



FACULTAD DE INGENIERÍA Y ARQUITECTURA
ESCUELA PROFESIONAL DE INGENIERÍA INDUSTRIAL

**ELABORACIÓN DEL CAPÍTULO 7: SEGURIDAD RADIOLÓGICA
Y NUCLEAR PARA EL USO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES
DE U_3Si_2 PARA EL REACTOR NUCLEAR PERUANO RP-10**

PRESENTADA POR
JOSÉ LUIS CASTRO PALOMINO

**INFORME POR EXPERIENCIA
PARA OPTAR EL TÍTULO PROFESIONAL DE INGENIERO INDUSTRIAL**

LIMA – PERÚ

2015



**Reconocimiento - No comercial - Compartir igual
CC BY-NC-SA**

El autor permite transformar (traducir, adaptar o compilar) a partir de esta obra con fines no comerciales, siempre y cuando se reconozca la autoría y las nuevas creaciones estén bajo una licencia con los mismos términos.

<http://creativecommons.org/licenses/by-nc-sa/4.0/>



USMP
UNIVERSIDAD DE
SAN MARTÍN DE PORRES

**FACULTAD DE
INGENIERÍA Y ARQUITECTURA**

ESCUELA PROFESIONAL DE INGENIERÍA INDUSTRIAL

**ELABORACIÓN DEL CAPÍTULO 7: SEGURIDAD
RADIOLÓGICA Y NUCLEAR PARA EL USO DE ELEMENTOS
COMBUSTIBLES DE U_3Si_2 PARA EL REACTOR NUCLEAR
PERUANO RP-10**

INFORME DE EXPERIENCIA PROFESIONAL

PARA OPTAR EL TÍTULO PROFESIONAL DE INGENIERO INDUSTRIAL

PRESENTADO POR

CASTRO PALOMINO, JOSÉ LUIS

LIMA – PERÚ

2015



Dedicatoria

A mi padre por ser el pilar de mi motivación, a mi madre por apoyarme con su amor de toda la vida. A mi compañera y esposa Mercedes, por estar siempre a mi lado alentándome en este trabajo. A mi hijo Chrystian, que es la inspiración de mi existencia, a mi sobrina Nicole, porque siempre me inspira a seguir adelante, a mi hermana Mónica por sus consejos de superación y a Dios por permitirme llegar hasta este momento.



Agradecimiento

Expreso mi agradecimiento a un maestro y amigo Luis Celi de la USMP, por sus enseñanzas que inspiraron en mí el deseo de superación y al cual tengo especial consideración.

A Alberto Gallardo de IPEN por sus recomendaciones para la elaboración del capítulo 7. A German Cáceres, Alvaro Aguirre, Rolando Arrieta, Ruben Bruna, Braulio Ticona, por colaborar conmigo en la preparación de los informes previos a la elaboración del capítulo 7.

ÍNDICE

	Página
RESUMEN	ix
ABSTRACT	x
INTRODUCCIÓN	xi
CAPÍTULO I: TRAYECTORIA PROFESIONAL	13
CAPÍTULO II: CONTEXTO EN EL QUE SE DESARROLLÓ LA EXPERIENCIA	15
2.1. Misión	16
2.2. Visión	16
2.3. Organigrama	16
2.4 Organización de la Dirección de Producción	17
2.5 Proyecto	19
CAPÍTULO III: ACTIVIDADES DESARROLLADAS	38
Capítulo 7 Seguridad Radiológica y Nuclear	38
CAPÍTULO IV: REFLEXION CRÍTICA DE LA EXPERIENCIA	74
CONCLUSIONES	76
RECOMENDACIONES	78
FUENTES DE INFORMACIÓN	79
ANEXOS	82

Lista de figuras

	Pagina
Figura 1 Organigrama del IPEN	17
Figura 2 Organigrama de la Dirección de Producción	18
Figura 3 Esquema de áreas comprometidas con la producción de radioisótopos	20
Figura 4 Diagrama de causa- efecto para la baja en la producción de radioisótopos	22
Figura 5 Diagrama de causa- efecto del RP-1 en la producción de radioisótopos	23
Figura 6 Diagrama del Árbol del Problema	25
Figura 7 Diagrama del Árbol Objetivo	26
Figura 8 Diagrama del Árbol del marco Lógico	27
Figura 9 Diagrama de seguimiento de estudio de seguridad para U3Si2	30
Figura 10 Diagrama de los puntos a considerar en el capítulo 7 Seguridad Radiológica y Nuclear	33
Figura 11 Organización para elaboración de Informes técnicos del capítulo 7	34

Lista de tablas

		Pagina
Tabla 1	Marco Lógico para uso de nuevos elemento combustibles de U3Si2	21
Tabla 2	Relación de ítems del capítulo 7 con códigos de cálculo empleados	37



Lista de anexos

		Página
Anexo 1	Organigrama Institucional del IPEN	83
Anexo 2	Organigrama de la Dirección de Producción	84
Anexo 3	Depósito de Elementos Combustibles frescos	85
Anexo 4	Depósito de Elementos Combustibles gastados	86
Anexo 5	Modelo de depósito de Elemento combustible fresco con MCNP	88
Anexo 6	Modelo de depósito de Elemento combustible gastado con MCNP	89
Anexo 7	Modelamiento de un elemento combustible para determinar Inventario Radiactivo	91
Anexo 8	Tabla comparativa entre Inventario Radiactivo de 1988 y actual de U3O8	95
Anexo 9	Tabla comparativa entre IR de 1998 y actual de U3Si2	96
Anexo 10	Calculo de Potencia de Decaimiento para U3O8 y U3Si2	97
Anexo 11	Comparación de curvas de Potencia de Decaimiento U3O8 y U3Si2	99
Anexo 12	Curvas para Evaluación accidente de Inserción de Reactividad	100
Anexo 13	Curvas para Evaluación de pérdida de caudal	102
Anexo 14	Curvas Criterio para trabajadores y público	104
Anexo 15	Tabla comparativa Eventos Inicianes vs Probabilidad de Ocurrencia	105
Anexo 15a	Explicación del Sist. de Refrigeración relacionado con los E.I.P	106
Anexo 16	Arboles de eventos D y H	117
Anexo 17	Tabla de probabilidad de los Estados de Planta del RP-10	121
Anexo 18	Tabla de consideraciones para los Estados de Planta	122

Anexo 19	Tabla de Dosis para los Estados de Planta	123
Anexo 20	Curva Criterio para el público para análisis de accidente usando U3Si2	124



RESUMEN

La elaboración del capítulo 7 titulado “Seguridad Radiológica y Nuclear para el uso de elementos combustibles de U_3Si_2 para el reactor nuclear RP-10”, tiene como objetivo cumplir con los requisitos exigidos por la Autoridad Nacional (AUNA) para que junto a otros 9 capítulos justifiquen la modificación del núcleo debido al cambio del tipo de elementos combustibles de U_3O_8 por elementos combustibles del tipo U_3Si_2 .

Estas Modificaciones cambian las condiciones del diseño original y afecta solo a algunos parámetros de seguridad alrededor del núcleo, sin embargo los informes denominados IAS (Informe de Análisis de Seguridad) que acompañan a todo diseño de un Reactor Nuclear deberán ser revaluados y actualizados como medida de incrementar la confiabilidad del uso de la instalación.

El presente informe por experiencia profesional emplea las metodologías de causa efecto, árbol de problema, árbol de objetivo y marco lógico para determinar las actividades necesarias para la solución del problema organizacional planteado, en donde el informe de experiencia profesional planteado es consecuencia de la aplicación de estas metodologías.

Los resultados obtenidos son los 10 capítulos que conforman el informe preliminar para la justificación del cambio de elementos combustibles, en donde el resultado de este informe por experiencia profesional es la elaboración del capítulo 7.

Este trabajo concluye con resultados que cumplen tanto con los requerimientos de AUNA y con los requerimientos actuales del organismo internacional de energía atómica, la cual la hace aceptable para los trámites de modificación del núcleo considerando el cambio de elementos combustibles de U_3O_8 a U_3Si_2 .

Palabras Claves: Marco Lógico, combustible nuclear, seguridad radiológica, seguridad nuclear,

ABSTRACT

The elaboration of chapter 7 entitled "Radiation and nuclear safety for the use of fuel elements of U₃Si₂ for the RP-10 nuclear reactor", aims to comply with the requirements of the National Authority (AUNA) so that together with another 9 chapters Justifies the modification of the pink color with the change of the type of combustible elements of U₃O₈ by combustible elements of the type U₃Si₂.

These modifications change the original design conditions and affect only some safety parameters around the core, however the reports called IAS (Safety Analysis Report) that accompany the entire design of a Nuclear Reactor were revalued and updated as a measure of Increase The reliability of the use of the facility.

The present report by professional experience uses the methodologies of cause, effect tree, objective tree and framework to determine the activities necessary for the solution of the organized problem, where the report of professional experience raised the consequence of the application of these methodologies.

The results obtained are the 10 chapters that form the preliminary report for the justification of the change of combustible elements, where the result of this report by the professional experience is the elaboration of chapter 7.

This work concludes with results that meet both the requirements of AUNA and the current requirements of the international atomic energy agency, which is the mark acceptable for the procedures of the modification of the core considering the change of fuel elements of U₃O₈ to U₃Si₂.

Key Words: Logical Framework, nuclear fuel, radiological safety, nuclear safety.

INTRODUCCIÓN

Después de 29 años de la inauguración del centro Nuclear de Huarangal, el reactor RP-10 está por agotar su carga de combustible nuclear de U_3O_8 , combustibles que de acuerdo al estado del arte actual han sido reemplazados por combustibles de U_3Si_2 , es por esta razón que actualmente se está gestionando la compra de estos nuevos combustibles que tienen mejor rendimiento. Esto trae consigo realizar una serie de cambios desde el diseño, considerando estudios neutrónicos, estudios termohidráulicos y cambios en los informes de Análisis de seguridad del RP-10, actualmente existen 20 de estos informes para justificar que toda la instalación nuclear trabaja en condiciones seguras.

Para el cambio de combustible nuclear se establece en el reglamento de la ley de Regulaciones del uso de fuentes de radiación ionizante, la justificación de la modificación del diseño actual por el cambio de combustible; por esta razón se ha establecido la elaboración de 10 capítulos de Seguridad para satisfacer estos requisitos, también se toman en cuenta las recomendaciones del Organismo internacional de energía atómica para la elaboración de estos informes.

Se forman varios grupos de trabajo para la preparación de estos informes, siendo uno de ellos y tema de este informe por experiencia profesional, la elaboración del capítulo 7 Seguridad Radiológica y Nuclear.

Una de las tareas del informe denominado “Capítulo 7: Seguridad Radiológica y Nuclear” es identificar aquellos eventos que se vean involucrados con el cambio de combustible, seguir las secuencias del accidente, identificar los posibles accidentes que afectarían los elementos combustibles y evaluar la posible liberación de material radiactivo al medio ambiente.

Uno de los mayores problemas encontrado en la elaboración de este capítulo ha sido la nueva revaluación del término Fuente para el núcleo del Reactor Nuclear tanto en el uso de elementos combustible de U_3O_8 , como para los nuevos elementos combustibles de U_3Si_2 , también se destaca las

evaluaciones de criticidad de los almacenamientos de combustibles nucleares tanto fresco como gastados, la reevaluación de riesgo de algunos eventos iniciantes que estén relacionados con el cambio de elementos combustibles, la evaluación de transientes para el uso de $U3Si2$ y la evaluación de Dosis para el público en caso de la posibilidad de un accidente.

Este informe ha tomado aproximadamente de año y medio en su elaboración, desde su formulación, capacitación, reuniones de coordinación, elaboración de los informes, revisiones y conclusión de la presentación para ser evaluado después por el órgano regulador que es el encargado de hacer cumplir el Reglamento de la ley de Regulaciones del Uso de Fuentes de Radiación Ionizante.

