + \frac{b}{(x-a)}$$

Reemplazando k en la ecuación (2.90), se determina la solución de A :

$$A(t) = A_0 e^{-at} + \frac{b}{(x-a)} (e^{-at} - e^{-xt}) \quad (2.91)$$

Reemplazando la ecuación (2.81), se tiene la solución:

$$B_{(ti)} = B_0 e^{-(\lambda_1 + x_2) ti} + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} (e^{-(\lambda_1 + x_2) ti} - e^{-x_1 ti}) \quad (2.92)$$

Resolviendo la ecuación (c), del sistema de ecuaciones (2.70), análogamente a la ecuación (b):

$$\frac{dC}{dt} = \lambda_1 B - (\sigma_{th3} \phi_{th} + I_3 \phi_e) C \quad (2.93)$$

Reemplazando el producto de la sección eficaz con el flujo neutrónico por X_3 se tiene:

$$x_3 = (\sigma_{th3} \phi_{th} + I_3 \phi_e) \quad (2.94)$$

Reemplazando la solución (2.92) y x_3 en la ecuación (2.93), se tiene:

$$\frac{dC}{dt} + x_3 C = \lambda_1 \left[B_0 e^{-(\lambda_1 + x_2) ti} + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} (e^{-(\lambda_1 + x_2) ti} - e^{-x_1 ti}) \right] \quad (2.95)$$

Reordenando:

$$\frac{dC}{dt} + x_3 C = \lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right) e^{-(\lambda_1 + x_2) ti} - \frac{\lambda_1 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} e^{-x_1 ti} \quad (2.96)$$

Esta ecuación es de la forma:

$$\frac{dA}{dt} + a_1 A = b_1 e^{-at} + b_2 e^{-xt} \quad (2.97)$$

Que resolviendo en forma análoga a la ecuación (b) nos da:

$$A(t) = A_0 e^{-a_1 t} + \frac{b_1}{(a-a_1)} (e^{-a_1 t} - e^{-at}) + \frac{b_2}{(x-a_1)} (e^{-a_1 t} - e^{-xt}) \quad (2.98)$$

Reemplazando los valores de x en la ecuación (2.97), se tiene la solución:

$$C(ti) = C_0 e^{-x_3 ti} + \frac{\lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - x_3)} (e^{-x_3 ti} - e^{-(\lambda_1 + x_2) ti}) - \frac{\frac{\lambda_1 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{(x_1 - x_3)} (e^{-x_3 ti} - e^{-x_1 ti}) \quad (2.99)$$

Resolviendo la ecuación (d) del sistema de ecuaciones (2.70):

$$\frac{dD}{dt} = (\sigma_{th2} \phi_{th} + I_2 \phi_e) B - \lambda_2 D \quad (2.100)$$

Reordenando y reemplazando el valor de B y de x_2 :

$$\frac{dD}{dt} + \lambda_2 D = x_2 \left[B_0 e^{-(\lambda_1 + x_2) ti} + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} (e^{-(\lambda_1 + x_2) ti} - e^{-x_1 ti}) \right] \quad (2.101)$$

reordenando:

$$\frac{dD}{dt} + \lambda_2 D = x_2 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right) e^{-(\lambda_1 + x_2) ti} - \frac{x_2 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} e^{-x_1 ti} \quad (2.102)$$

Esta ecuación es de la forma:

$$\frac{dA}{dt} + a_1 A = b_1 e^{-at} + b_2 e^{-xt} \quad (2.103)$$

Que resolviendo en forma análoga a la ecuación (c), nos da la solución del tipo:

$$A(t) = A_0 e^{-a_1 t} + \frac{b_1}{(a - a_1)} (e^{a_1 t} - e^{-at}) + \frac{b_2}{(x - a_1)} (e^{a_1 t} - e^{-xt}) \quad (2.104)$$

La solución final será:

$$D(ti) = D_0 e^{-\lambda_2 ti} + \frac{x_2 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - \lambda_2)} (e^{-\lambda_2 ti} - e^{-(\lambda_1 + x_2) ti}) - \frac{\frac{x_2 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{(x_1 - \lambda_2)} (e^{-\lambda_2 ti} - e^{-x_1 ti}) \quad (2.105)$$

Resolviendo la ecuación (e) del sistema de ecuaciones (2.70):

$$\frac{dE}{dt} = \lambda_2 D \quad (2.106)$$

Reordenado y reemplazando el valor de D de la ecuación (2.104):

$$dE = \lambda_2 \int \left[D_0 e^{-\lambda_2 ti} + \frac{x_2 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - \lambda_2)} (e^{-\lambda_2 ti} - e^{-(\lambda_1 + x_2) ti}) - \frac{\frac{x_2 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{(x_1 - \lambda_2)} (e^{-\lambda_2 ti} - e^{-x_1 ti}) \right] dt \quad (2.107)$$

Integrando directamente:

$$E(ti) = - \left[D_0 + \frac{x_2 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - \lambda_2)} + \frac{\frac{x_2 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{(x_1 - \lambda_2)} \right] e^{-\lambda_2 ti} + \frac{\lambda_2 x_2 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{(\lambda_1 + x_2)((\lambda_1 + x_2) - \lambda_2)} e^{-(\lambda_1 + x_2) ti} + \frac{\frac{\lambda_2 x_2 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{x_1(x_1 - \lambda_2)} e^{-x_1 ti} + k \quad (2.108)$$

Para $t = 0$ $E(t) = E_0$, y reemplazando en la ecuación (2.107):

$$k = E_0 + \left[D_0 + \frac{x_2 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - \lambda_2)} + \frac{\frac{x_2 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{(x_1 - \lambda_2)} \right] - \frac{\lambda_2 x_2 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{(\lambda_1 + x_2)((\lambda_1 + x_2) - \lambda_2)} - \frac{\frac{\lambda_2 x_2 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{x_1(x_1 - \lambda_2)}$$

Se obtiene la solución de final:

$$E(ti) = E_0 - \left[D_0 + \frac{x_2 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - \lambda_2)} + \frac{\frac{x_2 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{(x_1 - \lambda_2)} \right] (1 - e^{-\lambda_2 ti}) - \frac{\lambda_2 x_2 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{(\lambda_1 + x_2)((\lambda_1 + x_2) - \lambda_2)} (1 - e^{-(\lambda_1 + x_2)ti}) - \frac{\frac{\lambda_2 x_2 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{x_1(x_1 - \lambda_2)} (1 - e^{-x_1 ti}) \quad (2.109)$$

Resolviendo la Ecuación (f) del sistema de ecuaciones (2.70):

$$\frac{dF}{dt} = (\sigma_{th3} \phi_{th} + I_3 \phi_e) C - \lambda_3 F \quad (2.110)$$

Reordenando y reemplazando el valor de C de la ecuación (2.98) y x_3 en la ecuación (2.108):

$$\frac{dF}{dt} + \lambda_3 F = x_3 \left[C_0 e^{-x_3 ti} + \frac{\lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - x_3)} (e^{x_3 ti} - e^{-(\lambda_1 + x_2)ti}) - \frac{\frac{\lambda_1 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{(x_1 - x_3)} (e^{x_3 ti} - e^{-x_1 ti}) \right] \quad (2.111)$$

$$\frac{dF}{dt} + \lambda_3 F = \left[C_0 + \frac{\lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - x_3)} - \frac{\frac{\lambda_1 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{(x_1 - x_3)} \right] e^{-x_3 ti} - \left[\frac{x_3 \lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - x_3)} \right] e^{-(\lambda_1 + x_2)ti} + \left[\frac{\frac{x_3 \lambda_1 x_1 A_0}{[x_1 - (\lambda_1 + x_2)]}}{(x_1 - x_3)} \right] e^{-x_1 ti} \quad (2.112)$$

Esta ecuación es de la forma:

$$\frac{dA}{dt} + a_1 A = b_1 e^{-at} + b_2 e^{-bt} + b_3 e^{-xt} \quad (2.113)$$

Que resolviendo en forma análoga a la ecuación (c) nos da:

$$A(t) = A_0 e^{-a_1 t} + \frac{b_1}{(a-a_1)} (e^{-a_1 t} - e^{-at}) + \frac{b_2}{(b-a_1)} (e^{-a_1 t} - e^{-bt}) + \frac{b_3}{(x-a_1)} (e^{-a_1 t} - e^{-xt}) \quad (2.114)$$

Encontramos la solución final:

$$F(t) = F_0 e^{-\lambda_3 t} + \frac{\left[C_0 + \frac{\lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - x_3)} - \frac{\lambda_1 x_1 A_0}{(x_1 - x_3)} \right]}{(x_3 - \lambda_3)} (e^{-\lambda_3 t} - e^{-x_3 t}) + \frac{\left[\frac{x_3 \lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right)}{((\lambda_1 + x_2) - x_3)} \right]}{((\lambda_1 + x_2) - \lambda_3)} (e^{-\lambda_3 t} - e^{-(\lambda_1 + x_2)t}) + \frac{\left[\frac{x_3 \lambda_1 x_1 A_0}{(x_1 - (\lambda_1 + x_2))} \right]}{(x_1 - \lambda_3)} (e^{-\lambda_3 t} - e^{-x_1 t}) \quad (2.115)$$

Resolviendo la ecuación (g) del sistema de ecuaciones (2.70):

$$\frac{dG}{dt} = \lambda_3 F \quad (2.116)$$

Reordenando y reemplazando el valor de F:

$$dG = \lambda_3 \left[F_0 e^{-a_1 t} + \frac{b_1}{(a-a_1)} (e^{-a_1 t} - e^{-at}) + \frac{b_2}{(b-a_1)} (e^{-a_1 t} - e^{-bt}) + \frac{b_3}{(x-a_1)} (e^{-a_1 t} - e^{-xt}) \right] dt \quad (2.117)$$

Reordenando:

$$dG = \lambda_3 \left(\left(F_0 + \frac{b_1}{(a-a_1)} + \frac{b_2}{(b-a_1)} + \frac{b_3}{(x-a_1)} \right) e^{-a_1 t} - \frac{b_1}{(a-a_1)} e^{-at} - \frac{b_2}{(b-a_1)} e^{-bt} - \frac{b_3}{(x-a_1)} e^{-xt} \right) dt \quad (2.118)$$

Integrando:

$$G(t) = - \frac{\lambda_3 \left(F_0 + \frac{b_1}{(a-a_1)} + \frac{b_2}{(b-a_1)} + \frac{b_3}{(x-a_1)} \right)}{a_1} e^{-a_1 t} + \frac{\lambda_3 b_1}{a} e^{-at} + \frac{\lambda_3 b_2}{b} e^{-bt} + \frac{\lambda_3 b_3}{x} e^{-xt} + k \quad (2.119)$$

Cuando $t=0$ entonces $G(t) = G_0$, luego reemplazando en la ecuación (2.115):

$$k = G_0 + \frac{\lambda_3 \left(F_0 + \frac{b_1}{(a-a_1)} + \frac{b_2}{(b-a_1)} + \frac{b_3}{(x-a_1)} \right)}{a_1} - \frac{\lambda_3 b_1}{a} - \frac{\lambda_3 b_2}{b} - \frac{\lambda_3 b_3}{x} \quad (2.120)$$

Reemplazando K en la ecuación (2.115) la solución será:

$$\begin{aligned}
G(t) = G_0 - & \frac{\lambda_3 \left(F_0 + \frac{\lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right) \left[\frac{\lambda_1 x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right]}{(x_3 - \lambda_3)} + \frac{x_3 \lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right) \left[\frac{x_3 \lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right) \right]}{((\lambda_1 + x_2) - \lambda_3)} + \frac{b_3}{(x_1 - \lambda_3)} \right)}{\lambda_3} (1 - e^{-\lambda_3 t}) - \\
& \frac{\lambda_3 \left[c_0 + \frac{\lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right) \left[\frac{\lambda_1 x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right]}{((\lambda_1 + x_2) - x_3)} \right]}{(x_3 - \lambda_3)} (1 - e^{-x_3 t}) - \frac{\lambda_3 \left[\frac{x_3 \lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right) \left[\frac{x_3 \lambda_1 \left(B_0 + \frac{x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right) \right]}{((\lambda_1 + x_2) - x_3)} \right]}{(\lambda_1 + x_2)} (1 - e^{-(\lambda_1 + x_2)t}) - \\
& \frac{\lambda_3 \left[\frac{x_3 \lambda_1 x_1 A_0}{x_1 - (\lambda_1 + x_2)} \right]}{(x_1 - \lambda_3)} (1 - e^{-x_1 t})
\end{aligned} \tag{2.121}$$

2.7. APLICACIÓN MEDICA DE LAS RADIACIONES

Una de las herramientas muy utilizadas en medicina para tratar las enfermedades neoplásicas (tumores) y las enfermedades del sistema circulatorio, son las radiaciones ionizantes, ya sea como radiaciones electromagnéticas (rayos X, Gamma) o radiaciones corpusculares (partículas alfa, beta, protón, neutrón). Las radiaciones ionizantes se utilizan de diversas formas, ya sea por irradiación externa (**radioterapia**) o por irradiación interna mediante radiofármacos aplicados sistémicamente o en forma de fuentes selladas (Braquiterapia). [13]

En la terapia con radiación o radioterapia se utilizan los rayos de alta energía para, dañar o matar las células cancerígenas, y prevenir que estas crezcan o se dividan. En cambio la braquiterapia es un tipo de radioterapia que utiliza fuentes selladas que contiene un material radiactivo (radioisótopos) y son colocadas cerca del tumor o se introducen en el seno del mismo sin necesidad de irradiar otras estructuras sanas. [13,14]

La meta de la radioterapia es llevar la máxima dosis de radiación posible a las células tumorales ocasionando el mayor daño local, con un mínimo de dosis a los tejidos sanos circundantes. La Braquiterapia está indicada principalmente para tumores malignos aunque también se utiliza en enfermedades benignas como la prevención de restenosis coronarias o restenosis de vasos periféricos. La radioterapia busca entonces el equilibrio entre una máxima irradiación al tumor y una mínima irradiación al tejido sano vecino. [13,15]

La radiación que cumple a cabalidad la meta de la radioterapia, específicamente para la braquiterapia, es la radiación beta, formada por electrones resultante de una desintegración nuclear del radioisótopo. Los electrones, debido fundamentalmente a su carga eléctrica y a su masa, interactúa mucho más con los tejidos que las radiaciones electromagnéticas y muestra además menor poder de penetración que los rayos gamma. Con estos isótopos se puede impartir una dosis elevada a la pared del tumor afectando lo menor posible al tejido sano de los alrededores.

En la tabla 2.7, se muestra la comparación en la utilización de las radiaciones gamma y radiaciones beta.

CARACTERISTICAS	RADIACION BETA	RADIACION GAMMA
Fuente	P-32, Sr-90, Y-90	Ir-192
Radiación	Electrones	Fotones
Vida media útil de la fuente	Variable (60 h – 60 años)	Corta (meses)
Calibración de la fuente	Compleja	Sencilla
Penetración	Escasa	Amplia
Distribución de dosis	Caída brusca	Mas Uniforme
Tiempo de aplicación	Corto (5-10 min)	Largo (30 min)
Dosimetría	Compleja	Sencilla
Dispositivo de centrado	Quizás necesario	No necesario
Dosis en la cara luminal	14 – 18 cGy	800 cGy

Tabla 2.7. Comparación de radiación Gamma y Beta para uso en Braquiterapia

En diversas publicaciones se ha encontrado estudios y aplicaciones donde vienen utilizando para neoplasias, la braquiterapia con fuentes radiactivas de baja energía gama como el ^{192}Ir , ^{103}Pd y el ^{125}I , para el tratamiento de diversos tipos de cáncer: ovárico epitelial, cuello uterino, cerviz, próstata, hepatocelular, esófago, colon, pancreático, y en tumores superficiales. En estas mismas bibliografías recomiendan utilizar las fuentes de radiación beta principalmente la del fósforo-32 en reemplazo de las fuentes mencionadas, con la finalidad de optimizar el tratamiento radioterapéutico y mejorar la calidad de vida del paciente.

Existen sistemas que utilizan fuentes emisoras de radiaciones beta, que vienen siendo utilizados, principalmente, para tratamiento de enfermedades circulatorias o más específicamente en el tratamiento de enfermedades

vasculares. Uno de los sistemas utilizados es el Beta-Cath™ de Novoste™ para braquiterapia vascular, que contiene fuentes de $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$. Existe otro sistema llamado GALILEO™ utilizado también para radioterapia intravascular, diseñado para llevar una dosis controlada de radiación de fuentes emisoras beta de ^{32}P en forma de alambre, contenida en una aleación de Níquel-Titanio (NiTi). [13]

Se viene investigando la aplicación del ^{32}P para recubrir stens "que son unos espirales usados para aumentar la vida útil de injertos de arteria". Pero uno de los problemas que se ha presentado es cómo depositar el ^{32}P en la superficie de los stens".

Asimismo, se ha encontrado bibliografía con experiencias realizadas en la utilización de radiación beta para el tratamiento de arterias bloqueadas (arteriosclerosis y restenosis), y terapia intracavitario para el tratamiento de tumor quístico. [17, 18, 19, 20, 21, 22, 23, 24, 25]

Debido a que en nuestro país, estas enfermedades se encuentran entre las principales causas de muerte, como se puede observar en la tabla 2.8; donde se muestra que las enfermedades neoplásicas viene a ser la tercera causa de muerte con 17,5 %, y las enfermedades del sistema circulatorio la segunda causa de muerte con 18,2 %, esto ha motivo a tratar de ayudar a solucionar esta problemática, suministrando a los médicos especialistas una herramienta óptima para el tratamiento de dichas enfermedades. [16]

Analizando sistemas de radioterapia que se vienen utilizando actualmente en braquiterapia, principalmente las que usan fuentes de radiación beta, se ha encontrado que aquellas que están utilizado como fuente radiactiva el ^{90}Sr ; radioisótopo que solo puede producirse por fisión del uranio, pero este presenta la desventaja de que durante su proceso de obtención se generan muchos desechos radiactivos que incrementa su costo, debido al tratamiento de estos desechos, además de los costos propios de producción del mismo radioisótopo. Se ha encontrado también, sistemas que utilizan como fuentes de emisión beta el ^{32}P , presentando la desventaja de que el ^{32}P ha tenido que ser implantadoo en aleaciones de metales de NiTi estando ya radiactivo, y además habiéndose obtenido utilizando como blanco el

azufre, lo que hace que disminuye la actividad específica requerida o incrementa el volumen del vehículo que lleva el material radiactivo para cumplir con los requisitos en la aplicación médica específica.
[17.18.19.20.21]

CAUSAS DE MUERTES	%
TOTAL	100
Infecciones respiratorias agudas	11,6
Septicemia, excepto neonatal	2,6
tuberculosis	2,4
Enfermedades por el VIH (sida)	1,4
Enfermedades infecciones intestinales	1,2
Neoplasias (tumores)	17,5
Enfermedades del sistema circulatorio	18,2
Ciertas enfermedades originadas en el parto perinatal	3,7
Accidentes	5,7
Envenenamiento accidental por y sobreexposición a sustancias nocivas	0,1
Enfermedades del sistema urinario	4,4
Deficiencias nutricionales y anemias nutricionales	2,3
Otras enfermedades	28,9

Fuente: MINSA: Oficina de Estadística e informática

Tabla N° 2.8: Principales causas de muerte en Perú en el año 2000

CAPITULO III

DISEÑO DEL PROTOTIPO E INFRAESTRUCTURA

3.1. CARACTERISTICAS DE LA MATERIA PRIMA

Es conveniente considerar los diversos factores o requisitos que deben tenerse en cuenta al seleccionar los materiales de acuerdo con la función que han de desempeñar en el reactor. [30]

3.1.1. SELECCIÓN DEL BLANCO

Al material que va ser irradiado para producir el radioisótopo objetivo se le denomina Blanco, porque los núcleos de este material van a ser impactados o bombardeados por el espectro de neutrones que se encuentra en el núcleo del reactor, produciéndose la reacción nuclear de captura neutrónica.

Este material debe cumplir los siguientes requisitos: [30]

- a) Alta densidad atómica
- b) Alto punto de ebullición
- c) Alto punto de fusión
- d) Buena estabilidad térmica
- e) Alta sección eficaz de absorción neutrónica
- f) Reacciones colaterales no deseables
- g) Buena abundancia isotópica
- h) Disponibilidad en el mercado
- i) Facilidad de fabricación y producción
- j) Seguridad de manejo

Como el objetivo es obtener el radioisótopo ^{32}P , se hace necesario seleccionar el blanco considerando los factores mencionados líneas arriba,

Para obtener el ^{32}P , existen dos procedimientos diferentes que utilizan elementos químicos distintos mediante las reacciones de captura neutrónica, los que se describen a continuación:

a) A partir del elemento químico fósforo P, mediante la reacción nuclear



cuya única reacción secundaria es $^{31}_{15}\text{P}(n, p)^{31}_{14}\text{Si}$ que tiene una vida media de 2,62 h.

b) Utilizando el azufre S, mediante la reacción nuclear $^{32}_{16}\text{S}(n, p)^{32}_{15}\text{P}$ que presenta varias reacciones secundarias debida a la presencia de otros isótopos estables que conforman el azufre en la naturaleza como se muestran en la tabla N° 3.1, además de su abundancia y vida media del radioisótopo que se producen. [31]

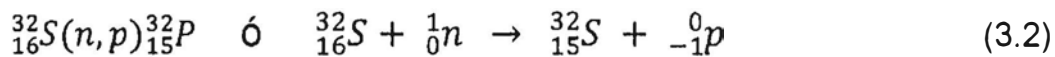
ISÓTOPO	ABUNDANCIA ISOTÓPICA (%)	TIPO DE NEUTRONES	REACCION NUCLEAR	TIEMPO DE VIDA MEDIA	SECCION EFICAZ (b)
^{32}S	95,02	Térmico	$^{32}\text{S}(n, \gamma)^{33}\text{S}$	(estable)	0,528
^{32}S	95,02	Rápido	$^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$	14,26 d	0,225
^{33}S	0,75	Térmico	$^{33}\text{S}(n, \gamma)^{34}\text{S}$	(estable)	0,350
^{33}S	0,75	Rápido	$^{33}\text{S}(n, p)^{33}\text{P}$	25,3 d	
^{34}S	4,21	Térmico	$^{34}\text{S}(n, \gamma)^{35}\text{S}$	87,2 d	0,224
^{34}S	4,21	Rápido	$^{34}\text{S}(n, p)^{34}\text{P}$	14,4 s	0,085
^{36}S	0,02	Térmico	$^{36}\text{S}(n, \gamma)^{37}\text{S}$	5,05 m	0,150
^{36}S	0,02	Rápido	$^{37}\text{S}(n, p)^{36}\text{P}$	5,9 s	

Tabla N° 3.1: Principales reacciones nucleares del Azufre (S)

A continuación se analiza las características de cada sustancia químicas, para conocer sus ventajas y desventajas, que nos ayude a seleccionar el blanco más adecuado para alcanzar el objetivo propuesto:

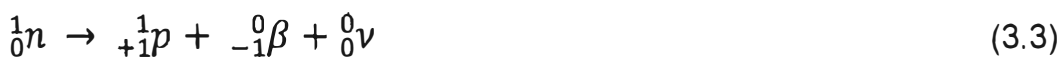
El azufre, es un elemento químico no metálico, cuyo símbolo es S, con número atómico 16 y masa atómica 32,066 uma, Los isótopos estables conocidos y sus porcentajes aproximados de abundancia isotópica en azufre natural son: ^{32}S (95,1 %); ^{33}S (0,74 %); ^{34}S (4,2 %) y ^{36}S (0,016 %), El S es un material de fácil manipulación, de bajo costo y fácil adquisición, se puede encontrar en boticas, ferreterías y se obtiene industrialmente en los procesos petroleros y yacimientos minerales; siendo utilizado en diversos procesos industriales. [31]

La reacción nuclear que interesa para conseguir el propósito propuesto, utilizando el azufre como blanco, será:



El mecanismo de la reacción (3,2) es el siguiente: El isotopo del azufre identificado como $^{32}_{16}\text{S}$ tiene una abundancia isotópica de 95,02 %, una sección eficaz de captura 0,225 barn y el tipo de neutrones que utilizan son los neutrones rápidos, como se muestra en la Tabla N° 3.1.

El neutrón al ser capturado por el núcleo del ^{32}S , se descompone de la siguiente forma:



Transformando al azufre en un núcleo compuesto inestable o en estado excitado, y que alrededor de 10^{-14} s se des-excita emitiendo un protón, formándose de esta manera el ^{32}P , radioisótopo que se desea producir, Este nuevo núcleo es también inestable o radiactivo y para volver a su estado estable emite una partícula β^- transformándose nuevamente en ^{32}S que es un núcleo estable.

El fósforo, el segundo elemento químico posible de ser utilizado, es un elemento químico de número atómico 15, masa atómica 31 y símbolo P, $^{31}_{15}\text{P}$, es un elemento no metálico que se encuentre en la naturaleza formando fosfatos inorgánicos y en organismos vivos, pero nunca en estado nativo,

siendo un sólido ceroso de color blanco cuando se ha oxidado, Es incoloro en su estado puro es muy reactivo, se oxida espontáneamente en contacto con el oxígeno atmosférico formando el pentóxido de fósforo P_2O_5 , insoluble en agua, extremadamente tóxico e inflamable y muy higroscópico,.

El ^{31}P , en la naturaleza es monoisotópico debido a que su abundancia es de aproximadamente 100 % en masa,, Al exponer los núcleos de este elemento químico, a un espectro de neutrones del reactor, pueden ocurrir reacciones que se muestran en la tabla N° 3.2:

ISOTOPO	ABUNDANCIA ISOTOPICA	TIPO DE NEUTRONES	REACCION NUCLEAR	TIEMPO DE VIDA MEDIA	SECCION EFICAS
^{31}P	100 %	Térmico	$^{31}P(n, \beta)^{32}P$	14,26 d	0,190 b
^{31}P	100 %	Rápido	$^{31}P(n, p)^{31}Si$	2,62 h	0,083 b

Tabla Nª 3.2: Principales reacciones nucleares del Fosforo (P)

La reacción nuclear que interesa para cumplir con el objetivo propuesto utilizando el fósforo como blanco, será:



El mecanismo de esta reacción es el siguiente: Se utilizarán los neutrones térmicos, porque en los reactores nucleares existen en mayor cantidad constituyéndose en el primer factor que favorece esta metodología, El neutrón al ser absorbido por el núcleo del fósforo, se descompone dentro del núcleo, de la forma expuesta en la ecuación (3,3), transformando al núcleo estable ^{31}P en un núcleo compuesto o en estado excitado, que para desexcitarse emite una radiación β transformados en ^{32}P , que es el radioisótopo objetivo, Este radioisótopo como es inestable también; para volver a su estado estable emitirá una partícula β^- transformándose en ^{32}S que es un núcleo estable.

PROPIEDADES	UNIDAD	AZUFRE	FOSFORO
Masa atómica	uma	30,973761	32,065
Radio atómico medio	pm	100	100
Radio atómico calculado	pm	98	88
Estado de la materia		Solido	Solido
Punto de fusión	°K	317,3	388,36
Punto de ebullición	°K	550	717,87
Calor específico	J/(Kg °K)	769	710
Conductividad térmica	W/(m °K)	0,235	0,269

Tabla N^o 3.3: Comparación de las propiedades físicas del Azufre y Fósforo

La comparación de las propiedades físicas de estos dos elementos químicos se muestra en la tabla N^o 3.3.

Realizando un análisis de los dos posibles blancos que se podría utilizar, se concluye que; debido a que el azufre tiene muchos isotopos naturales, ocasionaría reacciones nucleares secundarias que podrían presentar radiaciones diferentes a la partícula beta que se busca, además utiliza neutrones rápidos, que en los reactores nucleares se tiene en menor cantidad que los neutrones térmicos, y finalmente, como se está produciendo el fósforo-32 en forma indirecta se tiene que realizar una separación de la mezcla de azufre que no ha reaccionado y los productos adicionales formados, esto hace que disminuya la cantidad del radioisótopo ³²P que se desea producir.

En el caso del fósforo, como tiene solo un isotopo natural, utiliza neutrones térmicos que existe en mayor cantidad en los reactores nucleares, mientras que con los neutrones rápidos presenta una sección eficaz muy pequeña, en consecuencia, no será necesario realizar ningún proceso adicional para la separación.

Por lo afirmado se puede concluir que el fósforo ha sido considerado como tal en el presente trabajo.

Dentro de la diversa gama de compuestos del fósforo, también hay que tener en cuenta que los átomos que conforma la molécula de estos compuestos de fósforo, deben estar conformados por átomos que puedan reaccionar con los neutrones térmicos y rápidos, ya sea tenga vida media corta o emitan el mismo tipo de radiación beta que el ^{32}P , aunque no sea de la misma energía, Haciendo una revisión de los compuestos del fósforo, los únicos que podían cumplir con los requisitos mencionados son el trisulfuro de tetrafósforo P_4S_3 que es un producto cristalino de color amarillo que funde a $172,5\text{ C}$ y su punto de ebullición es 408 C ; el otro compuesto que cumple con los requisitos es el pentaóxido de fósforo (P_2O_5).

Comparando estos dos compuestos fosforados, se puede concluir que el P_4S_3 , por tener en su molécula el azufre, que como se sabe tiene varios isótopos, que se pueden observar en la tabla N° 3,1, podría generar compuestos que emitan radiaciones gamma que no es deseable para el producto a obtener, Mientras que el P_2O_5 , si cumple a cabalidad lo requerido, puesto el oxígeno al reaccionar con los neutrones forma elementos radiactivos de vida media muy corta, por lo que se tendría como producto el fósforo radiactivo deseado, Por este motivo para el presente trabajo se seleccionó el P_2O_5 como blanco.

Las características del P_2O_5 , se describirá a continuación y en la tabla N° 3.4:

Nombres químicos: Oxido de fósforo; Anhídrido fosfórico; Pentaóxido de fósforo,

CAS No: 1314-56-3

Masa molecular: 141,94

Formula Química: P_2O_5

Propiedades Físicas y químicas:

- a) Apariencia: Blanco, cristales o polvo muy delicuescente
- b) Solubilidad: Reacción exotérmica con el agua
- c) pH < 2 (solución acuosa 0,1 N de ácido fosfórico)
- d) % de volátiles por volumen a 21C : 0
- e) Punto de Fusión: $300 - 360\text{ C}$

El Índice de calidad recomendable para utilizar como blanco:

CARACTERÍSTICAS	ANALITICAMENTE PURO	QUIMICAMENTE PURO	TECNICAMENTE FALLADO
contenido % \geq	99	99	98
clarity experiment	calificado	calificado	calificado
Insolubilidad % \leq	0,01	0,002	
reducción (sobre la base de P_2O_3) % \leq	0,01	0,01	
Contenido de arsenic (As) % \leq	0,0002	0,0002	
Contenido de fierro(Fe) \leq	0,0006	0,0006	
Sustancia organica	calificado	calificado	

Tabla N° 3.4: Características del P_2O_5

3.1.2. MATERIAL DEL CONTENEDOR DE FOSFORO

El material del contenedor, el cual también estará expuesto al espectro de neutrones durante irradiación en el núcleo del reactor, debe cumplir ciertas características, que son: [30]

- a) Baja densidad del material
- b) Alto punto de fusión
- c) Alto punto de ebullición
- d) Alto coeficiente de transmisión de calor
- e) Elevada conductividad térmica
- f) Buena estabilidad térmica
- g) Alta resistencia
- h) Baja sección eficaz de absorción
- i) Baja radiactividad inducida
- j) Baja vida media
- k) Alta abundancia isotópica
- l) Disponibilidad en el mercado
- m) Facilidad de fabricación
- n) Resistencia a la corrosión
- o) Compatibilidad con el blanco
- p) Seguridad de manejo

q) **Estabilidad frente a la radiación**

Como el producto que se desea producir va ser utilizado en aplicaciones médicas, implantándolo cerca o en el seno de los tumores, es necesario que el material utilizado no presente características tóxicas ni cancerígenas para el cuerpo humano.

Para propósitos del estudio, con la finalidad de realizar las pruebas, en primera instancia se utilizará como material del contenedor el óxido de aluminio, Este metal posee una combinación de propiedades que hacen muy útil su utilización, tales como su baja densidad ($2,700 \text{ kg/m}^3$) y su alta resistencia a la corrosión, Mediante aleaciones adecuadas se puede aumentar sensiblemente su resistencia mecánica (hasta los 630 MPa), Es buen conductor de la electricidad y del calor, se mecaniza con facilidad y es relativamente barato. [30]. Además destaca su:

- a) Punto de fusión: 660 C (933 K)
- b) Masa atómica: 26,9815 uma
- c) Su elevada conductividad eléctrica comprendida entre 34 y 38 $\text{m}/(\Omega \text{ mm}^2)$
- d) Elevada conductividad térmica: 80 - 230 $\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$
- e) Resistente a la corrosión, a los productos químicos, a la intemperie y al agua de mar, gracias a la capa de Al_2O_3 formada
- f) Abundancia en la naturaleza, Es el tercer elemento más común en la corteza terrestre
- g) Fácil y barato de reciclar

Características mecánicas del aluminio:

- a) Es de fácil mecanizado debido a su baja dureza
- b) Es muy maleable, permite la producción de láminas muy delgadas
- c) Es bastante dúctil, permite la fabricación de cables eléctricos
- d) Material blando (Escala de Mohs: 2-3), Límite de resistencia en tracción: $160\text{-}200 \text{ N/mm}^2$ [$160\text{-}200 \text{ MPa}$] en estado puro, en estado aleado el rango es de $1\ 400 - 6\ 000 \text{ N/mm}^2$
- e) Permite la fabricación de piezas por fundición, forja y extrusión
- f) Material que puede soldarse

- g) Para su uso como material estructural necesita ser aleado con otros metales para mejorar las propiedades mecánicas, así como aplicarle tratamientos térmicos.

Propiedades químicas del aluminio:

- a) Debido a su elevado estado de oxidación se forma rápidamente al aire una fina capa superficial de óxido de aluminio (Alúmina Al_2O_3) impermeable y adherente que detiene el proceso de oxidación, lo que le proporciona resistencia a la corrosión y durabilidad, Esta capa protectora, de color gris mate, puede ser ampliada por electrólisis en presencia de oxalatos, Ciertas aleaciones de alta dureza presentan problemas graves de corrosión inter-cristalina
- b) El aluminio tiene características anfóteras, Esto significa que se disuelve tanto en ácidos (formando sales de aluminio) como en bases fuertes (formando aluminatos con el anión $[\text{Al}(\text{OH})_4]^-$) liberando hidrógeno

Finalmente, el aluminio tiene un solo isótopo en la naturaleza, como es el ^{27}Al , por tanto su abundancia isotópica es 100%. [30]

El producto final que va ser utilizado en los centros de salud, tiene exigencias de normas internacionales para la fabricación de fuentes selladas para braquiterapia, que recomienda que las fuentes selladas para uso médico deben ser fabricadas en titanio metálico.

TITANIO

El titanio es un elemento químico, de símbolo Ti y número atómico 22, Se trata de un metal de transición de color gris plata, Comparado con el acero, es mucho más ligero (4,5/7,8), Tiene alta resistencia a la corrosión y gran resistencia mecánica, pero es mucho más costoso, lo cual limita su uso industrial.

Es un metal abundante en la naturaleza; se considera que es el cuarto metal estructural más abundante en la superficie terrestre y el noveno en la gama de metales industriales, No se encuentra en estado puro sino en forma de

óxidos TiO_2 , en la escoria de ciertos minerales de hierro y en las cenizas de animales y plantas, Su utilización se ha generalizado con el desarrollo de la tecnología aeroespacial, donde es capaz de soportar las condiciones extremas de frío y calor que se dan en el espacio; y en la industria química, por ser resistente al ataque de muchos ácidos; asimismo, este metal tiene propiedades biocompatibles, dado que los tejidos del organismo toleran su presencia, por lo que es factible la fabricación de muchas prótesis e implantes de este metal.

Se encuentran 5 isótopos estables en la naturaleza: ^{46}Ti , ^{47}Ti , ^{48}Ti , ^{49}Ti y ^{50}Ti , siendo el ^{48}Ti el más abundante (73,8%), Se han caracterizado 11 radioisótopos, siendo los más estables el ^{44}Ti , con un periodo de semidesintegración de 60 años, ^{45}Ti (184,8 minutos), ^{51}Ti (5,76 minutos) y el ^{52}Ti (1,7 minutos), Para el resto, sus periodos de semidesintegración son de menos de 33 segundos, y la mayoría de menos de medio segundo,

La masa atómica de los isótopos va desde 39,99 uma (^{40}Ti) hasta 57,966 uma (^{58}Ti), El primer modo de decaimiento antes del isótopo más estable, el ^{48}Ti , es la captura electrónica o captura K, mientras que después de éste es la desintegración beta.

Características físicas del titanio:

- a) Es un metal ligero: su densidad o peso específico es de 4507 kg/m³
- b) Tiene un punto de fusión de 1 675 C (1 941 K)
- c) La masa atómica del titanio es de 47,867 uma
- d) Abundante en la naturaleza
- e) Reciclable
- f) Es muy resistente a la corrosión y oxidación
- g) Baja conductividad: No es muy buen conductor del calor (21,9 W/(mK)), ni de la electricidad (2,38 MS/m).

Características mecánicas del titanio:

- a) Mecanizado por arranque de viruta similar al acero inoxidable
- b) Maleable, permite la producción de láminas muy delgadas
- c) Dúctil, permite la fabricación de alambre delgado
- d) Duro, Escala de Mohs 6

- e) Muy resistente a la tracción
- f) Permite la fabricación de piezas por fundición y moldeo
- g) Material que puede soldarse

La resistencia a la corrosión que presenta es debida al fenómeno de pasivación que sufre (se forma un óxido que lo recubre), Es resistente a temperatura ambiente, al ácido sulfúrico (H_2SO_4) diluido y al ácido clorhídrico (HCl) diluido, así como a ácidos orgánicos, también es resistente a las bases, incluso en caliente, Sin embargo se puede disolver en ácidos en caliente, Asimismo, se disuelve bien en ácido fluorhídrico (HF), A temperaturas elevadas puede reaccionar fácilmente con el nitrógeno, oxígeno y hidrógeno gaseoso, boro y otros no metales.

A la hora de afrontar la soldadura de piezas de titanio hay que tener en cuenta que si se supera la temperatura de fusión, puede sufrir una decoloración porque reacciona fácilmente en contacto con los gases atmosféricos, Esta decoloración puede suponer pérdida de ductilidad y de resistencia mecánica, Por lo tanto es muy importante que en la soldadura se proteja la zona de soldadura con gases inertes.

También perjudican la soldadura los contaminantes de las superficies a soldar, tales como óxido, polvo, limaduras y virutas, por lo que deben eliminarse por baño de decapación, mecanizado pulido o chorro de arena, La soldadura debe limpiarse con paño de acetona, o cepillo de acero inoxidable o titanio, El titanio de grado 2 y 5 poseen una buena soldabilidad aunque pierden un poco de valor de sus propiedades mecánicas con respecto al metal base.

El equipo de soldadura con arco de gas inerte para titanio (TIG, MIG) es similar a los equipos utilizados para soldar acero, aunque se requiere una mejor protección del gas inerte, En caso de piezas críticas donde la protección gaseosa sea difícil puede ser necesario realizar la soldadura en una cámara de soldadura.

Para la verificación de piezas soldadas se puede recurrir a los métodos tradicionales de rayos X, ultrasonidos o líquidos penetrantes,

Debido a la biocompatibilidad del titanio no se han descubierto casos de toxicidad tanto en el titanio elemental como en el dióxido de titanio

Respecto a la cancerología que pueda tener, la agencia internacional para la investigación del cáncer (sigla en inglés IARC) ha incluido el dióxido de titanio en el grupo 3, que consiste en que el titanio no es clasificable como elemento cancerígeno en los humanos (el agente no es clasificable con respecto a su carcinogenicidad en humanos). [32]

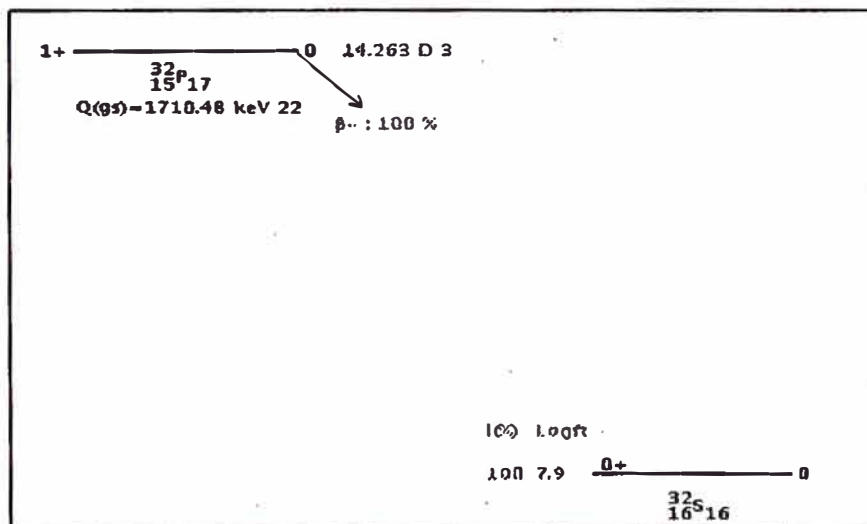
3.2. CARACTERÍSTICAS DEL RADIOISOTOPO ^{32}P

El radioisótopo ^{32}P , es un nucleído inestable o radiactivo, que tiende a su estado estable, emitiendo una única radiación del tipo partículas β^- cuyas características se muestran en la tabla N° 3.5.

Núcleo Padre	Padre E(nivel)	Padre $J\pi$	Padre $t_{1/2}$	Decaim y Modo	GS-GS Q-valor (keV)	Núcleo o Hijo	Dosis (MeV/Bq-s)
	0	1+	14,263d	β^- : 100 %	1 710,4822		0,6949

Author: BALRAJ SINGH Citation: ENSDF

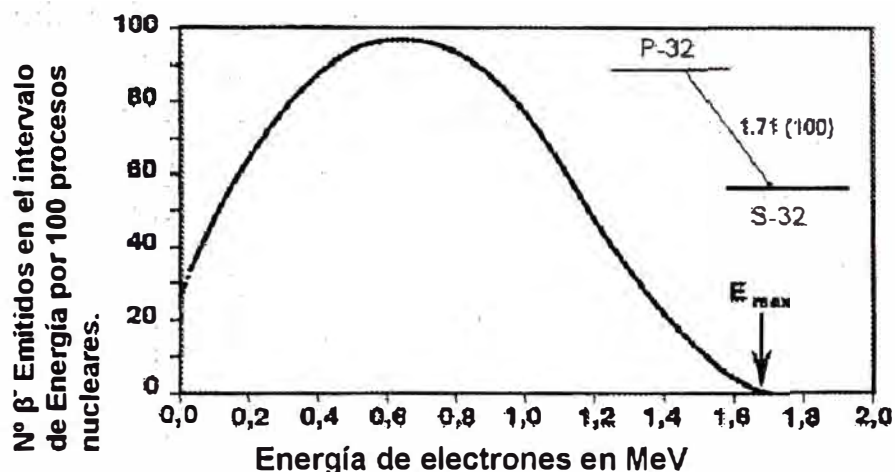
Tabla N° 3.5: Características del radioisótopo ^{32}P . [33]



Author: BALRAJ SINGH Citation: ENSDF

Figura N° 3.1: Esquema del decaimiento del radioisótopo ^{32}P , [33]

En la figura 3.1, se puede ver un esquema del decaimiento del radioisótopo fósforo-32. El espectro de las partículas β^- de todo su rango de energía, en función del número de partículas emitida por cada 100 procesos nucleares que se produce durante su decaimiento, se presenta en la figura 3.2. [9]



Fuente: R. Michel, ZSR, Leibnez Universitat Hannover

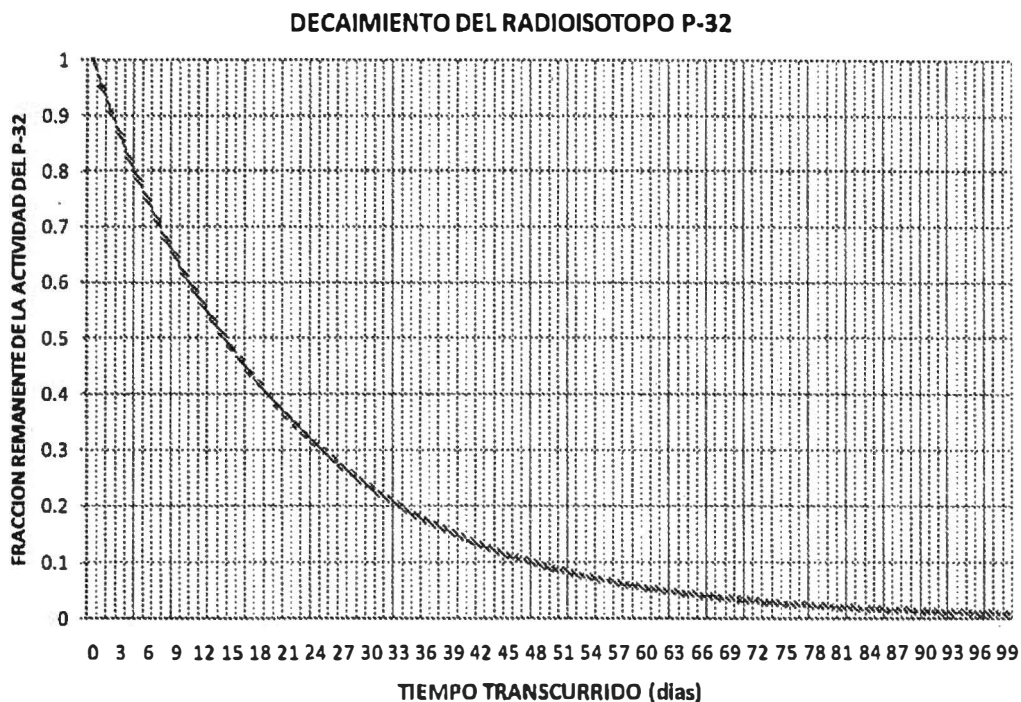
Figura Nº 3.2: Espectro de la partícula β^- emitido por el radioisótopo ^{32}P , [9]

A continuación en la tabla 3.6, se puede observar la fracción de actividad remanente durante el decaimiento del ^{32}P .

TABLA DE DECAIMIENTO DEL ^{32}P T 1/2 14,29 d (Fraction of Activity Remaining)										
Días	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9
0	1,000	0,952	0,907	0,864	0,823	0,784	0,747	0,712	0,678	0,646
10	0,615	0,586	0,558	0,532	0,507	0,483	0,460	0,438	0,417	0,397
20	0,379	0,361	0,344	0,327	0,312	0,297	0,283	0,269	0,257	0,245
30	0,233	0,222	0,211	0,201	0,192	0,183	0,174	0,166	0,158	0,150
40	0,143	0,136	0,130	0,124	0,118	0,112	0,107	0,102	0,097	0,092
50	0,088	0,084	0,080	0,076	0,072	0,069	0,066	0,063	0,060	0,057
60	0,054	0,051	0,049	0,047	0,044	0,042	0,040	0,038	0,036	0,035
70	0,033	0,031	0,030	0,029	0,027	0,026	0,025	0,023	0,022	0,021
80	0,020	0,019	0,018	0,017	0,017	0,016	0,015	0,014	0,014	0,013
90	0,012	0,012	0,011	0,011	0,010	0,010	0,009	0,009	0,008	0,008

Tabla Nº 3.6: Tabla de decaimiento del Radioisótopo ^{32}P [34]

En la figura 3.3 se muestra en forma de grafica, la fracción remanente de la radiactividad del ^{32}P , en función del tiempo.



Elaboración propia

Figura N° 3.3: Fracción de la Actividad Remanente del Radioisótopo ^{32}P

Las partículas β^- del Radioisótopo ^{32}P , en su recorrido en diferentes materiales, alcanzan las distancias que se presentan en la tabla N° 3.7. [34]

Máximo Alcance de la Partícula Beta del ^{32}P (Alcance de las Partículas Beta = 812 mg/cm ²)		
Material	Densidad (g/cm³)	Alcance Máximo (cm)
Aire	0,001293	628
Pino	0,45	1,8
Agua	1	0,812
Acrílico	1,12	0,725
Vidrio	2,5	0,325
Aluminio	2,7	0,301
Cemento	2,85	0,285

Tabla N° 3.7: Alcance de la Partícula β^- en diversos Materiales

El almacenamiento del ^{32}P se debe realizar en contenedores blindados que tengan etiquetado con el símbolo de radiación y con el mensaje "Precaución, Material Radiactivo",

3.3. DISEÑO DEL PROTOTIPO DE LA FUENTE SELLADA

El desarrollo del producto "Prototipo de Fuente Sellada de Fósforo Radiactivo" consta de las siguientes etapas:

- a) Diseño del contenedor del blanco
- b) Diseño de la infraestructura de carga y sellado del contenedor

3.3.1. DISEÑO DEL CONTENEDOR DEL BLANCO

Para el diseño del contenedor del blanco se tuvieron en consideración los siguientes factores:

- a) El material del contenedor, debe ser de un metal de la más alta pureza posible, para que al ser irradiado con el haz de neutrones en el núcleo del reactor, genere elementos radiactivos de vida media muy corta comparada con la del radionúclido ^{32}P , y por otro lado debe tener la mínima cantidad posible de impurezas,
- b) De acuerdo a las normas vigentes, el metal aprobado para ser utilizado en fuentes selladas, es el Titanio de alta pureza, por su alta resistencia y por ser un material biocompatible con los tejidos humanos, Pero este material es muy caro, y debido a que el trabajo trata del desarrollo de un prototipo, para esta etapa se ha seleccionado el aluminio de alta pureza con contenido de silicio, necesaria para que el contenedor tenga una buena resistencia, Estos dos metales cumplen con el requerimiento establecido en el ítem 2.1.2.
- c) La geometría del contenedor se estableció teniendo en cuenta, las geometrías de las fuentes radiactivas que se viene utilizando actualmente en las diversas aplicaciones en braquiterapia, a fin de utilizar los accesorios de implante que existen actualmente en el mercado. Bajo esta consideración se diseñaron dos contenedor con

las siguientes dimensiones: El primero, es un diminuto cilindro de Aluminio de 1 mm de diámetro exterior, 0,2 mm de espesor de pared y 1 cm de longitud (ver figura N° 3.4), y el segundo, es otro diminuto cilindro de 5 mm largo y 0,8 mm en el diámetro exterior y 0,5 mm de diámetro interior (ver figura N° 3.5),

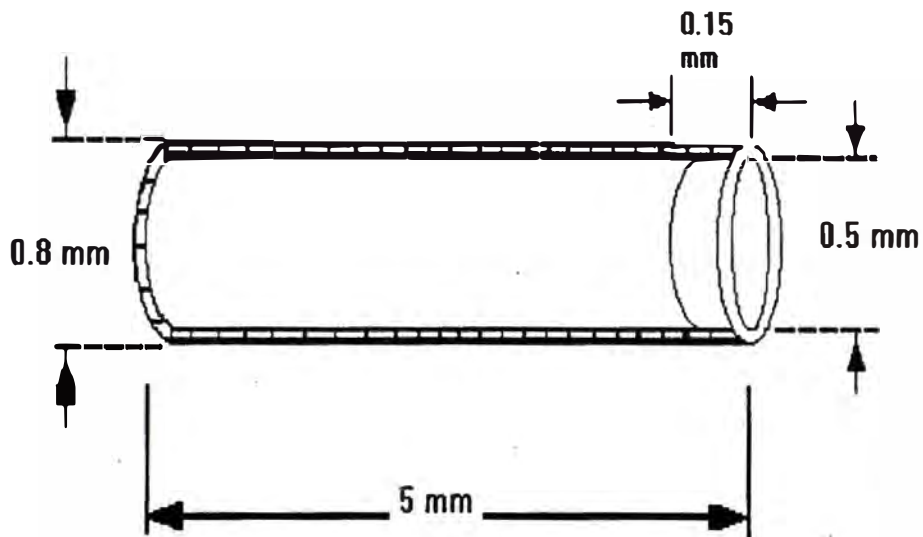


Figura N° 3-4: Contenedor de Aluminio N° 1.

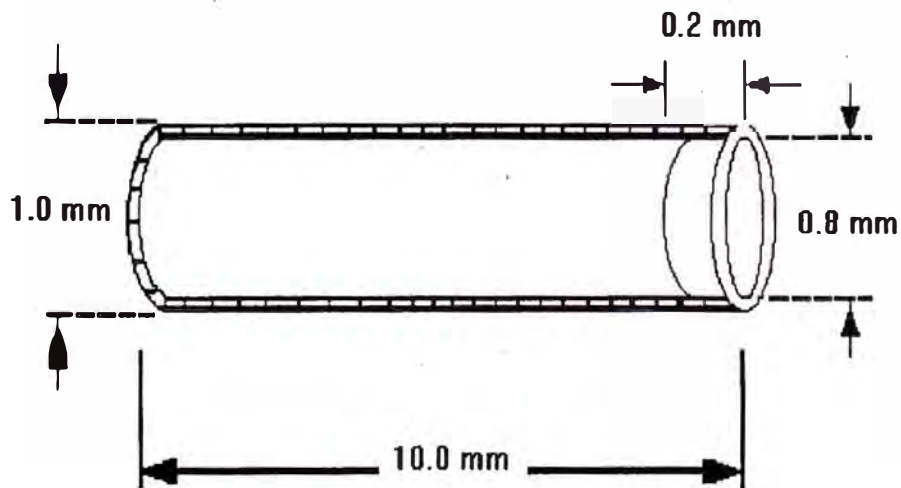


Figura N° 3.5: Contenedor de Aluminio N° 2

- d) El espesor de los contenedores fue seleccionado, teniendo en cuenta el máximo alcance de la partícula β^- en el material de aluminio, como se muestra en la tabla N° 3.7.

En la figura 3.6, en fotografía se muestra el tamaño real de los contenedores de aluminio antes de ser llenados, donde se observa el cilindro y su tapa, al lado de un clip normal,



Figura Nº 3.6: Tamaño del contenedor de aluminio,

3.4. DISEÑO DE LA INFRAESTRUCTURA REQUERIDA

Como se ha podido observar en el ítem 3.3.1, el contenedor del blanco es tan pequeño que requiere de un conjunto de accesorios especiales que faciliten del proceso de llenado del cilindro con el compuesto químico seleccionado (blanco) y finalmente debe ser tapado y sellado, Con esta finalidad se ha diseñado y construido ese conjunto de accesorios especiales. Debido a que el blanco es una sustancia muy higroscópica que al trabajarlo al ambiente abierto absorbe el agua del medio y reacciona formando el ácido fosfórico, sustancia muy corrosiva, por lo que se ha diseñado una caja de acrílico hermética donde se le pueda hacer vacío evitando que el reactivo P_3O_5 , reaccione con el agua del ambiente.

Con este objetivo se diseñaron y construyeron los siguientes accesorios:

- a) Celda hermética de acrílico denominado caja de Guantes
- b) Mesa o grilla para almacenar las fuentes antes u después del llenado,
- c) Embudo
- d) Soporte vertical regulable y de brazo telescópica
- e) Un sistema de sellado a presión
- f) Una cucharita para llenar la muestra

g) Una Pequeña pinzas, etc,

Por las características del blanco y para evitar contaminarlo con el material del accesorio, los accesorios se construyeron de acero inoxidable.

Debido a las características del blanco (P_2O_5), fue necesario diseñar una caja de acrílico, como se muestra en la figura N° 3.8. Este recinto fué construido de acrílico, que sea lo más hermético posible, y que permita el acceso al interior por una compuerta única y con características que permitan la hermeticidad requerida. Además, se tenía que instalar una conexión eléctrica; adicionalmente se tuvo que instalar el sistema para hacer el vacío dentro de la celda y una adecuada ventilación para después de terminar el llenado, Finalmente, a la celda se le tuvo que instalar un par de guantes que permita la manipulación en el interior para evitar tener contacto directo con el reactivo, Se utilizó el acrílico porque es transparente y nos permite ver durante el llenado y sellado del blanco, Así mismo se instaló un indicador de temperatura y un equipo indicador de humedad.

A continuación en la figura 3.7, se presenta el plano de la infraestructura diseñada, para esta primera etapa mostrando las dimensiones necesarias para su construcción.

En la figura N° 3.9, se muestra una foto del recinto de acrílico y accesorios para el llenado y sellado de la fuente.

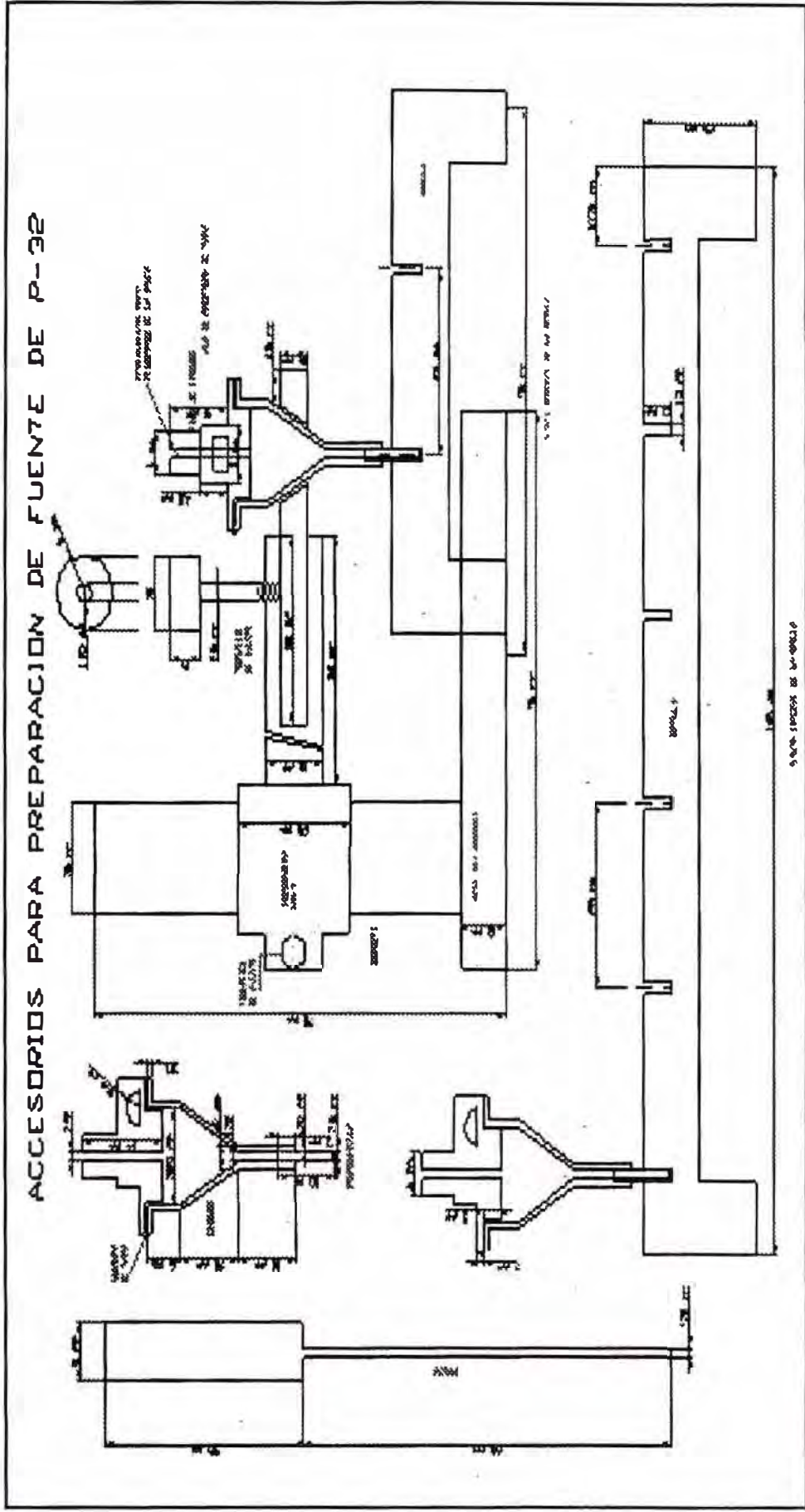


Figura N° 3.7: Plano de los accesorios de llenado y sellado del contenedor

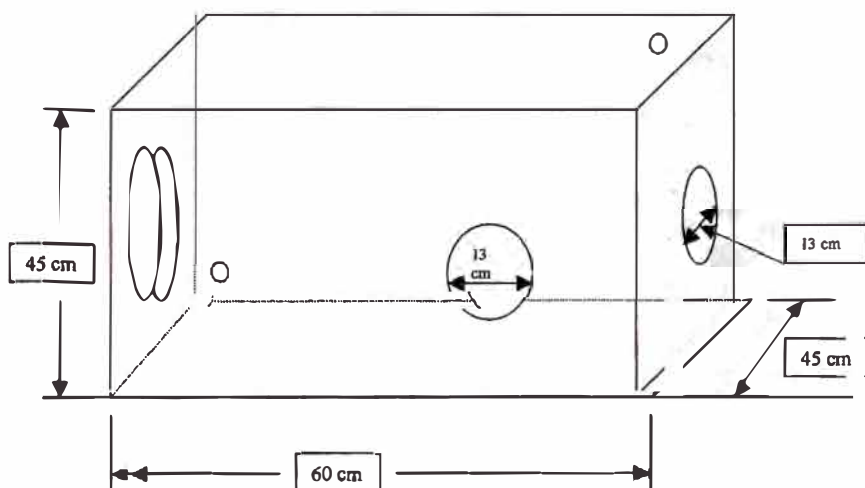


Figura N° 3.8: Recinto de manipulación del fósforo (caja de acrílico),



Figura N° 3.9: Accesorios para el llenado y sellado de la fuente,

3.5. PROCEDIMIENTO DE LLENADO Y SELLADO DE LA FUENTE

Para la preparación de las fuentes selladas que serán irradiadas en el reactor nuclear RP-10, se procedió de la siguiente manera:

- a) En una balanza analítica, se pesaron los contenedores vacíos junto con su tapa y se codificó, registrando el código y el peso,
- b) Se procede a lavar todos los accesorios con agua destilada, y se seca en una estufa,
- c) Se coloca un protector plástico en el piso del recinto de acrílico para evitar que el reactivo que caiga al piso contamine el recinto,
- d) Se coloca el frasco del reactivo en uno de los extremos del recinto, donde sea fácil de abrir y cerrar,
- e) Se colocan los contenedores vacíos en la grilla, que tiene 10x10 agujeros en una geometría cuadrada,
- f) Se coloca este conjunto (grilla-contenedor) dentro del recinto, en un lugar donde es fácil de ver el llenado,
- g) Se coloca el accesorio de sellado en uno de los extremos de la grilla, donde a presión se cerrará la muestra,
- h) Se coloca el soporte con el brazo telescópico dirigido a la grilla donde están los contenedores,
- i) Se coloca el embudo en el soporte,
- j) Se colocará un tecnopor en uno de los extremos donde se colocan la cucharita y la pinza,
- k) Se coloca en algún extremo una pequeña estufa para calentar los accesorios, para que el reactivo no se pegue en estos,
- l) Se colocan los instrumentos que indican la temperatura y la humedad dentro del recinto durante todo el proceso de llenado y sellado,
- m) Se cierra la compuerta lo más herméticamente posible,
- n) Se procede a hacer el vacío, midiendo en todo instante la temperatura y humedad dentro del recinto,
- o) Cuando se haya alcanzado un vacío y una temperatura adecuada se procede a la carga del blanco dentro del contenedor,
- p) Para llenar el blanco en el contenedor, es necesario hacer coincidir la boquilla del embudo con la del contenedor,
- q) Se abre el frasco, y se toma la cucharita y se retira una cantidad pequeñísima de reactivo para colocarlo en el embudo,

- r) Con una pequeña pinza se procede a golpear por la boquilla del embudo y luego se retira el embudo para verificar si ya se lleno el contendor,
- s) Si el contendor ya está lleno se retira de la grilla y se lleva a la selladora de presión,
- t) Se coloca el contenedor en la selladora, luego se coloca la tapa en la boquilla del contendor y se procede a presionar manualmente lo más fuerte posible y luego se verifica si la tapa ha ingresado correctamente,
- u) De esta manera se procede con todas las muestras que desea preparar,
- v) Al terminar el llenado se tapa el frasco del reactivo
- w) Se apaga el vacio,
- x) Se abre la compuerta del recinto
- y) Se retira la grilla con las muestras preparadas
- z) Se lleva a pesar las muestras preparadas en la balanza analítica, para saber qué cantidad de muestra tiene cada una de las fuentes que se han preparado,

La siguiente etapa en la preparación, consiste en colocar las fuentes preparadas en un contenedor de cuarzo, dentro de las cuales se podrían colocar hasta seis fuentes por cada contenedor de cuarzo.

Luego se lleva a la Planta de Producción de Radioisótopo (PPR) para que estos cuarzos conteniendo las fuentes selladas sean puestos en un contenedor de aluminio y sean sellados con el sistema de sellado que allí poseen, colocando en cada contenedor de aluminio, hasta diez cuarzos,

Las muestras de aluminio tienen las dimensiones de los porta muestras que entran al núcleo, como se ve en figura N° 3.10. Estas serán entregadas luego al personal de operación del reactor para que carguen al portamuestras en una posición del núcleo del reactor donde se irradiara.

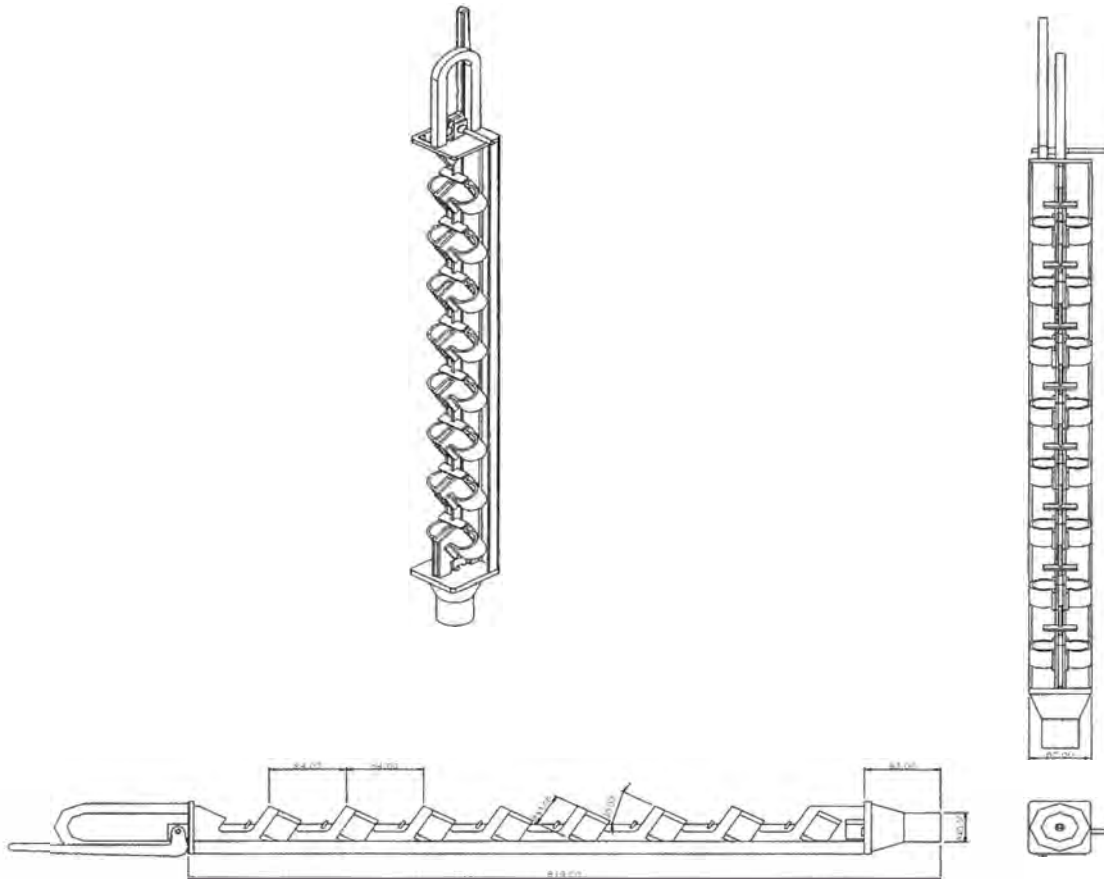


Figura N° 3.10: Dispositivo para colocar muestras en el núcleo del Reactor

Transcurrido el tiempo de irradiación, se retira las muestras de aluminio del núcleo y se envía a la PPR para que abran en un recinto especial y se le lleve a la calibración de la actividad,



Figura N° 3.11: Producto final

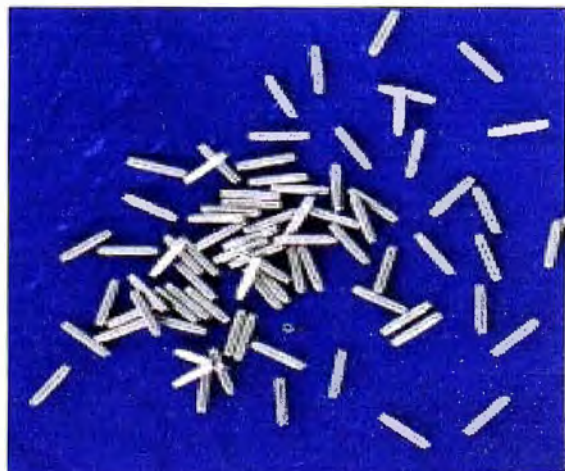


Figura N° 3.12: Fuentes para irradiarse en el reactor

En la figura 3.11 y 3.12, respectivamente, se muestra la fuente sellada antes de ser irradiada, y luego de la irradiación, las cuales son enviadas recipientes de vidrio en las cantidades necesarias que son requeridas por los médicos oncólogos, para el tratamiento específico.

CAPITULO IV

PROCESO DE IRRADIACION DEL FOSFORO

4.1. PARAMETROS QUE INTERVIENEN DURANTE LA IRRADIACION

Durante la irradiación de las muestras dentro de un reactor nuclear para producir los radioisótopos se consideran los siguientes factores:

- a) La densidad atómica
- b) La vida media del radioisótopo
- c) La actividad de saturación
- d) La sección eficaz de absorción
- e) El flujo neutrónico en la posición de irradiación
- f) La temperatura del medio donde se encuentran los neutrones
- g) El calentamiento de la muestra
- h) Los daños por irradiación
- i) La reacciones secundarias o colaterales
- j) La reacciones nucleares del radioisótopo deseado

A continuación se describen cada uno de estos factores.

4.1.1. LA DENSIDAD ATOMICA

La densidad atómica es uno de los factores importantes durante la irradiación, en un espectro de flujo de neutrones dentro de un reactor nuclear, como se explico en el ítem 2.2.2.7.

La densidad atómica es función del volumen del contenedor, de la masa cargada en este, del número de átomos del isotopo blanco, de la abundancia isotópica y del número de átomos en la estructura molecular del compuesto.

En primer lugar para calcular el volumen del contenedor, cuyas dimensiones se definieron en el ítem 3.3.1.c), que por tener la forma cilíndrica se utilizara el volumen de un cilindro dado por:

$$V_c = \frac{\pi D^2 L}{4} \quad (4.1)$$

Donde:

D = diámetro interior del contenedor

L = Longitud del contenedor

Las características químicas del blanco que se listan en la tabla N° 4.1

CARACTERÍSTICA	VALOR
Formula del Blanco	P ₂ O ₅
Pureza química	99,8%
Composición isotópica	100% en ³¹ P
Masa molecular	141,94 g/mol

Tabla N° 4.1: Características química del Blanco

Los resultados obtenidos son mostrados en la tabla 4.2 siguiente:

DIAMETRO (cm)	LONGITUD (cm)	VOLUME (cm ³)	MASA m (g) x 10 ⁻³	DENSIDAD ρ(g/cm ³)
0,05	0,485	9,52x 10 ⁻⁴	0,12	0,126
			0,79	0,829
0,08	0,98	4,92x 10 ⁻³	13,96	2,833
			19,77	4,813

Tabla N° 4.2: Densidad del blanco a ser irradiado

Utilizando los datos que se muestran en las tablas anteriores, se procede a calcular la densidad atómica para cada una de las muestras que se prepararon, para ello se utiliza la densidad de la tabla N° 4.1, y las características del blanco que se listan en la tabla N° 4.2, utilizando la correlación (2.7) los resultados se muestran en la tabla N° 4.3:

MUESTRAS	DENSIDAD ρ (gr/cm ³)	DENSIDAD ATOMICA N_i (núcleos/cm ³)
M1	0,1260	$1,067 \times 10^{21}$
M2	0,8296	$7,025 \times 10^{21}$
M3	2,8339	$2,484 \times 10^{22}$
M4	4,8134	$4,076 \times 10^{22}$

Tabla N° 4.3: Densidad atómica inicial de la Muestras del Blanco ³¹P

Como cada átomo tiene un solo núcleo, esto significa que habrá N_i núcleos/cm³ del blanco ³¹P disponibles para absorber los neutrones presentes en el núcleo del reactor.

4.1.2. ACTIVIDAD DE SATURACION

Uno de estos factores que es necesario analizar es el llamado **actividad de saturación**, que está definido como la máxima actividad que alcanzaría una masa del blanco al ser irradiado en un tiempo infinito dentro del reactor nuclear y se expresa por la siguiente relación: [35]

$$A_{\infty} = \frac{1,627568 \cdot 10^{-8} \cdot \sigma_{ac} \cdot \phi \cdot m \cdot F \cdot f}{M} \quad (4.2)$$

Donde:

A_{∞} = Actividad de saturación en mCi.

$1,627568 \times 10^{-8}$ = Factor de conversión que es igual a la expresion

$$\frac{10^{-24} \text{ cm}^2/\text{barn} \cdot 6,022 \cdot 10^{23}}{3,7 \cdot 10^7 \text{ dps/cm}^3}$$

σ_{ac} = sección eficaz de activación en barn

F = Fracción del elemento (que sufrirá activación) en el blanco (en un compuesto)

f = Fracción del isotopo (que sufrirá activación) en el elemento

m = Masa del blanco, en g

M = Masa atómica del elemento

ϕ = Flujo de neutrones, en n/(cm² . s)

Se acostumbra a utilizar en los catálogos de los centro de producción las actividades específica de saturación, expresada en mCi/g, la cual se calcula por la relación: [35]

$$A_{\infty \text{ esp}} = \frac{1,627568 \cdot 10^{-3} \cdot \sigma_{ac} \cdot \phi \cdot F \cdot f}{M} \quad (4.3)$$

Para presente estudio el blanco es el ^{31}P , que tiene una sección eficaz de absorción para los neutrones de energía térmica y epitérmica las que son mostradas en la tabla 4.4. Las muestras serán irradiados en un espectro de flujo neutrónico, cuando el reactor RP-10 funcione a una potencia de 10 MW. Los valores del flujo neutrónico se muestra en la Tabla N° 4.4 siguiente.

PARAMETROS DE IRRADIACION	VOLORES
$\sigma_{th} (^{31}\text{P})$	180 mb
$I_{epi} (^{31}\text{P})$	80 mb
Φ_{epi} a 10 MW del potencia del reactor	$7,77 \times 10^{13}$
ϕ_{th} a 10 MW del potencia del reactor	$2,28 \times 10^{12}$
Constante de decaimiento del ^{32}P (λ)	$2,0225 \times 10^{-3} \text{ h}^{-1}$
Masa molecular del blanco (^{31}P)	141,94

Tabla N° 4.4: Valores de parámetros de irradiación [3]

Con estos datos se procede a calcular la actividad de saturación y actividad específica de saturación de la irradiación del ^{31}P , en el RP-10, cuyos valores se observan en la tabla 4.5.

MUESTRAS	ACTIVIDAD DE SATURACION (mCi)	ACTIVIDAD ESPECIFICA DE SATURACION (mCi/g)
M1	0,3352	2 793,0966
M2	2,2065	
M3	38,9916	
M4	55,2195	

Tabla N° 4.5: Actividad del ^{32}P alcanzado al irradiar a saturación

De acuerdo a los resultados obtenidos en los cálculos, se puede considerar que cuando se realice una irradiación en tiempo infinito, la máxima actividad que alcanzaría las masas del ^{31}P transformadas a ^{32}P , será de 2 793,10 mCi/g, observándose que prácticamente se activarían todo los átomos del blanco; por eso los valores de la actividad de saturación son muy altos.

4.1.3. ANALISIS DE LA VIDA MEDIA

Cuando el tiempo de operación del reactor no es suficiente para alcanzar la actividad de saturación, es necesario realizar una corrección debido al tiempo de irradiación t_i , utilizando la correlación (2.52), la cual se puede expresar de la siguiente manera: [35]

$$A = A_{\infty} e^{-\lambda t} \quad (4.4)$$

Como el radioisótopo que se genera, empieza a decaer inmediatamente después del instante en que se forma, la actividad remanente será:

$$A = A_{\infty} (1 - e^{-\lambda t}) \quad (4.5)$$

Además, por definición de vida media, dada por la correlación (2.57), es:

$$T_{1/2} = \frac{0,693147}{\lambda} \quad (4.6)$$

Reemplazando la relación (4.6) la ecuación en la (4.5) se tiene:

$$A = A_{\infty} \left(1 - e^{-\frac{0,693147}{t_{1/2}} t_i} \right) \quad (4.7)$$

El valor de la vida media del radioisótopo ^{32}P es: $t_{1/2} = 14,28$ días.

Si se grafica la actividad en función del número de vidas medias utilizando la correlación (4.7), si se irradiara una masa cualquiera de ^{31}P en el reactor RP-10, y tendrá un comportamiento como se muestra en la fig. N° 4.1.

De la figura 4.1, se puede concluir que para llegar completamente a la actividad de saturación, el ^{31}P se debe irradiar durante 28 vidas medias del

producto, con respecto a la $t_{1/2}$ del fósforo-32 o sea que $t_i = 14,28 \times 28 = 343,84$ días.