El presente informe por experiencia profesional está estructurada en 4 capítulos, en el primer capítulo se da a conocer la trayectoria profesional del candidato a título, en donde se refleja las diversas áreas en las que ha prestado sus servicios dentro del Instituto Peruano de Energía Nuclear. En el segundo capítulo se presenta el contexto en el que se desarrolla la experiencia, en el que se muestra la organización, con su misión y visión y el planteamiento del problema identificado mediante la metodología planteada y la propuesta del capítulo 7 como parte de la solución. En el tercer capítulo se detalla las actividades desarrolladas en el capítulo 7, que son los informes internos que forman parte del capítulo, en el cuarto capítulo del informe por experiencia profesional se muestra la reflexión crítica de la experiencia, como una retroalimentación del esfuerzo, eficiencia, tiempo dedicado y componentes elaborados para la evaluación de la seguridad radiológica y seguridad nuclear para el uso de los nuevos elementos de $U3Si2$ en el reactor nuclear RP-10.

CAPÍTULO I

TRAYECTORIA PROFESIONAL

El candidato a título profesional ha tenido la siguiente trayectoria profesional:

1997 Instituto Peruano de Energía Nuclear

- a) Descripción: Operador del reactor nuclear RP-10 de 10 Mw
- b) Funciones: Poner en funcionamiento el reactor nuclear desde su etapa de arranque hasta su etapa de marcha, encargado del control de muestras de producción, cálculo de actividad de muestras, cambio de configuración, vigilancia radiológica de la instalación, revisión de parámetros nucleares y convencionales, inspección de los niveles de seguridad de los equipos, sistemas y componentes de la instalación, control de inventario de elementos combustibles nucleares tanto frescos como gastados.
- c) Actividades adicionales: Elaboración de costos para la producción de radioisótopos, optimización del consumo eléctrico del Centro Nuclear determinando como elemento de mayor consumo eléctrico, el sistema de refrigeración del RP-10, determinación de parámetros nucleares y calibración de barras de control, capacitaciones anuales para obtención de licenciamiento de operadores.

2003 Instituto Peruano de Energía Nuclear

- a) Descripción: **Calculista del Área de Reactores Nucleares**
- b) Funciones: encargado de realizar cálculos neutrónicos a nivel de celda combustible y a nivel de núcleo del RP-10, aprendizaje y manejo de programas de cálculo, aprendizaje empírico de AutoCAD 2002 y aprendizaje formal de Códigos de Calculo neutrónico como WIMSD, PUMA, CITATION, WIMSCITATION.

2006 Instituto peruano de Energía Nuclear

- a) Descripción: **Jefe del Área de Calculo- Análisis y Seguridad de Reactores Nucleares**
- b) Funciones: a cargo de las áreas de neutrónica, Termohidráulica, Seguridad Nuclear y Experimentación en Física de Reactores. Con las funciones de realizar trabajos administrativos y técnicos para el desempeño del área en prestar servicios de cálculo al área de reactores nucleares RP-10 y RP-0,

evaluar parámetros nucleares, y propuesta de cambios de configuraciones de núcleo, con sus respectivas pruebas experimentales.

2011 Instituto Peruano de Energía Nuclear

- a) Descripción: **Responsable del Área de Seguridad Nuclear**
- b) Funciones: a cargo de las evaluaciones de Seguridad Nuclear para el RP-10 y RP-0, análisis determinísticos de accidentes nucleares, análisis probabilístico de riesgo, evaluaciones para el plan de emergencia radiológico, asesor de Jefe de Emergencia en simulacros de emergencia radiológica. Actualización de informes de Seguridad del RP-10.

2014 Instituto Peruano de Energía Nuclear

- a) Descripción: **Responsable de Sistema Integral de Gestión de Calidad a nivel de la Dirección de Producción.**
- b) Funciones: Implementación de Cultura de Seguridad y OHSAS a nivel de la dirección. Elaboración de normas de seguridad y procedimientos para mantenimiento, sistema de envejecimiento y Gestión de Calidad de la instalación del reactor RP-10, Auditoría interna a las Áreas Técnicas de la División de Reactores Nucleares.
- c) Actividades Adicionales: miembro de comité de elaboración de especificaciones técnicas para elementos combustibles de U3Si2 para el R-10, miembro de grupo de elaboración del capítulo 7 para los elementos combustibles de U3Si2, responsable del grupo de trabajo de implementación de cultura de seguridad en la dirección de Producción, responsable del grupo temático: mejora de la cultura de seguridad ante el IAEA.

2016 Instituto Peruano de Energía Nuclear

- a) Descripción: **Jefe del Área de Garantía de Calidad de RENU**
- b) Funciones: Programar, dirigir, coordinar y planear todas las tareas para gestionar un sistema de calidad integrado en la dirección de Producción
- c) Actividades Adicionales: Coordinador de RENU para la repatriación de elementos gastados del RP-10, responsable de seguridad y salud en el trabajo para las tareas de puesta en servicio de las torres de refrigeración.

CAPÍTULO II

CONTEXTO EN EL QUE SE DESARROLLÓ LA EXPERIENCIA

El presente trabajo ha sido realizado en el INSTITUTO PERUANO DE ENERGÍA NUCLEAR, en la dirección de Producción, en la subdivisión de Reactores Nucleares, y dentro de la Comisión de elaboración de Informe de Análisis de Seguridad para el nuevo núcleo del RP-10 basado en combustibles Nucleares de U3Si2.

Instituto Peruano de Energía Nuclear

El Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) es una Institución Pública Descentralizada del Sector Energía y Minas con la misión fundamental de normar, promover, supervisar y desarrollar las actividades aplicativas de la Energía Nuclear de tal forma que contribuyan eficazmente al desarrollo nacional.

Dirige sus actividades de promoción e investigación aplicada a través de Proyectos de interés socioeconómico, en armonía con las necesidades del país, incentivando la participación del sector privado, mediante la transferencia de tecnología.

En el ámbito del control de la aplicación de las actividades relacionadas con radiaciones ionizantes, el IPEN actúa como Autoridad Nacional, velando fundamentalmente por el cumplimiento de las Normas, Reglamentos y Guías orientadas, para la operación segura de las instalaciones nucleares y radiactivas, basadas en la Ley 28028 Ley de Regulación del uso de Fuentes de Radiación Ionizante y su reglamento así como en las recomendaciones del Organismo Internacional de la Energía Atómica - OIEA.

Estas funciones son encargadas desde su creación, el 04 de Febrero de 1975 mediante Decreto Ley N° 21094, Ley Orgánica del Sector Energía y Minas; también determinadas en su propia Ley Orgánica Decreto Ley N° 21875 del 5 de Junio de 1977, sus modificatorias y por su Reglamento de Organización y Funciones aprobado por. Decreto Supremo N° 062-2005-EM de fecha 16 de diciembre de 2005.

Adicionalmente al presupuesto anual de Tesoro Público para gastos corrientes y de inversión, el IPEN cuenta con el aporte de la Cooperación Técnica del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y así el Plan de Desarrollo Nuclear recibe un significativo apoyo mediante la ejecución de proyectos que permiten la capacitación de personal en forma científico- técnica y la recepción de equipos, materiales y visita de expertos.

Para el cumplimiento de sus Funciones el IPEN cuenta con Instalaciones ubicadas en:

Sede Central

Centro Nuclear

Oficina Técnica de la Autoridad Nacional

Planta de Irradiación Multiuso

2.1. Misión

Normar, promover, supervisar y desarrollar la investigación y las aplicaciones nucleares y afines para mejorar la competitividad del país y la calidad de vida de la nación.

2.2. Visión

Institución de investigación y desarrollo reconocida internacionalmente por generar y transferir conocimiento científico y tecnológico que mejora la competitividad del país y el bienestar de la población, promueve el uso pacífico e intensivo de las aplicaciones nucleares y afines en los sectores productivos y de servicios. Regula y controla eficazmente el uso seguro de las radiaciones ionizantes.

2.3. Organigrama

El Instituto Peruano de Energía nuclear tiene una organización de Tipo vertical, siendo la máxima Autoridad el Presidente del IPEN, seguido por el Director Ejecutivo, el cual tiene sus grupos de apoyo y asesorías respectivas y 4 Direcciones Generales: (ver anexo 1)

- Dirección de Investigación y Desarrollo

- Dirección de Producción
- Dirección de Servicios
- Dirección de Transferencia tecnológica

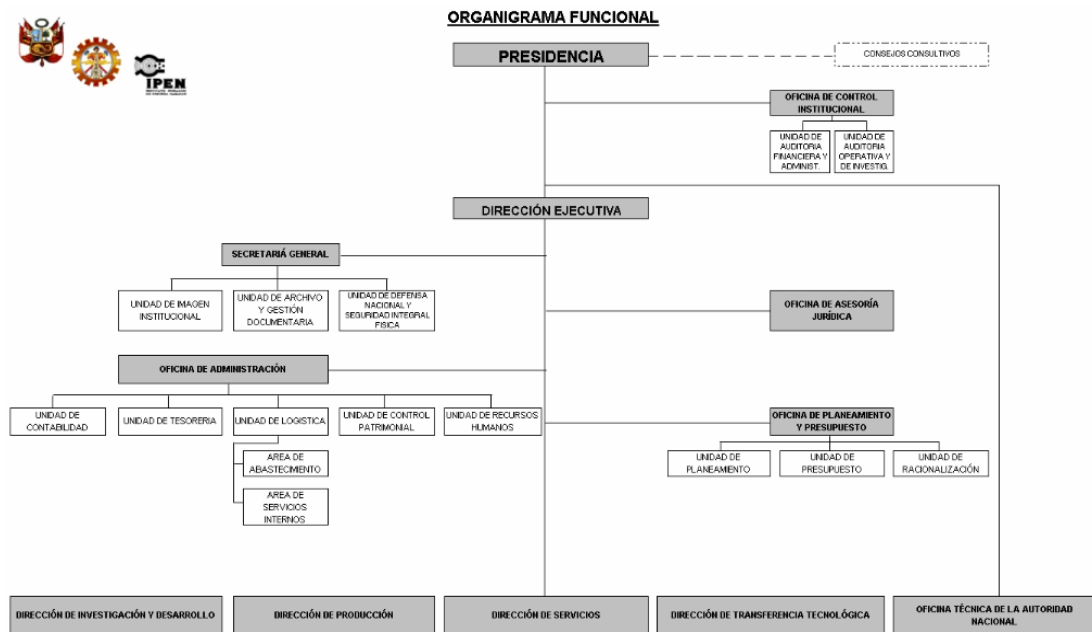


Figura N° 1: Organigrama del IPEN

Fuente: IPEN

2.4 Organización de la dirección de producción

La Dirección de Producción en donde se lleva a cabo el proyecto para el informe de experiencia profesional, cuenta a su vez con tres subdirecciones:

- Subdirección de Núcleo Electricidad.
- Subdirección de Reactores Nucleares
- Subdirección de Producción de Radioisótopos

El postulante a título de ingeniero labora actualmente en la subdirección de Reactores Nucleares en el actual Departamento de Garantía de Calidad, que se encuentra en la situación de transformarse en el Grupo de Sistema de Gestión Integral de Calidad de la Dirección de Producción.