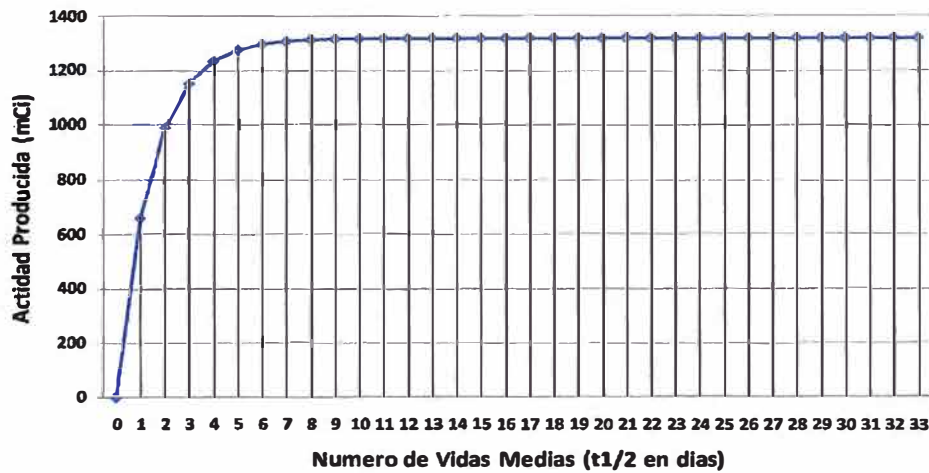


Figura N° 4.1: Número de $t_{1/2}$ que hay que irradiar al ^{31}P para llegar a saturación.

De igual forma, utilizando la misma correlación (4.7), para el caso de las muestras preparadas para la experiencia, si se irradia en el núcleo del reactor RP-10, hasta llegar a la actividad de saturación, esta actividad de saturación se alcanzarían en 17 y 18 vidas medias, como se muestran en la fig. N° 4.2:

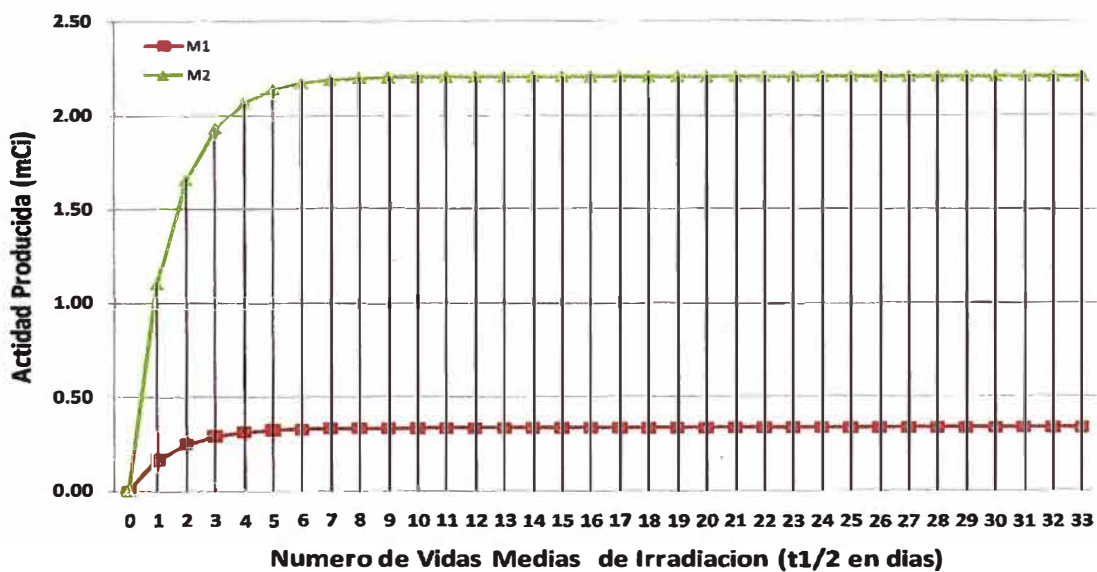


Figura N° 4.2: Número $T_{1/2}$ que hay que irradiar las muestras M1 y M2 para llegar a saturación.

Analizando la figura N° 4.2, para que las muestras M1 y M2 si se irradiaran en el RP-10, se puede determinar que para que estas alcancen completamente su actividad de saturación, deberían de irradiarse en el caso de la

- Muestra M1, 17 vidas medias, es decir: $t_i = 17 \times 14,28 = 242,76$ días,
- Muestra M2, 18 vidas medias, es decir: $t_i = 18 \times 14,28 = 257,04$ días.

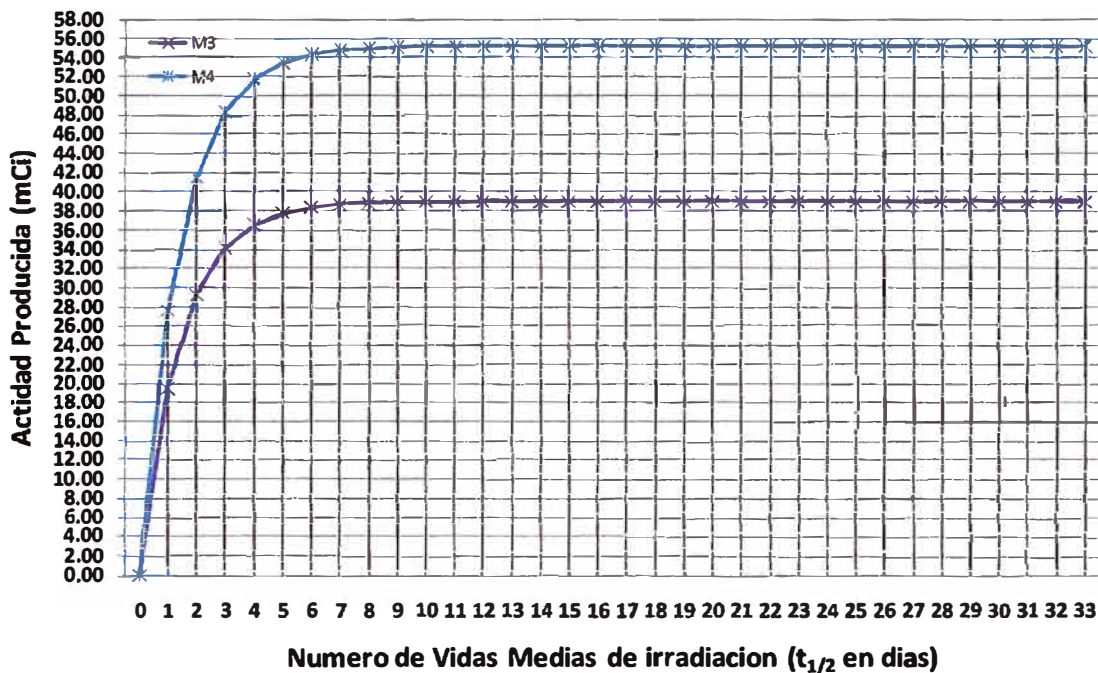


Figura N° 4.3: Número $T_{1/2}$ que hay que irradiar las muestras M3 y M4 para llegar a saturación.

Analizando la figura N° 4.3, para las muestras M3 y M4, si se irradiaran en el RP-10, se determinará que para que alcancen completamente su actividad de saturación, deberían de irradiarse en el caso de la

- Muestra M3, 22 vidas medias, es decir: $t_i = 23 \times 14,28 = 328,44$ días, y
- Muestra M4, 22 vidas medias, es decir: $t_i = 22 \times 14,28 = 314,16$ días.

Esto demuestra que la actividad de saturación es función de la densidad atómica y del flujo neutrónico.

Pero para casos prácticos se puede observar en los tres gráficos anteriores, que después de las 7 vidas media, el incremento de actividad es tan

pequeña que no se justifica el gasto para incrementos posteriores, por lo que se podría considerar que después de estas 7 vidas medias de irradiación las muestras de ^{31}P han alcanzado la actividad de saturación, es decir: $t_i = 7 \times 14,28 = 99,96$ días.

Las horas de operación del reactor son de 8 horas por cada ciclo de operación y el ciclo es semanal, por lo tanto el tiempo de operación a considerar es: $t_i = 0,333$ días.

La relación entre el tiempo de irradiación t_i y el tiempo de vida media $t_{1/2}$, esta dado por:

$$\frac{t_i}{T_{1/2}} = \frac{0,3333}{14,28} = 0,0233427 \quad (4.8)$$

Reemplazando este el valor de (4.8) en la relación (4.7), se tiene:

$$A = A_\infty (1 - e^{-0,0161799}) \quad (4.9)$$

Como el valor del exponencial $e^{-0,0161799}$ tiende a 1, el valor de la actividad tendería a cero; luego la correlación (4.7), debe ser resuelta aplicando el teorema del polinomio de Taylor, como se desarrolla en el anexo 2. [35]

El Teorema de Taylor, expresa que bajo ciertas condiciones, una función puede ser escrita como un polinomio de Taylor más un cierto error, es decir:

$$f(x) = P_n(x) + E_n \quad (4.10)$$

Si la función $f(x)$ es continua en $[a, b]$ y tiene derivadas continuas hasta de orden n , también lo tendrá en este intervalo cerrado; supóngase que $f^{(n+1)}(x)$ existe en (a, b) , entonces para x y $x_0 = (a, b)$ se tiene:

$$f(x) = f(x_0) + f'(x_0)(x - x_0) + \frac{f^{(2)}(x_0)}{2!} (x - x_0)^2 + \frac{f^{(3)}(x_0)}{3!} (x - x_0)^3 + \dots + \frac{f^{(n)}(x_0)}{(n)!} (x - x_0)^n + E_n \quad (4.11)$$

$$E_n = \frac{f^{(n+1)}(c)}{(n+1)!} (x - x_0)^{(n+1)} \quad (4.12)$$

Donde: E_n es el error y c es un punto que se encuentra entre x y x_0 .

En general si la $(n+1)$ derivada de $f(x)$ está acotada por una constante M en el intervalo (a, b) que se menciona en el Teorema de Taylor, es decir, si $|f^{(n+1)}(c)| \leq M$ para x en el intervalo (a, b) , entonces se cumplirá que:

$$|E_n| = \left| \frac{f^{(n+1)}(c)}{(n+1)!} (x - x_0)^{(n+1)} \right| = |f^{(n+1)}(c)| \left| \frac{(x-x_0)^{(n+1)}}{(n+1)!} \right| \leq M \left| \frac{(x-x_0)^{(n+1)}}{(n+1)!} \right| \quad (4.13)$$

Así pues, si al aproximar por un polinomio de grado n , la siguiente derivada está acotada por $M > 0$, entonces se puede estimar el error, de la siguiente manera. [35]

$$|E_n| \leq M \left| \frac{(x-x_0)^{(n+1)}}{(n+1)!} \right| \quad (4.14)$$

En el presente caso, $f(x) = e^{-ax}$ con $x_0 = 0$ y $x = 1$, y aunque 1 esté "alejado" del 0, como las derivadas están acotadas, se puede encontrar la aproximación con el grado de precisión que se desee con tal de tomar un polinomio de Taylor de grado "suficientemente grande". A continuación se verá de que grado se tendrá que considerar el polinomio. [35]

La $(n+1)$ -ésima derivada está acotada por 3, obteniendo

$$|E_n| \leq 3 \left| \frac{a^{(n+1)} (x-x_0)^{(n+1)}}{(n+1)!} \right| \quad (4.15)$$

Siendo $a = 0.693147/\Gamma_{1/2} = 0.04853971$ y $(X - X_0) = 1$

$$|E_n| \leq 3 \left| \frac{a^{(n+1)} (x-x_0)^{(n+1)}}{(n+1)!} \right| = \frac{3 (0.04853971)^{(n+1)}}{(n+1)!} \quad (4.16)$$

a = 0,693147/14,28 = 0,04854			
n	a^(n+1)	1/(n+1)!	Error
0	0,048539706	1	0,04853971
1	0,002356103	2	0,00117805
2	0,000114365	6	1,9061E-05
3	5,55122E-06	24	2,313E-07
4	2,69455E-07	120	2,2455E-09

Tabla N° 4.6: Valor del Error en el polinomio de Taylor

De la tabla N° 4.6, se determina que cuando $n = 2$, el error es de $1,9061 \times 10^{-5}$, por lo tanto se considera un polinomio de grado 2, cuya fórmula de Taylor sera:

$$e^{-ax} = 1 - \frac{0,693147}{T_{1/2}} + E_3 \quad (4.17)$$

Reemplazando de la ecuación (4.7), se tiene:

$$A = A_{\infty} \left(\frac{0,693147}{T_{1/2}} ti \right) \quad (4.18)$$

Es decir que para calcular la actividad de un radioisótopo cualquiera en función de su actividad de saturación se debe utilizar la correlación (4.18).

A _∞ (mCi) =	M1	M2	M3	M4
	0,1583	1,042	18,4138	26,0774
T _{1/2} (h) = 342,72				
ti (h)	A (mCi)			
	M1	M2	M3	M4
8	0,0025	0,0169	0,2979	0,4219

Tabla N° 4.7: Actividad de las muestra después de 8h de irradiación

Para el caso del presente estudio los tiempos de irradiación (ti) en el RP-10 son de 8 h, esto significa en número de vidas medias será:

$$\frac{ti}{T_{1/2}} = \frac{8}{14,28 \times 24} = 0,0161799, \text{ que resulta muy pequeña, porque se}$$

tendría que utilizar la correlación (4.8); luego la actividad que alcanza la

muestra durante las 8 h de irradiación será la que se muestra en la tabla N° 4.6.

Si tuviéramos tiempos de irradiación muy grandes, el valor de la exponencial $e^{(-0,693147 \cdot t_i/T_{1/2})}$, tiende a cero, y la actividad de la muestra tendera a la actividad de saturación.

Analizando el valor de $e^{(-0,693147 \cdot t_i/T_{1/2})}$ se observa que la exponencial se hace tan pequeña a tiempos largos de decaimiento, que se puede considerar cero, como se muestra en la figura N° 4.6.

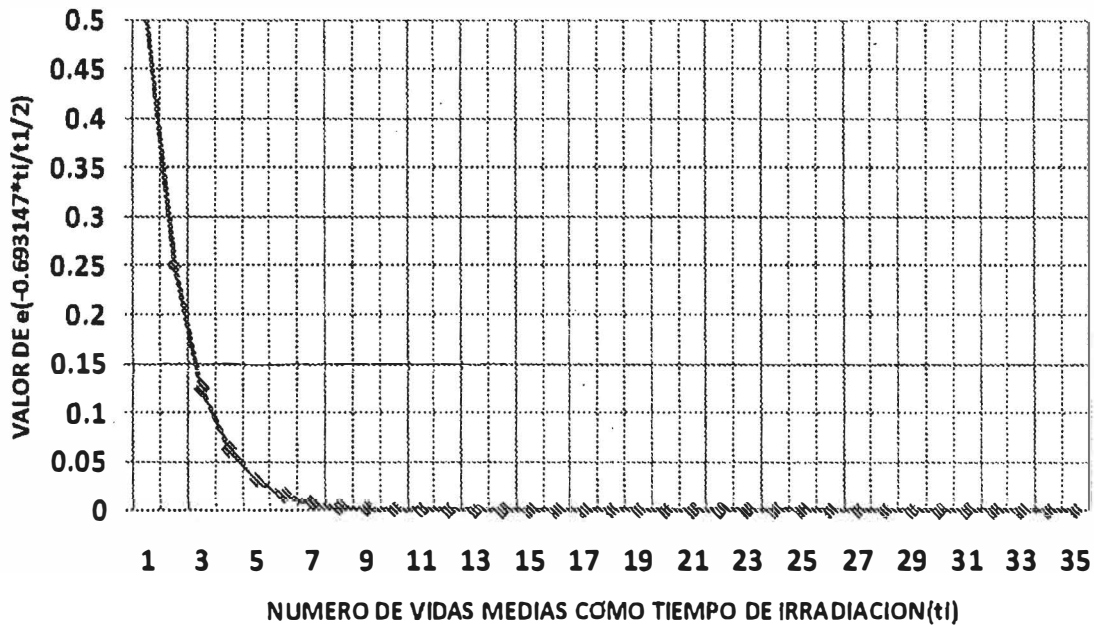


Figura N° 4.4: Número de $t_{1/2}$ en que $e^{(-0.693147 \cdot t_i/T_{1/2})}$ tiende a cero.

De la figura 4.4 se puede concluir que después de 10 vidas medias, el valor de la exponencial se hace tan pequeña que se considera igual a cero. Por lo que la ecuación (4.7), se transforma en:

$$A = A_{\infty} \quad (4.19)$$

4.1.4. SECCION EFICAZ DE ABSORCION

En la tablas de los radionúclidos, las secciones de absorción se dan para neutrones que tiene la velocidad de 2 200 m/s, correspondiente a una

energía de 0,0253 eV y a una temperatura de 293,6 °K (aunque algunos suministran también secciones eficaces para neutrones térmicos). Esta es la velocidad más probable para los neutrones que obedecen la distribución de Maxwell-Boltzmann en la región donde se aplica la ley recíproca $1/v$ y $\sigma \cdot v$ son constantes y por lo tanto $\sigma \cdot \Phi$ puede ser aplicado a pesar de no tratarse de neutrones mono-energéticos. [35]

Se debe tener mucho cuidado en la selección apropiada de la sección de absorción, porque la experiencia ha demostrado que la mayor fuente de error en los cálculos de activación se debe a la selección del valor adecuado de la sección de absorción.

Al utilizar las secciones de absorción para neutrones térmicos o de 2 200 m/s, se debe recordar realizar la corrección necesaria (factores f y g) para aquellos elementos que no siguen la ley recíproca $1/v$. [35]

En caso que sea necesario realizar correcciones de la sección de choque para neutrones térmicos, debemos utilizar la siguiente correlación:

$$\sigma_{th} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \left(\frac{293,6}{T_n} \right)^{1/2} \sigma_{(2\ 200)} \quad (4.20)$$

Donde = T_n temperatura de los neutrones, en °K. [35]

Considerando el valor de T_n corregido por la relación (4.24), se calcula la nueva sección eficaz de absorción del fósforo:

$$\sigma_{th} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \left(\frac{293,6}{313,465} \right)^{1/2} 0,18 = 0,15436 \text{ b} \quad (4.21)$$

Tomando en cuenta el valor de la sección eficaz de absorción, para hacer los cálculos de la actividad de irradiación de las muestras de ^{31}P durante 8 h en reactor RP-10, en función de la actividad de saturación, se obtienen los valores que se muestran en la tabla 4.7.

A _∞ (mCi) =	M1	M2	M3	M4
	0,3352	2,2065	38,9916	55,2195
T _{1/2} (h) = 342,72				
t _i (h)	A (mCi)			
	M1	M2	M3	M4
8	0,3352	2,2065	38,9916	55,2195

Tabla N° 4.8: Actividad de las muestras de ³¹P después de 8h de irradiación corrigiendo la sección eficaz de absorción

De los resultados se puede observar que, con la corrección corregida por la temperatura a la sección eficaz térmica de absorción, no existe variación importante en la actividad de saturación. Por lo tanto no es necesario realizar esta corrección en cálculos posteriores.

4.1.5. FLUJO NEUTRONICO EN LA POSICION DE IRRADIACION

Durante la operación del reactor existen varios factores que hacen variar la distribución del flujo de neutrones dentro del núcleo del reactor. Entre los que se pueden mencionar: [35]

- a) La potencia del reactor, debido principalmente a la aparición de venenos que absorben neutrones,
- b) La variación de las posiciones de las barras de control, por la variación de la reactividad

La potencia del reactor es proporcional al flujo térmico medio, medida en todo el volumen activo del núcleo del reactor. La relación entre la potencia del reactor y el flujo térmico medio es:

$$P = \frac{1}{K} \frac{\overline{\Phi}_{th}}{10^{13}} M \quad (4.22)$$

Donde:

- P = Potencia, en MW
- Φ_{th} = Flujo térmico medio en el combustible del reactor
- M = Masa de ²³⁵U, en Kg
- K = Constante que depende de la temperatura.

La distorsiones locales de las barras de control, hacen que el flujo medio del núcleo del reactor varíe, y esto ocurre porque durante la operación del reactor se tiene que mantener constante el balance de neutrones, ente los que son absorbidos y los que están naciendo, para que de esa forma no varíe la potencia del reactor; esto obliga a tener que ir retirando las barras de control a medida que pasa el tiempo de operación. No solamente este movimiento de las barras de control afectan el flujo medio de neutrones, sino también distorsionan el espectro del flujo de neutrones en la dirección axial, como se muestra en la figura N° 4.5. [35]

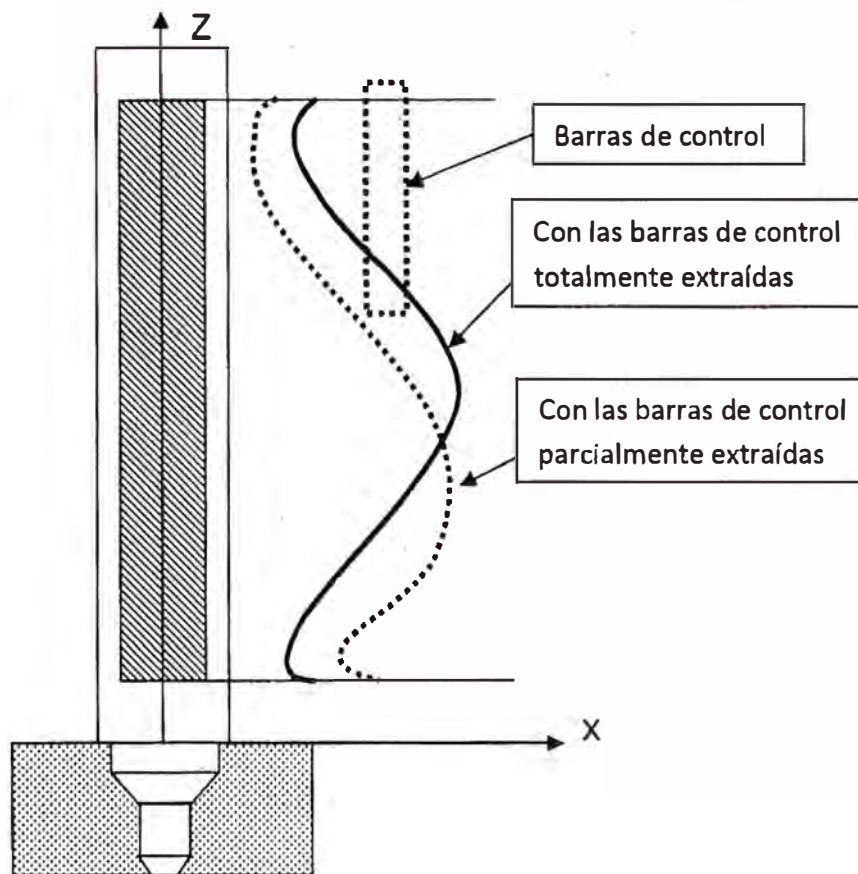


Figura N° 4.5: Distorsión del flujo neutrónico con la posición de las barras de control,

Como las muestras a ser irradiadas en el núcleo de reactor se colocan en la dirección axial Z , la tasa de activación sufrirá variaciones, y no se realizará en forma uniforme. [35]

Otro factor que afecta la distribución de flujo de irradiación es la auto-absorción de neutrones por los blancos, lo que originan una depresión de neutrones dentro de la muestra que se está activando, por lo que para evitar este efecto se debe colocar una muestra a otra a una distancia del doble del diámetro del contenedor de la muestra. Esta autoabsorción de la muestra se debe principalmente a la alta sección de absorción del blanco.

4.1.6. TEMPERATURA DEL MEDIO

También se debe tener presente que la temperatura de los neutrones T_n es siempre superior a la temperatura del moderador, por lo que es necesario hacer la corrección para corregir esta variación: [35]

$$T_n = T \left[1 + 0,9 M \frac{\sigma_{a(KT)}}{\sigma_{s(th)}} \right] \quad (4.23)$$

Donde:

M = Masa atómica de átomo moderador importante, H para el H_2O

$\sigma_{s(th)}$ = Sección de dispersión del átomo del moderador importante

$\sigma_{a(KT)}$ = Sección de absorción evaluada en la energía KT para el moderador de importancia

T = Temperatura del moderador en K

En el presente trabajo, durante la irradiación en el RP-10, la temperatura del moderador alcanza los 39 °C (311 K) y la sección eficaz de dispersión para el hidrógeno es $\sigma_s = 38$ b, y la sección eficaz de absorción evaluada a la temperatura KT es: $\sigma_a(KT) = 0,332$ b; con estos datos se determina la temperatura real de los neutrones:

$$T_n = 311 (1 + 0,99 * 1,008 * 0,332/38) = 313,465 \text{ K} \quad (4.24)$$

Este valor se utiliza, para corregir el valor de la sección eficaz de absorción en la correlación (4.20).

4.1.7. CALENTAMIENTO DE LA MUESTRA

Cualquier muestra que este siendo irradiada en el reactor está sujeta a un calentamiento nuclear. La formación intrínseca de calor en la muestra debe ser evaluada para determinar si será necesario adicionar una adecuada disipación del calor. La generación de calor en el blanco se debe a las radiaciones gamma y beta del reactor que son emitidas por los productos de fisión, los materiales estructurales del reactor, los gammas del material del contenedor, radiaciones del propio blanco que se activado, etc.

La generación de calor también dependerá de las dimensiones, volumen, forma y calor específico del blanco. [35]

En el caso en estudio las muestras de fósforo que se ha irradiado en el reactor, por su forma, volumen, dimensiones y el calor específico bajo de la muestra no requieren ningún sistema adicional de refrigeración.

4.1.8. DAÑOS POR IRRADIACION

Todos los materiales expuestos a la irradiación con neutrones están sujetos a sufrir daños o descomposición durante la irradiación. Por ello hay que tener presente que para irradiaciones largas y para flujos de neutrones mayores a 10^{11} núcleos/cm².s se deberán utilizar como materiales del contenedor aluminio, zircaloy, titanio y eventualmente cuarzo.[35]

Desde el punto de vista de los blancos:

- a) Se debe dar preferencia a la utilización de las formas elementales, aleaciones u óxidos.
- b) En caso de utilizar óxidos o sales, se debe evitar la humedad e irradiar en lo posible sales anhidras.
- c) Evitar en lo posible la utilización de muestras bajo la forma de nitratos, bromatos, y yodatos, pues estos al descomponerse generan productos altamente corrosivos.

En caso del presente estudio se utilizará aluminio y para el producto final se utilizará el titanio, minerales que son recomendados para este tipo de irradiación.

4.1.9. REACCIONES SECUNDARIAS O COLATERALES

Durante la irradiación, los blancos están expuestos a un espectro de neutrones con un rango de energías que van desde los térmicos hasta los rápidos. Dependiendo de cantidad de neutrones de cada grupo de energía, y de las secciones eficaces de absorción, los blancos reaccionarán con cada uno de estos tipos de neutrones, formando diferentes productos. [35]

La concentración del isótopo blanco que normalmente se considera constante durante la irradiación, por ser despreciable su quemado, disminuirá exponencialmente con el tiempo, de acuerdo a la correlación (2.64) donde $N_{(ti)} = N_0 e^{-(\sigma_{th}\phi_{th} + I_e \phi_e) ti}$ que se expresa como:

$$B_{(ti)} = B_0 e^{-(\sigma_{th}\phi_{th} + I_e \phi_e) ti} \quad (4.25)$$

Donde:

$B(t_i)$ = Concentración de isotopos blancos en el instante t , en núcleos/s.

B_0 = Concentración de isotopo blanco en el instante $t = 0$, en núcleos/s.

Φ_{th} = Flujo térmico promedio, en $n/(cm^2.s)$

Φ_{ep} = Flujo térmico promedio, en $n/(cm^2.s)$

σ_{th} = Sección eficaz de absorción térmica, en barn.

I_{ep} = Sección eficaz de absorción epitermica, en barn.

t_i = Tiempo de irradiación, en segundos s.

Como se puede observar, la concentración del blanco, en estas condiciones, disminuye con el tiempo de irradiación en forma exponencial. [35]

La concentración del radioisótopo producto, si ésta no presentara nuevas reacciones de absorción, estaría dada por la siguiente expresión:

$$\frac{dP}{dt} = (\sigma_{th1}\phi_{th} + I_1 \phi_e)B - \lambda_1 P \quad (4.26)$$

Resolviendo la correlación (4.26) se tiene:

$$P(t) = P_0 e^{-\lambda t} + \frac{B_0 (\sigma_{th1}\phi_{th} + I_1 \phi_e)}{((\sigma_{th1}\phi_{th} + I_1 \phi_e) - \lambda)} (e^{-\lambda t} - e^{-(\sigma_{th1}\phi_{th} + I_1 \phi_e)t}) \quad (4.27)$$

Donde:

$P(t)$ = Concentración de isotopos Producto en el instante t , en núcleos/s.

P_0 = Concentración de isotopó producto en el instante $t = 0$, en núcleos/s.

Φ_{th} = Flujo térmico promedio, en $n/(cm^2 \cdot s)$

Φ_{ep} = Flujo térmico promedio, en $n/(cm^2 \cdot s)$

σ_{th} = Sección eficaz de absorción térmica, en barn.

I_{ep} = Sección eficaz de absorción epitérmica, en barn.

t_i = Tiempo de irradiación, en segundos s.

Utilizando los valores de la Tabla N° 4.4, se puede calcular, para la producción del ^{32}P a partir del ^{31}P , con las correlaciones (4.25 y 4.27):

- a) El producto de la sección eficaz con el flujo neutrónico, de la siguiente forma:

$$(\sigma_{th1}\phi_{th} + I_1 \phi_e) = 5,7632 \times 10^{-12} \text{ núcleos/s}$$

- b) La cantidad de blanco inicial.

El cálculo se realiza utilizando la correlación (2.7); cuyos resultados se muestran en la tabla N° 4.8.

MUESTRA	ATOMOS INICIALES N_0
M1	$1,02 \times 10^{18}$
M2	$6,70 \times 10^{18}$
M3	$1,18 \times 10^{20}$
M4	$1,68 \times 10^{20}$

Tabla N° 4.9: Átomos iniciales del Blanco ^{31}P en las muestras

c) Como la concentración de isotopos blanco en el instante t esta dado por la relación (3.27), para un tiempo de irradiación $t = 8$ h, la cantidad de blanco que se tendrá será, la que se muestra en la tabla N° 4.9:

MUESTRAS	ATOMOS DEL BLANCO N_t	ATOMOS DEL PRODUCTO P_t	FRACCION DE ATOMOS CONVERTIDOS %
M1	$1,02 \times 10^{18}$	$4,12 \times 10^{+11}$	$4,05 \times 10^{-5}$
M2	$6,70 \times 10^{18}$	$2,71 \times 10^{+12}$	$4,05 \times 10^{-5}$
M3	$1,18 \times 10^{20}$	$4,79 \times 10^{+13}$	$4,05 \times 10^{-5}$
M4	$1,68 \times 10^{20}$	$6,79 \times 10^{+13}$	$4,05 \times 10^{-5}$

Tabla N° 4. 10: Átomos del Blanco ^{31}P y del producto ^{32}P en el instante t

Cuando un compuesto o elemento químico, se expone a un flujo de neutrones en todo su rango de energía, sus núcleos presentan para cada energía una sección eficaz de absorción diferente. Esto hace que el mismo elemento químico absorban neutrones de diversas energías y de esta forma generan diferentes productos radiactivos, compitiendo los neutrones por el núcleo del blanco, denominándose a este proceso como reacciones colaterales o secundarias. Adicionalmente, los productos radiactivos formados, también pueden presentar secciones eficaces de absorción a los neutrones, generándose el quemado de los productos formados, que también son denominados reacciones colaterales o secundarias, cuyas características para el ^{31}P , se muestran en la tabla 4. 10. [12]

ISOTOPO BLANCO	ABUNDACIA ISOTOPICA	TIPO DE NEUTRONES	REACCIONES NUCLEARES	SECCION EFICAZ (mb)	VIDA MEDIA
^{31}P	100 %	Térmicos y Epitérmicos	$^{31}\text{P}(n, \beta)^{32}\text{P}$	Th: 180 Epi: 80	14,28 d
		Rápidos	$^{31}\text{P}(n, p)^{31}\text{Si}$	36	2,82 h
			$^{31}\text{P}(n, \alpha)^{28}\text{Al}$	19	2,25 m
			$^{31}\text{P}(n, 2n)^{30}\text{P}$	13	2,50 m
		Neutrones de 14.5 MeV	$^{31}\text{P}(n, p)^{31}\text{Si}$	85 mb	2,62 h
			$^{31}\text{P}(n, \alpha)^{28}\text{Al}$	118 mb	2,25 m
			$^{31}\text{P}(n, 2n)^{30}\text{P}$	10.9 mb	2,50 m

Tabla N° 4.11: Reacciones Colaterales o secundarias del Blanco ^{31}P

4.1.10. REACCIONES DEL RADIOISOTOPO PRODUCIDO

Cuando se trata de irradiaciones que involucran altas secciones de absorción o de activación del isótopo blanco, y/o de altos flujos de neutrones, el isótopo producto será sensible a reacciones nucleares de absorción de neutrones o simplemente quemado. [35]

Cuando los isótopos generados posean altas secciones de absorción y/o existan en el núcleo del reactor altos flujos de neutrones, parte de los isotopos formados se quemaran. Generalmente estos quemados son despreciables, por ello, cuando se tenga una o ambas condiciones mencionadas se debe realizar las correcciones necesarias. [35]

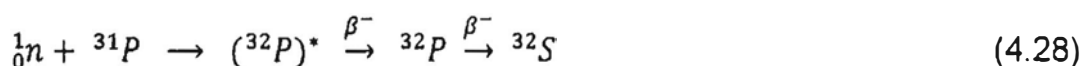
Para realizar estas correcciones se utilizará, lo descrito en el ítem 2.5, donde se está considerando que el blanco y los productos de la absorción neutrónica se quemaran generando nuevos productos, lo que se demuestra con el sistema de ecuaciones (2.70), las cuales han sido obtenidas realizando un balance de masa de toda las posibles reacciones que podrían presentarse y los posibles productos que podrían generarse.

Para el caso en estudio al irradiar el ^{31}P , el quemado del ^{32}P no se produce porque este radioisótopo no presenta una sección eficaz de absorción a los neutrones.

4.2. MECANISMO DE REACCION DEL ^{31}P A ^{32}P

Los contenedores llenos de blanco y sellados herméticamente, serán puestos en una posición del porta-muestras, para luego ser llevados y colocada en una de las cajas de irradiación, dentro del núcleo del reactor. En esta posición dentro del núcleo estarán expuestos a un espectro de flujo de neutrones térmicos, epitérmicos y rápidos, produciéndose las reacciones nucleares de absorción, que generan el fósforo radiactivo; mediante el siguiente proceso de transformación: el núcleo del fósforo ^{31}P al ser impactado por el neutrón, este lo absorbe o captura, produciendo un núcleo compuesto o excitado, que en el orden de 10^{-14} s, emite una radiación β^- convirtiéndose en ^{32}P ; el cual sigue siendo inestable, y tenderá a su estabilidad emitiendo otra radiación (β^-) transformándose en ^{32}S , el cual es un elemento estable.

El proceso descrito, se representa de la siguiente manera:

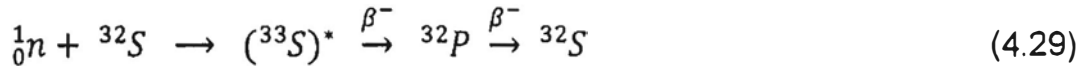


Pudiéndose escribir de la siguiente forma: $^{31}\text{P} (n, p) ^{32}\text{P}$.

Como todo el proceso se desarrolla dentro de un espectro de neutrones, el nuevo elemento químico formado ^{32}P , ya no presenta una sección eficaz de absorción a neutrones térmicos, Epitérmicos ni rápidos, por lo que no desaparece por nuevas reacciones nucleares; pero si desaparece por decaimiento radiactivo, produciendo el ^{32}S que es estable, y este último si presenta una sección eficaz de absorción a los neutrones, produciendo nuevas reacciones nucleares como las que se listan en la tabla N° 3.1. En esta tabla podemos observar que hay

una reacción del ^{32}S , que al ser impactados por los neutrones rápidos produce el ^{32}P , que de alguna manera incrementa el producto final buscado, pero también el ^{32}S reacciona con los neutrones térmicos produciendo ^{33}S que es otro emisor β^- .

El mecanismo de las reacciones del ^{32}S , se presenta a continuación:



Se puede escribir de la siguiente forma: $^{32}\text{S} (n, p) ^{32}\text{P}$.

El proceso descrito, que ocurre dentro del núcleo del reactor RP-10, es representado por el esquema de la figura 4.6.

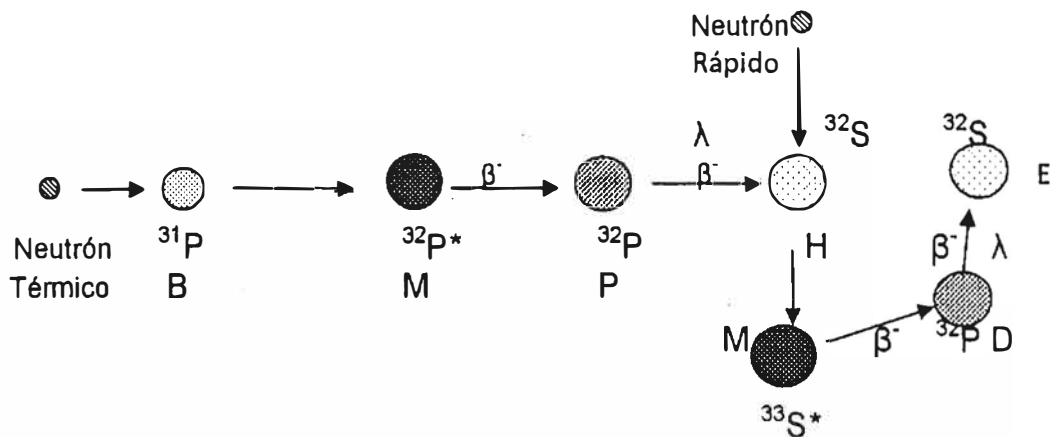


Figura N° 4.6: Esquema de la reacción nuclear del ^{31}P en el Reactor RP-10,

Realizando un balance de masa en esta reacción, se tendrá el siguiente sistema de ecuaciones:

$$\begin{aligned} \text{a) } \frac{dB}{dt} &= -(\sigma_{th1} \phi_{th} + I_{ep1} \phi_{ep}) B \\ \text{b) } \frac{dP}{dt} &= (\sigma_{th1} \phi_{th} + I_{ep1} \phi_{ep}) B - \lambda P \\ \text{c) } \frac{dH}{dt} &= \lambda P - (\sigma_{th2} \phi_{th} + I_{ep2} \phi_{ep}) H \\ \text{d) } \frac{dD}{dt} &= (\sigma_{th2} \phi_{th} + I_{ep2} \phi_{ep}) H - \lambda D \\ \text{e) } \frac{dE}{dt} &= \lambda D \end{aligned} \quad (4.30)$$

Este sistema de ecuaciones se resolverá teniendo en cuenta la resolución del sistema de ecuaciones (2.65) planteadas en la pagina 38..