El organigrama respectivo de la División de Reactores Nucleares (Subdirección de Reactores Nucleares) es como se muestra a continuación. (Ver anexo 2)

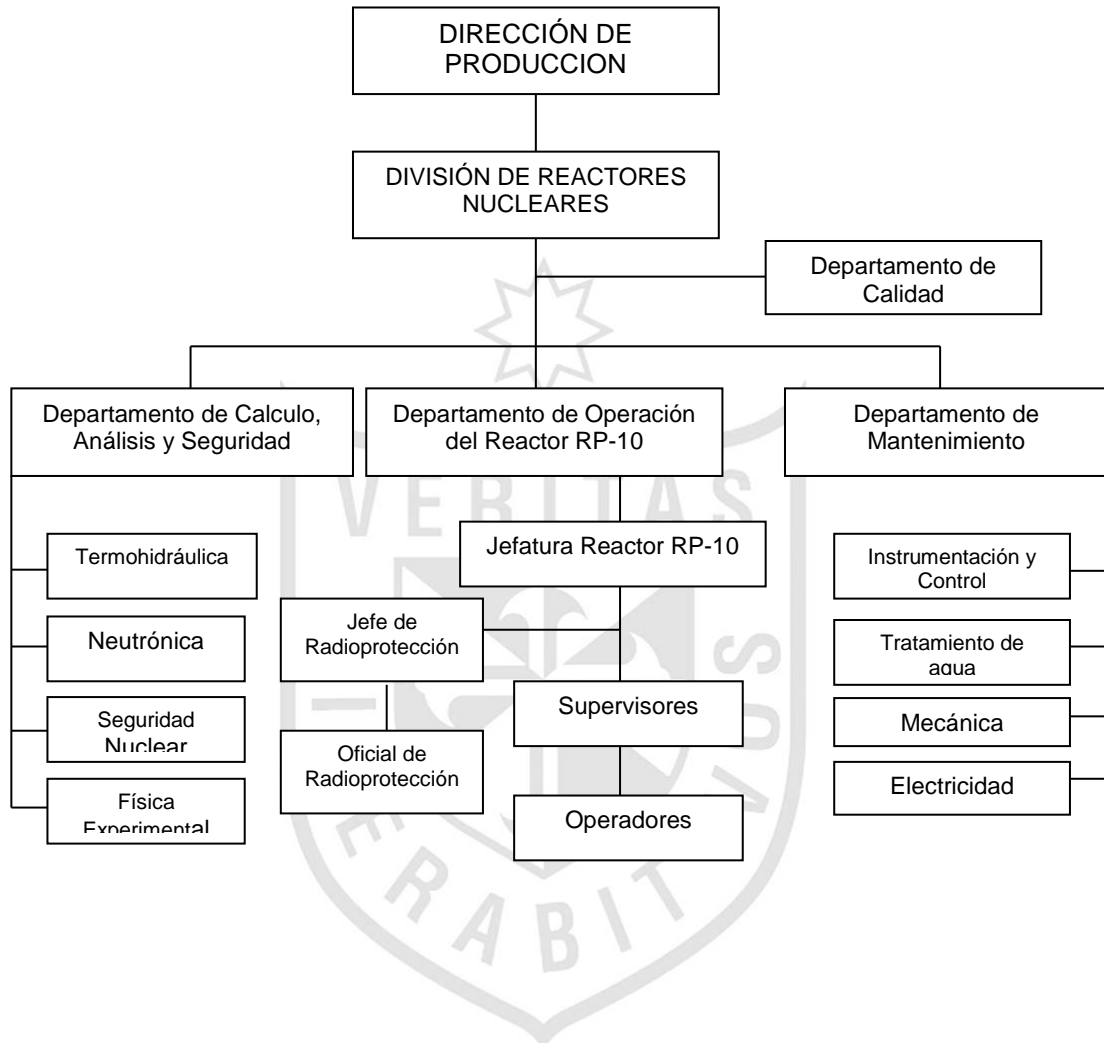


Figura N° 2: Organigrama de la Dirección de Producción

Fuente: IPEN

2.5 Proyecto

ELABORACIÓN DEL CAPÍTULO 7 DEL INFORME DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD PARA EL USO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE U3Si2 PARA EL REACTOR NUCLEAR PERUANO RP-10

2.5.1 Antecedente

2.5.1.1 La Producción de Radioisótopos en mercado Nacional y el papel del Reactor Nuclear RP-10

El IPEN viene produciendo y promoviendo el uso radioisótopos por más de 28 años en la sociedad peruana con un alto impacto social, abasteciendo a hospitales y clínicas del territorio peruano de este material radiactivo para el diagnóstico y tratamiento del cáncer, para ello cuenta con toda una infraestructura y gestión dentro de su organización para llevar a cabo este cometido, es así que tenemos las áreas de planeamiento, administración, la oficina reguladora de permisos y autorizaciones, la Planta de producción de radioisótopos y el Reactor Nuclear de 10 MW, ver fig. 3, que es utilizado para transformar la materia inerte en material radiactivo como es el caso de los radioisótopos, todas estas áreas trabajan en armonía para producir un producto con altos estándares de calidad y con la mayor seguridad posible hacia el trabajador, población y el medio ambiente, por tratarse de una instalación nuclear.

La administración se encarga de ver por los insumos y gestionar las ventas y los recursos que necesitan las plantas de producción para su mantenimiento. Marketing, se encarga de colocar los productos, hacer estudios de mercados, fomentar la capacitación para clientes potenciales y ver por la presentación de los productos y mejoras.

Planeamiento se encarga de planificar la distribución del presupuesto que viene del estado y planificar los recursos propios.

La Oficina Técnica de la Autoridad Nacional, es el ente rector para verificar que todas las instalaciones a nivel nacional incluido el reactor nuclear,

funcionen en forma segura siguiendo los reglamentos y Normas implementadas.

La Planta de Radioisótopos es la encargada de recibir la materia prima activada en el reactor nuclear, realizar el proceso de separación, control de calidad y presentación para su distribución al mercado nacional.

El Reactor Nuclear es el encargado de someter a un campo de neutrones la materia prima a ser transformada de tal forma que cambie su conformación nuclear para que la radiactividad que emita sea de utilidad para el tratamiento o diagnóstico de algunos tipos de cáncer.

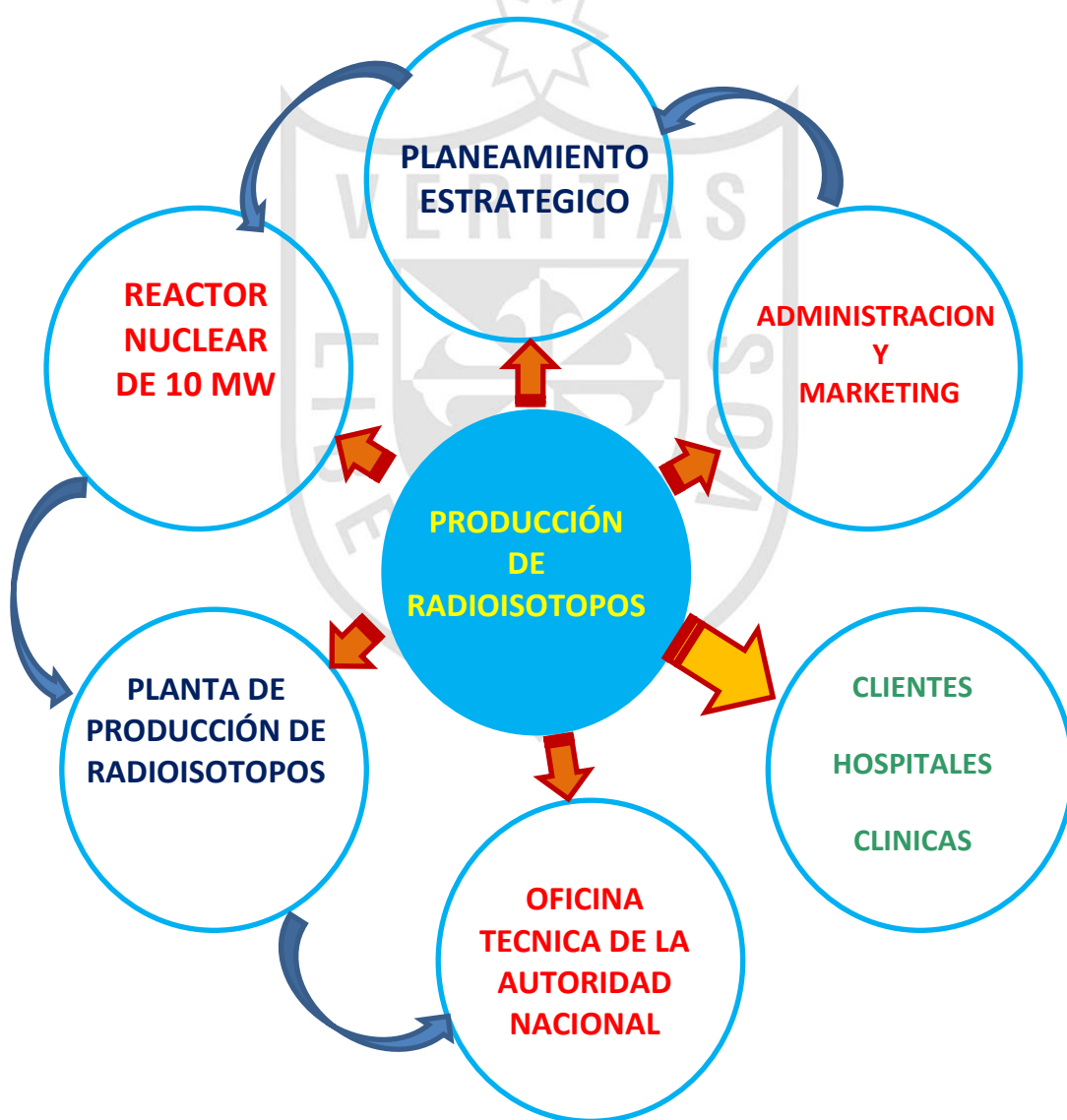


Figura N° 3. Esquema de las áreas más comprometidas con la producción de radioisótopos, donde el Reactor Nuclear RP-10 juega un papel preponderante en la producción.

Fuente: IPEN

2.5.1.2 Causa- Efecto de la baja en la producción de radioisótopos debido a la falta de combustible en el Reactor Nuclear RP-10

Luego de 28 años de haber usado los elementos combustibles marca NUKEN en el RP-10, estos se encuentran casi agotados y se proyecta que su último uso será en el 2017, para ello se ha realizado un estudio situacional, de las condiciones en que se encuentra el IPEN para adquirir nuevos elementos combustibles, el efecto que es la caída de producción de radioisótopos debido a la falta de elementos combustibles, se debería principalmente a una inadecuada gestión por parte de la alta dirección que viene de varios años atrás para resolver un problema de abastecimiento de nuevos elementos combustibles, la falta de conocimiento, de contactos a nivel gobierno y de apoyo de relaciones exteriores para contactar a los mercados de elementos combustibles de otros países ha ocasionado demora en la toma de decisiones para conseguir la aprobación del gobierno para autorizar la compra y poner a licitación internacional las ofertas de los países interesados, pero esto trae consigo mucha información técnica que proviene de los profesionales del área del Reactor, con lo cual se observa que otras de las causas por la que no se conseguiría seguir produciendo es la falta de experiencia en evaluar las características de compra de nuevos elementos combustibles, los profesionales del área se han hecho expertos en la explotación de un reactor nuclear, mas no en el diseño y fabricación de nuevos combustibles, a la vez pocos profesionales quedan de la primera puesta en marcha del reactor por lo cual no existe esa experiencia actualmente, igualmente le sucede a la entidad reguladora, poca experiencia en lo referente a la documentación y procedimiento que acompañan a este tipo de cambio, sobre todo cuando se toma conocimiento de que en el mercado internacional debido al estado de arte en la fabricación de elementos combustibles para reactores nucleas de investigación tipo MTR, existen ahora los combustibles de U_3Si_2 y no los de U_3O_8 como fueron adquiridos en el año de 1988, por tal motivo el reactor RP-10 requiere estudios para este tipo de modificación, un factor importante es la densidad de los combustibles, y de acuerdo a esto las placas cambian en número y en espesor y las condiciones termohidráulicas varían un poco, lo que da como

resultado, tener un núcleo más compacto que el actual y con requerimientos neutrónicos distintos a los actuales, para ello se requerirá capacitar al personal tanto del área de cálculo neutrónico como termohidráulico, se requerirán además evaluaciones sobre la implicancia que estos cambios afecten a la seguridad y a los límites y condiciones de operación del reactor. Las falencias en las áreas mostradas serían las causas que provocarían un efecto negativo en la continuidad de la producción de radioisótopos en el IPEN, ver figura 4.

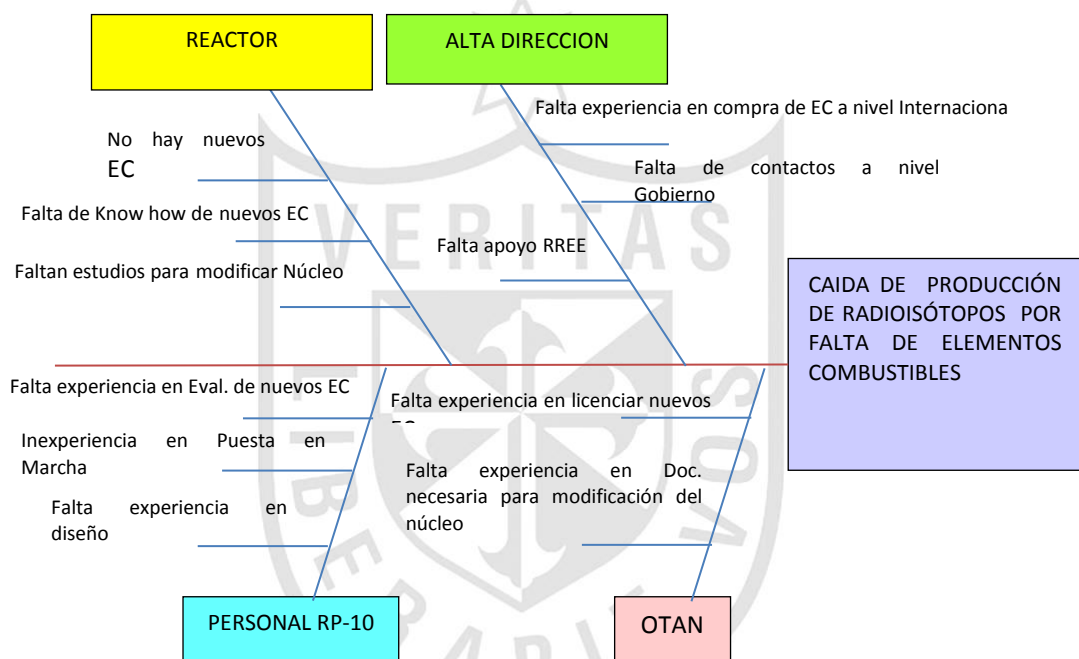


Figura N°4. Diagrama Causa - efecto para la baja en la producción de Radioisótopos en el IPEN

Fuente: Diagrama de Ishikawa

2.5.1.3 Requerimiento usual del RP-10 para producir Radioisótopos

En vista que tanto el personal del reactor y las condiciones del reactor están fuertemente involucrados en la producción de radioisótopos, se ha elaborado un diagrama de Ishikawa de Causa-efecto, en forma positiva, en donde el personal, la reglamentación, la información y las condiciones del núcleo se deben a la gestión, capacitación, trabajo en equipo, condiciones de seguridad y a la facilidad de los recursos necesarios para el logro del objetivo. Por tal razón el área del Reactor Nuclear presenta las siguientes causas que hacen posible la producción de radioisótopos en el reactor RP-10, pleno del uso de elementos combustibles de U3O8 y una carga suficiente para funcionar más de 28 años, programa establecido para los cambios de configuración del núcleo, conocimiento de los parámetros nucleares y termohidráulicos para obtener los radioisótopos; en referencia a la reglamentación de funcionamiento, se conoce y lo conoce la OTAN de cómo se debe trabajar con el tipo de elemento combustible y para ello se tiene abundante documentación y procedimientos; también se cuenta con la alta capacitación del personal y los años de experiencia tanto en operación como mantenimiento, todo esto ha llevado a mantener trabajando el reactor nuclear con garantía y en forma segura.

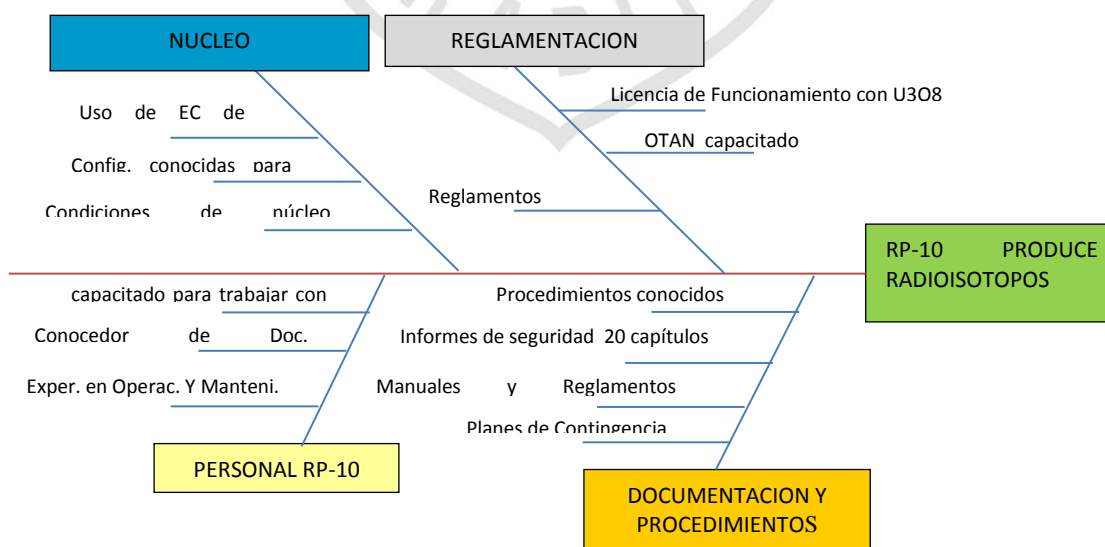


Figura N°5. Diagrama Causa - efecto positivo de la participación del RP-10 en la producción de Radioisótopos en el IPEN durante estos últimos años.

Fuente: Diagrama de Ishikawa

2.5.1.4 Evaluando con el Marco Lógico el problema a nivel institucional de adquirir nuevos elementos combustibles para el RP-10

Mediante la ayuda del Marco lógico como herramienta para planificar, monitorear y evaluar un proyecto, se diseñó los siguientes diagramas de ayuda en base la experiencia y la información que se tuvo sobre el proyecto de compra de nuevos elementos combustibles de U_3Si_2 para el reactor nuclear RP-10 y la continuidad de la producción de Radioisótopos para el mercado nacional. Tal es así que se presenta un diagrama de Árbol de problemas, donde se muestra las causas y los efectos en la compra de los nuevos elementos combustibles lo que daría lugar a mostrar el problema en sí, ver figura 6. Las causas son aquellas que están relacionadas con la compra de elementos combustibles diferentes a los U_3O_8 , si bien se conocía la existencia de U_3Si_2 no se había pensado seriamente en su compra futura pensando que se podría continuar con los U_3O_8 , sin embargo después de 25 años la tecnología ha cambiado en el tema de la composición y fabricación de combustibles nucleares y otros factores externos han dirigido la preferencia del consumo internacional por los U_3Si_2 , ante esta situación los profesionales del IPEN tanto en la parte técnica como de gestión no han tenido preparación para esta contingencia y se presentan ante el reto con una serie de inexperiencias en negociación internacional, estado de arte, preparación de diseño y en la preparación en documentación técnica que sustente la compra y el cambio de un tipo de combustible por otro.

El siguiente diagrama muestra el árbol de objetivos donde cada causa y cada efecto toman un giro con el fin de aportar al objetivo general, tal como se puede ver en la fig. 7. Cada deficiencia encontrada anteriormente es reemplazada por la posibilidad de vencer la barrera de dificultad mediante el apoyo de otras entidades como el IAEA o CNEA que han aportado con el apoyo de profesionales extranjeros, expertos, capacitación de personal peruano y medios de gestión para conseguir el objetivo de compra de los nuevos combustibles de U_3Si_2 .

Con el apoyo de estos diagramas se puede identificar entonces, cuáles serían las actividades, componentes, propósito y fin del estudio mediante el Marco Lógico tal como se puede observar en la figura 8.