Asumiendo las siguientes convenciones:

$$x_1 = (\sigma_{th1} \phi_{th} + I_{ep1} \phi_{ep}) \quad (4.31)$$

$$x_2 = (\sigma_{th2} \phi_{th} + I_{ep2} \phi_{ep}) \quad (4.32)$$

$$\lambda_1 = \lambda_2 = \lambda \quad (4.33)$$

Resolviendo la ecuación (a) del sistema de ecuaciones (4.30), se obtiene la cantidad de átomos del blanco ^{31}P , al final de la irradiación t_i , representado por la correlación dada:

$$B_{(t_i)} = B_0 e^{-x_1 t_i} \quad (4.34)$$

Resolviendo la ecuación (b) del sistema de ecuaciones (4.30), obtenemos la cantidad del producto ^{32}P , al final de la irradiación t_i . y estará representado por la siguiente correlación:

$$P_{(t_i)} = P_0 e^{-\lambda t_i} + \frac{x_1 B_0}{[x_1 - \lambda]} (e^{-\lambda t_i} - e^{-x_1 t_i}) \quad (4.35)$$

Resolviendo la ecuación (c) del sistema de ecuaciones (4.30), se obtiene la cantidad de átomos del producto estable ^{32}S , a final de la irradiación t_i , y estará representado por la siguiente correlación:

$$H(t) = H_0 e^{-x_2 t} + \left[\frac{\lambda P_0 + \frac{x_1 B_0 \lambda}{[x_1 - \lambda]}}{(\lambda - x_2)} \right] (e^{-x_2 t} - e^{-\lambda t}) - \frac{\frac{x_1 B_0 \lambda}{[x_1 - \lambda]}}{(x_1 - x_2)} (e^{-x_2 t} - e^{-x_1 t}) \quad (4.36)$$

Resolviendo la ecuación (d) del sistema de ecuaciones (4.30), se calcula la cantidad del producto ^{32}P que se forma de la reacción del ^{32}S , a final de la irradiación t_i , y estará representado por la siguiente correlación:

$$D(t) = D_0 e^{-\lambda t} + \frac{x_2 \left[H_0 + \frac{\lambda P_0 + \frac{x_1 B_0 \lambda}{x_1 - \lambda}}{(\lambda - x_2)} - \frac{\frac{x_1 B_0 \lambda}{x_1 - \lambda}}{(x_1 - x_2)} \right]}{(x_2 - \lambda)} (e^{-\lambda t} - e^{-x_2 t}) - \frac{x_2 \left[\frac{\frac{x_1 B_0 \lambda}{x_1 - \lambda}}{(x_1 - x_2)} \right]}{(x_1 - \lambda)} (e^{-\lambda t} - e^{-x_1 t}) \quad (4.37)$$

Resolviendo la ecuación (e) del sistema de ecuaciones (4.30), obtenemos la cantidad de átomos del producto estable ^{32}S , al final de la irradiación t_i , y estará representado por la siguiente correlación:

$$E(t) = E_0 + \left[D_0 + \frac{x_2 \left[H_0 + \frac{\lambda P_0 + \frac{x_1 B_0 \lambda}{x_1 - \lambda}}{(\lambda - x_2)} - \frac{\frac{x_1 B_0 \lambda}{x_1 - \lambda}}{(x_1 - x_2)} \right]}{(x_2 - \lambda)} + \frac{x_2 \left[\frac{\frac{x_1 B_0 \lambda}{x_1 - \lambda}}{(x_1 - x_2)} \right]}{(x_1 - \lambda)} \right] (1 - e^{-\lambda t}) + \lambda \left[\frac{x_2 \left[H_0 + \frac{\lambda P_0 + \frac{x_1 B_0 \lambda}{x_1 - \lambda}}{(\lambda - x_2)} - \frac{\frac{x_1 B_0 \lambda}{x_1 - \lambda}}{(x_1 - x_2)} \right]}{x_2} \right] (1 - e^{-x_2 t}) + \lambda \left[\frac{x_2 \left[\frac{\frac{x_1 B_0 \lambda}{x_1 - \lambda}}{(x_1 - x_2)} \right]}{x_1} \right] (1 - e^{-x_1 t}) \quad (4.38)$$

Reemplazando valores a las convenciones (3.31, 3.32 y 3.33), obtenemos:

$$X_1 = 1.42 \times 10^{-11} \text{ s}^{-1} \quad (4.39)$$

$$X_2 = 1.56 \times 10^{-12} \text{ s}^{-1} \quad (4.40)$$

$$\lambda = 5.6181 \times 10^{-7} \text{ s}^{-1} \quad (4.41)$$

Las características del blanco utilizado, se presentan en la tabla 4.11 siguiente:

CARACTERÍSTICAS DEL BLANCO	VALOR
Formula química del Blanco	P ₂ O ₅
Pureza química del blanco en %	99,8
Composición isotópica del blanco, en % ³¹ P	100
Masa molecular, en g/mol	141,94

Tabla N° 4.12. Características del Blanco.

Con los datos de la tabla N° 4.11, utilizando la correlación (2.7), se determina el número de átomos presentes al inicio, antes de la irradiación, como se observa en la tabla 4.12.

	M1	M2	M3	M4
Masa (g)	$1,2 \times 10^{-4}$	$7,9 \times 10^{-4}$	$1,396 \times 10^{-2}$	$1,977 \times 10^{-2}$
B ₀ (Átomos)	$1,0182 \times 10^{+18}$	$6,7030 \times 10^{+18}$	$1,1845 \times 10^{+20}$	$1,6775 \times 10^{+20}$

Tabla N° 4.13: Cantidad de átomos del Blanco ³¹P presentes inicialmente en cada muestra

Los parámetros del reactor RP-10, que se utilizaran para determinar el tiempo de irradiación se muestran en la tabla 4.13 siguiente:

PARAMETROS	VALORES
$\sigma_{th} ({}^{31}\text{P})$, en mb	180
$I_{epi} ({}^{31}\text{P})$, en mb	80
$\sigma_{rap} ({}^{32}\text{S})$, en mb	69
ϕ_{th} a 10 MW del potencia del reactor	$7,77 \times 10^{13}$
ϕ_{ep} a 10 MW del potencia del reactor	$2,28 \times 10^{12}$
ϕ_{rap} a 10 MW del potencia del reactor	$2,26 \times 10^{13}$
Constante de decaimiento del ³² P (λ), en h ⁻¹	$2,0225 \times 10^{-31}$
T _{1/2} (³² P), en días	14,28

Tabla N° 4.14: Parámetros para el cálculo de actividad

Con los datos de las tablas N° 4.11, 4.12 y 4.13, se calcula la actividad que alcanzarían las muestras al final de la irradiación. Para ello se utilizarán las correlaciones (4.34) a (4.38).

Es importante resaltar que la sección eficaz de absorción determina el tiempo de irradiación. Para el caso en estudio, como la sección eficaz de absorción del ^{31}P es muy pequeña, para alcanzar la actividad deseada requerirá realizar varias irradiaciones, dado que el reactor opera solo 8 h una y vez a la semana, por lo que se realizarán irradiaciones discontinuas y pero serán regulares porque las operaciones del reactor se inician y terminan el mismo día y casi a la misma hora.

Los resultados que se obtienen, realizando los cálculos se muestran en las Fig. N° 4.7 y 4.9. Los resultados graficados son las actividades alcanzadas justo al final de la irradiación y las curvas que tienen la D, son las actividades que se entregan después de la calibración correspondiente.

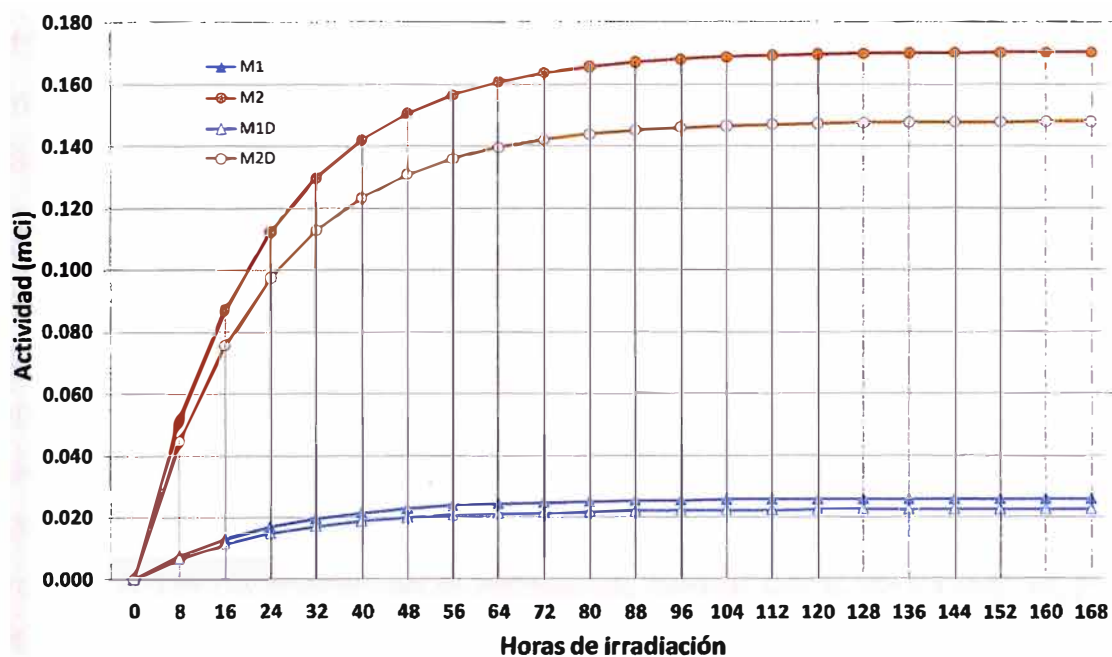


Figura N° 4.7: Actividad alcanzada en función del tiempo de irradiación de M1 y M2

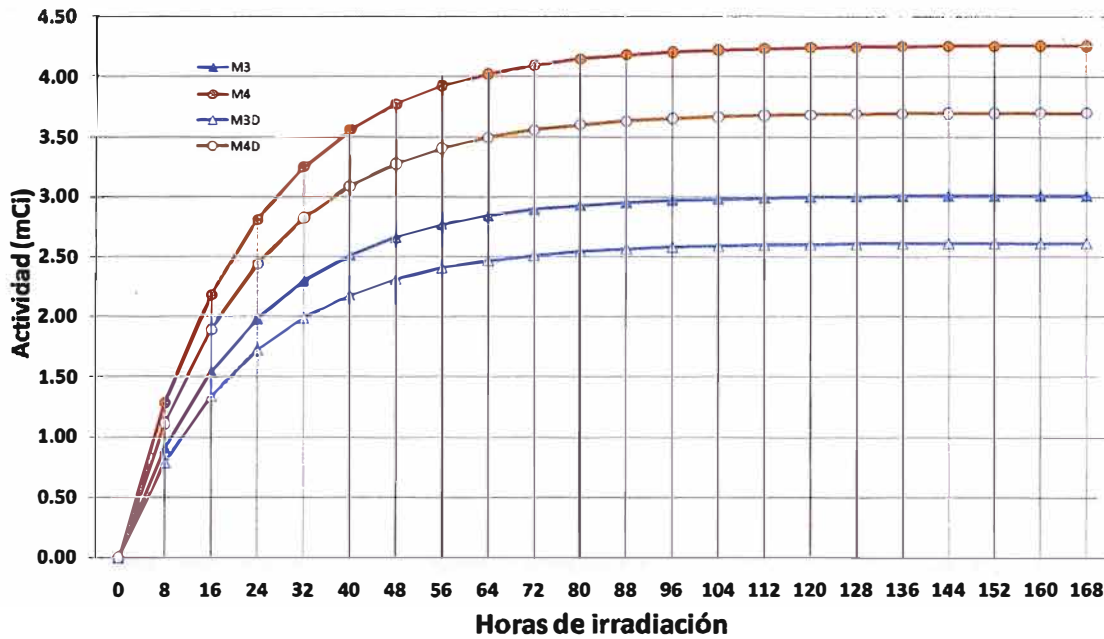


Figura N° 4.8: Actividad alcanzada en función del tiempo de irradiación de M3 y M4

Las muestras se colocaron en la posición de irradiación B4-4Y, B4-5Y y B4-5X. Se irradiaron en diez ciclos con intervalos de tiempos de 8 h cada ciclo a 10 MW de potencia, con separación de una semana entre periodo de irradiación, que es el ciclo actual de irradiación del reactor nuclear peruano RP-10.

Considerando que se van a preparar muestras estándares conteniendo 20 mg de blanco de ^{31}P , en cada fuente sellada, en la figura N° 4.6, se observa que se podrían producir fuentes radiactivas de ^{32}P , hasta con más de 3,5 mCi de actividad, los cuales son adecuados para el tratamiento médico deseado. Pero esto significa que se tendría que irradiar en el núcleo del reactor por aproximadamente 96 h y como son 8 h por semana, entonces las muestras permanecerán en el núcleo del reactor por 2,76 meses, es decir inicialmente serían necesarios 2,76 meses para producir nuestras la primera fuente y de allí en adelante ya podría salir una cantidad determinada cada semana, según la demanda.

Adicionalmente hay que tener presente que en cada posición de irradiación se colocará 150 fuentes para ser irradiadas, y como la demanda promedio

mensual es de 2 550 fuentes radiactivas, entonces se necesitaran 17 posiciones de irradiación. Como el núcleo del reactor tiene 4 cajas de irradiación dentro del núcleo, y cada caja de irradiación tiene 16 posiciones de irradiación, entonces se usarían 4 posiciones de 3 caja de irradiación y 5 posiciones de la última caja de irradiación, todos ellos deberán tener los flujos neutrónicos del mismo orden de magnitud. En conclusion sí, es posible producir para cubrir la demanda esperada.

4.3. APETURA DE LAS MUESTRA IRRADIADAS

Después de la irradiación de las cápsulas en el reactor nuclear RP-10, éstas se transportarán en un contenedor plomo a la planta de producción de radioisótopos. La apertura de las cápsulas se efectúa en la celda de apertura de cápsulas de este lugar. Luego se colocan en pequeños blindajes de plomo para trasladarlo al laboratorio de calibraciones.

4.4. VERIFICACION DE LAS CONDICIONES FISICAS DE LA FUENTE

Luego de retirar las muestras del reactor y de la correspondiente apertura del contenedor de cuarzo, se verifico que las condiciones físicas y geométricas de las fuentes de aluminio no habían sufrido ningún deterioro a causa de las radiaciones ni debido a la temperatura dentro del núcleo del reactor, durante el tiempo que tardo su irradiación; tampoco presentaron signos de corrosión por posibles reacciones con alguna humedad que haya podido ingresar a la muestra.

Con esto se demostró que el sellado del blanco fue adecuado, y el aluminio resistió a la corrosión durante aproximadamente cerca de 3 meses dentro del núcleo del reactor. Por otro lado, lo más importante de todo, es que el compuesto químico de fósforo, presento una adecuada estabilidad ante las reacciones nucleares.

4.5. MEDICION DE LA ACTIVIDAD Y CALIBRACION DE LA FUENTE

Una vez que la fuente radiactiva ha sido retirada del reactor y así como de su contenedor de irradiación, deberá ser llevada al laboratorio de calibraciones de la Planta de Producción de Radioisótopos, donde se procederá a realizar la calibración de actividad de la fuente, en una cámara de pozo, de acuerdo a protocolos internacionales.

4.5.1. ESPECIFICACION DE FUENTES BETA

El parámetro recomendado para la especificación de fuentes de rayos beta es la tasa de referencia de dosis absorbida en agua a una distancia de referencia de la fuente. La distancia de referencia es distinta de un tipo de fuente a otra. Para fuentes planas y cóncavas, la distancia de referencia es 1 mm desde el centro de la fuente, mientras que para semillas y fuentes lineales (del que trata el presente caso) esa distancia es de 2 mm en la dirección transversal desde el eje longitudinal de la fuente. Debe reconocerse que las medidas a estas distancias cortas son una tarea difícil. Las distancias se escogen desde el punto de vista de la baja penetración de los rayos beta y su relevancia respecto a aplicaciones clínicas. La Tabla 4.14 resume las cantidades recomendadas para la especificación de fuentes de braquiterapia. Las recomendaciones están de acuerdo con las dadas por el ICRU (International Commission on Radiation Units and Measurements). [37]

La calibración de actividad contenida en una fuente de rayos beta, del tipo semilla y alambre, puede ser transferida a una cámara de ionización de pozo proporcionando un método para especificar tales fuentes en términos de actividad contenida en vez de tasa de referencia de dosis absorbida. El uso preferible de esta cantidad es; sin embargo, la conversión de actividad contenida en tasa de referencia de dosis absorbida usando constantes bien establecidas de tasa de referencia de dosis absorbida por unidad de actividad para cada tipo particular de fuentes radiactivas. [37]

Tipo de fuente	Cantidad primaria	Distancia especificada	Medida desde	Cantidad suplementaria	Estándar de trabajo
Fotones, semillas y líneas	Tasa de referencia de kerma en aire	1 m	Fuente	Ninguna	Cámara de ionización de pozo
Beta, plauas y cóncavas	Tasa de referencia de dosis absorbida	1 mm	Superficie	Ninguna	Fuente calibrada
Beta, semillas y líneas	Tasa de referencia de dosis absorbida	2 mm	Centro	Actividad contenida	Cámara de ionización de pozo
Beta, balón armadura y steut	Tasa de referencia de dosis absorbida	0.5 mm	Superficie	Actividad contenida	Cámara de ionización de pozo

Tabla N° 4.15: Especificaciones de las fuente de braquiterapia y los estándares de trabajo recomendados para calibración [37]

4.5.2. UNIFORMIDAD DE LA FUENTE

Se ha recomendado que la uniformidad de fuentes lineales o semillas sea evaluada en términos de tasa de dosis absorbida a una distancia de 2 mm del centro de la fuente tanto longitudinal como perpendicular al eje de la fuente (ecuatorial) en un medio equivalente a tejido. Para uniformidad longitudinal se recomienda que la desviación de máximo a mínimo de la tasa de dosis en los 2/3 de la porción central de la longitud activa de la fuente no sea mayor de 20% relativa a la tasa de dosis promedio en esta longitud. Las desviaciones ecuatoriales no deben ser mayores que el 20% en relación al promedio para todos los ángulos. [37]

4.5.3. FUENTES DE SEMILLA Y ALAMBRES DE RAYOS BETA

En las aplicaciones de braquiterapia intravascular, las lesiones en la arteria coronaria se tratan con partículas beta o con fotones. Las lesiones son usualmente del orden de 2 a 4 cm de longitud en arterias con diámetros de 3- 5 mm. Esto requiere fuentes lineales de diámetro muy pequeño, menores de 1 mm. Las geometrías típicas incluyen fuentes lineales encapsuladas

montadas al extremo de alambres que son insertados y extraídos del punto de tratamiento. Las fuentes lineales pueden construirse también con arreglos lineales de "semillas" que pueden ser colocadas en la lesión ya sea manualmente o neumáticamente. Los isótopos que se usan para estas fuentes incluyen ^{32}P , $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, ^{90}Y , y $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$. La longitud física de estas fuentes varía pero generalmente son del orden de 2 a 6 cm para cubrir la lesión adecuadamente. Está siendo investigado el uso de fuentes de alambres más cortos movidos en segmentos para tratar lesiones más largas[37].

4.5.4. CARACTERISTICAS DE LAS CAMARAS DE POZO

Las cámaras de pozo proveen un método confiable para calibrar fuentes de braquiterapia antes de usarlas clínicamente. Hay por lo menos dos tipos de cámaras de pozo que se usan en muchos hospitales. Cámaras llenas de gas a alta presión (usualmente argón), las cuales fueron diseñadas originalmente para hacer pruebas con radionucleídos de baja actividad, y cámaras de pozo que están abiertas a la atmósfera. La pérdida de presión debido a la fuga de gas afecta la sensibilidad del primer tipo de cámara. A diferencia de las cámaras que están abiertas a la atmósfera, tales cámaras no requieren correcciones por cambios en la temperatura o presión ambiente. [37]

La inserción de una fuente de ^{192}Ir HDR de muy alta actividad puede causar un aumento de la temperatura dentro de la cámara [44]. Algunas cámaras están diseñadas con un accesorio de styrofoam para insertar la fuente y reducir este efecto. La respuesta de la cámara debe verificarse a intervalos regulares usando una fuente de larga vida media. Una fuente de ^{137}Cs es apropiada para este propósito aunque podrían estar disponibles otras fuentes. La fuente sellada debe insertarse en la cámara con un espaciador apropiado y/o un accesorio sostenedor de la fuente de una manera que sea reproducible. Las lecturas que resultan al usar una fuente de constancia y corrigiendo por temperatura, presión y decaimiento deben permanecer dentro de $\pm 0,5\%$. La sensibilidad de la cámara debe de ser medida como

una función de la profundidad de inserción de la fuente desde el fondo de la cámara. La forma característica de la dependencia de la posición depende del diseño de la cámara. [37]

La estabilidad de la señal de una cámara de pozo debe verificarse por lo menos 4 veces al año. [37]

CAPITULO V

EVALUACION ECONOMICA

En este capítulo se describen las condiciones, tendencias y situaciones del mercado para las aplicaciones de las fuentes selladas de fósforo 32. Dentro de este capítulo se hará un análisis del entorno general de dicho mercado, además de un análisis cuantitativo y cualitativo de la demanda esperada, la oferta y los precios de productos similares que se vienen manejado en los últimos años, incluyendo también las estimaciones correspondientes de la demanda, oferta y precio que tendrá la fuente sellada de ^{32}P durante la vida del proyecto, que será de 10 años.

5.1. EVALUACION DEL MERCADO

El cáncer es un problema de salud pública a escala mundial, y tiene altas tasas de incidencia y mortalidad. En Latinoamérica el cáncer ocupa el tercer lugar de las causas de muerte y en el Perú, el Registro de Cáncer de Lima Metropolitana, ha publicado tasas de incidencia y mortalidad por cáncer globales de 150,7 y 78,3 por cien mil habitantes de nuestra ciudad capital. Al considerar ambos sexos como un todo, es importante resaltar, que dentro de las neoplasias más comunes se encuentran las de la mama femenina, las del cuello uterino y las de próstata, órganos accesibles que debido a su naturaleza permiten la detección precoz.

En el Perú la frecuencia del cáncer va en aumento, ocasionando en hombres y mujeres muertes y discapacidades, porque muchos de esos casos pueden ser prevenidos ó detectados y tratados tempranamente. El propósito de este trabajo es, reducir la carga del cáncer en la población, con un tratamiento adecuado y que constituya la forma más efectiva de atacar el problema.

5.1.1. EL CANCER EN EL MUNDO

Según la OMS, en el año 2002 el cáncer mató a más de 6,7 millones de personas en todo el mundo y es la segunda causa de muerte en los países desarrollados, mientras que en los países en vías de desarrollo figura entre las tres primeras causas de muerte de los adultos. De todas las causas de muerte en el mundo, un 12,5 % son atribuidas al cáncer.

	Sitio	Número	Porcentaje
1	Pulmón	1 352 132	12,44
2	Mama	1 151 298	10,59
3	Colon y Recto	1 023 152	9,42
4	Estomago	933 937	8,58
5	Próstata	679 023	6,25
6	Hígado	626 162	5,76
7	Cuello uterino	453 243	4,53
8	Esófago	462 117	4,25
9	Vejiga	356 567	3,27
10	Linfoma NH	300 571	2,76
11	Leucemia	300 582	2,75
12	Cavidad oral	274 289	2,52
13	Páncreas	232 306	2,13
14	Faringe	210 339	1,93
15	Riñón	208 480	1,91
16	Ovario	198 783	1,82
17	Endometrio	198 783	1,82
18	Sistema Nervioso	169 485	1,74
19	Melanoma	160 177	1,47
20	Laringe	159 241	1,46

Fuente: M. Perkin, F. Bray, P. Pizant
IARC Cáncer Base N° 5 Versión 2. Lyon, France:IARC Press; 2004

Tabla N° 5.1: Incidencia mundial de cáncer, 2002

El cáncer es entonces un problema de salud pública a nivel global y afecta a personas de diferentes edades y condiciones sociales. [40]

El total de nuevos casos de cáncer en el mundo se estimó en 11 millones en el año 2002, número que aumentaría a 16 millones en el año 2020, de seguir las cosas como están. De otro lado, en la actualidad viven 2,6 millones de personas con cáncer, lo que pudiera aumentar si no se actúa oportunamente. [41]

Se estima que de las 7,6 millones de muertes globales causadas por el cáncer en el año 2005 en Latinoamérica, más de 70 % tuvieron lugar en los países de bajo y medios recursos económicos. [41]. En la tabla 5.1, se muestran la incidencia mundial de cáncer en el año 2002.

De esta tabla 5.1 se puede determinar que para la utilización del producto se tendría por lo menos un mercado potencial a nivel mundial de 4 612 815 pacientes (dato 2002), pero como esta cifra ha venido creciendo en estos últimos 7 años, esta demanda potencial será aún mayor.

En el anexo 3 se muestran estadísticas de la incidencia y la causa de muerte de los principales tipos de cáncer, en algunos países de Latinoamérica, en el año 2001. [39]

5.1.2. EL CANCER EN EL PERU

5.1.2.1. MORTALIDAD

Mientras la mortalidad por todas las causas en el Perú viene descendiendo progresivamente, como se muestra en la figura N° 5.1, la mortalidad por cáncer se viene incrementando, hasta constituirse en la segunda causa de muerte, como se muestra en la figura N° 5.2, según las cifras oficiales del Ministerio de Salud. [39]

Aceptando que existe subregistro; sobre un total de 14 844 muertes por cáncer a nivel nacional, registradas por el Ministerio de Salud en el año 2003, hubo 6 947 muertes de varones y 7 892 muertes de mujeres. Igualmente, entre 16 598 muertes por cáncer registradas en el MINSA

durante el año 2004, a los varones les correspondió 7 718 muertes y 8 880 a mujeres. Se observa esta evolución en la tabla N° 5.2. [39]

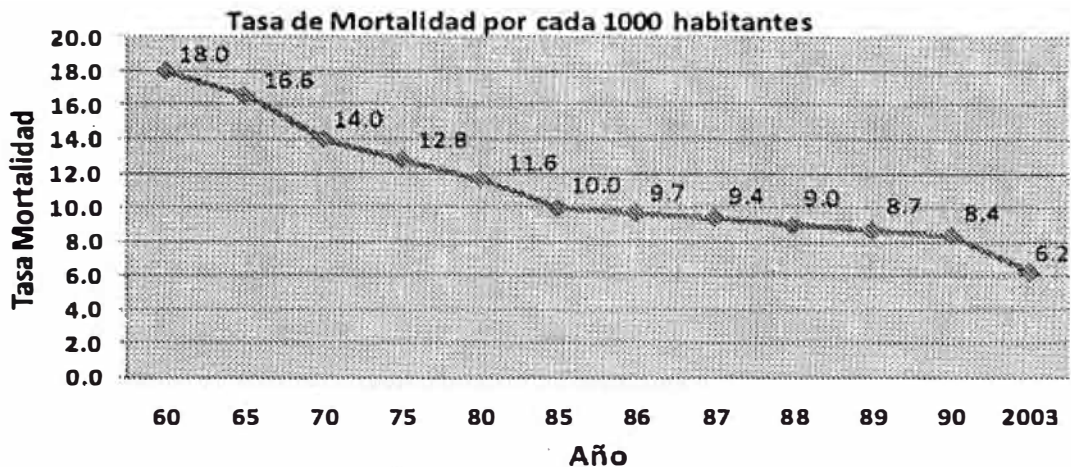
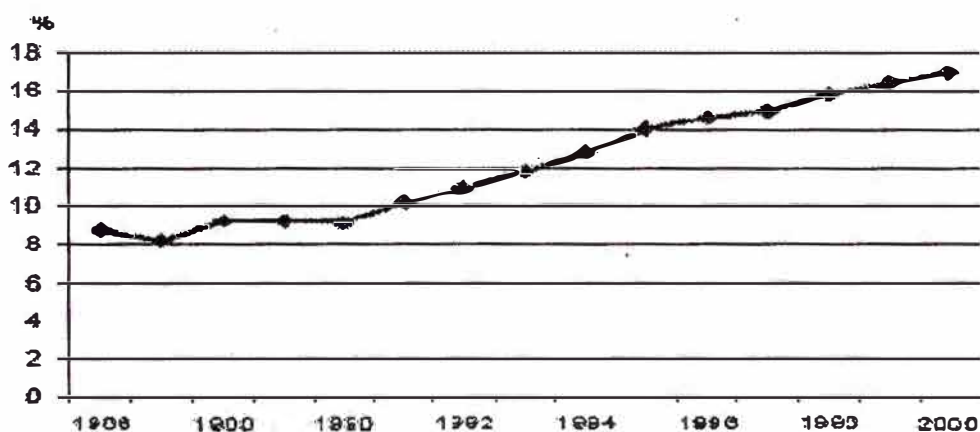


Figura N° 5.1: Evolución de la mortalidad por todas las causas en el Perú



Fuente: MINSA 2002

Figura N° 5.2: Evolución de la mortalidad por cáncer en el Perú.

AÑO	TOTAL MUERTES	MUERTES POR TUMORES MALIGNOS	%
1996	95 674	12 745	13,5
1997	89 790	12 933	14,4
1998	91 471	13 167	14,4
1999	86 539	13 567	15,7
2000	84 393	14 540	17,2

Fuente: MINSA – Oficina de Estadística e informática

Tabla N° 5.2: Muertes por tumores malignos en el Perú, entre 1996 -2000

En ambos sexos, el cáncer de estómago es la causa de mayores muertes y le siguen en orden de importancia el cáncer de hígado, vías biliares, pulmón, cérvix, próstata, mama, tumor de origen incierto, colon, leucemia y cáncer de páncreas.

Localización	Hombres	Mujeres	Total
Estomago	1 324	1 279	2 063
Hígado y Vías Biliares	696	964	1 650
Bronquios y Pulmón	729	599	1 328
Cérvix	-	1 244	1 244
Próstata	1 100	-	1 100
Mama	14	770	784
Tumor de origen incierto	360	416	776
Colon	326	412	738
Leucemia	380	344	724
Páncreas	276	289	565
Linfoma no Hodgkin	291	230	521
Boca	114	72	186
Piel	59	57	116
Otras	1 689	2 214	3 903
Total de Muertes	7 718	8 880	16 598

Fuente: Registros DGE, MINSA

Tabla N° 5.3: Principales causas de mortalidad por cáncer en el Perú 2004

La neoplasia que causa mayor mortalidad en el varón es el cáncer de estómago, seguido de: próstata, pulmón, hígado y vías biliares, leucemia, tumores de origen incierto, colon, linfoma no Hodgkin, boca y piel. En cambio, en el sexo femenino, la neoplasia más importante como causa de muerte es nuevamente el estómago, seguida de: cérvix, hígado y vías

biliares, mama, pulmón, cáncer de origen incierto, colon, leucemia, páncreas y linfoma no Hodgkin. Esto se ve reflejado en la tabla N° 5.3. [40,41]

En la tabla N° 5.3, se puede observar que el cáncer de estómago es el que ocasiona más víctimas entre los varones, en tanto que el cáncer de mama causa más defunciones entre las mujeres.

TIPO DE CANCER	TOTAL		HOMBRES		MUJERES	
	Nº ORDEN	TASA POR 100000	Nº ORDEN	TASA POR 100000	Nº ORDE N	TASA POR 100000
Estomago	1	19,27	1	19,95	1	18,57
Pulmón	2	8,50	3	10,20	6	6,77
Hígado	3	7,38	4	7,05	4	7,05
Próstata	4	7,18	2	14,29	-	-
Cuello Uterino	5	6,46	-	-	2	12,97
Mamas	6	5,33	-	-	3	10,70
Linf. No Hodgkin	7	4,15	5	4,93	8	3,46
Colon	8	3,85	6	3,40	7	4,29
Útero	9	3,5			5	7,02
Páncreas	10	3,32	8	3,24	9	3,39
Encéfalo	11	3,01	7	3,26	12	2,75
Riñón	16	1,58	9	2,05	18	1,10

Fuente: Estimaciones a partir de los datos de mortalidad del MINSA. Clasificación Internacional de Enfermedades

Tabla N° 5.4: Principales causas de mortalidad por cáncer en Perú 2000

Los registros de mortalidad en EsSalud para el período 1998 a 2004 muestran que el cáncer es la primera causa de mortalidad en la población asegurada (21,1 %), como se observar en la tabla 5.4.

De los registros de mortalidad de la Sanidad de la Policía Nacional, para el año 2005, de un total de 120 muertes por cáncer, las más frecuentes se debieron a: cáncer de pulmón (16,7 %), tejido linfático y órganos hematopoyéticos (13,33 %), hígado y vías biliares (10 %), estómago (9,17 %), próstata (8,33 %), colon y recto (7,5 %), mama (6,67 %), origen no especificado (6,67 %), encéfalo (6,67 %), riñón y vejiga (5 %) y cuello uterino (2,5 %). [40]

Los registros poblacionales en Lima Metropolitana para el período 1994-1997 realizado por el Centro de Investigación en Cáncer Maes Heller, revelan que en ese lapso hubo 20 912 casos de muertes por cáncer, de los cuales 11 071 ocurrieron en mujeres y 9 841 en hombres, lo que expresa nuevamente que son las mujeres las principales víctimas. Entre los varones predomina el cáncer de estómago como causa de muerte, seguido de próstata, pulmón y linfoma no Hodgkin. Entre las mujeres, es el cáncer de mama la causa del mayor número de muertes, seguido de estómago, cuello uterino y pulmón. Sin embargo cuando examinamos las defunciones en ambos sexos, es el cáncer de estómago el que predomina como causa de muerte. [40]

5.1.2.2. INCIDENCIA

Desafortunadamente no se cuenta con registros de personas atendidas a nivel nacional tanto en el MINSa como en EsSalud y por ello no se puede obtener tasas de incidencia, aunque se calcula que anualmente existen en el Perú 35 500 nuevos casos de cáncer. Vale la pena comentar aquí, que el aumento observado en la tasa de mortalidad por cáncer, es una clara indicación que la incidencia también está en aumento. [40]

Durante el año 2004, el MINSa ha registrado en sus establecimientos de las diferentes regiones, 74 521 atenciones por cáncer, de las cuales 48 386 corresponden a mujeres y 26 135 a varones. Durante el año 2005 el número total de atenciones aumentó a 84 153, siendo 56 350 en mujeres y 30 503 en varones, lo que se puede observar en la tabla N° 5.6, siguiente: [40]

Grupo de Edad	Año 2004		Año 2005	
	Número	%	Número	%
0 – 14	6 035	8,10	6 436	7,60
14 – 44	23 617	31,7	25 785	30,6
45 – 54	12 392	16,6	14 311	17,0
55 – 64	11 226	15,1	12 715	15,1
>= 65	21 251	28,5	24 906	29,6
TOTAL	74 521	100	84 153	100

Fuente: Registro de la DGE, MINSA (no incluye atenciones en el INEN)

Tabla N° 5.6: Atenciones por cáncer según grupo de edad, 2004

Localización	Hombres	Mujeres	Total
Tumor de origen incierto	4 680	7 378	12 058
Mama	215	8 574	8 889
Cuello Uterino	-	8 734	8 734
Estomago	2 651	2 845	5 496
Próstata	4 556	-	4 556
Piel	1 582	2 317	3 899
Linfoma no Hodgkin	2 042	1 601	3 643
Boca	1 275	1 717	2 992
Bronquios y Pulmón	1 061	1 102	2 163
Colon	773	1 380	2 153
Ovario		1 852	1 852
Tiroides	275	1 391	1 666
Hígado y Vías Biliares	674	954	1 628
Otros	10 719	16 405	27 153
Total de Atenciones	30 503	56 350	84 153

Fuente: Registros de DGE, MINSA

Tabla N° 5.7: Atenciones por cáncer según el tipo, registro MINSA 2005

La tabla N° 5.7, permite observar que en el total de la población atendida por cáncer a nivel de los establecimientos de salud del MINSA, la neoplasia de origen incierto es la más frecuente, lo que evidencia claramente deficiencias en el diagnóstico. [41]

La lectura de esta tabla revela además que entre las mujeres, los motivos de atenciones más frecuentes por cáncer son: Cuello uterino, mama, tumores de origen incierto, estómago, piel, ovario, boca, linfoma no Hodgkin, tiroides, colon y pulmón; en tanto que entre los varones los cánceres que motivan mayor número de atenciones son: tumores de origen incierto, próstata, estómago, linfoma no Hodgkin, piel, boca, pulmón, colon, hígado y vías biliares y tiroides.

Es interesante confirmar que en este mismo período el INEN ha registrado un total de 233 595 atenciones por cáncer correspondientes al año 2004 y un total de 237 481 atenciones por cáncer en el año 2005. [42]

Entre las mujeres, los motivos de atenciones más frecuentes por cáncer son: Cuello uterino, mama, tumores de origen incierto, estómago, piel, ovario, boca, linfoma no Hodgkin, tiroides, colon y pulmón; en tanto que entre los varones los cánceres que motivan mayor número de atenciones fueron: tumores de origen incierto, próstata, estómago, linfoma no Hodgkin, piel, boca, pulmón, colon, hígado y vías biliares y tiroides.

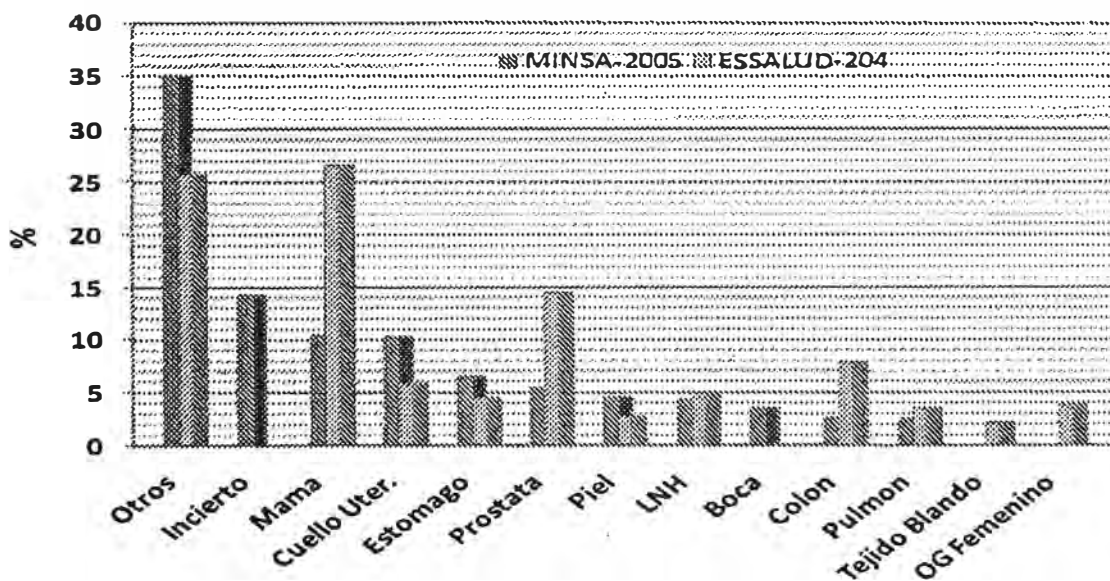


Figura N° 5.3: Atenciones por tipo de cáncer en EsSALUD-2004 y MINSA-2005

EsSalud, durante el período de 1998 a 2004, ha generado 109 040 consultas por cáncer definitivo, correspondiendo la mayor carga a los cánceres de mama, próstata, colon-recto-ano, cuello uterino, linfoma no Hodgkin, estómago, órganos genitales femeninos, tráquea-bronquios-pulmón, piel, tejidos mesoteliales y blandos, y otros lugares, como se observa en el figura N° 5.3.