ÁRBOL DEL PROBLEMA

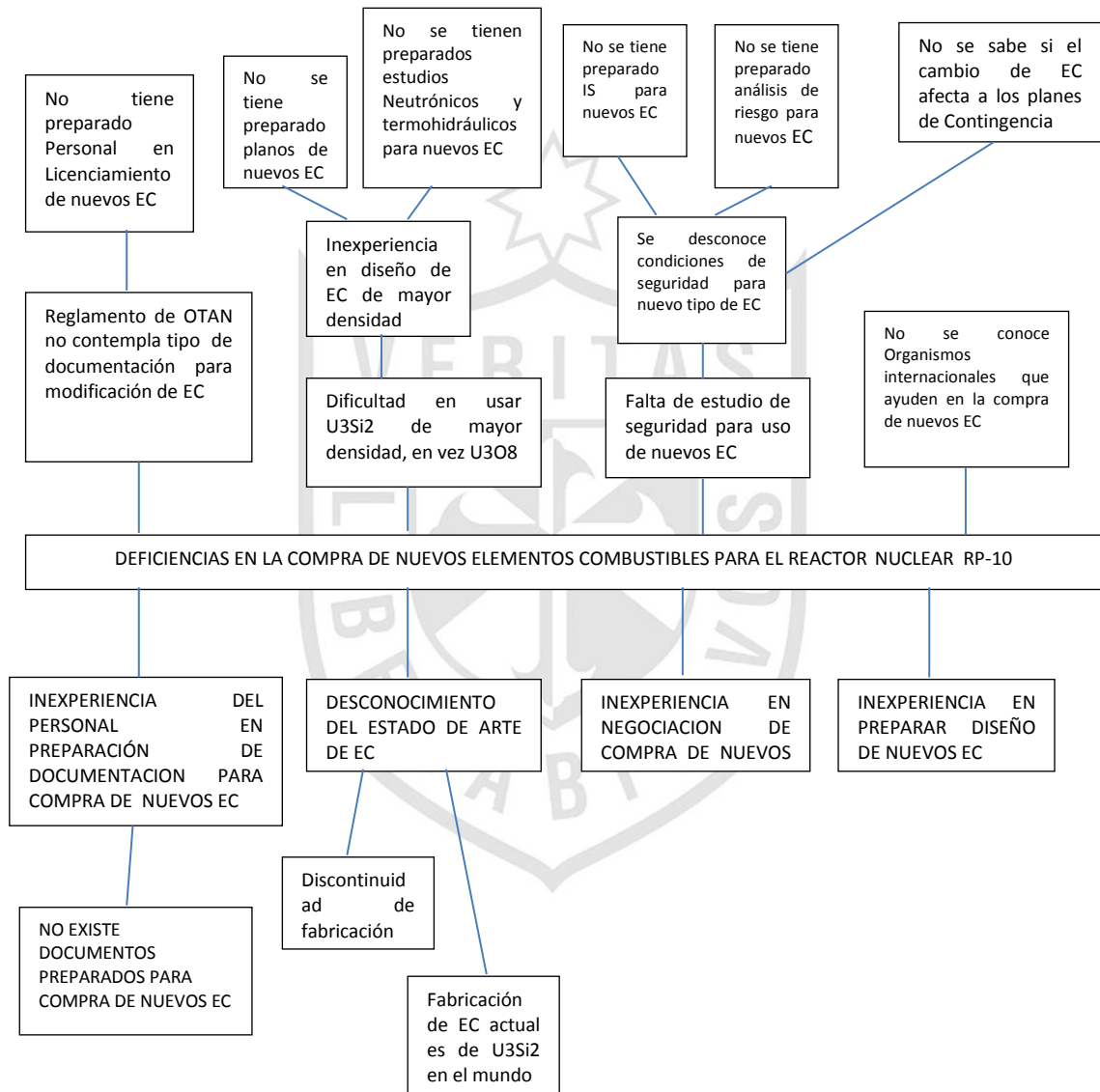


Figura N°6. Diagrama del Árbol del Problema

Fuente: Marco Lógico

ÁRBOL DEL OBJETIVOS

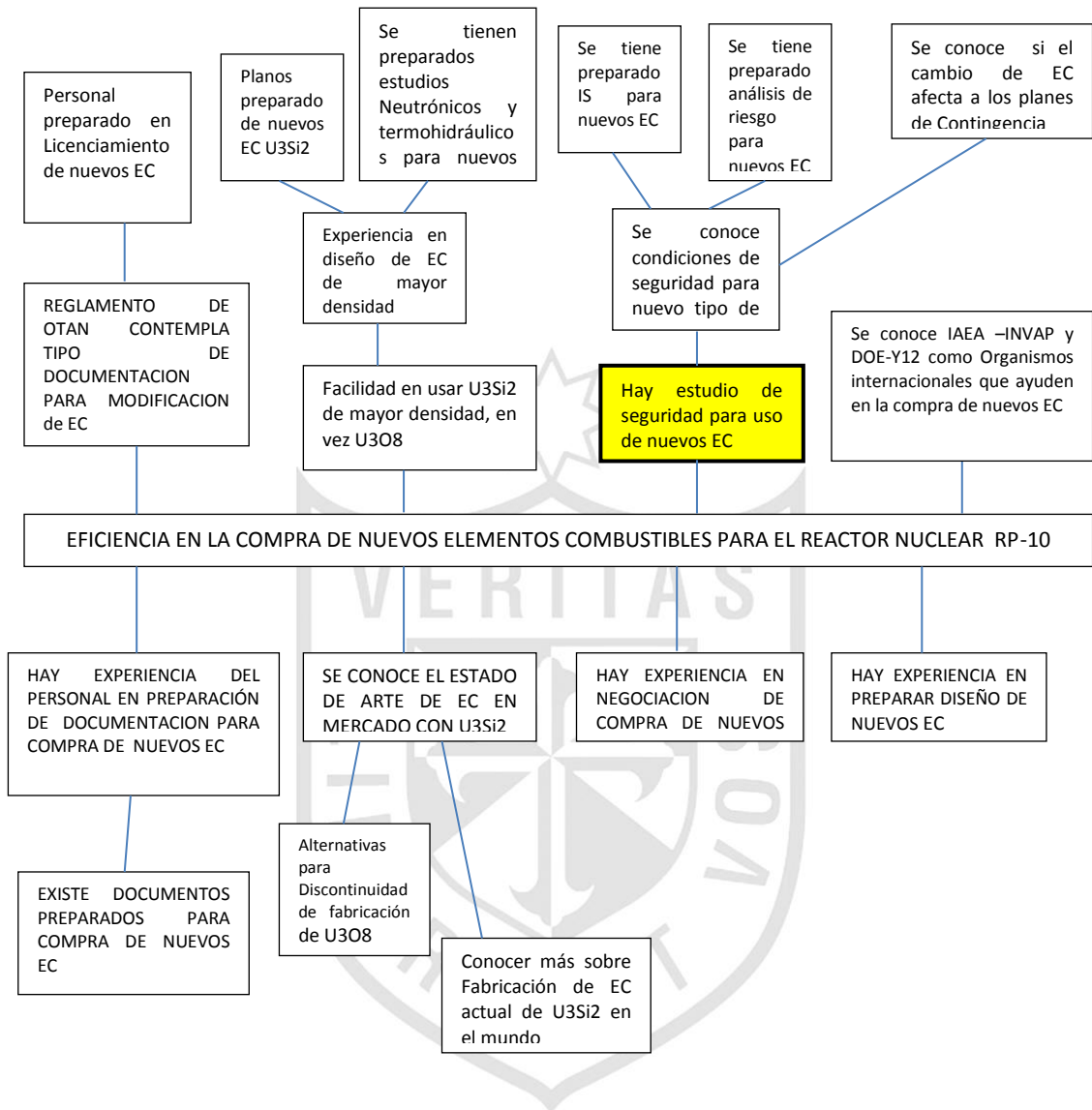


Figura N°7. Diagrama del Árbol Objetivo

Fuente: Marco lógico

ÁRBOL DEL MARCO LÓGICO

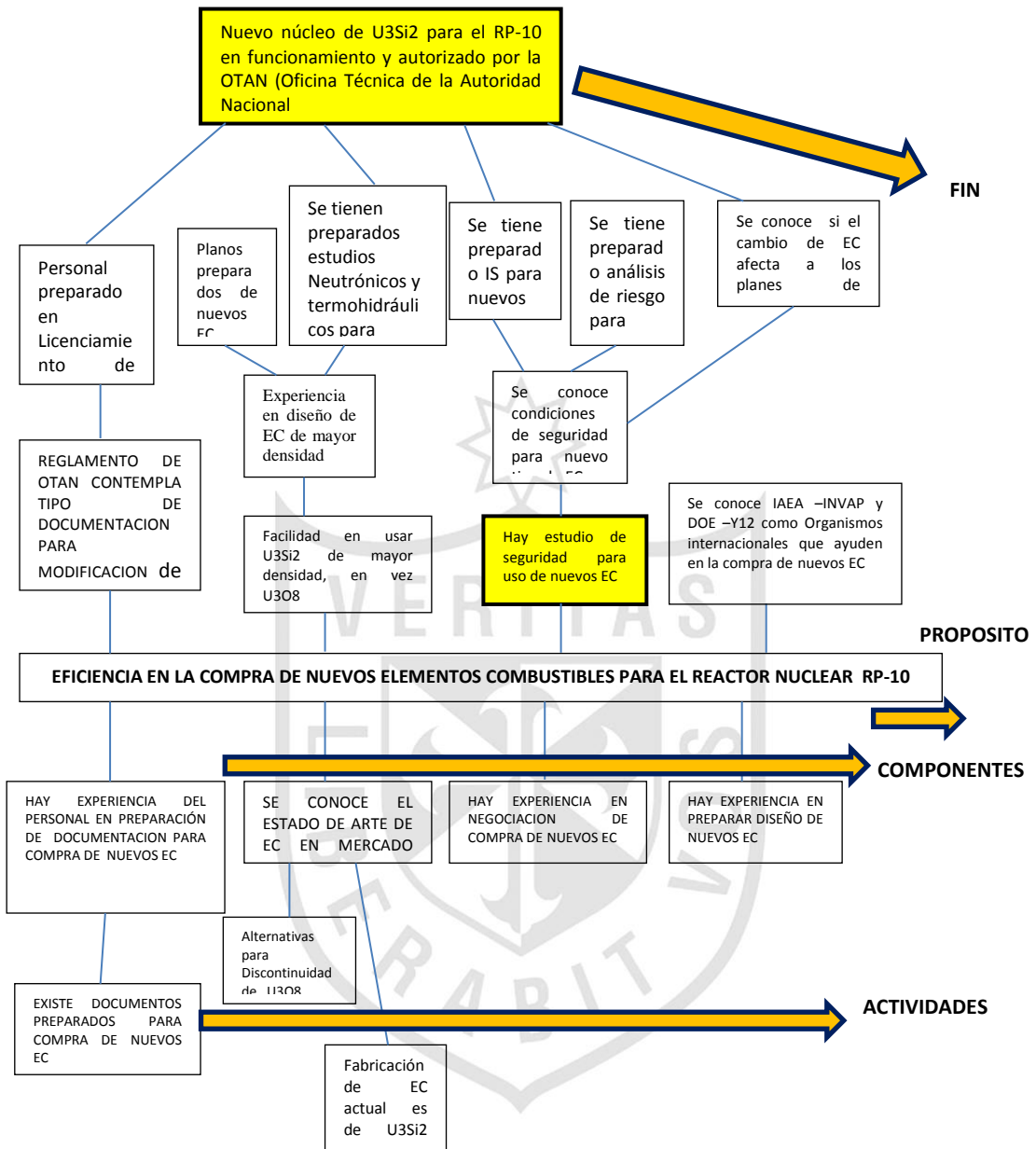


Figura N°8. Diagrama del Árbol del Marco Lógico

Fuente: Marco lógico

En la Tabla 1 se puede ver la matriz de Marco Lógico con las actividades propuestas que van a dar cumplimiento de los objetivos trazados, al igual que los componentes importantes para soportar las actividades y definir cuál es el propósito y el fin a alcanzar.

Tabla N° 1: Marco Lógico que define el FIN, Propósito, componentes y Actividades a realizar para la continuar con la producción de radioisótopos mediante la adquisición y uso de nuevos elementos combustibles de U3Si2 en el núcleo del Reactor Nuclear RP-10

FIN	Producir radioisótopos con nuevo núcleo de U3Si2 del Reactor Nuclear RP-10 aprobado por la OTAN y con cumplimiento de todas las normas de seguridad establecidas
PROPÓSITO	Adquirir elementos combustibles nuevos de U3Si2, con todo el Know How necesario para asegurar la continuidad de la producción de radioisótopos en el RP-10
COMPONENTES	<ol style="list-style-type: none"> 1. Apoyo de IAEA en diseño y cálculo para el uso de EC de U3Si2 2. Contratación de expertos para elaborar especificaciones técnicas de nuevos EC de U3Si2 3. Contratación de expertos para entrenar personal de IPEN en diversos temas referentes al uso de nuevos EC de U3Si2 4. Apoyo de IAEA en la gestión de compra de EC de U3Si2 en mercado Internacional
ACTIVIDADES	<ol style="list-style-type: none"> 1. Capacitación de personal en calculo neutrónico y termohidráulico 2. Preparación de planos del diseño de EC de U3Si2 3. Elaboración de Documentos para OTAN 4. Elaboración de documentos sustentatorios de cambio de combustible U3O8 a U3Si2 5. Capacitación y asesoramiento en diseño de EC tipo MTR

Fuente: Marco Lógico

2.5.1.5 Cumpliendo con el estudio de Seguridad para el uso de nuevos EC de U3Si2 para el RP-10

El Marco Lógico planteado define una serie de objetivos para el cumplimiento del objetivo general, uno de ellos y que es tema de la presentación de este informe por experiencia profesional, es el “Estudio de Seguridad para uso de nuevos elementos combustibles de U3Si2” (ver figura N° 7), el que a su vez está relacionado con 10 capítulos del informe de Estudio de Seguridad que son elaborados para cumplir con los requerimientos de la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN) en relación a la licencia por modificación del núcleo del reactor RP-10. Específicamente el tema del Informe por experiencia profesional está relacionado con el capítulo: Seguridad Radiológica y Nuclear, tal como se puede observar en color rojo en el diagrama de la figura 9. La conclusión de estos 10 capítulos del “estudio de seguridad para uso de EC de U3Si2” dará lugar a la aprobación de la licencia de operación por modificación del núcleo otorgada por la OTAN, quien solicitara posteriormente la presentación de los 20 informes de Seguridad exigidos para la etapa de marcha con el nuevo núcleo de U3Si2, tal como se ve en el cuadro de la figura 9 “Se conoce condiciones de seguridad para nuevos EC de U3Si2” que entre otros aspectos de importancia debe mostrar que “Se tiene preparado el informe de Análisis de riesgo para el uso de U3Si2”, además de los otros capítulos del informe para el uso de EC U3Si2, hay que mencionar además que muchos de estos informes se mantendrán sin relevantes modificaciones debido a que no son afectados por el nuevo cambio de elementos combustibles, sin embargo deben estar actualizados indicando el inicio del uso de los nuevos combustibles mencionados.

Todo este estudio se ha iniciado con la premisa de mantener las condiciones externas al núcleo tal como estuvo en el diseño original y que debe dar las mismas condiciones de operatividad y seguridad a toda la instalación, tal es así que el inventario radiactivo producido en el reactor en las condiciones más extremas, sean las mismas que en el estudio del diseño con el núcleo de U3O8, es por ello, que al final se tenga en cuenta que los planes de

contingencia elaborados no sean afectados debidos al cambio de combustible, tal como se observa en el último cuadro de la figura 9.

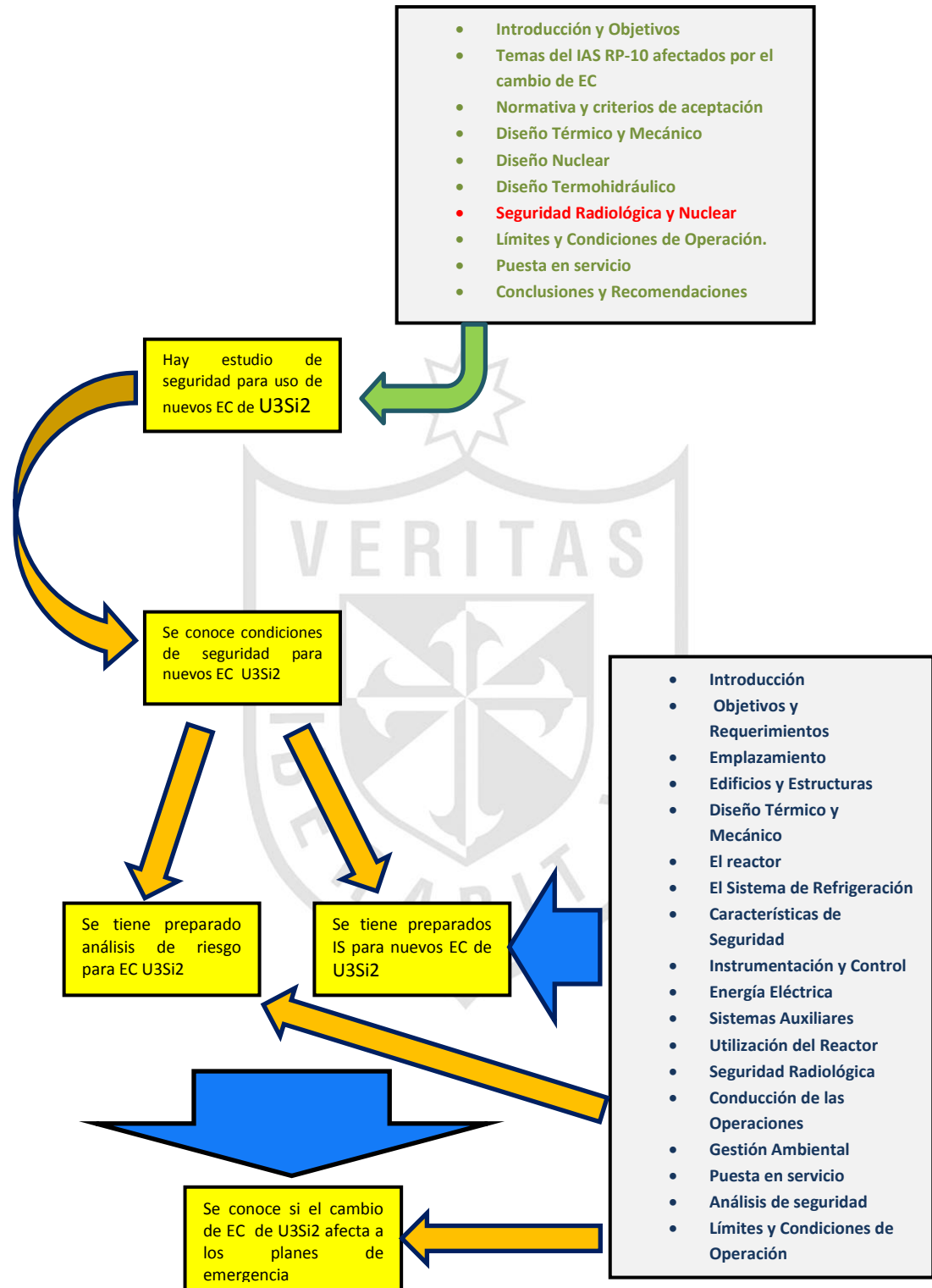


Figura N°9. Diagrama de seguimiento del fin del Estudio de Seguridad para uso de nuevos elementos combustibles de U3Si2.

Fuente: Marco lógico

2.5.1.6 Elaboración de Informe de Estudio de Seguridad para el uso de Elementos Combustibles de Siliciuro de Uranio

Para dar cumplimiento a lo indicado en la figura 9, que es, la elaboración del informe de Estudio de Seguridad para uso de nuevos EC de U_3Si_2 , se forma una Comisión conformada por diferentes profesionales de la División de Reactores Nucleares, con especialidades en operación, mantenimiento, garantía de calidad, seguridad nuclear, calculo neutrónico, calculo termohidráulico, tratamiento de agua y radioprotección, conformando un grupo de 11 personas, más 1 asesor propuesto por el IAEA (Organismo Internacional de Energía Atómica). Se dieron responsabilidades y se definieron los capítulos que conformarían el informe de Estudio de Seguridad, para justificar la modificación del núcleo con el cambio de elementos combustibles nucleares de Óxido de Uranio a Siliciuro de Uranio. Los capítulos del Informe del Estudio de Seguridad a elaborar son los siguientes:

- Capítulo 1: Introducción y Objetivos
- Capítulo 2: Temas del IAS del RP-10 afectados por el cambio de EC
- Capítulo 3: Normativa y criterios de aceptación
- Capítulo 4: Diseño Térmico y Mecánico
- Capítulo 5: Diseño Nuclear
- Capítulo 6: Diseño termohidráulico
- Capítulo 7: Seguridad Radiológica y Nuclear
- Capítulo 8: Límites y Condiciones Operacionales
- Capítulo 9: Puesta en Servicio
- Capítulo 10: Conclusiones y recomendaciones

La filosofía en la que se fundamenta la preparación de estos nuevos capítulos del informe de Estudio de Seguridad es la de mantener el tema de la seguridad de la instalación como prioritaria en todas las etapas del desarrollo de estos capítulos. Cabe señalar que durante gran parte del desarrollo del proyecto el postulante a título profesional, se desempeñó

como responsable del área de Seguridad Nuclear dentro del Departamento de Calculo, Análisis y Seguridad.

2.5.2 ORGANIZACIÓN PARA PREPARACIÓN DE CAPÍTULO 7

Siendo la elaboración del capítulo 7 el tema de interés de este informe, el proyecto propuesto es la elaboración de este capítulo del informe de Estudio de Seguridad para los elementos combustibles de Siliciuro a partir del informe de seguridad correspondiente al uso de los elementos de Óxido de uranio, CNEA (1988) , el reglamento de la ley de Regulaciones del uso de fuentes de radiación ionizante en lo concerniente a la modificación del diseño, El Peruano (2008), y las recomendaciones de Organismo internacional de energía atómica al respecto, IAEA (2012).

Se ha requerido la Asesoría de un experto del IAEA, para asesorar sobre la forma y contenidos de los informes para la modificación del diseño mencionado, se ha requerido a la vez capacitación en los programas ORIGEN v.2.1, ORNL (1980), MCNP 5 v.1.51, LANL (2003), y PARET/ANL v.7.5, Olson (2012), se ha requerido además, documentos de expertos del IAEA con respecto al cambio de elementos combustibles, Villarino Calculation (2012) y Villarino Methodology (2102).

Bajo el concepto planteado, se ha considerado trabajar en la realización del capítulo 7 teniendo en cuenta los siguientes ítems:

- Subcriticidad de los depósitos de elementos combustibles, tanto frescos como gastados.
- Inventario radiactivo del núcleo.
- Calor de decaimiento.
- Protección radiológica
- Estudio determinístico de algunos transitorios.
- Impacto del cambio de los elementos combustibles sobre los estados de planta evaluados en 1988.

Ver figura 10.

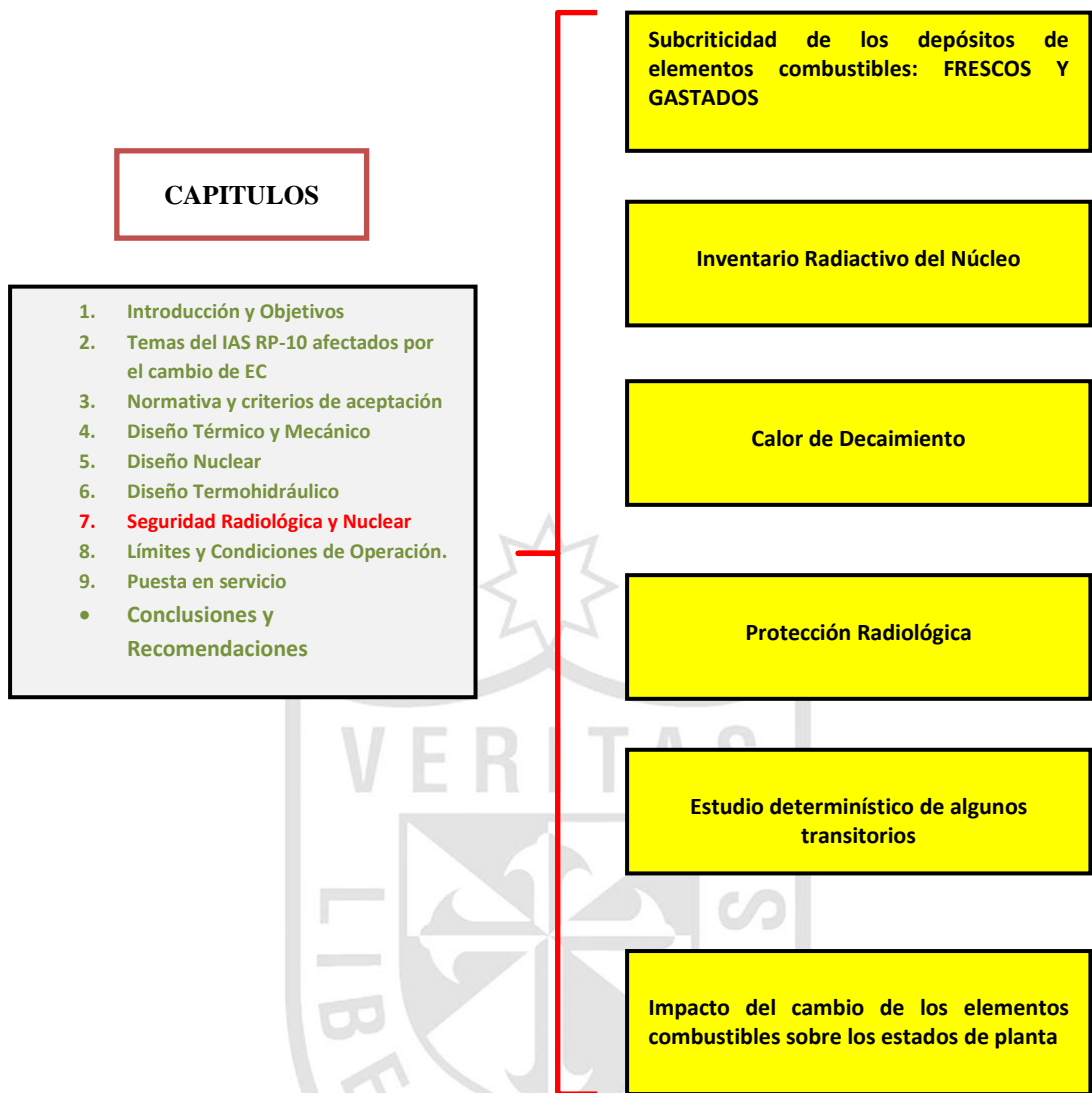


Figura N°10. Diagrama de los puntos a considerar en el informe de Seguridad Radiológica y Nuclear.

Fuente: IPEN

Para dar cumplimiento a cada uno de los puntos considerados en la figura 10, se establece un Programa de trabajo con profesionales de la División de Reactores Nucleares, que se dará a conocer en el siguiente ítem.