Los registros poblacionales de Maes Heller en Lima Metropolitana, obtenidos entre 1994 y 1997, y que son los de mayor credibilidad, revelan que la mayor incidencia del cáncer en toda la población es el de estómago, aunque cuando se separa por sexo, es el cáncer de mama el más frecuente entre las mujeres y el de próstata entre los varones. [40]

Entre 1995 y el 2004, la Dirección de Sanidad de la Fuerza Aérea registró un total de 2 022 casos de cáncer atendidos. El grupo más afectado fue el comprendido entre 65 años y más. [40]

Localización	Hombres	Mujeres	Total
Piel	312	253	565
Próstata	324	0	324
Estomago	82	111	193
Mama	1	145	146
Colon y Recto	77	60	137
Órganos Linfoides	72	57	129
Pulmón	68	49	117
Vejiga	63	11	74
Cuello uterino	0	67	67
Cerebro	21	25	46
Total	1 020	778	1 798

Fuente: Registro de la Sanidad de la Fuerza Aérea del Perú

Tabla N° 5.8: Atenciones por tipo de cáncer 1995

En la tabla N° 5.8, se observa los diez tipos más frecuentes de cáncer en varones y mujeres, siendo las tres primeras en la población total atendida, el cáncer de piel, seguido de próstata y estómago. Si se separa por sexo, podrá apreciarse que en las mujeres la neoplasia más común fue sorprendentemente en piel, seguida de mama y estómago y entre los varones la más frecuente localización estuvo en la próstata, seguida de piel y estómago.

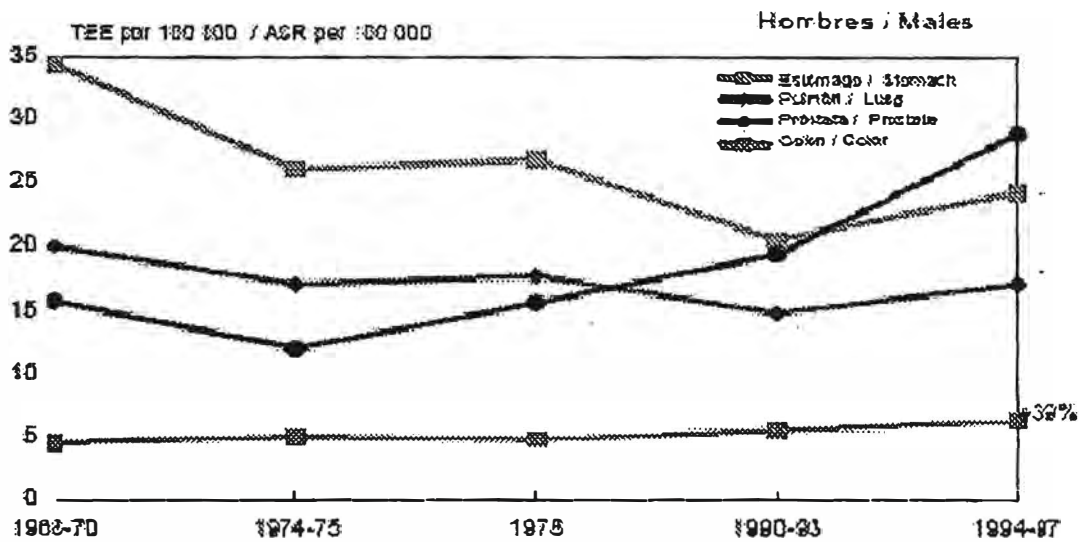
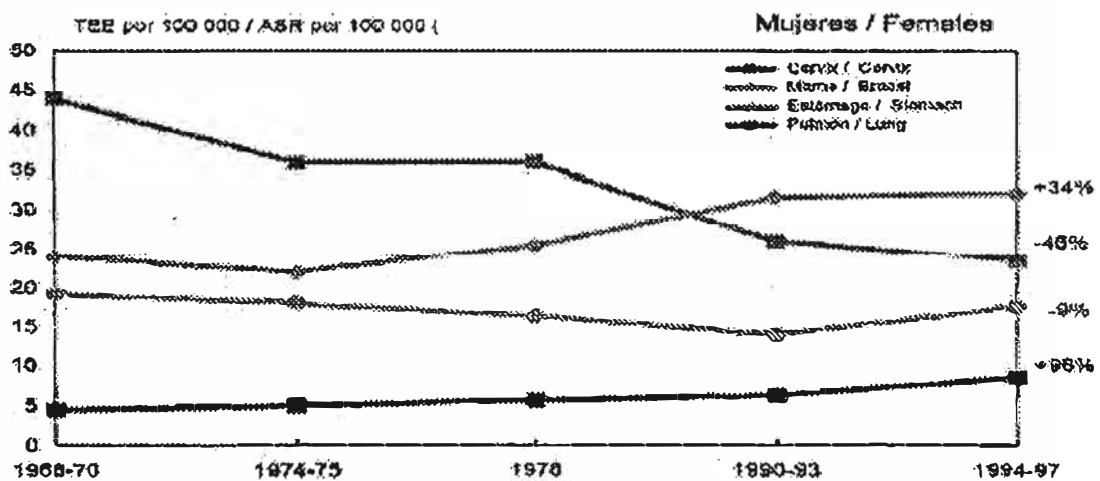


Fig. N° 5.4: Tendencia de la incidencia de cáncer en hombres, en el Perú



(*) Tasa Estandarizada por edad por 100 000

Fuente: DGE, MINSA

Fig. N° 5.5: Tendencia de las neoplasias malignas en Mujeres, en el Perú

Se puede concluir que la mortalidad por cáncer en el Perú va en aumento y ya registra un segundo lugar en el país. Asimismo las cifras de prevalencia

de algunos tipos de cáncer en el registro de Lima Metropolitana han cambiado en las cuatro décadas examinadas, notándose un incremento importante del cáncer de próstata y colon en hombres y de pulmón y mama entre las mujeres, como se muestran en las figuras N° 5.4 y N° 5.5, respectivamente.

5.1.2.3. ENFERMEDADES CIRCULATORIAS

En la mortalidad del año 2000, las enfermedades del aparato circulatorio se encuentran entre las primeras causas de muerte con un 18,2% de las muertes registradas, afectando principalmente a las personas de 50 y más años. Dentro de las enfermedades circulatorias, las de mayor incidencia se encuentran las isquémicas del corazón, que en la década del 1990 al 2000 registró un incremento del 41,9 %. Asimismo, del 100 % de las muertes registradas por enfermedades isquémicas del corazón, el sexo masculino es afectado con un 58 % y el femenino con el 42 %. De todas las muertes registradas a nivel nacional, cerca de la tercera parte corresponden al departamento de Lima. [40]. La tabla 5.9 muestra la evolución de muertes debido a enfermedades circulatorias en el Perú.

AÑO	TOTAL MUERTES	MUERTES POR ENFERMEDADES CIRCULATORIAS	%
1996	95674	15046	16.2
1997	89790	14453	16.1
1998	91471	15420	16.9
1999	86539	13471	15.6
2000	84393	15318	18.2

FUENTE: MINSA – OFICINA DE ESTADISTICA E INFORMATICA

Tabla N° 5.9: Muertes por enfermedades circulatorias en el Perú

En este grupo se aprecian una serie de enfermedades que constituyen un grave problema de salud de difícil y complejo abordaje, debido a que

muchas de ellas tienen que ver con la modificación de estilos de vida o la prevención de factores de riesgo que dependen fundamentalmente de la población. [41]

5.2. ANALISIS DE LA DEMANDA

Debido a que no se cuenta con datos históricos sobre la incidencia de los diferentes tipos de cáncer, y por otro lado, las estadísticas encontradas son principalmente de atenciones por tipo de enfermedad, por cada institución de salud, esto hace difícil el poder determinar la tasa de incidencia de las enfermedades consideradas.

Tipo de Cáncer	Tasa de mortalidad 1995-1998	Tasa de mortalidad 1999-2002	Tasa de Crecimiento
Colorecto	9,91	15,75	5,84
Laringe	3,83	4,1	0,27
Mama	18,78	17,67	-1,11
Cérvix	36,62	41,42	4,8
Próstata	25,01	27,5	2,49
Enfermedades del corazón	109,59	104,941	- 4,65
TOTAL			7,64

Tabla Nº 5.10: Muertes por tipo de cáncer que pudieron ser tratadas con ³²P

Por esta razón, debido a que se cuenta con datos de la tasa histórica de crecimiento de mortalidad por tipo de cáncer, para poder calcular la demanda, se ha tomado como referencia estos valores.

En la tabla Nº 5.10, se muestra la tasa de mortalidad en dos periodos diferentes, por cada 100 000 habitantes. Considerando una población total en el país de 28 220 764 habitantes y con la tasa de crecimiento del cáncer obtenido en la tabla 5.9 de 7,64 por cada 100 000 habitantes por año, se ha podido determinar que la tasa de crecimiento anual del cáncer en el país será de 2 156,066 pacientes.

Años	Demanda Nacional
0	8 560
1	10 716
2	12 872
3	15 028
4	17 184
5	19 340
6	21 496
7	23 652
8	25 809
9	27 965
10	30 121

Tabla N° 5.11: Demanda de pacientes a ser tratadas con ³²P

Tomando un horizonte de estudio de 10 años y estableciendo como año base el 2009, se ha obtenido la demanda, mostrada en la tabla 5.11:

A esta demanda nacional se tendría que adicionar la demanda de Latinoamérica, pero esta se ha considerado solo como mercado potencial

5.3. COSTO DE PRODUCCION

La ganancia total depende de la relación entre los costos de producción y el ingreso total alcanzado. El precio de venta del producto determinará los ingresos. Por lo tanto, los costos e ingresos resultan ser dos elementos fundamentales para decidir el nivel de producción de máxima ganancia.

Por otra parte, para la producción de un bien necesariamente se tiene que incurrir en una serie de gastos, directa o indirectamente relacionados con el proceso productivo. La planta, el equipo de producción, la materia prima y los empleados de todos los tipos (asalariados y ejecutivos), componen los elementos fundamentales del costo de producción.

5.3.1. DEFINICIONES

El costo de producción puede subdividirse en los siguientes elementos: alquileres, salarios y jornales, depreciación de los bienes de capital (edificios, maquinaria y equipo, etc.), el costo de la materia prima, los intereses sobre el capital de operaciones, seguros, contribuciones y otros gastos misceláneos. Los diferentes tipos de costos pueden agruparse en dos categorías: costos fijos y costos variables. [44]

COSTOS FIJOS O INDIRECTOS: Los costos fijos son aquellos en que necesariamente tiene que incurrir al iniciar las operaciones. Se definen como costos fijos porque en el corto e intermedio plazo se mantienen constantes a los diferentes niveles de producción. Como ejemplo de estos costos fijos se identifican los salarios de ejecutivos o personal administrativo, los alquileres, los intereses, las primas de seguro, la depreciación de la maquinaria y el equipo y las contribuciones sobre la propiedad, salarios de supervisores, amortizaciones, gastos financieros, materia prima indirecta. [44]

COSTOS VARIABLES O DIRECTOS: Los costos variables son aquellos que varían con el volumen de producción y se mueve en la misma dirección del nivel de éste. El costo de la materia prima, la mano de obra utilizada en la fabricación, las comisiones de agentes de ventas, la fuerza motriz, los gastos de agua, gas, electricidad, comunicación etc., son los elementos más importantes del costo variable. Aumentar el nivel de producción significa incrementar la materia prima y la mano de obra. [44]

Para determinar el costo unitario de producción del ^{32}P , en primer lugar se evaluarán los costos anuales de cada uno de los elementos que intervienen en el proceso, luego estos costos serán agrupados en dos tipos de costo. El primer tipo lo constituirán, los costos por hora de irradiación en el reactor RP-10 y el segundo por el costo unitario de producir el ^{32}P . A continuación se describen los costos anuales de todos los componentes que conforman el proceso de producción del ^{32}P :

5.3.2. COMPONENTES DEL COSTO DE PRODUCCION

5.3.2.1. MANO DE OBRA

La Mano de Obra, es el esfuerzo físico y/o mental empleado en la fabricación de un producto. Los costos de mano de obra pueden dividirse en mano de obra directa y mano de obra indirecta:

Mano de Obra directa: Es aquella involucrada directamente en la fabricación del producto terminado; que puede asociarse a ésta con facilidad y que representa un importante costo en la elaboración del producto.

Mano de Obra indirecta: Es aquella involucrada en la fabricación de un producto, pero que no se considera mano de obra directa. Es la mano de obra consumida en las áreas administrativas de la empresa que sirven de apoyo a la producción y al comercio. El trabajo de un supervisor de planta es un ejemplo de este tipo de mano de obra (o Jefe de Turno). La mano de obra indirecta se incluye como parte de los costos indirectos de fabricación. [43]

En este trabajo para producir las fuentes selladas de ^{32}P , se requiere operar el reactor nuclear RP-10, para lo cual tiene establecido turnos de operación, conformado, de acuerdo a la licencia de operación de la instalación, por un supervisor de operación licenciado, 2 operadores licenciados, 1 oficial de radioprotección licenciado, el Jefe del reactor licenciado. También se considera al personal que prepara y suelda las fuentes selladas antes de ser irradiadas. Adicionalmente se considera al siguiente personal: que realiza el mantenimiento del reactor y del equipamiento de preparación de muestras, al que realiza los cálculos de seguridad y evaluación de estado de los combustibles del reactor, de garantía de calidad y control de calidad y finalmente al que realiza la gestión de los residuos radiactivos.

En primer lugar, se determinará el costo unitario de la mano de obra, para lo cual se tiene en cuenta las siguientes consideraciones: el personal anualmente recibe 14 sueldos y trabaja de lunes a viernes de 8 h. a 16 h. y el reactor se opera una vez a la semana durante 8 h.

El sueldo promedio mensual del la mano de obra estará dado por:

$$S_{prom} = \frac{S_{bruto} \left(\frac{S/.}{mes} \right)}{t_{cambio} \left(\frac{US\$}{S/.} \right)} * \frac{14}{12} = 1,6667 * \frac{S_{bruto}}{t_{cambio}}, \quad \text{en } \frac{US\$}{mes} \quad (5.1)$$

Donde:

S_{prom} = Sueldo promedio mensual

S_{bruto} = Sueldo bruto mensual

t_{cambio} = tasa de cambio de S/. a US\$.

Las horas remuneradas a la mano de obra por mes:

$$H_r = 7 \left(\frac{dias}{semana} \right) * 8 \left(\frac{h}{dia} \right) * \frac{365}{7} \left(\frac{semanas}{año} \right) * \frac{1 \text{ año}}{12 \text{ meses}} = 243,3333, \quad \text{en } \frac{h}{mes} \quad (5.2)$$

Las horas reales laboradas, estará determinado por:

$$H_L = 5 \left(\frac{dias}{semana} \right) * 8 \left(\frac{h}{dia} \right) * \frac{365}{7} \left(\frac{semanas}{año} \right) * \frac{1 \text{ año}}{12 \text{ meses}} = 173,8095, \quad \text{en } \frac{h}{mes} \quad (5.3)$$

Las horas efectivas trabajadas para producir nuestro producto, que viene dado por las horas de operación del reactor, durante un mes:

$$H_{ef} = 1 \left(\frac{dias}{semana} \right) * 8 \left(\frac{h}{dia} \right) * \frac{365}{7} \left(\frac{semanas}{año} \right) * \frac{1 \text{ año}}{12 \text{ meses}} = 34,7619 \frac{h}{mes} \quad (5.4)$$

Por lo tanto el costo unitario de la mano de obra que opera el reactor estará dado por:

$$C_{uMO} = \frac{S_{bruto}}{t_{cambio}} * \frac{1,6667}{173,8095} \quad \text{en } \frac{US\$}{h} \quad (5.5)$$

$$C_{uMO} = 9,5892 * 10^{-3} * \frac{S_{bruto}}{t_{cambio}} \quad \text{en } \frac{US\$}{h} \quad (5.6)$$

Utilizando la correlación (5.6), se calcula el costo de la mano de obra directa, del turno que opera el reactor durante 8 h, teniendo en cuenta que dicha operación no es exclusiva para el producto en este estudio, sino que es para

todo los productos que genera el reactor, obteniendo los siguientes resultados de la tabla 5.12:

MANO DE OBRA DIRECTA DEL REACTOR	COSTO UNITARIO (US\$/h)	TIEMPO LABORADO (h)	CANTIDAD	COSTO TOTAL (US\$)	TIPO DE COSTO
Supervisor de Turno	14,208	8	1	113,664	Variable
Operadores del reactor	13,173	8	2	210,768	Variable
Oficial de Radioprotección	13,201	8	1	105,608	Variable
COSTO TOTAL			4	430,04	

Tabla N° 5.12: Costo de mano de obra directa para la operación del reactor

A continuación hay que calcular la mano de obra directa, del personal que realiza la preparación de muestras, los cuales son contratados exclusivamente para realizar este trabajo a tiempo completo, este cálculo se realiza utilizando la relación (5.3) y los resultados se observan en la tabla N° 5.13.

MANO DE OBRA DIRECTA DEL PRODUCTO	COSTO UNITARIO (US\$/h)	TIEMPO LABORADO (h)	CANTIDAD	COSTO TOTAL (US\$)	TIPO DE COSTO
Personal de preparación de muestra	14,75	171,43	1	2 527,72	Fijo
Personal para soldar la muestra	4,54	171,43	1	777,77	Fijo
COSTO TOTAL			2	3 305,48	

Tabla N° 5.13: Costo de mano de obra directa para la producción de ^{32}P

Luego se calcula la mano de obra indirecta, del personal que realiza la supervisión y administración de la operación del reactor que son contratados exclusivamente para realizar este trabajo a tiempo completo, especificando la relación (5.3), pudiéndose observar los resultados en las tablas 5.14 y 5.15 respectivamente.

MANO DE OBRA INDIRECTA DEL REACTOR	COSTO UNITARIO (US\$/h)	TIEMPO LABORADO (h)	CANTIDAD	COSTO TOTAL (US\$)	TIPO DE COSTO
Jefe del reactor	13,872	8	1	110,976	Fijo
Jefe de radioproteccion	13,201	8	1	105,608	Fijo
Auxiliar de Radioproteccion	3,356	8	1	26,848	Fijo
Jefe de Mantenimiento	15,998	8	1	127,984	Fijo
Personal de Mantenimiento	14,024	8	7	785,344	Fijo
Jefe de Calculo	13,872	8	1	110,976	Fijo
Personal de Calculo	13,313	8	4	426,016	Fijo
Personal de Garantía de Calidad	15,998	8	1	127,934	Fijo
Jefe de la PGRR	14,543	8	1	116,344	Fijo
Personal de la PGRR	14,767	8	3	354,408	Fijo
COSTO TOTAL			24	2 292,488	

Tabla N° 5.14: Costo de mano de obra indirecta para la operación del reactor

MANO DE OBRA INDIRECTA DEL PRODUCTO	COSTO UNITARIO (US\$/h)	TIEMPO LABORADO (h)	CANTIDAD	COSTO TOTAL (US\$)	TIPO DE COSTO
Personal apertura muestra	8,458	171,4286	1	1 449,94	Fijo
Personal de calibración	13,872	171,4286	1	2 378,05	Fijo
Personal de dosimetría	15,998	171,4286	1	2 472,51	Fijo
COSTO TOTAL			3	6 570,51	

Tabla N° 5.15: Costo de mano de obra indirecta para la producción de ^{32}P

5.3.2.2. MATERIALES DIRECTOS

Es la materia prima principal sustancia utilizada en la producción y que sufren transformación en producto terminado. [43,44]

Para la producción del ^{32}P , uno de los materiales directos es el contenedor es de Titanio al 99,98% de pureza; y Al de alta pureza para nuestro prototipo, cada contenedor cuesta US\$ 10.

La otra materia prima directa es el producto químico que servirá de blanco, se compra por frascos de 500 g. Como cada unidad de fuente sellada utiliza 0,025 g, el contenido de un frasco podrá utilizarse para 20 000 muestras:

El frasco de la sustancia química cuesta US\$ 120, entonces cada unidad de masa utilizada en la fuente sellada cuesta: $120/20000 = 0,006$ US\$/fuente.

La materia prima que el reactor proporciona son los neutrones y para producir estos neutrones, el reactor utiliza el ^{235}U que contienen los elementos combustibles. Para determinar el gasto del combustible nuclear, consideramos que durante la operación del reactor se gasta 1,236 g/MWd de ^{235}U . El núcleo del reactor está conformado por 24 elementos combustible normales y 5 elementos combustibles de control. Cada elemento combustible normal tiene 16 placas combustibles y cada elemento combustible de control tiene 12 placas de combustibles. Cada placa combustible tiene 17,5 g de ^{235}U .

La masa de ^{235}U , en los elementos combustibles normales:

$$M_{U^{235}} = 17,5 * (24 * 16) = 6\ 700 \text{ , en g} \quad (5.7)$$

La masa de ^{235}U , los elementos combustibles de control:

$$M_{U^{235}} = 17,5 * (5 * 12) = 1\ 050 \text{ , en g} \quad (5.8)$$

El reactor se opera a 10 MW, durante 8 h por día, entonces se generara una energía de:

$$E_{gen} = 10 * 8 = 80 \text{ MWd} \quad (5.9)$$

Para generar esta energía se gasta ^{235}U , asumiendo un quemado de 50 %:

$$^{235}\text{U}_{gastado} = 80 \text{ (MWd)} * 1,236 \left(\frac{\text{gr } ^{235}\text{U}}{\text{MWd}} \right) * 0,5 \quad (5.10)$$

$$^{235}\text{U}_{gastado} = 49,44 \text{ en g de } ^{235}\text{U} \quad (5.11)$$

Esta masa de ^{235}U gastado se reparte proporcionalmente entre los elementos combustibles normales y de control, para determinar la cantidad de elementos combustibles de cada tipo se gastan durante la operación a 10 MW durante 8 h., obteniéndose:

$$ECT_{gastado} = \frac{49,44 \cdot 29}{0,50 \cdot (6\,720 + 1\,050)} = 0,3690502 \quad , \quad \text{en g de } ^{235}\text{U} \quad (5.11)$$

$$ECN_{gastado} = \frac{0,3690502 \cdot 24}{29} = 0,305208 \quad , \quad \text{fraccion de } ECN \quad (5.12)$$

$$ECC_{gastado} = \frac{0,03690502 \cdot 5}{29} = 0,0636293 \quad , \quad \text{fraccion de } ECC \quad (5.13)$$

Un elemento combustible normal se adquirió a US\$ 59 900 FOB, al cual se le ha impuesto una tasa total de 33 %, por lo tanto en cada operación, el costo del elemento combustible normal que se gastará será:

$$Costo_{ECN\ gastado} = 59\,900 \cdot 1,33 \cdot 0,305208 \quad (5.14)$$

$$Costo_{ECN\ gastado} = 24\,331,9628 \quad \text{en } \frac{\text{US\$}}{\text{unidad}} \quad (5.15)$$

Un elemento combustible de control se adquirió a US\$ 61 100 FOB, al cual se le ha impuesto una tasa total de 33 %, por lo tanto en cada operación, el costo del elemento combustible normal que se gastara será:

$$Costo_{ECC\ gastado} = 61\,100 \cdot 1,33 \cdot 0,0636293 = 5\,170,7078 \quad \frac{\text{US\$}}{\text{unidad}} \quad (5.15)$$

El costo total del combustible gastado, durante las 8 h de operación a 10 MW será:

$$Costo_{EC\ gastado} = 24\,331,9628 + 5\,170,711 \quad (5.16)$$

$$Costo_{EC\ gastado} = = 29\,502,674 \quad , \quad \text{en } \frac{\text{US\$}}{\text{unidad}} \quad (5.17)$$

MATERIALES DIRECTOS DEL REACTOR	COSTO UNITARIO (US\$/MW-h)	UNIDADES (MW-h)	COSTO TOTAL (US\$)	TIPO DE COSTO
Combustible nuclear	368,783	80	29 502,64	Variable
Agua Desmineralizada	7 099,5	8/243,333	233,4	Variable
Agua Blanda	51 750	8/243,333	1 701,372	Variable
COSTO TOTAL			31 437,50	

Tabla N° 5.16: Costo de materiales directos del Reactor

Luego el costo de los materiales directos para la operación del reactor será como se muestra en la tabla N° 5.16 siguiente:

Los materiales directos utilizados para la producción del ^{32}P , se muestran a continuación, en la tabla N° 5.17.

MATERIALES DIRECTOS DEL PRODUCTO	COSTO UNITARIO (US\$/unidad)	UNIDADES	COSTO TOTAL (US\$)	TIPO DE COSTO
Contenedor de fuente	10	9 300	93 000	Variable
Producto Químico	0,006	9 300	55,80	Variable
Canes de irradiación para el núcleo	10	18	180	Variable
COSTO TOTAL			93 235,80	

Tabla N° 5.17: Costo de materiales directos para el producto

5.3.2.3. MATERIALES INDIRECTOS

Los materiales indirectos, son aquellos que no identificables en la producción. Para la operación del reactor, se consideran materiales indirectos, los utilizados por el personal de operación durante las maniobras en el tanque del reactor y durante la operación, durante el mantenimiento, los materiales del personal de radioprotección, los materiales del personal de cálculo, los materiales de garantía de calidad, los materiales de la jefatura de unidad, y el material contenedor de muestras para colocar en el reactor.

MATERIALES INDIRECTOS PARA EL REACTOR	COSTO ANUAL	COSTO 8 h	TIPO DE COSTO
Mantenimiento reactor	368 000	336,073	Fijo
Radioprotección	8 000	7,306	Fijo
Materiales de oficina	5 000	4,566	Fijo
Portamuestras	10 000	9,132	Fijo
COSTO TOTAL		357,077	

Tabla N° 5.18: Costo de materiales indirectos para el reactor

Estos costos solo se pueden determinar por los gastos incurridos durante el periodo de presupuestal de un año. Los costos incurridos para la operación del reactor se muestran en la tabla N° 5.18:

Los costos de los materiales indirectos para la producción del fosforo, se da en la tabla siguiente:

MATERIALES INDIRECTOS PARA EL PRODUCTO	COSTO TOTAL	TIPO DE COSTO
Blindajes	18 000	Fijo
Embalajes	10 000	Fijo
Mantenimiento Equipos	1 500	Fijo
Mantenimiento Celda preparación	600	Fijo
Mantenimiento instrumentos	1 000	Fijo
Materiales de oficina	500	Fijo
COSTO TOTAL	31 600	

Tabla N° 5.19: Costo de materiales indirectos para el producto

5.3.2.4. SERVICIOS

En cuanto a los servicios, se consideran aquellos que se contratan de terceros para que suministren el bien requerido, dado que la institución no puede producirlo, y también se consideran los servicios externos de mantenimiento de empresas especializados en algún equipo o sistemas.

SERVICIOS PARA EL PRODUCTO	COSTO TOTAL	TIPO DE COSTO
Mantenimiento	1 000	Variable
Comunicación	800	Fijo
Suministro agua	800	Fijo
Electricidad	1 000	Variable
COSTO TOTAL	3 600	

Tabla N° 5.20: Costo de servicios para el producto

En las tablas N° 5.20 y 5.21 se muestra los costos de los principales servicios externos contratados para la operación del reactor, así como del producto, respectivamente.

SERVICIOS PARA REACTOR	COSTO TOTAL	COSTO 8 h	TIPO DE COSTO
Mantenimiento	50 000	45,662	Variable
Dosimetría	4 800	4,384	Fijo
Comunicación	20 000	102,564	Fijo
Suministro agua	5 000	4,566	Fijo
Electricidad	10 000	9,132	Variable
COSTO TOTAL		166,309	

Tabla N° 5.21: Costo de servicios para la operación del reactor

5.3.2.5. COSTOS ADMINISTRATIVOS

Son los gastos que se incurren en la dirección, control y operación de una compañía, incluyen el pago de salarios a la gerencia y su personal asociado. En la tabla 5.22 se muestran los gastos administrativos para la producción del ³²P:

MANO DE OBRA ADMINISTRATIVA PARA PRODUCTO	COSTO UNITARIO (US\$/h)	TIEMPO LABORADO (h)	CANTIDAD	COSTO TOTAL (US\$)	TIPO DE COSTO
Jefe de producción	16,22	243,333	1	3946,861	Fijo
Promotor y Ventas	13,84	243,333	2	6735,466	Fijo
Secretaria	8,458	243,333	1	2058,111	Fijo
Limpieza	3,4	243,333	4	3309,329	Fijo
COSTO TOTAL			23	16 049,766	

Tabla N° 5.22: Costo Administrativos para el producto

En la tabla N° 5.23 se presentan los gastos administrativos para la operación del reactor:

MANO DE OBRA ADMINISTRATIVA PARA REACTOR	COSTO UNITARIO (US\$/h)	TIEMPO LABORADO (h)	CANTIDAD	COSTO TOTAL (US\$)	TIPO DE COSTO
Jefe de Unidad	15,998	8	1	127,894	Fijo
Director General	2,22	8	1	217,76	Fijo
Secretaria de unidad	8,58	8	1	68,64	Fijo
Secretaria Dirección	8,58	8	1	68,64	Fijo
Seguridad Física	13,84	8	1	110,72	Fijo
Limpieza	3,4	8	1	27,2	Fijo
Conductor del turno	3,4	8	1	27,2	Fijo
COSTO TOTAL			7	648,144	

Tabla N° 5.23: Costo Administrativos para el reactor

5.3.2.6. COSTOS INTANGIBLES

Los costos intangibles o costos implícitos, son aquellos que se calculan con criterios subjetivos. Con frecuencia, las entidades emplean recurso o incurren en pasivos para la adquisición, desarrollo, mantenimiento o mejora de recurso intangibles tales como: el conocimiento científico o tecnológico, el diseño e implementación de nuevos procesos o nuevos sistemas, las licencias o concesiones, la propiedad intelectual, los conocimientos comerciales o marcas (incluyendo denominaciones comerciales y derechos editoriales). Otros ejemplos comunes de partidas que están comprendidas en esta amplia denominación son los programas informáticos, las patentes, los derechos de autor, las películas, las listas de clientes, los derechos por servicios hipotecarios, las cuotas de importación, las franquicias, las

relaciones comerciales con clientes o proveedores, la lealtad de los clientes, las cuotas de mercado y los derechos de comercialización. [44]

En la tabla N° 5.24 se muestran los gastos intangibles para el producto.

INTANGIBLES DEL PRODUCTO	CANTIDAD	COSTO UNITARIO (US\$/unidad)	COSTO TOTAL (US\$)
Estudio de ingeniería	1	10 000	10 000
Gastos de prueba	1	5 000	5 000
Gastos de lanzamiento	1	500	500
Gastos de capacitación	2	1 000	2 000
Gastos de instalación y montaje	1	1 000	1 000
Gastos de prueba y puesta en marcha	1	1 000	1 000
TOTAL			19 500

Tabla N° 5.24: Costo de intangibles para el producto

5.3.2.7. DEPRECIACION

Contablemente, los activos fijos se valoran, descontando cada año de su valor original una cantidad llamada depreciación, con la idea de que ese descuento constituya un fondo que pueda capitalizarse (es decir, depositarlo en una cuenta bancaria donde gane intereses), para que eventualmente, la suma acumulada sirva para adquirir nuevos equipos que reemplacen a los ya deteriorados. La depreciación es un gasto que a pesar de que no ocasiona una salida de dinero, se debe de hacer una reserva (similar a una cuenta de ahorro), con el fin de contar con dinero disponible para reponer los activos fijos, que hayan llegado al final de su vida útil o que sean obsoletos.

De acuerdo al Art. 2° del Reglamento de la Ley del Impuesto a la Renta, D.S. N° 122-94-EF, para el cálculo de la depreciación se aplicará las siguientes disposiciones:

a) De conformidad con el Artículo 39° de la Ley, los edificios y construcciones sólo serán depreciados mediante el método de línea recta, a razón de 3% anual.

b) Los demás bienes afectados a la producción de rentas gravadas de la tercera categoría, se depreciarán aplicando el porcentaje que resulte de la tabla N° 5.25:

BIENES	DEPRECIACION ANUAL EN %
4. Equipos de procesamiento de datos.	25 máx.
5. Maquinaria y equipo adquirido a partir del 01.01.91.	10 máx.
6. Otros bienes del activo fijo	10 máx.
Edificios	3 máx.

Tabla N° 5.25: Tasa de depreciación dada por el gobierno

En la proyección de costos totales de un proyecto, la depreciación se calcula anualmente.

Para el caso de edificaciones se tiene que realizar la depreciación utilizando el método de línea recta. Esta se calcula restándole al valor original del activo un valor de rescate en dinero (valor de salvamento, que se define como el valor monetario estimado que tendrá el activo al final de su vida útil). La resta anterior se divide entre el número de años de vida útil del activo.

$$D_{LR} = (P - VR)/n \quad (5.18)$$

Donde: [44]

D_{LR} = Depreciación anual

P = Valor original del activo

VR = Valor de rescate

n = Número de años de vida útil del activo

Para el caso en estudio, la depreciación de las edificaciones del reactor y sus laboratorios auxiliares, considerando una vida útil de 30 años y una tasa de depreciación de 3% anual, se muestra en la tabla N° 5.26 siguiente:

EDIFICIOS	COSTO INICIAL (US\$)	TASA DE DEPRECIACION ANUAL (%)	DEPRECIACION ANUAL (US\$)	TIPO DE COSTO
Reactor	8 013 000	3	219,354	Fijo
Laboratorios	3 472 000	3	95,123	Fijo
TOTAL	11 485 000		314,657	

Tabla N° 5.26: Depreciación de edificaciones

Para calcular la depreciación de los equipos y maquinarias, se utilizó una depreciación de 10% anual.

En la tabla N° 5.27 siguiente, se puede observar la depreciación de los equipos utilizados en la producción del fósforo.

MAQUINARIAS Y EQUIPOS DEL REACTOR	COSTO INICIAL (US\$)	TASA DE DEPRECIACION ANUAL (%)	DEPRECIACION 8h (US\$)	TIP DE COSTO
Equipos del Reactor	35 445 500	10	3 237,0320	Fijo
Equipo de radioprotección	34 600	10	3,1598	Fijo
Equipo informático	20 000	25	4,5662	fijo
COSTO TOTAL			3 244,758	

Tabla N° 5.27: Depreciación de maquinaria y equipos del reactor

A continuación en la tabla N° 5.28 se muestra la depreciación de los equipos y maquinarias utilizado durante la operación del reactor.

MAQUINAS Y EQUIPOS PARA EL PRODUCTO	COSTO INICIAL (US\$)	TASA DE DEPRECIACION ANUAL (%)	DEPRECIACION ANUAL (US\$)	TIP DE COSTO
Equipo para calibración	20 000	10	1 666,667	Fijo
Equipo de soldadura laser	50 000	10	416,667	Fijo
Informáticos	1 500	25	416,667	Fijo
Celda de preparación de muestra	5 000	10	41,667	Fijo
Equipo llenado de muestras	5 000	10	41,667	Fijo
Balanza analítica	20 000	10	166,667	Fijo
Equipo apertura de muestras	1 000	10	8,333	Fijo
Equipo de oficina	7 500	10	66,667	Fijo
COSTO TOTAL	110 000		2 825,00	

Tabla N° 5.28: Depreciación de maquinaria y equipos del ³²P

5.4. COSTO UNITARIO DE PRODUCCION

La demanda establece un límite superior para el precio que la empresa puede cobrar por su producto. Los costos establecen el límite inferior. La empresa quiere cobrar un precio que cubra su costo de producir, distribuir y vender el producto que incluya un rendimiento justo por su esfuerzo y riesgo. [43, 44]. Estos costos se calcularan a continuación.

5.4.1. COSTO DE PRODUCCION DEL ³²P

Los costos de un proyecto son de dos tipos: fijos y variables. Los costos fijos (gastos generales), son costos que no varían con la producción ni con los ingresos por ventas. Una empresa debe pagar facturas cada mes por

concepto de renta, calefacción, intereses, salarios, sea cual sea la producción. En contraste, los costos variables son los gastos que varían en relación directa a los volúmenes de producción y que serán nulos cuando la producción sea igual a cero. Los ejemplos de esta clase de costo incluyen los costos de la materia prima, el costo de la hora de trabajo y el costo de los envases.

Las tablas N° 5.29 y 5.30 se presentan el resumen de los costos variables y fijos para la producción del fósforo respectivamente:

COSTOS VARIABLES	COSTO (US\$)
Mano de obra directa	33 035,49
Materiales directos	93 33,80
Energía Eléctrica	1 000
Imprevistos	5 000
TOTAL	132 371,29

Tabla N° 5.29: Costos variables

COSTOS FIJOS	COSTO (US\$)
Mano de obra indirecta	6 570,515
Material Indirecto	31 600,00
Suministro de Agua	800
Servicio de comunicación	800
Costo de intangibles	19 500
Depreciación maquinaria y equipos	2825
Mano de obra administrativo	16 049,706
Imprevistos	10 000
TOTAL	88 145,22

Tabla N° 5.30: Costos fijos

Si los costos fijos (CF) se dividen por el número de unidades producidas, entonces se obtiene el costo fijo medio (CFM). En forma similar, dividiendo los costos variables (CV) por el número de unidades producidas se calcula el costo variable medio (CVM). El costo total medio (CTM) es obviamente la suma de CFM y CVM.

Asumiendo una producción anual de 9 300 unidades, se calcula el costo fijo medio, CFM, por:

$$CFM = \frac{\text{Costo Fijo}}{\text{Unidades producidas}} = \frac{8\,814,22}{9\,300} = 9,48 \quad \frac{\text{US\$}}{\text{unidad}} \quad (5.19)$$

De igual manera, para una producción de 9 300 unidades, se procede a calcular el costo variable medio, CVM, mediante la relación:

$$CVM = \frac{\text{Costo Variable}}{\text{Unidades producidas}} = \frac{132\,371,29}{9\,300} = 14,23 \quad \frac{\text{US\$}}{\text{unidad}} \quad (5.20)$$

Finalmente, el costo unitario de producción del fósforo se calcula con la relación:

$$\text{Costo Unitario} = CVM + CFM = 9,48 + 14,23 = 23,71 \quad \frac{\text{US\$}}{\text{unidad}} \quad (5.21)$$

5.4.2. COSTO DE OPERACIÓN DEL REACTOR

Una de las infraestructuras importantes para la obtención del ^{32}P , es el reactor nuclear RP-10, el cual tiene asociados un conjunto de costos, que van a determinar su costo unitario de operación. A continuación en la tabla Nº 5.31 se observan los costos totales involucrados durante la operación del reactor.

COSTOS DE OPERACION	COSTO (US\$)
Mano de obra directa	430,04
Mano de obra indirecta	2292,49
Material directo	31437,50
Materiales indirectos	357,08
Servicio	166,31
Costo Administrativos	648,14
Depreciación maquinaria y equipos	3244,76
Depreciación edificios	314,657
TOTAL	38 980,977

Tabla N° 5.31: Costo de operación del RP-10 por 8 horas

Para el proceso de transformación del ^{31}P a ^{32}P , se ha considerado al reactor RP-10, como un servicio que proporcionara los neutrones para la irradiación. Es importante determinar el costo de ese servicio de irradiación, con todos los elementos que conforman dicho servicio.

En la tabla N° 5.31, se presentan los costos totales asociados a la operación del reactor durante una operación de 8 h.

De lo anterior se puede concluir que el costo total de operación por las 8 h será de US\$ 38 980,977. Con este valor, se procede a calcular el costo de operación del reactor por hora, aplicando la relación siguiente:

$$CO_h = \frac{\text{costo total de operacion}}{8} = \frac{38\,980,977}{8} = 4\,872,622 \frac{\text{US\$}}{h} \quad (5.21)$$

Como en el núcleo del reactor existen 6 posiciones de irradiación que prestan servicio comercial, este costo unitario de operación se prorroga entre cada una de las facilidades de irradiación, tomando como referencia la cantidad de neutrones que existe en dichas posiciones.

Con este procedimiento se obtiene el costo por hora de cada facilidad de irradiación y el costo unitario de cada posición de irradiación en cada facilidad, que se muestra en la tabla N° 5.31:

POSICION DEL NUCLEO	FLUJO NEUTRONICO E+13	FACTOR Neutrónico	COSTO DE IRRADIACION EN TODA LA CAJA (\$/hr)	COSTO DE IRRADIACION POR CADA POSICION EN LA CAJA (\$/hr)
G4	3,07	0,080	392,8	24,55
H4	8,77	0,230	1 121,7	70,11
B4	8,86	0,232	1 132,7	70,79
E5	14,90	0,391	1 905,5	119,09
A9	1,21	0,031	155,3	9,70
I9	1,29	0,033	164,6	10,29
TOTAL	38,10	1	4 872,6	

Tabla N° 5.32: Costo por posición de irradiación del RP-10, por 8 horas

Para la producción del ^{32}P se utilizarán tres posiciones de irradiación, que son el B4, H4 y E5.

En la tabla N° 5.31, se observa que cada posición tiene costos diferentes. Como estas posiciones también se utilizan para la producción de otros productos, se considera necesario hacer un prorrateo de costos de estas posiciones en función a su flujo neutrónico; obteniéndose un costo promedio de las tres posiciones de US\$ 86,66 por hora de irradiación en el núcleo del reactor.

Hay que tener presente, como se manifestó en el ítem 4.2, que en cada posición se irradiarán 150 fuentes; por lo tanto, el costo de irradiación de cada fuente será de US\$ 0,578 por hora. Además se debe recordar que cada fuente se irradiará por 96 h, haciendo un costo total de irradiación de cada fuente de US\$ 55,49.

Este costo se tendría que adicionar al costo unitario de producción, obteniéndose el costo total de producción, siguiente:

$$CT_{prod} = 23,71 + 55,49 = 79,20 \quad \frac{US\$}{unidad} \quad (5.22)$$

Asumiendo que se obtenga una ganancia de 3,1%, el precio de venta será:

$$P_{venta} = \frac{\text{Costo unitario}}{(1-\%ganancia\ deseada)} = \frac{79,20}{(1-0,031)} = 81,73 \quad \frac{US\$}{unidad} \quad (5.23)$$

A modo de referencia se menciona que en el 2004, el costo de fuentes radiactivas (semillas) equivalentes al producto, como la del Yodo-125 en los EE.UU, fue aproximadamente de 40 a 45 dólares por unidad, más impuestos. En el 2005 – 2006 los precios estaban bordeando el rango de US\$ 83 a 86. Por lo tanto, se podría manifestar que el costo de producción de nuestro proyecto se encuentra en el rango de precios del mercado internacional. [45]

5.5. EVALUACION ECONOMICA-FINANCIERA DEL PROYECTO

Evaluar algo significa establecer o determinar su valor en términos medibles y comparables. En el caso de proyectos, se pretende optimizar el objetivo de rentabilidad mediante la asignación racional del capital escaso entre un conjunto (cartera) de proyectos de inversión; que constituyen las opciones o alternativas de solución, de problemas que involucran la satisfacción de necesidades y que en la mayoría de los casos tales soluciones son mutuamente excluyentes. [44]

El criterio rector de la asignación de recursos está dado por un indicador denominado rentabilidad; de tal forma que los proyectos prioritarios serán aquellos cuya rentabilidad sea mayor. Hablar de rentabilidad supone un índice de eficiencia en el uso de los recursos escasos (capital).

Antes de iniciar cualquier proceso de análisis es primordial entender los dos grandes paradigmas de proyectos en nuestro país: el primero se refiere al sector privado, el segundo al sector público (enfoque social). [44]

EVALUACIÓN FINANCIERA

La evaluación con fines de lucro, o de tipo empresarial, tiene por objeto medir la eficiencia del capital social aportado para financiar un proyecto. Se le denominará indistintamente como evaluación financiera, evaluación del capital social o evaluación del empresario. Se hablará de evaluación financiera cuando: "el empresario centra su principal interés en determinar la rentabilidad del Capital Social". [44]

EVALUACIÓN ECONÓMICA

Su objetivo es de lucro de tipo empresarial y su propósito consiste en medir la eficiencia de la inversión involucrada en un proyecto. Es decir, incluye tanto la eficiencia de los recursos propios (capital social) como de los recursos obtenidos de créditos o préstamos. Se hablará de evaluación económica cuando: Además de calcular la evaluación financiera, se considera que es conveniente preparar un análisis de rentabilidad no sólo del capital social, sino de la inversión total (capital social más préstamos).

La iniciativa privada a través de todos sus actores busca la consolidación de un negocio que provea ganancias y posicionamiento en un mercado competitivo. La evaluación privada de proyectos incluye una evaluación financiera y económica. [44]

EVALUACIÓN SOCIAL

El concepto de beneficio social no deriva de los estados financieros, sino que el cálculo del beneficio neto se realiza a partir de efectos externos del mercado, medidos en términos de los costos de oportunidad que tienen los recursos físicos, humanos y monetarios, que son empleados en los proyectos, donde las políticas del estado tienden a buscar un bien común a través de la inversión de recursos públicos para beneficio de todos.

De esta manera la determinación de los costos y beneficios deben traducirse en el bien comunitario consumado, en el mejoramiento de la calidad de vida

de los habitantes, o en la solución práctica a una problemática compleja (políticas públicas). [43]

En el caso presente se realizará una evaluación privada del proyecto.

5.5.1. DEMANDA Y OFERTA PROYECTADA

La oferta y la demanda determinada, para atender el 100% de los requerimientos, en un horizonte de 10 años, se listan en la tabla N° 5.32 a continuación.

AÑO	DEMANDA PROYECTADA	OFERTA DEL PROYECTO
2010	8 560	8 560
2011	10 716	10 716
2012	12 872	12 872
2013	15 028	15 028
2014	17 184	17 184
2015	19 340	19 340
2016	21 496	21 496
2017	23 652	23 652
2018	25 808	25 808
2019	27 965	27965
2020	30 121	30121

Tabla N° 5.33: Demanda y Oferta proyectada

La inversión fija, es la incorporación al proceso productivo de bienes destinados a aumentar la capacidad global de la producción. También se le llama formación bruta de capital fijo. Las principales clases de inversión fija son equipo (de: trabajo, reparto, seguridad, computo y oficina) y maquinaria. Para calcular el total de inversión fija se debe colocar en una columna la

cantidad de equipos por el precio unitario, como se muestra a continuación, en la tabla N° 5.33.

1.1 TERRENO	Monto (U.S. Dólares)
0 m2	-
1.2 EQUIPO Y MAQUINARIA	Monto (U.S. Dólares)
Celda de preparación de muestra	5 000
Equipo para llenado de muestra	5 000
Equipo de soldadura laser	50 000
Equipo de calibración pozo de vacío	20 000
Balanza analítica	20 000
Equipo apertura de canes	1 000
TOTAL	101 000
1.3 EQUIPO DE OFICINA	Monto (U.S. Dólares)
Computadoras	1 500
Impresora	600
Fax	30
Equipo de comunicación	250
Muebles	2 000
Escritorios	2 000
Accesorios	200
Otros	2 000
TOTAL	8 580
1.6 IMPREVISTOS	Monto (U.S. Dólares)
5% del total de inversión fija	5 479

Tabla N° 5.34: Inversión fija del proyecto

La depreciación es la disminución del valor o precio de un bien. La depreciación es una pérdida en el valor material o funcional del activo fijo tangible, (no sujeto a agotamiento y la cual se debe fundamentalmente al uso y desmejoramiento del bien). La teoría dice que la depreciación es distribuir el costo de un bien entre los años de vida útil de éste.

En la tabla N° 5.34 se presenta, la depreciación del activo fijo del proyecto, donde: la columna valor muestra el valor inicial del bien, el cual se depreciará de la siguiente manera: (1) Equipo y maquinaria en un 10%

anual, (2) Equipo de oficina en un 10 % anual, (3) Equipo de transporte terrestre en un 25 % anual, y (4) Obras civiles se deprecian en un 3% anual.

	Año	Activo Fijo					Total
		Equipo y Maquinaria	Equipo de Oficina	Equipo de Transporte	Obras Civiles	Imprevistos	
1	2010	101 100	8 580	0	0	548	11 506
2	2011	101 100	8 580	0	0	548	11 506
3	2012	101 100	8 580	0	0	548	11 506
4	2013	101 100	8 580	0	0	548	11 506
5	2014	101 100	8 580	0	0	548	11 506
6	2015	101 100	8 580	0	0	548	11 506
7	2016	101 100	8 580	0	0	548	11 506
8	2017	101 100	8 580	0	0	548	11 506
9	2018	101 100	8 580	0	0	548	11 506
10	2019	101 100	8 580	0	0	548	11 506

Tabla N° 5.35: Depreciación del Activo Fijo

Los Intangibles, no tienen expresión física, pero son gastos necesarios para la operación normal de la empresa, están comprendidos en este rubro: Todo tipo de estudios (perfil, pre-factibilidad, factibilidad, estudios definitivos), los gastos de organización y constitución de la empresa (minutas, actas, registros, licencias, publicidad, intereses pre-operativos, capacitaciones en la puesta en marcha etc.)

En la tabla N° 5.35 se presenta la inversión en los activos intangibles necesarios para el proyecto.

2.1 ESTUDIO DE PRE-INVERSIÓN	Monto (U.S. Dólares)
Estudio de Factibilidad	5 000
2.2 GASTOS DE GESTION	Monto (U.S. Dólares)
Estudio de ingeniería de detalle	7 300
Instalación y montaje	1 000
Puesta en marcha	1 000
Asistencia Técnica	4 900
SUBTOTAL	14 200
2.3 GASTOS DE ORGANIZACIÓN Y CONSTITUCIÓN DE LA EMPRESA	Monto (U.S. Dólares)
Asesoría, registro sanitario, registro de marca, otros.	300
SUBTOTAL	300
TOTAL	19500

Tabla N° 5.36: Inversión en intangibles

La mortización es la distribución sistemática del importe amortizable de un activo intangible durante los años de su vida útil.

Para el proyecto, los intangibles se amortizarán en 5 años y los detalles se pueden ver en la tabla N° 5.36.

INVERSION DIFERIDA	VALOR	1	2	3	4	5
		(2010)	(2011)	(2012)	(2013)	(2014)
DETALLE	20 475	4 095	4 095	4 095	4 095	4 095
TOTAL		4 095	4 095	4 095	4 095	4 095

Tabla N° 5.37: Amortización de la Inversión en intangibles

La mano de obra tendrá el mismo tratamiento de los materiales, ya que para el sistema de costeo por procesos no existen diferencias entre mano de

obra directa e indirecta, puesto que se toma como elemento del costo de producción la mano de obra en su totalidad. La mano de obra será aquella que está vinculada con el proceso de producción del bien o la prestación del servicio. Para el presente caso se consideran 14 sueldos al año. Los cargos y los montos se presentan en la tabla N° 5.37

Cargo	Cantidad	Monto/ mes (S/.)	Total/mes (S/.)	Total/mes (U.S \$)
Preparador de muestra	1	7 583,33	7 583	2 528
Soldador de fuente	1	2 333,33	2 333	778
Distrib. Prom. y venta	2	7 233,33	14 467	4 822
Apertura de muestra	1	4 410	4 410	1 470
Calibración	1	7 233,33	7 233	2 411
Dosimetría	1	8 341,667	8 342	2 781
Limpiezas	4	1 750	7 000	2 333
Secretaria	1	4 410	4 410	1 470
Gerentes	1	2 416,45	2 416	805
TOTAL SUELDOS Y SALARIOS			58 195	19 398

Tabla N° 5.38: Desembolso en Mano de obra

La materia prima es todo elemento que se transforma e incorpora en un producto final.

Para el proyecto, el desembolso por la materia prima utilizada se muestra en la tabla N° 5.38.

Rubro	Cantidad/mes	Precio (S/ /Unidad)	Total/mes (S/.)	Total/mes (U.S. \$)
Contenedor de titanio	775	30,00	23 250	7 750,00
Producto químico Blanco	233	16,80	3 906	1,302,00
Blindaje	93	150,00	13 950	4,650,00
Embalaje	93	150,00	13 950	4,650,00
Contenedor núcleo	40	30,00	1 200	400,00
Mantenimiento directo	1	9 300,00	9 300	3,100,00
Materiales de oficina	1	1 500,00	1 500	500,00
Otros	1.00	1 500,00	1 500	500,00
TOTAL MATERIA PRIMA INSUMOS			56 256	22 852

Tabla N° 5.39: Desembolso en materia prima

Los servicios generales son aquellos que apoyan la producción o comercialización del producto terminado. Para el proyecto, en la tabla N° 5.39, se muestran los gastos por los servicios externos requeridos.

Detalle	Monto/mes (S/.)	Monto/mes (U.S. \$)
Alquiler del local	0	0
Gastos de luz, agua, teléfono	7 800	2 600
Gastos de mantenimiento	3 000	1 000
TOTAL DESEMBOLSOS	10 800	3 600

Tabla N° 5.40: Desembolso en Servicios diversos

A continuación, en la tabla N° 5.40 se presenta un resumen de la inversión fija, la inversión en intangibles, la inversión en capital de trabajo, con los respectivos imprevistos de 5% en cada uno de ellos.

INVERSION FIJA	Monto (U.S. Dólares)
Terreno	0
Equipo y maquinaria	101 000
Equipo de oficina	8 580
Equipo de transporte	0
Obras civiles (edificaciones)	0
Sub-total	109 580
Imprevistos (5% del sub-total)	5 479
TOTAL	115 059
INVERSION EN INTANGIBLES	Monto (U.S. Dólares)
Estudio de pre-inversión	5 000
Gastos de gestión	14 200
Gastos de organización y constitución	300
Sub-total	19 500
Imprevistos (5% del sub-total)	975
TOTAL	20 475
INVERSION EN CAPITAL DE TRABAJO	Monto (U.S. Dólares)
Sueldos y salarios	19 398
Materia prima e insumos	22 852
Desembolsos diversos	3 600
Sub-total	45 850
Imprevistos (5% del sub-total)	2 293
TOTAL	48 143

Tabla N° 5.41: Resumen de la Inversión Final

La inversión de reposición, es el gasto monetario que se hace para mantener el capital de trabajo con que se produce en óptimas condiciones de funcionamiento y rendimiento. A continuación se presenta en la tabla N° 5.41 la inversión para la reposición del capital de trabajo del proyecto.

	Año	Activo Fijo			Total
		Equipo y Maquinaria	Equipo de Oficina	Imprev.	
1	2010				
2	2011				
3	2012				
4	2013		8 580,00	429,00	9 009,00
5	2014	101 000,00		5 050,00	106 000,00
6	2015				
7	2016				
8	2017		8 580,00	429,00	9 009,00
9	2018				
10	2019		101 000,00	5 050,00	106 080,00

Tabla N° 5.42: Inversión de reposición

COSTOS FIJOS	Monto anual (U.S. \$)
Depreciación del activo fijo	10 958
Mano de obra indirecta	225 298
Desembolsos diversos	43 200
Imprevistos (5%)	13 973
TOTAL COSTOS FIJOS	293 429
COSTOS VARIABLES	Monto anual (U.S. \$)
Materia prima e insumos	274 224
Mano de obra directa	35 389
Imprevistos (5%)	15 481
TOTAL COSTOS VARIABLES	325 094

Tabla N° 5.43: Clasificación de los costos del 2010

Es necesario clasificar los costos de acuerdo a categorías o grupos, de tal manera que posean ciertas características comunes para poder realizar los cálculos, el análisis y presentar la información que puede ser utilizada para la toma de decisiones. [46]

En la tabla N° 5.42 se presenta una clasificación de los costos en fijos y variables:

La clasificación según su grado de variabilidad, es importante para la realización de estudios de planificación y control de operaciones. Está vinculado con las variaciones o no de los costos, según los niveles de actividad, es decir en costos fijos o variables.

Costo Variable Unitario: Es el costo que se asigna directamente a cada unidad de producto. Comprende la unidad de materia prima o materiales utilizados para fabricar una unidad de producto terminado, y que involucra, además, la unidad de mano de obra directa, envases y embalajes, comisión por ventas, etc.

Costo Variable Total: Es el costo que resulta de multiplicar el costo variable unitario por la cantidad de productos fabricados o servicios vendidos en un período determinado; sea éste mensual, anual o de cualquier otra periodicidad. La fórmula del costo variable total es:

Costo Variable Total = Costo Variable Unitario x Cantidad

En la tabla N° 5.43 se muestra el costo variable medio.

COSTO VARIABLE TOTAL (US \$)	325 094
TOTAL USUARIOS	10 716
COSTO VARIABLE MEDIO (US \$/USUARIO)	30,3372

Tabla N° 5.44: Costo variable medio y total del 2010

Los estados de pérdidas y ganancias o estado de resultados: Es un informe económico financiero donde se muestra en forma ordenada los

ingresos proyectados, con el fin de obtener la utilidad neta durante el horizonte de planeamiento. A continuación en la tabla N° 5.55 se presenta el estado de pérdidas y ganancias proyectadas para el proyecto.

AÑO	DEMANDA	INGRESOS PROYECTADOS	COSTOS FIJOS	COSTOS VARIABLES	COSTOS TOTALES	BENEFICIOS PROYECTADOS
2010	10 716	621 528	293 429	325 094	618 522	3 006
2011	12 872	746 576	293 429	390 501	683 929	62 647
2012	15 028	871 624	293 429	455 908	749 336	122 288
2013	17 184	996 672	293 429	521 315	814 743	181 929
2014	19 340	1 121 720	293 429	586 722	880 150	241 570
2015	21 496	1 246 768	293 429	652 129	945 557	301 211
2016	23 652	1 371 816	293 429	717 536	1 010 964	360 852
2017	25 808	1 496 864	293 429	782 943	1 076 371	420 493
2018	27 965	1 621 970	293 429	848 380	1 141 809	480 161
2019	30 121	1 747 018	293 429	913 787	1 207 216	539 802

Tabla N° 5.45: Proyección de Costos y Beneficios

El punto de equilibrio: es una herramienta financiera que permite determinar el momento en el cual las ventas cubrirán exactamente los costos, expresándose en valores, porcentaje y/o unidades; además, muestra la magnitud de las utilidades o pérdidas de la empresa cuando las ventas excedan o caen por debajo de este punto, de tal forma que este viene a ser un punto de referencia a partir del cual un incremento en los volúmenes de venta generará utilidades, pero también un decremento ocasionará pérdidas, por tal razón se deberán analizar algunos aspectos importantes como son los costos fijos, costos variables y las ventas generadas.

Para determinar el punto de equilibrio es necesario primeramente calcular la producción de la empresa en base a su plan de ventas. Para determinar el punto de equilibrio del proyecto se ha utilizado la relación siguiente:

VALOR DEL PUNTO DE EQUILIBRIO (VPE):

$$V.P.E = \frac{\text{Costos Fijos}}{[1 - (\frac{\text{Costos Variables}}{\text{Ventas}})]}$$

CANTIDAD DEL PUNTO DE EQUILIBRIO (QPE):

$$Q.P.E = \frac{V.P.E}{\text{Precio}}$$

A continuación en la tabla N° 5.45 se presenta la, clasificando de los costos en fijos y variables y el punto de equilibrio calculado.

COSTOS FIJOS	Monto anual (U.S. \$)
Depreciación del activo fijo	10 958
Mano de obra indirecta	225 298
Desembolsos diversos	43 200
Imprevistos (5%)	13 973
TOTAL COSTOS FIJOS	293 429
COSTOS VARIABLES	Monto anual (U.S. \$)
Materia prima e insumos	274 224
Mano de obra directa	35 389
Imprevistos (5%)	15 481
TOTAL COSTOS VARIABLES	325 094
INGRESOS POR AÑO	Monto anual (U.S. \$)
Gasto aprox por cliente	63
Total de clientes 1er año	10 716
Ventas (U.S. \$)	621 528
BENEFICIO ANUAL	Monto anual (U.S. \$)
Total de ingresos	675 108
Total de egresos	618 522
Beneficio anual esperado	56 586
PUNTO DE EQUILIBRIO	
Relación: Ingresos/Egresos	1,09
V.P.E (U.S. \$)	565 695
Q.P.E (Fuentes)	8 984

Tabla N° 5.46: Determinación del Punto de Equilibrio

El costo de capital: Es la tasa de rendimiento que debe obtener la empresa sobre sus inversiones para que su valor en el mercado permanezca inalterable, teniendo en cuenta que este costo es también la tasa de

descuento de las utilidades empresariales futuras. A continuación, en la tabla N° 5.47 se presenta el costo de capital del proyecto. En la tabla N° 5.46 se presenta las tasas utilizadas para obtener los resultados de la tabla N° 5.47.

TASAS	Valor
Tasa activa del banco X, (%) anual	20,00
Rendimiento sin riesgo: RF (%)	5,00
Rendimiento del Mercado: RM (%)	11,00
Beta, B	2,00
Prima por riesgo del proyecto (%) anual	7,50
Costo de oportunidad de inversionista: COK (%)	17,00
Costo de capital promedio ponderado: CCPP (%) anual	20,00

Tabla N° 5.47: Tasas para el cálculo del Costo de capital

Se utiliza la relación siguiente: $COK = RF + B * (RM - RF)$

FUENTES	INVERSIÓN	FINANCIAMIENTO (%)	TASA (%)	CCPP (%)
Capital propio	73 471	40	17,00	6,80
Banco X	110 206	60	22,00	13,30
TOTAL	183 677	100		20,00

Tabla N° 5.48: Costo de capital COK.

Los préstamos reembolsables mediante una serie de pagos periódicos que constituyan renta, esto es, fraccionamiento del principal en varios pagos parciales (cuotas de amortización) con vencimientos periódicos, que se pagan conjuntamente con los intereses, son mostrados en la tabla N° 5.48.

AÑO	TRIMESTRE	SALDO DEL PRÉSTAMO	CUOTA DE INTERÉS	CUOTA DE AMORTIZACIÓN	CUOTA TOTAL
0		110 206			
1	1	110 206	5 617	0	5 617
	2	110 206	5 617	0	5 617
	3	110 206	5 617	0	5 617
	4	110 206	5 617	0	5 617
2	5	107 761	5 617	2 445	8 062
	6	105 191	5 492	2 570	8 062
	7	102 491	5 362	2 701	8 062
	8	99 652	5 224	2 838	8 062
3	9	96 669	5 079	2 983	8 062
	10	93 534	4 927	3 135	8 062
	11	90 239	4 767	3 295	8 062
	12	86 777	4 599	3 463	8 062
4	13	83 137	4 423	3 639	8 062
	14	79 313	4 237	3 825	8 062
	15	75 293	4 042	4 020	8 062
	16	71 068	3 838	4 225	8 062
5	17	66 628	3 622	4 440	8 062
	18	61 962	3 396	4 666	8 062
	19	57 058	3 158	4 904	8 062
	20	51 904	2 908	5 154	8 062
6	21	46 487	2 646	5 417	8 062
	22	40 795	2 369	5 693	8 062
	23	34 812	2 079	5 983	8 062
	24	28 524	1 774	6 288	8 062
7	25	21 916	1 454	6 608	8 062
	26	14 970	1 117	6 945	8 062
	27	7 671	763	7 299	8 062
	28	0	391	7 671	8 062
Cuota Total =		8,062.19			
TET =		0.050969125			

Tabla N° 5.49: Cálculo del amortización de la Deuda

El cronograma de pagos de amortización de la deuda, se realiza de acuerdo a la tasa de interés de 10.81 % en un periodo de 7 años, a cuota constante, incluyendo 1 año de gracia. La tabla N° 5.49 se muestran el pago de intereses y amortización de la deuda.

	Año	Préstamo al inicio de año	Amortización	Interés	Saldo Final del préstamo	Monto a pagar
1	2010	110 206	0	22 468	110 206	22 468
2	2011	110 206	10 554	21 695	99 625	32 249
3	2012	99 652	12 876	19 373	86 777	32 249
4	2013	86 777	15 708	16 540	71 068	32 249
5	2014	71 068	19 164	13 085	51 904	32 249
6	2015	51 904	23 380	8 869	28 524	32 249
7	2016	28 524	28 524	3 725	0	32 249

Tabla N° 5.50: Pago de Intereses y amortizaciones de la deuda

5.6. VIABILIDAD COMERCIAL

La evaluación de un proyecto es el proceso de medición de su valor, que se basa en la comparación de los beneficios que genera y los costos o inversiones que requiere, desde un punto de vista determinado.

Los indicadores más utilizados son: valor actual neto, tasa interna de retorno, coeficiente beneficio costo, y periodo de recuperación.

VALOR ACTUAL NETO (VAN)

Consiste en actualizar a valor presente los flujos de caja futuros que va a generar el proyecto, descontados a un cierto tipo de interés ("la tasa de descuento"), y compararlos con el importe inicial de la inversión. Como tasa de descuento se utiliza normalmente el costo de oportunidad del capital (COK) de la empresa que hace la inversión. [43,44]

TASA INTERNA DE RETORNO (TIR)

Se define como la tasa de descuento o tipo de interés que iguala el VAN a cero, es decir, se efectúan tanteos con diferentes tasas de descuento consecutivas hasta que el VAN sea cercano o igual a cero y se obtenga un VAN positivo y uno negativo, en consecuencia: [43,44]

Si $TIR >$ tasa de descuento (r): El proyecto es aceptable.

Si $TIR = r$: El proyecto es postergado.

Si $TIR <$ tasa de descuento (r): El proyecto no es aceptable.

COEFICIENTE BENEFICIO COSTO (BC)

Se obtiene con los datos del VAN; cuando se divide la sumatoria de todos los beneficios entre la sumatoria de los costos, en conclusión.

Si $BC > 1$: El proyecto es aceptable.

Si $BC =$ ó cercano a 1: El proyecto es postergado.

Si $BC < 1$: El proyecto no es aceptable.

PERIODO DE RECUPERACION (PR)

Se define como el período que tarda en recuperarse la inversión inicial a través de los flujos de caja generados por el proyecto. La inversión se recupera en el año en el cual los flujos de caja acumulados superan a la inversión inicial. Se efectúa por tanteos utilizando valores del VAN hasta obtener un valor negativo y uno positivo. No se considera un método adecuado si se toma como criterio único. Pero, de la misma forma que el método anterior, puede ser utilizado complementariamente con el VAN. [44]

EVALUACION ECONOMICA

La evaluación económica es aquella que identifica los meritos propios del proyecto, independientemente de la manera como se obtengan y se paguen los recursos financieros que necesite y del modo como se distribuyan los excedentes o utilidades que genera. Los costos y beneficios constituyen el flujo económico. Su valor residual o valor de recuperación, es el valor hipotético al que se vendería el proyecto al final del horizonte planificado, sin considerar deudas por préstamos de terceros; éste se determina en el balance general proyectado correspondiente al último año, siendo igual al activo total menos el pasivo total (sin préstamo). [44]

EVALUACION FINANCIERA

La evaluación financiera es aquella que toma en consideración la manera como se obtengan y se paguen los recursos financieros necesarios para el proyecto, sin considerar el modo como se distribuyen las utilidades que genera. Los costos y beneficios constituyen el flujo financiero y, su valor residual es igual al valor residual de la evaluación económica. [44]

EVALUACION DEL INVERSIONISTA

La evaluación del inversionista es aquella que toma en consideración la manera como se distribuyen las utilidades a los accionistas, generados por sus aportes propios. Los costos constituyen los aportes propios y los beneficios constituyen los dividendos recibidos y, su valor residual es igual al patrimonio de la empresa del último año. [44]

En Tabla N° 5.51 muestra el flujo de caja del proyecto sin la liquidación del IGV.

La tabla N° 5.52 se muestra el flujo de caja del inversionista antes de la liquidación del IGV.

En las tablas N° 5.53 y 5.54 se muestra los indicadores económicos y financieros antes la liquidación del IGV.

La tabla N° 5.55 se representa los pagos que se debe realizar por el impuesto general a las ventas.

La tabla N° 5.56 representa el flujo de caja del proyecto luego de la liquidación del IGV y la tabla N° 5.57 representa el flujo de caja del inversionista luego de realizar el pago del impuesto general a las ventas.

DETALLE	0 (2010)	1 (2011)	2 (2012)	3 (2013)	4 (2014)	5 (2015)	6 (2016)	7 (2017)	8 (2018)	9 (2019)	10 (2020)
Ingresos por Ventas		675 108	810 936	946 764	1 082 592	1 218 420	1 354 248	1 490 076	1 625 904	1 761 795	1 897 623
Otras ventas		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Ingresos Totales		675 108	810 936	946 764	1 082 592	1 218 420	1 354 248	1 490 076	1 625 904	1 761 795	1 897 623
Costos variables		325 094	390 501	455 908	521 315	586 722	652 129	717 536	782 943	848 380	913 787
Costos fijos (*)		281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923
Depreciación		11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506
Amortización Intang.		4 095	4 095	4 095	4 095	4 095					
Egresos Totales		622 617	688 024	753 431	818 838	884 245	945 557	1 010 964	1 076 371	1 141 809	1 207 216
Utilidad antes Imp.		52 491	122 912	193 333	263 754	334 175	408 691	479 112	549 533	619 986	690 407
Impuestos		15 747	36 874	58 000	79 126	100 252	122 607	143 734	164 860	185 996	207 122
Utilidad neta		36 744	86 038	135 333	184 628	233 922	286 084	335 378	384 673	433 990	483 285
Depreciación		11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506
Amortización Intang.		4 095	4 095	4 095	4 095	4 095					
Inversión inicial (**)	135 534										
Inversión de reemplazo		0	0	0	9 009	106 050	0	0	9 009	0	106 050
Inversión capital trabajo	48 143										
Valor residual											2 842 854
Flujo de Caja	-183 677	52 345	101 639	150 934	191 220	143 473	297 589	346 884	387 170	445 496	3 231 595

Tabla N° 5.51: Flujo de Caja del Proyecto sin liquidación del IGV

	0 (2010)	1 (2011)	2 (2012)	3 (2013)	4 (2014)	5 (2015)	6 (2016)	7 (2017)	8 (2018)	9 (2019)	10 (2020)
Ingresos por Ventas		675 108	810 936	946 764	1 082 592	1 218 420	1 354 248	1 490 076	1 625 904	1 761 795	1 897 623
Otras ventas		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Ingresos Totales		675 108	810 936	946 764	1 082 592	1 218 420	1 354 248	1 490 076	1 625 904	1 761 795	1 897 623
Costos variables		325 094	390 501	455 908	521 315	586 722	652 129	717 536	782 943	848 380	913 787
Costos fijos (*)		281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923
Interés del préstamo		22 468	21 695	19 373	16 540	13 085	8 869	3 725			
Depreciación		11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506
Amortización Intang.		4 095	4 095	4 095	4 095	4 095					
Egresos Totales		645 086	709 719	772 804	835 379	897 330	954 426	1 014 689	1 076 371	1 141 809	1 207 216
Utilidad antes imp.		30 022	101 217	173 960	247 213	321 090	399 822	475 387	549 533	619 986	690 407
Impuestos		9 007	30 365	52 188	74 164	96 327	119 947	142 616	164 860	185 996	207 122
Utilidad neta		21 016	70 852	121 772	173 049	224 763	279 876	332 771	384 673	433 990	483 285
Depreciación		11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506
Amortización Intang.		4 095	4 095	4 095	4 095	4 095					
Inversión inicial (**)	135 534										
Inversión de reemplazo		0	0	0	9 009	106 050	0	0	9 009	0	106 050
Inversión capital trabajo	48 143										
Préstamo	110 206										
Amortización de deuda		0	10 554	12 876	15 708	19 164	23 380	28 524			
Valor residual											2 842 854
Flujo de Caja	-73 471	36 617	75 899	124 497	163 933	115 150	268 001	315 753	387 170	445 496	3 231 595

Tabla N° 5.52: Flujo de Caja del Inversionista sin liquidación del IGV

INDICADORES ECONÓMICOS	
VANE	1 319 613
TIRE	68%

Tabla N° 5.53: Indicadores Económicos

INDICADORES FINANCIEROS	
VANF	1 33 679
TIRF	105%

Tabla N° 5.54: Indicadores Financieros

	0 (2010)	1 (2011)	2 (2012)	3 (2013)	4 (2014)	5 (2015)	6 (2016)	7 (2017)	8 (2018)	9 (2019)	10 (2020)
INGRESOS CON IG V (1)		675 108	810 936	946 764	1 082 592	1 218 420	1 354 248	1 490 076	1 625 904	1 761 795	1 897 623
Otras ventas	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IGV DE INGRESOS (3)		128 271	154 078	179 885	205 692	231 500	257 307	283 114	308 922	334 741	360 548
EGRESOS CON IG V (4)	0	583 954	641 885	699 816	766 756	921 728	873 609	873 609	940 549	989 471	1 153 479
Costo fijo (5)		296 019	296 019	296 019	296 019	296 019	296 019	296 019	296 019	296 019	296 019
Costo variable (6)		287 935	345 866	403 797	461 728	519 659	577 590	577 590	635 521	693 452	751 410
Inversión inicial (7)	0										
Capital de trabajo (*)	0										
Inversión de reemplazo		0	0	0	9 009	106 050	0	0	9 009	0	106 050
EGRESOS SIN IG V (8)	0	490 718	539 399	588 081	644 333	774 561	734 125	734 125	790 377	831 488	969 310
IGV DE EGRESOS (9)	0	93 236	102 486	111 735	122 423	147 167	139 484	139 484	150 172	157 983	184 169
DIFERENCIA (10)	0	-35 034	-51 592	-68 150	-83 269	-84 333	-117 823	-143 631	-158 750	-176 758	-176 380
CRÉDITO TRIBUTARIO	0										
PAGO DE IG V		-35 034	-51 592	-68 150	-83 269	-84 333	-117 823	-143 631	-158 750	-176 758	-176 380

Tabla N° 5.55: Liquidación del IG V

	0 (2010)	1 (2011)	2 (2012)	3 (2013)	4 (2014)	5 (2015)	6 (2016)	7 (2017)	8 (2018)	9 (2019)	10 (2020)
Ingresos por Ventas		675 108	810 936	946 764	1 082 592	1 218 420	1 354 248	1 490 076	1 625 904	1 761 795	1 897 623
Otras ventas		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Ingresos Totales		675 108	810 936	946 764	1 082 592	1 218 420	1 354 248	1 490 076	1 625 904	1 761 795	1 897 623
Costos variables		325 094	390 501	455 908	521 315	586 722	652 129	717 536	782 943	848 380	913 787
Costos fijos (*)		281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923
Depreciación		11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506
Amortización Intang.		4 095	4 095	4 095	4 095	4 095	0	0	0	0	0
PAGO DEL IGV		35 034	51 592	68 150	83 269	84 333	117 823	143 631	158 750	176 758	176 380
Egresos Totales		657 651	739 616	821 581	902 107	968 578	1 063 381	1 154 595	1 235 121	1 318 567	1 383 595
Utilidad antes Imp.		17 457	71 320	125 183	180 485	249 842	290 867	335 481	390 783	443 228	514 028
Impuestos		5 237	21 396	37 555	54 145	74 952	87 260	100 644	117 235	132 968	154 208
Crédito Fiscal		0									
Utilidad neta		12 220	49 924	87 628	126 339	174 889	203 607	234 837	273 548	310 260	359 819
Depreciación		11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506
Amortización Intang.		4 095	4 095	4 095	4 095	4 095					
Inversión inicial (**)	135 534										
Inversión de reemplazo		0	0	0	9 009	106 050	0	0	9 009	0	106 050
Inversión capital trabajo	48 143										
Valor residual											2 842 854
Flujo de Caja	-183 677	27 821	65 525	103 229	132 931	84 440	215 113	246 343	276 046	321 766	3 108 129

Tabla N° 5.56: Flujo de caja del Proyecto Luego de pagar el IGV

	0 (2006)	1 (2007)	2 (2008)	3 (2009)	4 (2010)	5 (2011)	6 (2012)	7 (2013)	8 (2014)	9 (2015)	10 (2016)
Ingresos por Ventas		675 108	810 936	946 764	1 082 592	1 218 420	1 354 248	1 490 076	1 625 904	1 761 795	1 897 623
Otras ventas		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Ingresos Totales		675 108	810 936	946 764	1 082 592	1 218 420	1 354 248	1 490 076	1 625 904	1 761 795	1 895 607
Costos variables		325 094	390 501	455 908	521 315	586 722	652 129	717 536	782 943	848 380	913 787
Costos fijos (*)		281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923	281 923
Interés del préstamo		22 468	21 695	19 373	16 540	13 085	8 869	3 725			
Depreciación		11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506
Amortización Intang.		4 095	4 095	4 095	4 095	4 095					
Pago de IGV		35 034	51 592	68 150	83 269	84 333	117 823	143 631	158 750	176 758	176 380
Egresos Totales		680 120	761 311	840 954	918 648	981 663	1 072 249	1 158 320	1 235 121	1 318 567	3 091 317
Utilidad antes Imp.		-5 012	49 625	105 810	163 944	236 757	281 999	331 756	390 783	443 228	1 195 710
Impuestos		-1 504	14 887	31 743	49 183	71 027	84 600	99 527	117 235	132 968	-358 713
Crédito Tributario		0									
Utilidad neta		-3 508	34 737	74 067	114 761	165 730	197 399	232 229	273 548	310 260	-836 997
Depreciación		11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506	11 506
Amortización Intang.		4 095	4 095	4 095	4 095	4 095					
Inversión inicial (**)	135 534										
Inversión de reemplazo		0	0	0	9 009	106 050	0	0	9 009	0	106 050
Inversión capital trabajo	48 143										
Préstamo	110 206										
Amortización de deuda		0	10 554	12 876	15 708	19 164	23 380	28 524			
Valor residual											2 842 854
Flujo de Caja	-73 471	12 093	39 785	76 792	105 644	56 117	185 525	215 211	276 045	321 766	1 911 313

Tabla N° 5.57: Flujo de Caja del Inversionista Luego de pagar el IGV

Las tablas N° 5.58 y 5.59, representan los indicadores económicos y financieros del proyecto respectivamente.

INDICADORES ECONÓMICOS	
VANE	1 031 352
TIRE	55%

Tabla N° 5.58: Indicadores Económicos

INDICADORES FINANCIEROS	
VANF	794 436
TIRF	74,20%

Tabla N° 5.59: Indicadores Financieros

CAPITULO VI

RESULTADOS

6.1. PARAMETROS DE IRRADIACION

El reactor RP-10, posee las características ideales para la producción a nivel comercial del ^{32}P , debido a que posee el flujo neutrónico adecuado y cuenta con suficientes posiciones de irradiación.

6.1.1. FLUJO NEUTRONICO

El flujo neutrónico del reactor se determina de dos formas: a) Por cálculo, utilizando códigos neutrónicos, como el de Wims que calcula las secciones eficaces del núcleo del reactor, y luego con estas librerías se determina el flujo neutrónico utilizando el código Citation y, b) Por experimentales en cada posición de irradiación.

Por cálculos neutrónicos, todo el rango de energía del flujo de neutrones se condensa a 4 grupos como se muestra en la tabla N° 6.1.