2.5.3 Organización para la realización de Tareas en el grupo conformado para la elaboración de los informes previos al capítulo 7

CAP.7: SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR. – ESTUDIO DE SEGURIDAD

RESPONSABLE: JOSÉ L. CASTRO P. (especialista en seguridad nuclear)

INTEGRANTES

ALVARO AGUIRRE (especialista neutrónico)

ROLANDO ARRIETA (especialista operación de reactores nucleares)

RUBEN BRUNA (especialista física experimental)

GERMAN CÁCERES (especialista Termohidráulico)

BRAULIO TICONA (especialista neutrónico)

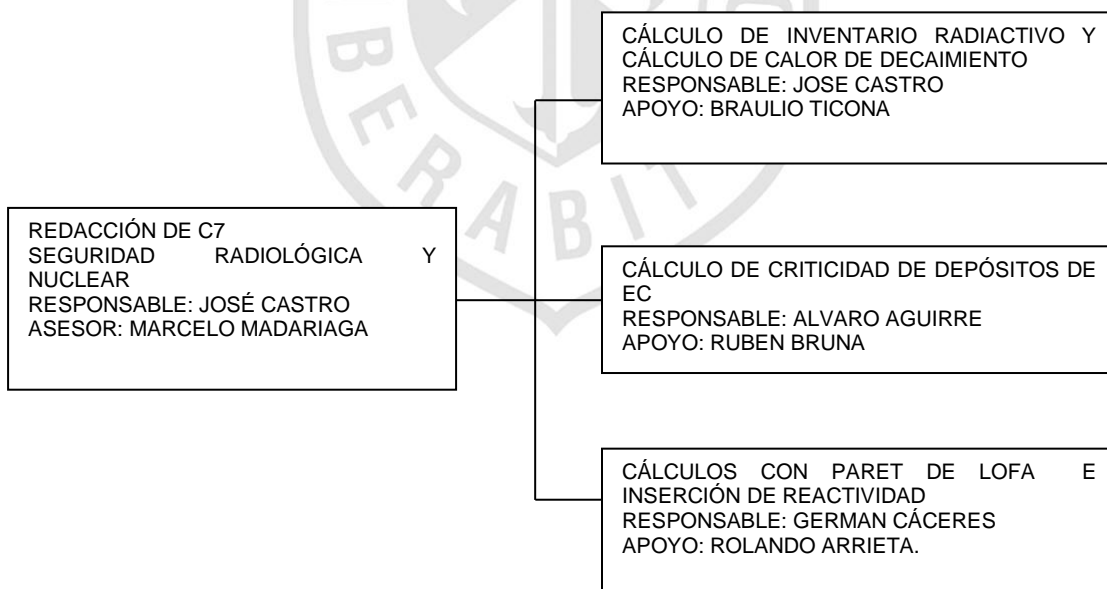


Figura N° 11. Organización para la elaboración de los informes técnicos al Capítulo 7

Fuente: IPEN

Tanto el estudio determinístico de algunos transitorios, como el impacto del cambio de los elementos combustibles sobre los estados de Planta

evaluados en 1988 y el estudio de Protección Radiológica, obedecen a información ya establecida que solo requiere actualización.

El desarrollo de todos estos temas forma parte del proyecto de elaboración del Capítulo 7 del Informe de Análisis de Seguridad para el uso de Elementos Combustible de U3Si2.

Para el cálculo de inventario radiactivo se ha requerido conocer el programa de cálculo ORIGEN versión 2.0 de Oak Ridge National Laboratory, para cálculo de producción, decaimiento y procesamiento de materiales radioactivos, para combustibles nucleares tal como el núcleo del Reactor RP-10 tanto para el núcleo inicial de U3O8 y del núcleo propuesto de U3Si2. Para ello se requirió una capacitación sobre como determinar el inventario radiactivo con este programa.

Para el cálculo de calor de decaimiento, conocido también como potencia de decaimiento, se emplea también el programa de cálculo ORIGEN considerando el decaimiento de todos los radionucleídos formados por los productos de fisión y los productos de activación, la suma de esta energía es calculada por el programa ORIGEN y su forma de decaimiento es característico.

Para el cálculo de criticidad de los depósitos de elementos combustibles, tanto gastado como nuevo, se utilizó el código MCNP5.0, este programa es un código para determinar N-partículas empleando el método Monte Carlo, el cual puede ser usado para el transporte de neutrones, fotones, electrones o parejas de neutrón/fotón/electrón, incluyendo la capacidad de calcular eigenvalores para sistemas críticos. El código trata una configuración arbitraria de tres dimensiones de materiales en geometría de celdas, delimitadas por superficie de primer y segundo grado. El personal encargado de esta parte del proyecto se ha auto-capacitado en el programa usando modelos ya establecidos y considerando los depósitos de combustibles totalmente rodeado de agua demostrando que en ninguna circunstancia se produce criticidad que ponga en riesgo la instalación.

Para el cálculo de transitorios se ha empleado el programa de cálculo PARET, ANL/RERTR/TM-11-38 versión 7.5, para proveer un análisis de transientes termo hidráulico para reactores de investigación para elementos combustibles tipo MTR y PIN. Este programa ha sido empleado para el estudio determinístico de algunos transitorios en condiciones de accidente, como el accidente de inserción de reactividad y el accidente de pérdida de refrigerante. Una relación de los ítems con los códigos de cálculo que emplean, se pueden observar en la tabla N° 2.



Tabla N° 2. Relación de los ítems que componen el capítulo 7 Seguridad Radiológica y Nuclear, con los respectivos códigos de cálculo que emplean.

ITEMS	Breve descripción	CÓDIGO DE CALCULO
Subcriticidad de depósitos elementos combustibles	Tanto EC frescos como gastados no deben superar un estado de criticidad	MCNP 5 v.1.51
Inventario Radiactivo del Núcleo	Los nuevos EC debe mantener un inventario semejante a los producidos por los EC de U3O8	ORIGEN v.2.1
Calor de Decaimiento	El calor producido por los productos de fisión y productos de activación debe estar dentro de condiciones de seguridad	ORIGEN v.2.1
Protección Radiológica	De acuerdo al inventario producido para el núcleo base de diseño se demuestra que las medidas de protección radiológica son adecuadas	ninguno
Estudio determinístico de algunos transitorios	Estudios de accidente de pérdida de caudal y de inserción de reactividad asegura la integridad de los EC y por tanto de la instalación	PARET/ANL v.7.5
Impacto del cambio de los EC sobre los Estados de Planta	Se demuestra de acuerdo a los resultados de inventario radiactivo que las dosis vs probabilidad se encuentran dentro de la curva criterio establecida	ninguno

Fuente: Castro (2014)

CAPÍTULO III ACTIVIDADES DESARROLLADAS

CAPÍTULO 7 SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR

3.1 Presentación

La Seguridad Radiológica y Nuclear busca dar las condiciones adecuadas para asegurar la integridad de la instalación en todas las etapas de su vida útil y la protección radiológica a sus componentes y al público en general incluyendo al personal profesionalmente expuesto.

Debido a que un reactor nuclear cuenta con una fuente principal de radiación de partículas nucleares como es el elemento combustible que en el caso peruano es de uranio, este combustible nuclear al ser irradiado produce una serie de elementos radiactivos denominado inventario radiactivo, también produce irradiación en los elementos cercanos al núcleo como los componentes mecánicos y el agua que rodea al núcleo; y en este último caso su difusión a través del circuito de refrigeración correspondiente, igualmente hay algunos productos radiactivos que aun en condiciones normales se disipan en forma gaseosa en pocas cantidades y cuyo control es materia de estudio tanto para la seguridad nuclear como para la protección radiológica.

Toda esta temática da lugar a la elaboración de este informe cuyo contenido debe satisfacer las exigencias en materia de seguridad nuclear y radiológica que va desde el uso del elemento combustible hasta su implicancia con la instalación en su conjunto y las dosis alcanzadas en la instalación en sus condiciones más exigidas y describe además el análisis de riesgo del reactor en los temas que involucran el cambio de combustible y cuyo objetivo es demostrar que cumple con los criterios radiológicos relativos a accidentes.

3.2 Situación problemática

El RP-10 se encuentra en una etapa de agotamiento de elementos combustibles nucleares, por tal motivo se encuentra en la necesidad de

realizar la compra de nuevos combustibles nucleares; por una cuestión del estado del arte en el mercado internacional, después de más de 20 años los combustibles nucleares mayormente aceptados son de Siliciuro de Uranio (U_3Si_2), por tal motivo de acuerdo al reglamento de uso de fuentes de radiación ionizante, el IPEN debe presentar una solicitud de licencia de modificación acompañada de las justificaciones necesarias, como es, el análisis de Seguridad Radiológica y Nuclear, el cual tiene como objetivo mantener por lo menos el mismo nivel de seguridad que tiene la instalación con el elemento combustible original de Óxido de Uranio (U_3O_8).

3.3 Proyecto de solución

El proyecto consiste en elaborar el informe de seguridad denominado CAP. 7 Seguridad Radiológica y Nuclear que cumpla con todas las exigencias de la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN) y con las recomendaciones del IAEA en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, esto modifica el actual informe de seguridad actual en lo referente a la actualización del inventario radiactivo, subcriticidad de los depósitos de elementos combustibles, determinación del calor de decaimiento, determinación del estudio determinístico de algunos transitorios, el impacto del cambio de elementos combustibles en los estados de planta y las consideraciones de las principales fuentes de radiación en el reactor en lo concerniente a la protección radiológica. Este documento debe contener toda la información necesaria para justificar el uso de estos nuevos elementos combustibles desde el punto de vista de seguridad nuclear y protección radiológica.

3.4 Etapas del proyecto

Debido a que el proyecto cuenta con una serie de etapas distintas pero relacionadas con la Seguridad Radiológica y Nuclear y de acuerdo a la organización descrita en el Capítulo II del presente informe, se menciona a continuación en orden de importancia, la realización de los respectivos informes que dan lugar a su vez, al contenido necesario para la elaboración del Capítulo 7: SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR.

3.4.1 Informe del cálculo de criticidad de los depósitos de elementos combustibles

Según Aguirre-Bruna (2013), el informe se detalla considerando los siguientes aspectos:

a) Descripción

Este informe muestra que el nivel de sub criticidad de los depósitos de Elementos Combustibles irradiados y no irradiados cumple con lo establecido en la norma de la referencia, (ARN, 2003). Este informe verifica que los depósitos de elementos combustibles se mantienen subcríticos para diversos escenarios, tanto para condiciones de almacenamiento normal y accidental.

Los elementos combustibles frescos se almacenan en un armario que se encuentra en el primer piso del edificio de laboratorios auxiliares del centro nuclear. Ver anexo 3.

Los elementos combustibles gastados se almacenan en unos depósitos dentro de la pileta auxiliar ubicada en el recinto del Reactor RP-10. Ver anexo 4.

b) Metodología

Para el modelamiento de los depósitos se utiliza la metodología MCNP, considerando todos los contenedores de los depósitos llenos de elementos combustibles expuestos al medio ambiente y sumergidos en agua.

c) Modelo

Se modela el depósito de elementos combustibles frescos con su capacidad completa, con las dimensiones y materiales indicados en las tablas 1 al 6 de (Aguirre-Bruna, 2013). El modelo en MCNP puede verse en el anexo 5.

Los depósitos de elementos combustibles gastados se modelan con su capacidad completa, suponiendo que estos elementos combustibles no se han irradiado que sería la condición más adversa, con los mismos datos

indicados en las tablas mencionadas anteriormente para el caso de depósitos de elementos combustibles frescos. Ver anexo 6.

d) Actividades

Mediante el uso del programa MCNP y los modelos propuestos se obtuvo los coeficientes de multiplicación efectivo K_{eff} del depósito de elementos combustibles frescos, tanto para condiciones de almacenamiento normal, como el almacenamiento en condición accidental, aunque se considera muy poco probable que el local 28 del depósito de elementos combustibles no irradiados se inunde puesto que no pasa tuberías por la misma, se asume que esta se inunda completamente con agua.

Además, también se obtuvieron los K_{eff} de los depósitos de elementos combustibles gastados, tanto el almacenamiento normal como para condiciones de almacenamiento accidental, en donde se considera que las planchas de Boral que se encuentran en los compartimientos ya no existen debido al tiempo transcurrido.

e) Fundamentos utilizados

De acuerdo a la guía AR4 de la Autoridad Regulatoria Nuclear- Argentina, en los numerales 83 y 84, se tiene que:

83. El diseño debería garantizar que los elementos combustibles irradiados y los dispositivos con combustibles irradiados, sean almacenados en una disposición geométrica tal que quede garantizada la subcriticidad con un margen de antireactividad de 11000 pcm y que permita una refrigeración suficiente por convección natural, tal que la temperatura de los mismos sea inferior a la temperatura a la que se produce el comienzo de la ebullición del líquido.

84. El diseño debería garantizar que los elementos combustibles no irradiados del reactor y los dispositivos con combustibles no irradiado, sean almacenados en una disposición geométrica tal que quede garantizada la subcriticidad, aun en el caso de inundación, con un margen de antireactividad de al menos 11000 pcm.

f) Resultados

Para depósitos de elementos combustibles frescos

Condiciones de almacenamiento normal

Para depósitos de elementos combustibles gastados

Condiciones de almacenamiento normal

Para EC de Óxido de Uranio se determinó el K_{eff}

Para NPS= 5000 partículas por ciclo y 500 ciclos se obtiene un $K_{eff} = 0.60288$ y $\sigma = 0.00050$.