Grupo	Neutrones	Rango de Energía
1	Rápido 2	1,353 MeV – 10,0 MeV
2	Rápido 1	15,03 KeV – 1,353 MeV
3	Epitérmico	0,625 eV – 15,03 KeV
4	Térmico	0,0 eV – 0.625 eV

Tabla N° 6.1: Clasificación de los neutrones del reactor por cálculo

De esta forma, se calculó la distribución del flujo neutrónico en cada posición del núcleo del reactor, al 30-06-2009, como se muestran en las Tablas N° 6.2, 6.3, 6.4, y 6.5 respectivamente.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	0.0183	0.0677	0.1501	0.2428	0.2634	0.2227	0.1409	0.0631	0.0167	0.0036
2	0.0446	0.1800	0.5135	0.6661	0.6927	0.5784	0.4436	0.1598	0.0401	0.0086
3	0.0678	0.2754	0.7847	0.9137	0.9504	0.8164	0.7030	0.2535	0.0628	0.0134
4	0.0803	0.3009	0.8700	1.0193	1.0114	0.9603	0.8426	0.2959	0.0787	0.0166
5	0.0780	0.3095	0.8504	0.9358	0.7960	1.0160	0.9205	0.3306	0.0817	0.0174
6	0.0667	0.2711	0.7412	0.8044	0.8981	0.9685	0.8610	0.3075	0.0746	0.0159
7	0.0468	0.1763	0.4797	0.6203	0.7305	0.7082	0.5841	0.2175	0.0576	0.0126
8	0.0262	0.0806	0.1824	0.2549	0.2851	0.3127	0.3225	0.1301	0.0389	0.0083
9	0.0082	0.0224	0.0517	0.0746	0.0879	0.0978	0.0925	0.0504	0.0163	0.0037
10	0.0017	0.0045	0.0099	0.0146	0.0175	0.0189	0.0169	0.0104	0.0040	0.0011

Tabla N° 6.2: Mapa de Flujo Neutrónico del Grupo 1 (1.353 – 10.0 MeV)
(1.0E+14 n/cm². s) [3]

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	0.3314	1.0320	1.6368	2.5864	2.8617	2.4405	1.5952	0.9739	0.3025	0.0646
2	0.9730	2.8810	4.3483	5.3526	5.5748	4.8661	3.8710	2.5969	0.8758	0.1703
3	1.4156	4.1008	6.3466	7.3782	7.5637	6.8053	5.7856	3.7897	1.3072	0.2618
4	1.5122	3.6523	6.8832	8.1464	8.2011	7.8835	6.7162	3.5992	1.4764	0.3146
5	1.6814	4.7183	7.0166	7.6692	7.4439	8.1366	7.5195	5.0257	1.7485	0.3480
6	1.5756	4.4527	6.1908	6.7707	7.2696	7.6350	7.0140	4.9662	1.7075	0.3301
7	1.1265	3.0155	4.3325	5.2126	5.7970	5.5462	4.4445	3.2261	1.2218	0.2488
8	0.5951	1.4066	2.3807	3.0801	3.3161	2.6354	0.5877	1.0547	0.6230	0.1436
9	0.1614	0.3910	0.9109	1.2721	1.3685	1.0900	0.5500	0.4268	0.2168	0.0573
10	0.0297	0.0758	0.1726	0.2501	0.2794	0.2547	0.1891	0.1200	0.0543	0.0165

Tabla N° 6.3: Mapa de Flujo Neutrónico del Grupo 2 (15.03 KeV – 1.353 MeV). (1.0E+13 n/cm². s) [3]

Es importante manifestar que las posiciones de irradiación en el núcleo del reactor RP-10 son: G1, B4, H4, E5, A9 re I9, las mismas que están sombreadas en las tablas indicadas, y donde el blanco sufrirá la activación con todo los tipos de neutrones presentes en tal posición.

Las reacciones nucleares más importantes para la producción del ³²P, se llevará a cabo con los neutrones del Grupo 4 que son los neutrones térmicos, pero también habrá alguna contribución de los neutrones del Grupo 3 o epitérmicos.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	0.4234	1.0855	1.7050	2.3636	2.5156	2.2301	1.6376	1.0307	0.3880	0.0877
2	1.0631	2.4937	3.7923	4.5318	4.6607	4.1185	3.3846	2.2647	0.9619	0.2345
3	1.5094	3.5174	5.3410	6.2638	6.3378	5.6788	4.8823	3.2709	1.4004	0.3551
4	1.7010	3.6297	5.8552	6.9068	7.0408	6.6744	5.7230	3.5796	1.6586	0.4281
5	1.7941	4.0665	5.9301	6.5786	6.8946	6.9865	6.3296	4.3027	1.8510	0.4706
6	1.6533	3.7674	5.2289	5.7141	6.2609	6.4763	5.8983	4.1735	1.7790	0.4467
7	1.2169	2.6463	3.7649	4.4087	4.9232	4.8908	4.3781	3.0528	1.3577	0.3426
8	0.6998	1.3943	2.1393	2.6729	2.9719	3.1621	3.3388	1.9141	0.8469	0.2053
9	0.2218	0.4892	0.9795	1.2940	1.4481	1.4941	1.3904	0.8631	0.3337	0.0808
10	0.0411	0.1009	0.2296	0.3245	0.3639	0.3489	0.2833	0.1811	0.0759	0.0218

Tabla N° 6.4: Mapa de Flujo Neutrónico del Grupo 3 (0.625 eV – 15.03 KeV)
(1.0E+13 n/cm². s) [3]

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	0.2380	0.3516	0.6273	0.4202	0.3627	0.3752	0.4660	0.3071	0.2172	0.0759
2	0.3135	0.4272	0.4391	0.4437	0.3903	0.3419	0.3734	0.3859	0.2949	0.1580
3	0.3892	0.5725	0.4761	0.6649	0.5413	0.3597	0.4031	0.5397	0.3809	0.2226
4	0.4574	0.8856	0.5567	0.7052	0.7812	0.6083	0.5302	0.8770	0.4668	0.2673
5	0.4252	0.6301	0.5191	0.6443	1.4898	0.7829	0.5605	0.6623	0.4541	0.2810
6	0.3502	0.4863	0.4013	0.3940	0.6819	0.6580	0.4833	0.5318	0.3849	0.2561
7	0.2650	0.3609	0.3570	0.3225	0.4091	0.4438	0.3896	0.3649	0.2817	0.1956
8	0.1945	0.2465	0.2559	0.2668	0.2874	0.2134	0.0854	0.1540	0.1827	0.1243
9	0.1214	0.2214	0.2172	0.2228	0.2221	0.1812	0.1207	0.1239	0.1287	0.0612
10	0.0372	0.0803	0.1364	0.1732	0.1872	0.1733	0.1384	0.0981	0.0553	0.0202

Tabla N° 6.5: Mapa de Flujo Neutrónico del Grupo 4 (0.0 – 0.625 eV)
(1.0E+14 n/cm².s) [3]

6.1.2. SECCION EFICAZ

En la Fig. N° 5.1, siguiente se puede observar que, para neutrones de 0 a 1 KeV la sección eficaz de absorción es mayor que para los neutrones rápidos, es decir de 1 MeV para arriba.

Para el P-31, de alta pureza (> el 99.99 %) y dado que su abundancia isotópica natural es de 100 %, al ser irradiado en el reactor, no presenta ninguna otra reacción isotópica, y por otro lado, la vida media de los productos de las reacciones (n, 2n), (n, a), (n, p) se producen con neutrones

rápidos, están llegando en pocos minutos a actividades insignificantes de cada uno de sus productos, quedando como producto final solo el ^{32}P , aunque tiene la desventaja de alcanzar una actividad específica baja.

Las características del compuesto químico utilizado se presentó en la Tabla N° 3.4, y los parámetros neutrónicos se presentaron en la Tabla N° 4.4.

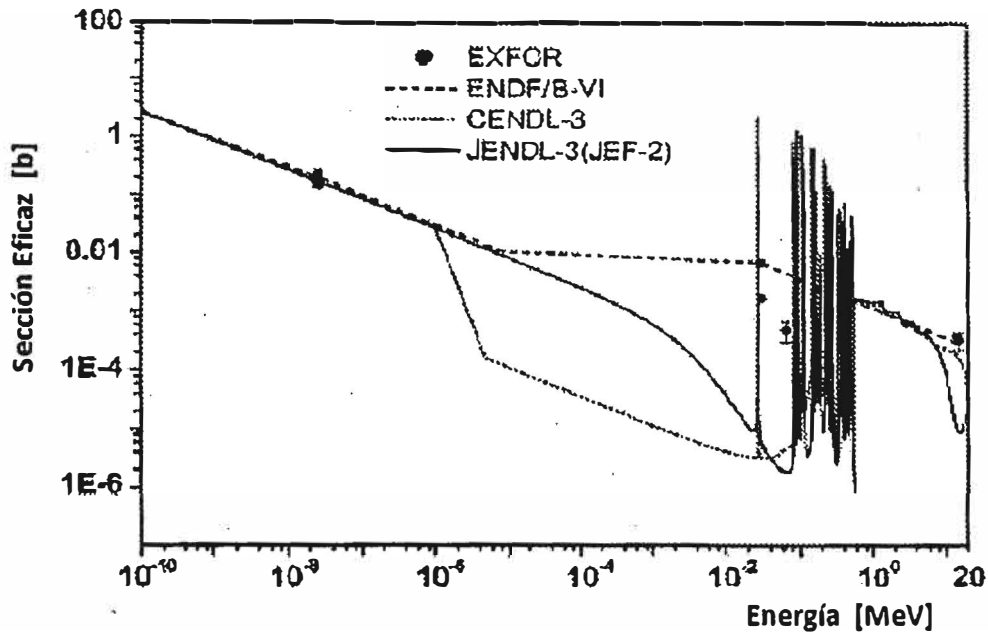


Fig. N° 6.1: Sección eficaz del ^{31}P para el espectro de neutrones.

6.2. INFRAESTRUCTURA DE PREPARACION DE MUESTRA

La infraestructura diseñada e implementada, en líneas generales reunió las condiciones necesarias para realizar el llenado de las muestras en su contenedor de aluminio.

Al principio se hacía el vacío pero aparentemente los accesorios para el llenado de la muestra, quedaban adheridas con un poco de humedad del ambiente por lo que al tratar de llenar el blanco se pegaban en los accesorios haciendo difícil el proceso. Por esta razón se optó, por calentar los accesorios en una pequeña estufa colocada dentro del recinto, con lo que se resolvió el problema.

Por otro lado, el embudo no permitía ver si el contenedor estaba lleno o no, por lo que se tenía que retirar de la boquilla del contenedor a cada momento

para verificar si ya se había llenado, lo que ocasionaba que se perdiera un poco del compuesto químico al caer al piso del recinto. Esto se tiene que resolver aún, quizás utilizando un embudo de vidrio.

El sellador a presión que se había fabricado, presentaba dificultades durante el sellado, debido a que el agujero donde ingresa la boquilla del contenedor con su tapa era muy justo y arrastraba todo el conjunto haciendo difícil su retiro, por lo que se recomendó darle un juego adicional de 1 mm.

Finalmente, la conexión del vacío al recinto se hizo de una forma temporal, porque aun no se tiene el lugar definitivo para ubicar el pequeño laboratorio.

6.3. ACTIVIDAD ALCANZADA

La actividad de saturación del ^{31}P , se alcanzaría si se irradia en un tiempo infinito, sin considerar los factores de autoabsorción, el factor de la temperatura del reactor, ni la variación de la potencia por retiro de las barras de control a medida que transcurre el tiempo para mantener el balance neutrónico en equilibrio, lo que distorsiona el espectro de neutrones en la posición donde está ubicado el blanco.

Como se puede observar en la tabla N° 4.5, la actividad de saturación específica sería de 103,345 GBq (2 793,10 mCi), mientras que las actividades de saturación de las muestras preparadas alcanzarían, valores como se muestra en la tabla N° 4.5. Pero estos valores son ideales, puesto que el reactor opera en ciclo de operación de solo 8 h/semana, lo que representa como si tendiera a cero el tiempo de irradiación y a esto hay que adicionarle la parada de una semana del reactor.

Bajo estas condiciones de irradiación, la actividad que alcanzarían las fuentes selladas, se muestran en la tabla N° 6.5, que son los resultados obtenidos de una hoja de cálculo preparada para realizar especialmente los cálculos.

Considerando que se van a preparar muestras estándares conteniendo 20 mg de blanco de ^{31}P , en cada fuente sellada, en la figura N° 4.6, se observa que se podrían producir fuentes radiactivas de ^{32}P , hasta con más de 129,5

MBq (3,5 mCi) de actividad, valores que son adecuados para el tratamiento médico deseado. Pero esto significa, que se tendría que irradiar en el núcleo del reactor por aproximadamente 96 h con turnos de 8 h/semana; entonces las muestras permanecerán en el núcleo del reactor por 2,76 meses, es decir inicialmente sería necesario 2,76 meses para producir las primeras fuentes y de allí en adelante ya podría salir una cantidad determinada por la demanda, cada semana. Las actividades de las muestras irradiadas en el RP-10, alcanzaron actividades de 78,18 MBq (2,14 mCi), 76,59 MBq (2,07 mCi), y 111 MBq (3,0 mCi), medidas con un tiempo de decaimiento de 6 días.

Adicionalmente hay que tener presente que en cada posición de irradiación se colocará 150 fuentes para ser irradiados, y como la demanda promedio mensual sería de 2 550 fuentes radiactivas, entonces serían necesarias 17 posiciones de irradiación. Como el núcleo del reactor tiene 4 cajas o posiciones de irradiación dentro del núcleo, y cada caja tiene 16 posiciones de irradiación, por lo que se usarían 4 posiciones de 3 caja de irradiación y 5 posiciones de la última caja de irradiación, todos ellos deberán tener los flujos neutrónicos del mismo orden de magnitud. En conclusión sí es posible producir las fuentes selladas de fósforo-32 para cubrir la demanda esperada.

6.4. COSTO UNITARIO DE PRODUCCION

La mortalidad por cáncer en el Perú se viene incrementando, hasta constituirse en la segunda causa de muerte, como se muestra en la figura N° 5.2, según las cifras oficiales del Ministerio de Salud. [39]

En la tabla N° 5.10, se muestra la tasa de mortalidad en dos periodos diferentes, por cada 100 000 habitantes. Considerando una población total en el país de 28 220 764 habitantes y con la tasa de crecimiento del cáncer obtenido en la tabla anterior de 7,64 por cada 100 000 habitantes por año, se ha podido determinar que la tasa de crecimiento anual del cáncer en el país será de 2 156,066 pacientes potenciales que podrían tratarse con el producto del proyecto.

Para determinar los costos unitarios de producción, se tuvo que separar el proceso en dos partes. La primera parte, lo conformarían los costos de preparación y de la inversión de la fuente sellada propiamente dicha y la segunda parte el costo unitario de irradiar en el reactor RP-10, el cual brindará un servicio de irradiación.

En la figura 6.2, se observa que para producir la fuente o semilla radiactiva de ^{32}P , los costos que tienen mayor peso son la de los materiales directos, representado principalmente por el material de titanio del que se prepara el contenedor final la fuente sellada para uso médico, siguiendo la mano de obra directa y los materiales indirectos.

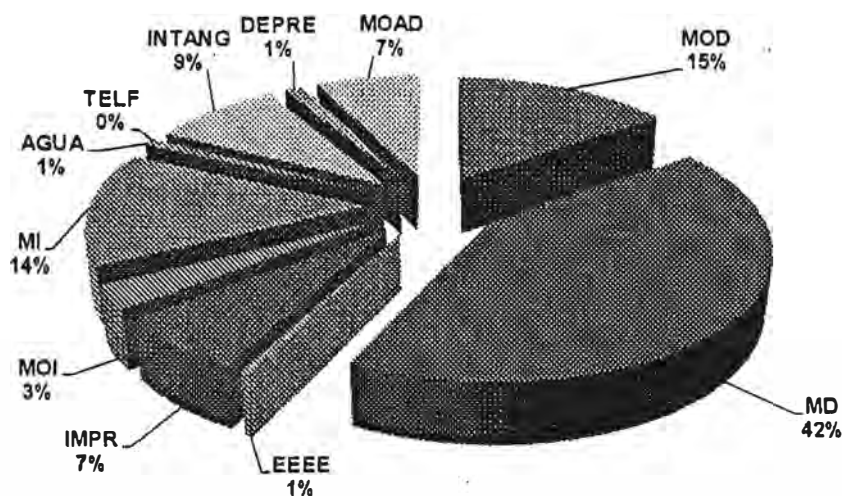


Figura N° 6.2: Distribución de los costos en la producción del ^{32}P .

Para el caso de la operación del reactor, se observa en la figura N° 6.3, que el costo que tiene mayor peso es el de los materiales directos, que está representado principalmente por el combustible nuclear y por la producción del agua desmineralizada, seguido en importancia por la mano de obra indirecta, que son la parte administrativa de la conducción y gestión del reactor y finalmente la depreciación de los edificios y equipamiento del reactor.

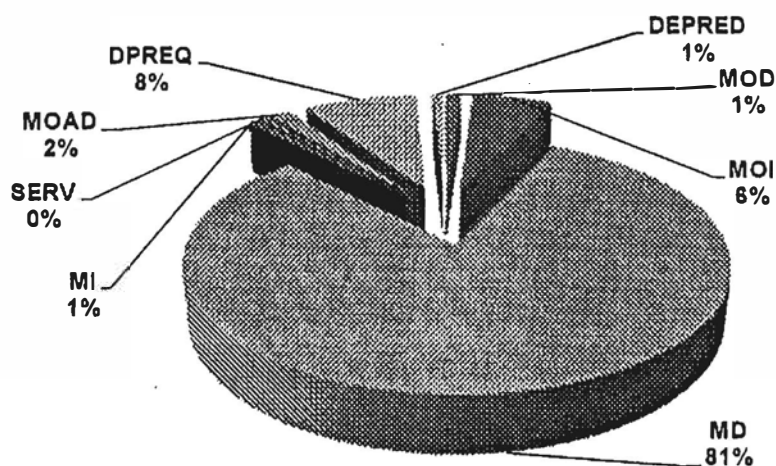


Fig. N° 6.3: Distribución de los costos en la operación del reactor.

Realizando los cálculos de los costos unitarios de cada parte del proceso, el costo unitario total se obtiene sumando de los costos unitarios de cada parte, obteniéndose el costo total de producción, CT_{prod} :

$$CT_{prod} = 23.71 + 55.49 = 79.20 \frac{US\$}{Unidad} \quad (6.1)$$

A modo de referencia se puede mencionar que en el 2004 el costo de fuentes radiactivas (semillas) equivalentes al producto estudiado en el proyecto, como es la del Yodo-125 en los EE.UU, alcanzo un rango de 40 a 45 dólares por unidad, más impuestos. En el 2005 – 2006 los precios estaban en el rango de los US\$ 83 a 86. Por lo tanto, se podría manifestar que los costos de producción del producto pueden competir con los que están en el rango de mercado internacional. [45]

6.5. EVALUACION ECONOMICA-FINACIERA

El punto de equilibrio es una herramienta financiera que permite determinar el momento en el cual las ventas cubrirán exactamente los costos, expresándose en valores, porcentaje y/o unidades. En este caso, el punto de equilibrio esta dado en la tabla N° 6.7 siguiente.

PUNTO DE EQUILIBRIO	
V.P.E (U.S. \$)	565 965
Q.P.E (Fuentes)	8 984

Tabla N° 6.7: Punto de equilibrio

6.5.1. EVALUACION ECONOMICA

Los Índices Económicos de Rentabilidad del Proyecto, se muestran en la tabla N° 6.8.

EVALUACION ECONOMICA	
Costo de Capital	20 %
Valor Actual Neto (VAN)	1 031 352
Tasa interna de Retorno (TIR)	55%
Periodo de Recuperación (PR)	7

Tabla N° 6.8: Evaluación económica

El Valor Actual Neto (VAN)

El VAN (20%) = \$ 1 031 352, Indica que el proyecto es aceptable.

La Tasa Interna de Retorno (TIR)

TIR = 55 % > 20 % (costo de capital), lo cual indica que el rendimiento del proyecto es mayor al costo de capital de los accionistas, por lo que el proyecto es viable.

Relación Beneficio-Costo (B/C):

B/C = 1,09 > 1: indica que el proyecto es económicamente rentable.

Período de Retorno (PRC)

El periodo de recupero del proyecto se calcula que se dará entre el sexto y séptimo año de operación.

6.5.2. EVALUACION FINANCIERA

Los Índices Económicos de Rentabilidad del Proyecto, se muestran en la tabla N° 6.9.

EVALUACION FINANCIERA	
Costo de Capital	17 %
Valor Actual Neto (VAN)	794 436
Tasa interna de Retorno (TIR)	74,20%
Periodo de Recuperación (PR)	6

Tabla N° 6.9: Evaluación Financiera

Valor Actual Neto Financiero (VANF)

El VANF(17%) = \$ 794 436, Indica que el proyecto es Financieramente rentable.

Tasa Interna de Retorno Financiera (TIRF)

TIR = 74.20% > 17% (Costo de oportunidad): indica que el rendimiento del proyecto es mayor al costo de oportunidad, por lo que éste es viable.

Período de Retorno (PR)

El periodo de recuperación de la inversión se calcula que se puede dar entre el quinto y sexto año de operación del proyecto, debido a las cargas financieras.

La Rentabilidad financiera del Proyecto para los inversionistas muestra indicadores muy atractivos.

Por tanto el proyecto es viable, y se recomienda ejecutarse previa elaboración del Estudio de Factibilidad y del Estudio Definitivo que garantice su adecuada implementación.

En la evaluación de los costos, se excluya el costo por la gestión de residuos radiactivos, debido a que el producto tiene la particularidad de que son preparados antes de ser irradiados en el reactor, es decir, antes de ser radiactivos. Por otro lado la vida media del producto ^{32}P , es de 14,2 d, el cual se considera una vida media muy corta, por lo que al termino de 10 vidas medias, podrán ser tratados como residuos convencionales, encontrándose como residuos los elementos químicos ^{31}P y ^{32}S y trazas de otros elementos químicos.

CAPITULO VII

CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

7.1. CONCLUSIONES

- a) El presente trabajo tiene carácter innovador, debido a que las fuentes o semillas radiactivas saldrán del reactor, para ser entregado al usuario sin ningún proceso adicional; y porque se forma mediante reacciones nucleares de captura neutrónica en lugar de separarlo de los productos de fisión, evitando de esta forma la irradiación de los trabajadores, como ocurre en este último proceso.
- b) El ^{32}P tiene la ventaja que al decaer a su estado estable forma el ^{32}S ; que si se volviera irradiar la fuente sellada en el núcleo del reactor, el ^{32}S formado y el ^{31}P restante de la irradiación anterior, generarán nuevamente el ^{32}P , dando así la posibilidad de ser una fuente reutilizable o recargable, disminuyendo de esta forma los costos de producción. Esto que no es posible con las fuentes radiactivas que se utilizan actualmente en braquiterapia, porque al terminar su primera vida útil tienen que ser desechados.
- c) La radiación beta que emite el ^{32}P , reúne óptimas características para cumplir con el objetivo fundamental de la radioterapia, que es llevar la máxima dosis de radiación posible a las células malignas ocasionándoles el mayor daño local posible, con un mínimo de dosis a los tejidos sanos circundantes (minimiza los efectos secundarios).
- d) Como su tiempo de vida media que es de 14,2 días, lo hace ideal para aplicaciones en braquiterapia especialmente en implantes permanentes, porque en pocas semanas depositara la mayor cantidad de su energía en el tejido en tratamiento y adicionalmente los electrones emitidos tienen una energía máxima de 1,71 MeV y una energía media de 0.694 MeV, logrando un alcance máximo de penetración en tejido de 8 mm y

un alcance promedio de 1,4 a 3 mm que es ideal para tratar células tumorales y enfermedades vasculares.

- e) El elemento químico que se ha utilizado en el trabajo es el ^{31}P , que tiene la característica primordial para la producción de radioisótopos, que es el de poseer un único isótopo natural, es decir que su abundancia es de 100%, y el otro elemento químico que lo acompaña en su forma de compuesto comercial, es otro elemento que al reaccionar con los neutrones, forma un elemento radiactivo de vida media muy corta, que en este caso es el ^{16}O . Debido a estas características, es que se puede concluir que el compuesto seleccionado fue el más adecuado.
- f) El compuesto utilizado mostró una adecuada estabilidad térmica y química, puesto que no presentó alteraciones ni deformaciones ante las temperaturas dentro del reactor (40 °C), a pesar de que entre sus características se manifestaba que era inflamable, peligrosa y extremadamente *delicuescente* o muy higroscópico.
- g) El compuesto químico seleccionado fue el P_2O_5 , que debido a sus características especiales, se hizo necesario diseñar un sistema especial donde se pueda manipular este compuesto, libre de humedad y sellado herméticamente para evitar el contacto directo con el medio ambiente.
- h) El diseño del contenedor metálico, tiene una geometría cilíndrica con dimensiones similares a las fuentes radiactivas que se vienen utilizando actualmente en braquiterapia, para hacer uso de los mismos aplicadores que existen en el mercado. El material seleccionado en esta primera etapa fue el aluminio, debido a que al irradiarse genera elementos radiactivos de vida media muy corta, y no presento daños ni por corrosión ni por hermeticidad, a pesar de haber sido irradiado más de tres meses, sumergido en agua desmineralizada.
- i) La tasa de crecimiento del cáncer es bastante alta, y si no se hace nada se va convertir en un problema social muy grande, por lo que con este proyecto, lo que se haría es extender la vida de los pacientes y por otro lado mejorará su calidad de vida.

- j) Habiendo realizado el análisis económico y financiera del proyecto, y tomando en cuenta los costos de producción y los costos de inversión, se puede concluir que este proyecto es rentable, y que el costo del producto estaría en el rango de los precios internacionales. Otra ventaja adicional sería, que el producto en el país, sería obtenido en el mismo centro de producción, evitando así retrasos en el tiempo de gestión y de importación.

7.2. RECOMENDACIONES

- a) El contenedor final a ser utilizado será de titanio, que es un material compatible con el tejido humano y que al irradiarse, también forma elementos radiactivos de vida media corta, pero es costosa, por lo que en una segunda etapa, cuando el proyecto sea declarado viable, se puedan hacer pruebas previas con este material.
- b) El sellado del titanio, ya no podrá ser a presión, porque es más duro que el aluminio, por lo que es necesario soldar, para lo cual se debe utilizar una soldadura tipo laser bajo gas inerte, para evitar que el calentamiento de la soldadura haga explotar el compuesto químico.
- c) Hacer el estudio, en una segunda etapa, irradiando en el reactor el ^{31}P en un contenedor de titanio, para demostrar que no genera elementos radiactivos que emitan radiación gamma, que es perjudicial para el objetivo trazado en el proyecto.
- d) Para la aplicación en seres vivos, se recomienda realizar pruebas de control biológico.
- e) Finalmente, será necesario desarrollar una dosimetría adecuada para la radiación beta.

CAPITULO VIII

BIBLIOGRAFIA

[1] Dirección General de Instalaciones, "Informe de Seguridad del RP-10, CAP. 1: Introducción y descripción general de la instalación", Instituto Peruano de Energía Nuclear, Perú, 2001.

[2] Dirección General de Instalaciones, "Informe de Seguridad del RP-10, CAP. 4: El Reactor", Instituto Peruano de Energía Nuclear, Perú, 2001.

[3] Gallardo Padilla Alberto, "Calculo neutrónico del núcleo RP-10", Dirección General de Instalaciones, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Perú, 2009

[5] Dirección General de Instalaciones, "Informe de Seguridad del RP-10, CAP. 17: Límites y condiciones operacionales", Instituto Peruano de Energía Nuclear, Perú, 2009.

[6] F. Goded E. & V. Serradell G. "Teoría de reactores y Elementos de Ingeniería Nuclear". TOMO I. Tercera Edición. Publicación Científica de la Junta de Energía Nuclear, 1975.

[7] Ian Cameron, "Nuclear physics and reactor theory", Reference Text, University of New Brunswick, 1977.

[8] John R. Lamarsch, "Introduction of Nuclear Engineering", Addison-Wesley Publishing Company, 1975.

[9] R. Mchael, "Beta Decay", Centro de Protección contra la Radiación y radioecología, Universidad Leibniz de Hannover, www.zsr.uni-hannover.de/folien/betadec.pdf.

[10] Nelson Eby, "Instrumental Neutron Activation Analysis", University of Massachusetts Lowell, http://serc.carleton.edu/research_education/geochemsheets/techniques/INAA.html.

[11] Nicholson KP & Quealy WR, "Fast neutron flux and spectrum measurements in HIFAR", <http://hdl.handle.net/10238/702>

[12] Gerhard Erdtmann, Neutron Activation Tables, Weinheim, New York, Verlag Chemie, Vol 6, 1976.

[13] Francisco Martín Carvajal, La Braquiterapia como Tratamiento de Tumor Localizado, Revista de Radiobiología, Revista electrónica, www-

rayos.medicina.uma.es/rmf/radiobiologia/revista/números/RB3, (2003)66-70.pdf, 2003.

[14] Wikipedia, Braquiterapia, <http://es.wikipedia.org/wiki/braquiterapia>

[15] Armando Alaminos Bouza, Aspectos Físicos de la Braquiterapia Estereotáxica, http://www.micromar.com.br/biblioteca/revision_braq.htm, 1994

[16] Organización Panamericano de la Salud (OPS/OMS Perú), Análisis de la Situación Perú, <http://www.per.ops-oms.org/situacion.html>, 2002.

[17] Martín Giraldo & Eduardo Lanari, Braquiterapia del Espacio Subaracnoideo y Ventrículos Cerebrales con el Radiocoloide Fosfato Crómico ³²P (CROP). Alasbimn Journal, Year 5, Number 21, July 2003,

http://www2.alasbimnjournal.cl/alasbimn/CDA/sec_b/0,1206,SCID%253D4384,00.html.

[18] Mariano Zomeño, Avances Recientes en el Cáncer de Cerviz, http://www.medspain.com/n5_jun99/cervix.htm,

[19] Sergas, Avalia-T, Braquiterapia en el cáncer de próstata localizado, <http://avalia-t.sergas.es/gal/Servicios/docs/AvaliacionTecnologias/INF2001%2004.pdf>, 2001.

[20] Vergote I.B, et all, Intraperitoneal radioactive phosphorus therapy in ovarian carcinoma. Analysis of 313 patients treated primarily or at second-look laparotomy. Cancer Apr. 1, 71(7): 2250-2260, 1993.

[21] Harsimran S. et all, Dose Threshold For Clinical Sccess in Coronary Brachytherapy, Yale University School of Medicine, Thesis, 2004.

[22] Guidant Corporation, Galileo Intravascular Radiotherapy System, <http://www.guidant.com/products/radiotherapy.shtml>, 2001.

[23] NOVOSTE, Beta-Cath 3.5F System, www.novoste.com/healthcare

[24] ASTRO, Astro Coding Guidance 2004: Brachytherapy, www.astro.org/healthcare_economics/radiation_oncology_coding_information

[25] Sergio Mejía Viana, Braquiterapia Intravascular en la Prevención de la Restenosis Secundaria a Angioplastia Coronaria, Revista Uruguaya de Cardiología, 17: 11-18, 2002.

[26] US, EPA, Beta Particle, <http://www.epa.gov/radiation/understand/beta.htm>,

[27] MSAC, Intravascular Brachytherapy, <http://www.msac.gov.au/pdfs/reports/msac1041.pdf>, 2002.

- [28] Jose Blanco Castiñeira, et all, Radiación endovascular y reestenosis, Rev. Esp. Cardiol. 1997; 50: 520-528.
- [29] John E. Sylvester, et all, Modern Prostate Brachytherapy, Oncology Issue, <http://www.accc-cancer.org/publications/journalmay02/brachytherapy.pdf>. 2002.
- [30] Materiales Nucleares M. López R. & F. Pascual M. Tomo I. 1971.
- [31] Cecilio Duarte Alaniz, Diseño y Construcción de un Prototipo para obtención de ^{32}P , Tesis, Instituto Tecnológico de Toluca, 2003.
- [32] Lentech, "Efectos del titanio sobre la salud –Visita" web <http://www.lenntech.es/periodica/elementos/ti.htm>
- [33] NuDat 2.5 <http://www.nndc.bnl.gov/nudat2/chartNuc.jsp>
- [34] Phosphorus-32 Radiation Safety Data, <http://www.uic.edu/depts/envh/RSS/DataSheets/P32.html>
- [35] Azor Camargo Penteado Filho, "IRRADIAÇÕES NO REATOR E CÁLCULOS DE ATIVAÇÃO", Instituto de Energía Atómica, Brasil, 1972
- [36] El Teorema De Taylor, <http://www.mat.uson.mx/eduardo/calculo2/soltaylor/soltaylorHTML/taylor.htm>.
- [37] IAEA-TECDOC-1274/S, "Calibración de fuentes de fotones y rayos beta usadas en braquiterapia", ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, 2004
- [38] Instituto Nacional de Enfermedades Neoclásicas, Estadísticas, Dpto. de Estadísticas, <http://www.inen.sld.pe/>
- [39] I. M. Musé & H. Sancho G. & A. Llombart-Bosh & M. Garcés & C. Sepúlveda, "Prioridades en la Lucha Contra el Cáncer en América Latina". 4th UICC WORLD CONFERENCE FOR CANCER ORGANIZATION, DUBLIN, 2004
- [40] MINSA, "Análisis de la situación de salud del Perú", Dirección General de Epidemiología, 2005.
- [41] Perú Contra el Cáncer, "Plan Nacional para el Fortalecimiento de la Prevención y Control del Cáncer en el Perú", 2006.
- [42] Luis Pinillos Ashton, "Evolución de la Radioterapia en el Perú, del Siglo XX al XXI", 2005
- [43] C. Ferrer, "Sistema Nacional de Inversiones y Perfil de Proyectos", Instituto Peruano de Investigación Jurídico Contable, 2002.

[44] A. Beltrán & H. Cueva, "Evaluación Privada e Proyectos", Universidad del Pacífico, 2000

[45] *Journal of Clinical Oncology*, 2004 ASCO Annual Meeting Proceedings (Post-Meeting Edition). Vol 22, No 14S (July 15 Supplement), 2004: 4717. © 2004 American Society of Clinical Oncology. Cost analysis of high vs. low activity iodine-125 seeds as monotherapy for permanent prostate brachytherapy. D. J. Perry, R. J. Patel, M. Yudelev, S. R. Keole, A. J. Frazier, C. Zuniga and P. Dalmia. Wayne State University/Detroit Medical Center, Detroit, MI.

[46] Caja de herramientas, "Costos", Red de Cajas de Herramientas MYPYME, <http://www.infomipyme.com/Docs/GT/Offline/Empresarios/costos.htm>.

ANEXO 1

FORMULARIO SOBRE ACTIVACIONES [35]

A-1 ACTIVIDAD SATURADA Y ACTIVIDAD SATURADA ESPECÍFICA

a) ACTIVIDAD SATURADA

$$A_{sat} = \frac{1,63 \cdot 10^{-8} \cdot \sigma_{at} \cdot \phi \cdot F \cdot f \cdot m}{M}$$

A_{sat} : Actividad saturada en milicurios, mCi

$$1,63 \cdot 10^{-8} = \frac{10^{-24} \text{ cm}^2 \text{ por barn} \cdot N'' \text{ de Avogadro}}{3,7 \cdot 10^7 \text{ dps por mCi}}$$

- σ_{at} : sección de choque de activación en barn, b
 ϕ : flujo-neutrones por cm^2 y por segundo, $\text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$
 f : fracción de isótopo en elemento natural.
 m : masa de blanco en gramos.
 F : fracción de elemento no compuesto o ligado.
 M : masa atómica de elemento blanco.

b) ACTIVIDAD SATURADA ESPECIFICA

$$A_{sat} \text{ esp} = \frac{1,63 \cdot 10^{-8} \cdot \sigma_{at} \cdot \phi \cdot F \cdot f}{M}$$

$A_{sat} \text{ esp}$: actividad saturada especifica en milicurios por gramo de blanco, m Ci/g

A-2 ACTIVACIONES CONTINUAS.

$$A = A_{sat} \left(1 - e^{-\frac{0,693}{T_{1/2}} t_i} \right)$$

- A : actividad después de tiempo t_i , en mCi
 $T_{1/2}$: vida media de radioisótopo a ser activado

$$T_{1/2} = 0,693 \tau = \frac{0,693}{\lambda}$$

- t_i : tiempo de irradiación

ACTIVIDAD DESPUES UN TIEMPO t_e DE TERMINO DE UNA IRRADIACIÓN

$$A = A_{sat} \left(1 - e^{-\frac{0,693}{T_{1/2}} t_i} \right) e^{-\frac{0,693}{T_{1/2}} t_e}$$

- t_e : tiempo de espera; tiempo recorrido de término de irradiación
Obs.: utilizar para t_i e t_e son mismas unidades para $T_{1/2}$

A-3 ACTIVACIONES DISCONTINUAS IRREGULARES.

Quemado de tiempos de irradiación y de espera (intervalos) fueran diferentes.

$$t_{i1} \neq t_{i2} \neq t_{i3} \neq t_{e1} \neq t_{e2} \neq t_{e3}$$

$$A_1 = A_\infty (1 - e^{-\lambda t_{i1}})$$

$$A_2 = A_\infty [1 - e^{-\lambda t_{i2}} - e^{\lambda(t_{i1} + t_{e1} + t_{i2})} + e^{-\lambda(t_{e1} + t_{i2})}]$$

$$A_3 = A_\infty [1 - e^{-\lambda t_{i3}} + e^{\lambda(t_{i3} + t_{e2})} - e^{-\lambda(t_{i2} + t_{i3} + t_{e2})} - e^{-\lambda(t_{i1} + t_{i2} + t_{i3} + t_{e1} + t_{e2})} - e^{-\lambda(t_{i2} + t_{i3} + t_{e1} + t_{e2})}]$$

$$A_4 = A_\infty [1 - e^{-\lambda t_{i4}} + e^{\lambda(t_{i4} + t_{e3})} - e^{-\lambda(t_{i3} + t_{i4} + t_{e4})} + e^{-\lambda(t_{i4} + t_{i3} + t_{e2} + t_{e3})} - e^{-\lambda(t_{i2} + t_{i3} + t_{i4} + t_{e2} + t_{e3})} + e^{-\lambda(t_{i2} + t_{i3} + t_{i4} + t_{e1} + t_{e2} + t_{e3})} - e^{-\lambda(t_{i1} + t_{i2} + t_{i3} + t_{i4} + t_{e1} + t_{e2} + t_{e3})}]$$

$$A_5 = A_\infty [1 - e^{-\lambda t_{i5}} + e^{\lambda(t_{i5} + t_{e4})} - e^{-\lambda(t_{i4} + t_{i5} + t_{e4})} + e^{-\lambda(t_{i4} + t_{i5} + t_{e3} + t_{e4})} - e^{-\lambda(t_{i3} + t_{i4} + t_{i5} + t_{e3} + t_{e4})} + e^{-\lambda(t_{i3} + t_{i4} + t_{i5} + t_{e2} + t_{e3} + t_{e4})} - e^{-\lambda(t_{i2} + t_{i3} + t_{i4} + t_{i5} + t_{e2} + t_{e3} + t_{e4})} + e^{-\lambda(t_{i2} + t_{i3} + t_{i4} + t_{i5} + t_{e1} + t_{e2} + t_{e3} + t_{e4})} - e^{-\lambda(t_{i1} + t_{i2} + t_{i3} + t_{i4} + t_{i5} + t_{e1} + t_{e2} + t_{e3} + t_{e4})}]$$

A_1, A_2, \dots etc actividades después de 1ª, 2ª, ... etc. irradiaciones.

t_{i1}, t_{i2}, \dots etc. tiempos de 1ª, 2ª, ... etc. Irradiaciones. t_{e1}, t_{e2}, \dots etc. intervalos entre 1ª, 2ª irradiaciones, entre 2ª y 3ª irradiaciones, etc.

Para "n" irradiaciones:

$$A_n = A_\infty \left[\sum_{m=0}^{m=2n-1} f(n) (-1)^m \right]$$

n: N° de irradiaciones.

m: N° de términos = 2n

$$f_0(n) = 1, \quad f_1(n) = e^{-\lambda t_{in}}$$

para $m \geq 2$:

$$f_m(n) = e^{-\lambda} \left[\sum_{p=0}^{\lfloor \frac{m-1}{2} \rfloor} t_{i_{n-p}} + \sum_{p=1}^{\lfloor \frac{m}{2} \rfloor} t_{e_{n-p}} \right]$$

$$\left\lfloor \frac{m-1}{2} \right\rfloor = \text{mayor entero contenido en } \frac{m-1}{2}.$$

$$\text{y } \left\lfloor \frac{m}{2} \right\rfloor = \text{mayor entero contenido en } \frac{m}{2}.$$

A-4 ACTIVACIONES DESCONTINUAS REGULARES

Cuando son varios tiempos de irradiación fueran aproximadamente iguales ó de varios intervalos entre las irradiaciones fueran aproximadamente o menos.

$$t_{i1} _ t_{i2} _ t_{i3} \neq t_{e1} _ t_{e2} _ t_{e3}$$

$$A_n = A_{sat} \cdot \frac{\left(1 - e^{-\frac{0,693}{t_{1/2}} t_i} \right) \left[1 - e^{-\frac{0,693}{T_{1/2}} (t_i + t_e)} \right]}{\left[1 - e^{-\frac{0,693}{T_{1/2}} (t_i + t_e)} \right]}$$

- A_n : actividad después de "n" ciclos.
 t_i : tiempo de irradiación en cada ciclo.
 t_e : intervalo de tiempo de espera en cada ciclo.
 n : número de ciclos (o de irradiaciones).
 $(t_i + t_e)$: tiempo total en un ciclo.

Cuando $T_{1/2} \gg (t_i + t_e)$, puede ser utilizada una fórmula simplificada.

$$A_p = A_{sat} \cdot \frac{t_i}{(t_i + t_e)} \cdot \left(1 - e^{-\frac{0,693}{T_{1/2}} t_p} \right)$$

- A_p : actividades después de un tiempo t_p
 t_p : tiempo de permanencia igual a $n(t_i + t_e)$

Obs. utilizar las mismas unidades usadas para $T_{1/2}$

A-5 PERTURBACION TOTAL DE FLUJO (MÉTODO DE LEWIS)

PERTURBACIÓN TOTAL DE FLUJO (MÉTODO DE LEWIS)

$$P_t = f(\bar{b})$$

$$\bar{b} = \frac{\bar{L}}{\lambda}$$

$$m = 1 - e^{-\bar{b}}$$

$$\bar{L} = \frac{4V}{S}$$

$$\lambda = \frac{1}{\Sigma_{ab}}$$

P_t: perturbación total (despreciando un flujo)

V: volumen de arrastre, en cm³

S: superficie total de arrastre en cm²

Σ_{ab}: sección de choque macroscópico (medio) con unidades de arrastre en cm⁻¹

A-6 ACTIVACIONES EN CIRCUITO CERRADO. AGENTES ENFRIADORES DE REACTORES Y SUBSTANCIAS CIRCULANTES EN "IN PILE LOOPS"

$$N_B = \frac{S}{\lambda_B + \sigma_{ab}^A \phi} \frac{[1 - e^{-(\lambda_B + \sigma_{ab}^B \phi)\alpha t_c}][1 - e^{-(\lambda_B + \sigma_{ab}^B \phi)\alpha T}]}{[1 - e^{-(\lambda_B + \sigma_{ab}^B \phi)\alpha t_c}]}$$

N_s: concentración de B, en núcleos por cm³ de fluido circulante

$$S = N_{A_0} \sigma_{at}^A \phi$$

N_{A₀}: concentración inicial de A, en núcleos por cm³ de fluido circulante

σ_{at}^A: sección de choque de activación en cm²

σ_{ab}^B: sección de choque de absorción de isótopo producido, en cm²

t_c: tiempo de circulación por el circuito completo, en s

T: tiempo total de operación del Reactor, en s.

$$\alpha = \frac{\text{masa de fluido en - nucleo}}{\text{masa de fluido en sistema}}; \text{ si } \rho \text{ (de fluido)} \approx \text{constante,}$$

$$\alpha = \frac{\text{volumen de fluido en - nucleo}}{\text{volumen de fluido en sistema}}$$

Para vida media corta, como un N¹⁴. σ_{ab}^B < 0, 1 λ_B

$$\text{En la salida del núcleo } N_B = \frac{S(1 - e^{-\lambda_B \alpha t_c})}{\lambda_B(1 - e^{-\lambda_B t_c})}$$

En la entrada del núcleo
$$N_B = \frac{S(1 - e^{-\lambda_B \alpha t_c})}{\lambda_B(1 - e^{-\lambda_B t_c})} e^{-\lambda_c(1-\alpha)t_c}$$

Para vida media moderada como

o A^+ y Na^{2+} , $T > 5T_{1/2}$, $\sigma_{ab}^B \phi < 0,1 \lambda_B$, $t_c < 0,2 T_{1/2}^1$

$$N_B = \frac{S}{\lambda_B} \alpha$$

Para vida media larga. $(\lambda_B + C_{ab}^B \phi) t_c < 0,1$

$$N_B = \frac{S\alpha}{\lambda_B + \sigma_{ab}^B \phi} [1 - e^{-(\lambda_B + \sigma_{ab}^B \phi) T}]$$

Cuando $(\lambda_B \ll C_{ab}^B \phi)$, $N_s = S\alpha(1 - e^{-\lambda_B T})$

Cuando $(C_{ab}^B \phi \ll \lambda_B)$, $N_s = \frac{S\alpha}{\sigma_{ab}^B} (1 - e^{-\sigma_{ab}^B \phi T})$

Limite superior: $N_B = S\alpha T$

$$(\lambda_B + \sigma_{ab}^B \phi) < 0,1$$

A-7 QUEMADO DE ISÓTOPO BLANCO

Cuando una sección de choque de activación o más precisamente de absorción, de isótopo blanco fuera alto y/o el flujo de neutrones térmicos elevado.

$$N_B \approx \frac{S}{\lambda_B - \varphi \sigma_{ab}^A} (e^{-\varphi \sigma_{ab}^A t_1} - e^{-\lambda_B t_1})$$

N_B : concentración de isótopo producido en núcleos por cm^3

σ_{ab}^A : sección de choque de absorción de isótopo blanco en cm^2

λ_B : constante de desintegración de isótopo producido, en s^{-1}

QUEMADO DE ISÓTOPO PRODUCIDO

Cuando una sección de choque de absorción de radioisótopo producido B por mucho mas,

(cuando $\sigma_{ab}^B \gg \sigma_{ab}^A$ 1) y cuando un flujo es elevado.

$$N_B \approx \frac{S}{\varphi \sigma_{ab}^B + \lambda_B} (1 - e^{-(\varphi \sigma_{ab}^B + \lambda_B t_1)})$$

σ_{ab}^B : sección de choque de absorción de isótopo producido, en cm^2

t_1 : tiempo de irradiación, en segundos.

COMBINACIÓN DE DOS PROCESOS DE QUEMADO

$$N_B \approx \frac{S}{(\varphi \sigma_{ab}^B + \lambda_B) - \varphi \sigma_{ab}^A} (e^{-\varphi \sigma_{ab}^A t_1} - e^{-(\varphi \sigma_{ab}^B + \lambda_B t_1)})$$

A-8 UNA RELACIÓN ENTRE LAS CONCENTRACIONES OBTENIDAS Y LAS ACTIVIDADES ESPECÍFICAS SERÁ:

$$A_{esp}^{(i)} = N_i \cdot \frac{\lambda_i}{\rho} \cdot 3,7 \cdot 10^7$$

$A_{esp}^{(i)}$: actividad específica, milicuries de isótopo i por gramo de blanco.

N_i : concentración de radioisótopos i, en núcleos por cm^3 de blanco.

λ_i : constante de desintegración de isótopo i, en s^{-1}

ρ : densidad de blanco, en g/cm^3

$3,7 \cdot 10^7$ desintegraciones por segundo por milicurie.

Obs.: nombrar que en S, o concentrado

$$N_{Ab} = \frac{(\text{del blanco}) \cdot N^a \text{ de Avogadro} \cdot F \cdot f}{M(\text{de elemento})}$$

Por tanto no será necesario de conocer una densidad de blanco.

A-9 FORMACION DE PRODUCTO DE SEGUNDO ORDEN

A-10 FORMACIÓN DE ISOTOPOS GENÉTICAMENTE RELACIONADOS.



$$N_B = \frac{S}{\lambda_B} (1 - e^{-\lambda_B t_i})$$

$$N_C = \frac{S}{\lambda_C - \lambda_B} \left[(1 - e^{-\lambda_B t_i}) - \frac{\lambda_B}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C t_i}) \right]$$

$$N_D = S \lambda_B \lambda_C \left[\frac{(1 - e^{-\lambda_B t_i})}{\lambda_B (\lambda_C - \lambda_B) (\lambda_D - \lambda_B)} - \frac{(1 - e^{-\lambda_C t_i})}{\lambda_C (\lambda_B - \lambda_C) (\lambda_D - \lambda_C)} + \frac{(1 - e^{-\lambda_D t_i})}{\lambda_D (\lambda_B - \lambda_D) (\lambda_C - \lambda_D)} \right]$$

donde:

S: término de formación de B

S: $\phi \sigma_{at} N_{A0}$ para reacciones (n, γ), (n,p), etc ... e

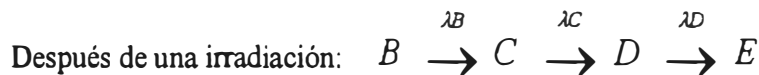
S: $F_R F_Y$ para reacciones (n,f)

N_{A0} : concentración de A cuando $t_i=0$, en núcleos por cm^3

$N_B, N_C, \text{ y } N_D$: concentraciones de B, C y D en núcleos por cm^3

F_R : número de fisiones por segundo y por cm^3

F_Y : fracción de F_R que conduce una formación de B



$$N_B^* = N_B e^{-\lambda_B t_e}$$

$$N_C^* = N_C e^{-\lambda_C t_e} + N_B \lambda_B \left(\frac{e^{-\lambda_B t_e}}{\lambda_C - \lambda_B} + \frac{e^{-\lambda_C t_e}}{\lambda_B - \lambda_C} \right)$$

$$N_D^* = N_D e^{-\lambda_D t_e} + N_C \lambda_C \left(\frac{e^{-\lambda_C t_e}}{\lambda_D - \lambda_C} + \frac{e^{-\lambda_D t_e}}{\lambda_C - \lambda_D} \right) +$$

$$+ \lambda_B \lambda_C N_B \left[\frac{(e^{-\lambda_B t_e})}{(\lambda_C - \lambda_B)(\lambda_D - \lambda_B)} + \frac{(e^{-\lambda_C t_e})}{(\lambda_B - \lambda_C)(\lambda_D - \lambda_C)} + \frac{(e^{-\lambda_D t_e})}{(\lambda_B - \lambda_D)(\lambda_C - \lambda_D)} \right]$$

N_B^* , N_C^* y N_D^* : concentraciones de B, C y D después del tiempo "t_e" del término de irradiación, en núcleos por cm³

Un proceso combinado para una concentración de segundo miembro (C) de serie radioactiva será:

$$N_C = S \frac{\lambda_B \lambda_C}{\lambda_C (\lambda_C - \lambda_B)} \left[\frac{(1 - e^{-\lambda_B t_e})}{\lambda_B} e^{-\lambda_B t_e} - \frac{(1 - e^{-\lambda_C t_e})}{\lambda_C} e^{-\lambda_C t_e} \right]$$

ANEXO 2

TEOREMA DE TAYLOR

El Teorema de Taylor, define que bajo ciertas condiciones, una función puede expresarse como un polinomio de Taylor más un cierto error, es decir:

$$f(x) = P_n(x) + E_n$$

TEOREMA DE TAYLOR. Sea f continua en $[a, b]$ y con derivadas hasta de orden n continuas también en este intervalo cerrado; supóngase que $f^{(n+1)}(x)$ existe en (a, b) , entonces para x y $x_0 \in (a, b)$ se tiene:

$$f(x) = f(x_0) + f'(x_0)(x - x_0) + \frac{f^{(2)}(x_0)}{2!}(x - x_0)^2 + \dots + \frac{f^{(n)}(x_0)}{n!}(x - x_0)^n + E_n$$

donde $E_n = \frac{f^{(n+1)}(c)}{(n+1)!}(x - x_0)^{n+1}$ y c es un punto que se encuentra entre x y x_0 .

Observación: El Teorema del valor medio es un caso particular del Teorema de Taylor, ya que para $n = 0$ en éste último, tenemos:

$$f(x) = f(x_0) + E_0 \text{ con } E_0 = \frac{f^{(1)}(c)}{1!}(x - x_0)^1 \text{ para } c \text{ entre } x \text{ y } x_0, \text{ es decir,}$$

$f(x) = f(x_0) + f'(c)(x - x_0)$ con c entre x y x_0 , o bien la conocida expresión para el Teorema del Valor Medio:

$$\frac{f(x) - f(x_0)}{x - x_0} = f'(c)$$

Observación: En general si la $(n+1)$ derivada de f está acotada por una constante M en el intervalo (a, b) que se menciona en el Teorema de Taylor, es decir, si

$$|f^{(n+1)}(x)| \leq M \text{ para } x \text{ en el intervalo } (a, b)$$

entonces

$$|E_n| = \left| \frac{f^{(n+1)}(c)}{(n+1)!}(x - x_0)^{n+1} \right| = \left| f^{(n+1)}(c) \right| \left| \frac{(x - x_0)^{n+1}}{(n+1)!} \right| \leq M \left| \frac{(x - x_0)^{n+1}}{(n+1)!} \right|$$

Así pues, si al aproximar por un polinomio de grado n , la siguiente derivada está acotada por $M > 0$, entonces podemos estimar de la siguiente manera el error.

$$|E_n| \leq M \left| \frac{(x - x_0)^{n+1}}{(n+1)!} \right|$$

¿De que grado hay que tomar el polinomio de Taylor para encontrar una aproximación al número "e" de Euler con un error que no exceda de una millonésima?

Solución. Nótese que tomaremos $f(x) = e^x$ con $x_0 = 0$ y $x = 1$, y aunque 1 esté "alejado" del 0, como las derivadas están acotadas, podemos encontrar la aproximación con el grado de precisión que se desee con tal de tomar un polinomio de Taylor de grado "suficientemente grande".

Veamos pues de que grado tendremos que tomar el polinomio.

El error que se comete al utilizar un polinomio de Taylor de grado n es:

$$E_n = \frac{f^{(n+1)}(c)}{(n+1)!} (1)^{(n+1)}$$

De nuevo la $(n+1)$ -ésima derivada está acotada por 3, obteniendo:

$$|E_n| \leq 3 \left| \frac{1}{(n+1)!} \right| = \frac{3}{(n+1)!}$$

Para $n = 5$, $|E_5| \leq \frac{3}{6!} = 0.0039$, es decir el error no excede de 3 milésimas.

Para $n = 8$, $|E_8| \leq \frac{3}{9!} = 0.000008$, es decir el error no excede de 8 millonésimas.

Para $n = 9$, $|E_9| \leq \frac{3}{(10)!} = 0.0000008$, es decir el error no excede de 8 diezmillonésimas.

Por lo tanto debe tomarse un polinomio de grado 9.

La fórmula de Taylor para $f(x) = e^x$ en $x_0 = 0$ para $n = 9$ es:

$$e^x = 1 + x + \frac{x^2}{2!} + \frac{x^3}{3!} + \frac{x^4}{4!} + \frac{x^5}{5!} + \frac{x^6}{6!} + \frac{x^7}{7!} + \frac{x^8}{8!} + \frac{x^9}{9!} + E_9 = \sum_{n=0}^9 \frac{x^n}{n!} + E_9$$

Expresado en notación sumatoria:

$$e^x = \sum_{n=0}^9 \frac{x^n}{n!} + E_9$$

y evaluando en $x = 1$, obtenemos:

$$e^1 \cong \sum_{n=0}^9 \frac{1}{n!} = 2.718281526$$

ANEXO 3

CANCER EN LATINOAMERICA

La incidencia y mortalidad del cáncer en algunos países de Latinoamérica para el año 2001, se muestra en las siguientes tablas, que han sido ajustadas a la población mundial.

MUERTES POR PAISES

TIPO DE CANCER	ARGENTINA	BRASIL	CHILE	COSTA RICA	CUBA	MEXICO	PERU	PUERTO RICO	URUGUAY
Colorecto	24.4	13.6	14.1	7.3	23.8	-	10.7	16.4	34.5
Cérvix	7.6	11.6	10.6	12.1	10.6	17.1	15.8	4.3	7.6
Endomet.	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Esófago	-	8.8	7.0	-	-	-	-	8.9	-
Laringe	-	-	-	-	5.8	-	-	-	-
Mama	21.6	15.0	12.7	11.7	15.6	12.2	9.5	13.6	26.3
Ovario	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Próstata	17.7	17.0	19.9	16.0	21.1	16.6	14.2	17.5	23.5
TOTAL	71.3	66.0	64.3	47.1	76.9	45.9	50.2	50.7	91.9

Tabla A3-1: Mortalidad por tipo de cáncer y por países

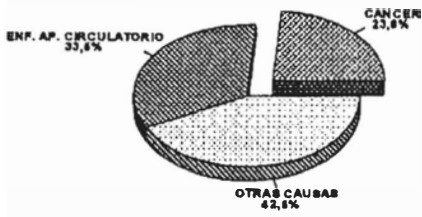
INCIDENCIA DE CANCER POR PAISES

TIPO DE CANCER	ARGENTINA	BRASIL	CHILE	COSTA RICA	CUBA	MEXICO	PERU	PUERTO RICO	URUGUAY
Colorecto	46.8	27.3	28	21.6	32.6	9.3	20.8	42.6	66.7
Cérvix	14.2	31.3	29.2	25	23.8	40.5	39.9	10.3	13.8
Endomet.	28.8	12.9	-	-	7.0	16.2	-	8.9	29.9
Esófago	-	10.8	15.3	-	-	-	-	9.3	-
Laringe	-	-	-	-	10.5	-	-	-	-
Mama	62.7	46.3	38	28.3	34.3	38.4	30.3	46.3	80.0
Ovario	12.7	-	-	-	-	-	-	-	-
Próstata.	29.4	28.7	31.7	27.5	31.3	27.6	23.7	57.2	38.7
TOTAL	194.6	157.3	142.2	102.4	139.5	132.0	114.7	174.6	229.1

Tabla A3-2: Incidencia por tipo de cáncer y por países

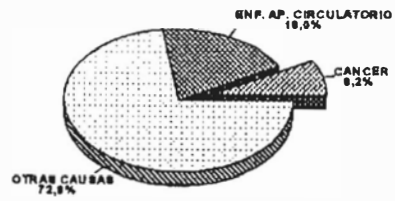
DISTRIBUCIÓN DE LAS PRINCIPALES CAUSAS DE MUERTE EN ALGUNOS PAISES DE LATINOAMERICA

URUGUAY - 2001



FUENTE: DIVISION ESTADISTICA - M S.P.

HONDURAS - 1990



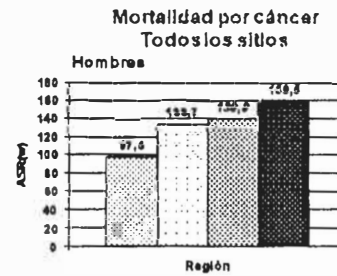
FUENTE: ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD

**CANCER EN LATINOAMERICA
DISTRIBUCION EN CUATRO REGIONES GEOGRAFICAS (*)
TODOS LOS SITIOS**



(*) Pisoni, P., Perlini, D.M., Bray, F. and Parley J. Int. J. Cancer 88, 18-29 (1991).

MORTALIDAD - HOMBRES

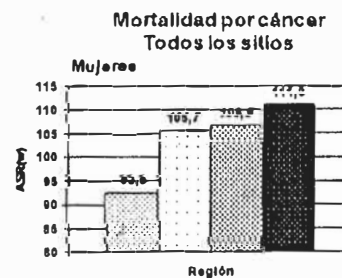


**CANCER EN LATINOAMERICA
DISTRIBUCION EN CUATRO REGIONES GEOGRAFICAS (*)
TODOS LOS SITIOS**



(*) Pisoni, P., Perlini, D.M., Bray, F. and Parley J. Int. J. Cancer 82, 18-29 (1988).

MORTALIDAD - MUJERES



**FRECUENCIA DE LAS LOCALIZACIONES ONCOLOGICAS
TASAS AJUSTADAS A LA POBLACION MUNDIAL**

URUGUAY

SUP. GEOGRAFICA: 176.215 Km²



HOMBRES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Pulmón	59,3	Pulmón	52,8
Próstata	38,7	Próstata	23,5
Colorecto	35,4	Colorecto	18,5
Vejiga	22,3	Estómago	14,6
Estómago	18,3	Esófago	9,9
Todos excepto piel	315,8	Todos excepto piel	203,3

ARGENTINA

SUP. GEOGRAFICA: 3.761.274 Km²

HOMBRES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Pulmón	40,8	Pulmón	36,2
Próstata	29,4	Próstata	17,7
Colorecto	27,9	Colorecto	14,5
Vejiga	14,6	Estómago	10,2
Estómago	12,8	Páncreas	8,0
Todos excepto piel	234,7	Todos excepto piel	152,1

Fuente: URUGUAY
Programa Vigilancia Epidemiológica
COMISION HONORARIA DE LUCHA CONTRA EL CANCER

Fuente: ARGENTINA
J. Ferlay, F. Bray, P. Pisani and D.M. Parkin
GLOBOCAN 2000: Cancer Incidence, Mortality and Prevalence Worldwide,
Version 1.0
IARC CancerBase N°5. Lyon, IARC Press, 2001.

**FRECUENCIA DE LAS LOCALIZACIONES ONCOLOGICAS
TASAS AJUSTADAS A LA POBLACION MUNDIAL**

URUGUAY

SUP. GEOGRAFICA: 176.215 Km²



MUJERES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Mama	80,0	Mama	26,3
Colorecto	30,7	Colorecto	16,0
Endometrio	28,9	Cervix	7,6
Ovario	15,2	Estómago	6,5
Cervix	13,8	Páncreas	6,1
		Pulmón	6,1
Todos excepto piel	261,6	Todos excepto piel	121,1

ARGENTINA

SUP. GEOGRAFICA: 3.761.274 Km²

MUJERES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Mama	64,7	Mama	21,6
Endometrio	28,8	Colorecto	9,9
Colorecto	18,9	Cervix	7,6
Cervix	14,2	Pulmón	7,4
Ovario	12,7	Páncreas	5,8
Todos excepto piel	216,6	Todos excepto piel	99,9

Fuente: URUGUAY
Programa Vigilancia Epidemiológica
COMISION HONORARIA DE LUCHA CONTRA EL CANCER

Fuente: ARGENTINA
J. Ferlay, F. Bray, P. Pisani and D.M. Parkin
GLOBOCAN 2000: Cancer Incidence, Mortality and Prevalence Worldwide,
Version 1.0
IARC CancerBase N°5. Lyon, IARC Press, 2001.

FRECUENCIA DE LAS LOCALIZACIONES ONCOLOGICAS TASAS AJUSTADAS A LA POBLACION MUNDIAL

PERU

SUP. GEOGRAFICA: 1.285.216 Km²

HOMBRES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Estómago	27,9	Estómago	22,3
Próstata	23,7	Próstata	14,2
Pulmón	12,0	Pulmón	10,8
Colorecto	11,5	Colorecto	6,9
Linf. No Hodgkin	9,2	Hígado	4,9
Todos excepto piel	147,7	Todos excepto piel	96,2

CHILE

SUP. GEOGRAFICA: 756.626 Km²

HOMBRES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Estómago	38,7	Estómago	30,1
Próstata	31,7	Pulmón	20,3
Pulmón	23,0	Próstata	19,9
Colorecto	13,8	Esófago	7,0
Riñón	9,7	Colorecto	7,0
Todos excepto piel	212,3	Todos excepto piel	141,2

J. Ferlay, F. Bray, P. Pisani and D.M. Parkin
GLOBOCAN 2000: Cancer Incidence, Mortality and Prevalence Worldwide,
Version 1.0
IARC CancerBase N°5. Lyon, IARC Press, 2001.

FRECUENCIA DE LAS LOCALIZACIONES ONCOLOGICAS TASAS AJUSTADAS A LA POBLACION MUNDIAL

PERU

SUP. GEOGRAFICA: 1.285.216 Km²

MUJERES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Cervix	39,9	Cervix	15,8
Mama	30,3	Estómago	15,7
Estómago	19,9	Mama	9,5
Colorecto	9,3	Hígado	5,5
Linf. No Hodgkin	7,5	Colorecto	4,8
Todos excepto piel	181,5	Todos excepto piel	90,3

CHILE

SUP. GEOGRAFICA: 756.626 Km²

MUJERES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Mama	38,0	Mama	12,7
Cervix	29,2	Estómago	12,7
Esófago	15,3	Cervix	10,6
Colorecto	14,2	Colorecto	7,1
Pulmón	8,1	Pulmón	7,0
Todos excepto piel	200,1	Todos excepto piel	108,7

J. Ferlay, F. Bray, P. Pisani and D.M. Parkin
GLOBOCAN 2000: Cancer Incidence, Mortality and Prevalence Worldwide,
Version 1.0
IARC CancerBase N°5. Lyon, IARC Press, 2001.

**FRECUENCIA DE LAS LOCALIZACIONES ONCOLOGICAS
TASAS AJUSTADAS A LA POBLACION MUNDIAL**

PERU

SUP. GEOGRAFICA: 1.285.216 Km²



HOMBRES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Estómago	27,9	Estómago	22,3
Próstata	23,7	Próstata	14,2
Pulmón	12,0	Pulmón	10,8
Colorecto	11,5	Colorecto	5,9
No Hodgkin	9,2	Hígado	4,9
Todos excepto piel	147,7	Todos excepto piel	96,2

BRASIL

SUP. GEOGRAFICA: 8.512.000 Km²

HOMBRES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Próstata	28,7	Pulmón	22,4
Pulmón	25,0	Estómago	17,1
Estómago	21,6	Próstata	17,0
Colorecto	13,5	Esófago	8,8
Esófago	10,8	Colorecto	6,8
Todos excepto piel	205,2	Todos excepto piel	133,3

J. Ferlay, F. Bray, P. Pisani and D.M. Parkin
GLOBOCAN 2000: Cancer Incidence, Mortality and Prevalence Worldwide,
Version 1.0
IARC CancerBase N°5. Lyon, IARC Press, 2001.

**FRECUENCIA DE LAS LOCALIZACIONES ONCOLOGICAS
TASAS AJUSTADAS A LA POBLACION MUNDIAL**

PERU

SUP. GEOGRAFICA: 1.285.216 Km²



MUJERES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Cervix	39,9	Cervix	15,8
Mama	30,3	Estómago	15,7
Estómago	19,9	Mama	9,5
Colorecto	9,3	Hígado	5,5
No Hodgkin	7,5	Colorecto	4,8
Todos excepto piel	181,5	Todos excepto piel	90,3

BRASIL

SUP. GEOGRAFICA: 8.512.000 Km²

MUJERES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Mama	46,3	Mama	15,0
Cervix	31,3	Cervix	11,6
Colorecto	13,8	Pulmón	7,9
Endometrio	12,9	Estómago	7,7
Estómago	9,7	Colorecto	6,9
Todos excepto piel	198,2	Todos excepto piel	99,0

J. Ferlay, F. Bray, P. Pisani and D.M. Parkin
GLOBOCAN 2000: Cancer Incidence, Mortality and Prevalence Worldwide,
Version 1.0
IARC CancerBase N°5. Lyon, IARC Press, 2001.

FRECUENCIA DE LAS LOCALIZACIONES ONCOLOGICAS MEXICO
TASAS AJUSTADAS A LA POBLACION MUNDIAL



SUP. GEOGRAFICA: 1.972.547 Km²

HOMBRES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Próstata	27,6	Pulmón	22,1
Pulmón	24,5	Próstata	16,6
Estómago	16,5	Estómago	13,2
Colorecto	9,3	Páncreas	7,2
Páncreas	6,1	Leucemia	4,9
Leucemia	6,1		
Todos excepto piel	180,2	Todos excepto piel	112,5

COSTA RICA

SUP. GEOGRAFICA: 51.100 Km²

HOMBRES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Estómago	51,8	Estómago	45,4
Próstata	27,5	Próstata	16,0
Pulmón	15,5	Pulmón	15,1
Colorecto	10,8	Hígado	8,1
Leucemia	7,8	Páncreas	6,6
Todos excepto piel	191,5	Todos excepto piel	141,7

J. Ferlay, F. Bray, P. Pisani and D.M. Parkin
 GLOBOCAN 2000: Cancer Incidence, Mortality and Prevalence Worldwide,
 Version 1.0
 IARC CancerBase N° 5, Lyon, IARC Press, 2001.

FRECUENCIA DE LAS LOCALIZACIONES ONCOLOGICAS MEXICO
TASAS AJUSTADAS A LA POBLACION MUNDIAL



SUP. GEOGRAFICA: 1.972.547 Km²

MUJERES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Cervix	40,5	Cervix	17,1
Mama	38,4	Mama	12,2
Endometrio	16,2	Estómago	9,8
Estómago	12,3	Pulmón	8,2
Pulmón	9,1	Páncreas	5,8
Todos excepto piel	217,1	Todos excepto piel	106,3

COSTA RICA

SUP. GEOGRAFICA: 51.100 Km²

MUJERES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Mama	28,3	Estómago	19,7
Cervix	25,0	Cervix	12,1
Estómago	23,6	Mama	11,7
Colorecto	10,8	Colorecto	7,3
Leucemia	6,3	Pulmón	5,6
Todos excepto piel	165,6	Todos excepto piel	100,2

J. Ferlay, F. Bray, P. Pisani and D.M. Parkin
 GLOBOCAN 2000: Cancer Incidence, Mortality and Prevalence Worldwide,
 Version 1.0
 IARC CancerBase N° 5, Lyon, IARC Press, 2001.

FRECUENCIA DE LAS LOCALIZACIONES ONCOLOGICAS TASAS AJUSTADAS A LA POBLACION MUNDIAL

CUBA

SUP. GEOGRAFICA: 114.524 Km²

HOMBRES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Pulmón	47,2	Pulmón	42,8
Próstata	31,3	Próstata	22,1
Colorecto	15,1	Colorecto	11,4
Laringe	10,5	Estómago	8,4
Vejiga	10,4	Laringe	5,8
Todos excepto piel	191,5	Todos excepto piel	141,0

PUERTO RICO

SUP. GEOGRAFICA: 8.897 Km²

HOMBRES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Próstata	57,2	Pulmón	18,6
Colorecto	23,7	Próstata	17,5
Pulmón	19,5	Estómago	10,8
Estómago	14,6	Colorecto	9,4
Esófago	9,3	Esófago	8,9
Todos excepto piel	218,7	Todos excepto piel	119,1

J. Ferlay, F. Bray, P. Pisani and D.M. Parkin
GLOBOCAN 2000: Cancer Incidence, Mortality and Prevalence Worldwide,
Version 1.0
IARC CancerBase N° 5. Lyon, IARC Press, 2001.

FRECUENCIA DE LAS LOCALIZACIONES ONCOLOGICAS TASAS AJUSTADAS A LA POBLACION MUNDIAL

CUBA

SUP. GEOGRAFICA: 114.524 Km²

MUJERES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Mama	34,3	Mama	15,6
Cervix	23,8	Pulmón	15,6
Pulmón	17,7	Colorecto	12,4
Colorecto	17,5	Cervix	10,6
Endometrio	7,0	Estómago	4,3
Todos excepto piel	172,6	Todos excepto piel	104,0

PUERTO RICO

SUP. GEOGRAFICA: 8.897 Km²

MUJERES			
INCIDENCIA		MORTALIDAD	
Mama	46,3	Mama	13,6
Colorecto	18,9	Colorecto	7,0
Cervix	10,3	Pulmón	6,8
Endometrio	8,9	Estómago	4,6
Estómago	6,6	Cervix	4,3
Todos excepto piel	156,5	Todos excepto piel	72,2

J. Ferlay, F. Bray, P. Pisani and D.M. Parkin
GLOBOCAN 2000: Cancer Incidence, Mortality and Prevalence Worldwide,
Version 1.0
IARC CancerBase N° 5. Lyon, IARC Press, 2001.

ANEXO 4

REGLAMENTO DE LA LEY DEL IMPUESTO A LA RENTA

DECRETO SUPREMO N° 122-94-EF

DEPRECIACION

Artículo 22°.- DEPRECIACION

Para el cálculo de la depreciación se aplicará las siguientes disposiciones:

- a) De conformidad con el Artículo 39° de la Ley, los edificios y construcciones sólo serán depreciados mediante el método de línea recta, a razón de 3% anual.
- b) Los demás bienes afectados a la producción de rentas gravadas de la tercera categoría, se depreciarán aplicando el porcentaje que resulte de la siguiente tabla:

BIENES	DEPRECIACION ANUAL (%)
	HASTA UN MAXIMO DE:
1. Ganado de trabajo y reproducción; redes de pesca.	25
2. Vehículos de transporte terrestre (excepto ferrocarriles); hornos en general.	20
3. Maquinaria y equipo utilizados por las actividades minera, petrolera y de construcción; excepto muebles, enseres y equipos de oficina.	20
4. Equipos de procesamiento de datos.	25
5. Maquinaria y equipo adquirido a partir del 01.01.91.	10
6. Otros bienes del activo fijo	10

La depreciación aceptada tributariamente será aquélla que se encuentre contabilizada dentro del ejercicio gravable en los libros y registros contables, siempre que no exceda el porcentaje máximo establecido en

la presente tabla para cada unidad del activo fijo, sin tener en cuenta el método de depreciación aplicado por el contribuyente.

En ningún caso se admitirá la rectificación de las depreciaciones contabilizadas en un ejercicio gravable, una vez cerrado éste, sin perjuicio de la facultad del contribuyente de modificar el porcentaje de depreciación aplicable a ejercicios gravables futuros.

Tratándose de maquinaria y equipo, incluyendo los cedidos en arrendamiento, procederá la aplicación del porcentaje previsto en el numeral 3 de la tabla contenida en el primer párrafo cuando la maquinaria y equipo haya sido utilizada durante ese ejercicio exclusivamente para las actividades minera, petrolera y de construcción. **(Último párrafo del inciso b) del artículo 22°, incorporado por el Artículo 12° del Decreto Supremo N° 219-2007-EF, publicado el 31.12.2007 y vigente a partir del 01.01.2008)**

c) Las depreciaciones que resulten por aplicación de lo dispuesto en los incisos anteriores se computarán a partir del mes en que los bienes sean utilizados en la generación de rentas gravadas.

d) La SUNAT podrá autorizar porcentajes de depreciación mayores a los que resulten por aplicación de lo dispuesto en el inciso b), a solicitud del interesado y siempre que éste demuestre fehacientemente que en virtud de la naturaleza y características de la explotación o del uso dado al bien, la vida útil real del mismo es distinta a la asignada por el inciso b) del presente artículo.

La solicitud para la autorización de cambio de porcentaje máximo de depreciación anual debe estar sustentada mediante informe técnico que, a juicio de la SUNAT, sea suficiente para estimar la vida útil de los bienes materia de la depreciación, así como la capacidad productiva de los mismos. Dicho informe técnico deberá estar dictaminado por profesional competente y colegiado o por el organismo técnico competente. Sin perjuicio de lo anteriormente señalado, la SUNAT queda facultada a requerir la opinión del organismo técnico competente o cualquier información adicional que considere pertinente para evaluar la procedencia o improcedencia de la citada solicitud.

El cambio de porcentaje regirá a partir del ejercicio gravable siguiente a aquél en que fuera presentada la solicitud, siempre que la SUNAT haya autorizado dicho cambio. Dicha entidad deberá emitir su pronunciamiento en el plazo máximo de 90 días contados a partir de la fecha de recepción de la solicitud.

Tratándose de ganado reproductor que requiera tasas mayores de depreciación, la solicitud a que se refiere el párrafo precedente al anterior podrá ser presentada por las entidades representativas de las actividades económicas correspondientes, en cuyo caso la aprobación

de la nueva tasa será aplicable a todos los contribuyentes a quienes represente la entidad que presentó la solicitud.

Debe entenderse por sistema de depreciación acelerada a aquél que origine una aceleración en la recuperación del capital invertido, sea a través de cargo por depreciaciones mayores para los primeros años de utilización de los bienes, sea acortando la vida útil a considerar para establecer el porcentaje de depreciación o por el aumento de éste último, sin que ello se origine en las causas señaladas en el primer párrafo de este inciso.

(Inciso d) sustituido por el Artículo 12° del Decreto Supremo N° 194-99-EF, publicado el 31 de diciembre de 1999).

e) La empresa que, de manera temporal, suspenda totalmente su actividad productiva podrá dejar de computar la depreciación de sus bienes del activo fijo por el período en que persista la suspensión temporal total de actividades. A tal efecto, la suspensión del cómputo de la depreciación operará desde la comunicación a la SUNAT.

Se entiende como suspensión temporal total de actividades el período de hasta doce (12) meses calendario consecutivos en el cual el contribuyente no realiza ningún acto que implique la generación de rentas, sean éstas gravadas o no, ni la adquisición de bienes y/o servicios deducibles para efectos del Impuesto. Si el plazo es mayor al señalado deberá solicitar su baja de inscripción del Registro Único del Contribuyente.

(Inciso sustituido por el Artículo 13° del Decreto Supremo N° 017-2003-EF, publicado el 13 de febrero de 2003).

f) Los deudores tributarios deberán llevar un control permanente de los bienes del activo fijo en el Registro de Activos Fijos. La SUNAT mediante Resolución de Superintendencia determinará los requisitos, características, contenido, forma y condiciones en que deberá llevarse el citado Registro.

(Inciso modificado por el Artículo 14° del Decreto Supremo N° 134-2004-EF, publicado el 05.10.2004 y vigente a partir del 06.10.2004)

g) En los casos de bienes del activo fijo cuya adquisición, construcción o producción se efectúe por etapas, la depreciación de la parte de los bienes del activo que corresponde a cada etapa, se debe computar desde el mes siguiente al que se afecta a la producción de rentas gravadas.

h) Las mejoras introducidas por el arrendatario en un bien alquilado, en la parte que el propietario no se encuentre obligado a reembolsar, serán depreciadas por el arrendatario con el porcentaje correspondiente a los

bienes que constituyen las mejoras, de acuerdo con el inciso a) y con la Tabla a que se refiere el inciso b) del presente artículo.

Si al devolver el bien por terminación del contrato aún existiera un saldo por depreciar, el íntegro de dicho saldo se deducirá en el ejercicio en que ocurra la devolución.

i) A efecto de lo dispuesto por el Artículo 43° de la Ley, en caso que alguno de los bienes depreciables quedara fuera de uso u obsoleto, el contribuyente podrá optar por:

1. Seguir depreciándolo anualmente hasta la total extinción de su valor aplicando los porcentajes de depreciación previstos en la Tabla a que se refiere el inciso b) de este artículo; o

2. Dar de baja al bien por el valor aún no depreciado a la fecha en que el contribuyente lo retire de su activo fijo. La SUNAT dictará las normas para el registro y control contable de los bienes dados de baja.

El desuso o la obsolescencia deberán estar debidamente acreditados y sustentados por informe técnico dictaminado por profesional competente y colegiado.

En ningún caso la SUNAT aprobará la aplicación de tasas de depreciación mayores en razón de desuso u obsolescencia.