Para EC de Siliciuro de Uranio se determinó el K_{eff}

Para NPS= 5000 partículas por ciclo y 500 ciclos se obtiene un $K_{eff} = 0.68349$ y $\sigma = 0.00048$.

Condiciones de almacenamiento accidental

Para EC de Siliciuro de Uranio se determinó el K_{eff}

Para NPS= 5000 partículas por ciclo y 500 ciclos se obtiene un $K_{eff} = 0.80395$ y $\sigma = 0.00049$.

3.4.2 Informe de Cálculo del Inventario radiactivo para nuevos elementos combustibles de Siliciuro de Uranio.

Según Castro (2012) el informe se detalla considerando los siguientes aspectos:

a) Descripción

El inventario de productos de fisión y otros radionucleídos en el combustible del núcleo del reactor depende de un número de factores como:

- La cantidad de material fisible, la potencia del reactor y el quemado.
- Distribución de flujo de neutrones en el núcleo, historia de operación (incluyendo los transitorios y los tiempos de decaimiento) y la gestión de combustible.

- La carga de blancos de irradiación para la producción de radioisótopos, ensayos de materiales, etc.

Para el caso del RP-10 este inventario radiactivo se realizó para los accidentes base de diseño, que son un conjunto de accidentes previstos o postulados de una manera más conservadora. Es así que la evaluación hecha ha sido realizada con el código ORIGEN II, para las siguientes condiciones:

Potencia: 10 MW.

Tiempo de irradiación: 342 días

N° de EC en el núcleo: 36 EC frescos

Quemado: 3420 MWD

El presente trabajo muestra la repetitividad del cálculo bajo las consideraciones actuales y extiende su objetivo a calcular el inventario radiactivo para el núcleo del RP-10 con 22 elementos combustibles de Siliciuro de Uranio, estimado como el núcleo que alcanzara el reactor con 100% de Elementos Combustibles de siliciuro, (Villarino, Equilibrium, 2012).

En síntesis en este informe, (Castro, 2013), se tiene en cuenta lo siguiente:

- Cálculo del inventario radiactivo del núcleo de 36 elementos combustibles de U_3O_8 , tal como figura en el IS de 1988, (CNEA, 1988)
- Cálculo del inventario radiactivo para núcleo de 22 elementos combustibles de U_3Si_2 para núcleo propuesto en equilibrio para el RP-10, considerando todos los combustibles frescos para una irradiación de 240 días a 10 Mw de potencia.

b) Metodología

Para el modelamiento del núcleo y la determinación del inventario radiactivo se siguió la metodología proporcionada por el programa ORIGEN que calcula la cantidad de elementos radiactivos producidos por el uso del

combustible de uranio, estos productos consisten en nucleídos producidos como actínidos, productos de activación y productos de fisión además de sus decaimiento y captura de productos.

c) Modelo

Se modela la composición de un elemento combustible (anexo 7) y se considera un quemado homogéneo en todo el núcleo, de tal forma que el inventario radiactivo viene a ser el inventario radiactivo de un elemento combustible multiplicado por el número de elementos combustibles que conforman el núcleo en estudio, de esta forma se realiza un estudio más conservador.

d) Actividades

Se presenta el inventario radioactivo del núcleo del RP10 a partir del cual se estimaron en 1988 las dosis en el público en caso de producirse determinados accidentes postulados. En base a la evolución de los eventos iniciantes postulados se definieron 6 estados de planta evaluándose la probabilidad de ocurrencia de cada uno. Por otro lado se evaluaron las consecuencias radiológicas de cada uno de estos estados de planta en función del daño al núcleo y las condiciones de disponibilidad de varios sistemas como por ejemplo del modo “en emergencia” del sistema de ventilación.

En 1988 el término fuente se definió tomando del inventario radioactivo una selección de 52 radionucleídos cuya actividad fue calculada en 1988 utilizando el código ORIGEN 2 (ORNL, 2003) con las siguientes condiciones (CNEA, 1988).

Núcleo de 36 elementos combustibles irradiado durante 342 días a una potencia de 10 MW. Es decir con una energía producida de 3420 MWd. De acuerdo al estado de planta a considerar se evaluó este inventario al momento del corte del reactor o con un tiempo de decaimiento de 1 hora.

En rigor estas condiciones, analizadas hoy, resultan conservativas ya que por diseño, en 1988 (Higa, 1987) se estimó un núcleo de equilibrio de 24 elementos combustibles Normales y 5 elementos combustibles de Control lo que hace un número efectivo de 27.75 elementos combustibles Normales, el quemado de extracción promedio calculado en esa oportunidad resultó del orden del 54% de U235 consumido de donde se puede estimar que el núcleo a considerar para el cálculo del inventario radioactivo en 1988 debería haber sido de 28 elementos combustibles normales con una energía total producida del orden de 1800 MWd (quemado medio del núcleo).

No obstante, el punto de referencia para comparar el inventario radioactivo con el nuevo elemento combustible es el inventario que realmente se utilizó para definir el término fuente al diseñar el reactor por lo que se toman como referencia las actividades de los 52 radionucleídos indicadas en (CNEA, 1988). Esas actividades corresponden al momento de corte del reactor, es decir no tienen en cuenta tiempo de decaimiento alguno.

En (Castro, 2013) se determina el inventario radioactivo que tendrá el núcleo del RP10 con el elemento combustible de U_3Si_2 y se lo compara con el inventario radioactivo considerado en 1988. La metodología seguida consta de dos etapas como se describe a continuación:

1^{era} ETAPA: Se reprodujo el cálculo de 1988, es decir se evaluó el inventario con el elemento combustible de U_3O_8 para 36 elementos combustibles irradiados durante 342 días a 10 MW. El objeto de este cálculo fue mostrar que se obtenían valores similares a los de 1988 (CNEA, 1988) y que en consecuencia, la metodología empleada era consistente con la utilizada en 1988.

2^{da} ETAPA: Manteniendo la misma metodología de cálculo anterior, se evaluó el inventario radioactivo correspondiente al núcleo de equilibrio con que operará el RP10 con los nuevos elementos

combustibles de U_3Si_2 . Este resultado se comparó con el inventario (CNEA, 1988) con el cual se hizo el análisis de riesgos en 1988.

Conviene puntualizar aquí algunos aspectos del cálculo realizado. El cálculo detallado del inventario radioactivo requiere disponer del mapa de quemado del núcleo de equilibrio ya que los elementos combustibles presentes en el núcleo han tenido tiempos de residencia distintos, desde 1 período hasta N_{EC} períodos para los elementos combustibles con máximo quemado y a punto de ser descargado del reactor (N_{EC} es el número de elementos combustibles en el núcleo). Por otro lado la distribución de potencia por elementos combustibles no es uniforme debiendo irradiarse cada uno de los N_{EC} elementos combustibles hasta alcanzar su quemado con la secuencia de potencias y tiempos de irradiación correspondientes.

Un cálculo simplificado que da una buena estimación del inventario radioactivo del núcleo de equilibrio consiste en hacer una irradiación promedio para un elemento combustible promedio y luego multiplicar las actividades obtenidas por el N_{EC} . Las condiciones para esta irradiación son Potencia igual a la potencia promedio por elemento combustible y tiempo de irradiación hasta alcanzar el quemado medio del núcleo (que es aproximadamente la mitad del quemado de extracción). De esta forma se calcula el inventario del nuevo núcleo de equilibrio con 17 ECN y 5 ECC de U_3Si_2 .

e) Fundamentos utilizados

El inventario radiactivo del núcleo, se refiere a la cantidad de elementos radiactivos presentes en los elementos combustibles del núcleo del reactor, los cuales se miden en Ci o Bq, mediante códigos de computación como el ORIGEN II es posible determinar un listado de la actividad de cada uno de los radionucleídos en el tiempo, teniendo como conocimiento previo su historial de potencia. La mayor parte del inventario está dado por los productos de fisión que se originan de la fisión de U-235 y en menor medida por los productos de activación, también se encuentran los actínidos que debido a la absorción se convierten en otros núcleos pesados radiactivos, que a su vez

por decaimiento generan otros radionucleídos denominadas hijas . Para el caso de los radionucleídos de vida media larga, la actividad es proporcional a la energía generada, para los de vida media muy corta es proporcional a la potencia.

Como algunos radioisótopos decaen generando otros, esto crea una dependencia entre ellos que genera complejidades en el cálculo. Algunos productos de fisión son considerados venenos neutrónicos, como el Xenón, y que por decaimiento se forma en Iodo.

Para el caso de un reactor nuclear de investigación que opera a una determinada potencia durante un determinado tiempo, el inventario radiactivo originado serán, los productos de fisión, los productos de activación, los actínidos y sus hijas. El código ORIGEN puede calcular la formación de más de 1700 radionucleídos, sin embargo en la determinación del término fuente para el caso del accidente postulado más severo en el RP-10, se han empleado solamente 52 radionucleídos, que agrupan a los radionucleídos más considerados en los estudios de seguridad de reactores (IAEA, 2008).

f) Resultados

Para el caso del RP-10 se han considerado los siguientes 52 radionucleídos:

- Elementos gaseosos: Kr85, Kr85m, Kr87, Kr88, Xe133, Xe135
- Elementos volátiles: I131, I132, I133, I134, I135, Rb86, Cs134, Cs136, Cs137, Te127, Te127m, Te129, Te129m, Te131, Te132,
- Elementos semi - volátiles: Ru103, Ru105, Ru106, Sb127, Sb129, Ba140, Sr89, Sr90, Sr91, Ce141, Ce143, Ce144, La140, Mo99, Rh105, Te99m.
- Elementos disueltos en el combustible: Nd147, Y90, Y91, Pr143, Zr95, Zr97, Nb95, Np239, Pu238, Pu239, Pu240, Pu241, Am241, Cm242, Cm244.

Resultado 1: Repetitividad de cálculo realizado en informe IS-15 de 1988.

El cálculo realizado considera el valor promedio de 36 elementos combustibles de U_3O_8 , para una irradiación de 340 días a 10 Mw de potencia. Los resultados se muestran en la tabla del anexo 8.

Resultado 2: Calculo para inventario radiactivo de productos de fisión para elemento combustible de Siliciuro de uranio.

El cálculo realizado considera el valor promedio de 22 elementos combustibles de U_3Si_2 , para una irradiación de 240 días a 10 Mw de potencia. Los resultados se muestran en la tabla del anexo 9.

3.4.3 Informe de Cálculo de Potencia de Decaimiento para elementos combustibles de U_3O_8 y U_3Si_2 .

Según Castro, (2012) el informe se detalla considerando los siguientes aspectos:

a) Descripción

La Potencia de decaimiento parte de la información del inventario radiactivo de productos de fisión y otros radionucleídos en el combustible del núcleo del reactor, es la potencia que se genera debido a la emisión gamma y beta de esta inventario y que depende del mismo número de factores dado para el inventario radiactivo, como:

- La cantidad de material fisible, la potencia del reactor y el quemado.
- Distribución de flujo de neutrones en el núcleo, la historia de operación (incluyendo los transitorios y los tiempos de decaimiento) y la gestión de combustible.
- La carga de blancos de irradiación para la producción de radioisótopos, ensayos de materiales, etc.

Para el caso del RP-10 esta determinación de la potencia de decaimiento se realizó para los accidentes base de diseño, que son un conjunto de

accidentes previstos o postulados de una manera más conservadora. Es así que la evaluación hecha ha sido realizada con el código ORIGEN II, para las siguientes condiciones:

Potencia: 10 MW.

Tiempo de irradiación: 340 días

N° de EC en el núcleo: 36 EC frescos

Quemado: 3400 MWD

Tiempo de decaimiento después de la parada: 100 días

La cual da lugar a dos tablas una de decaimiento de la potencia y otra tabla de acuerdo a la relación P/P_0 considerando la potencia en watts de todos los productos de fisión, productos de activación y actínidos y sus hijas, los cuales están en el anexo I. Los resultados son comparados con tablas del ANSI 5.1, (American National Standard, 1979).

El presente trabajo muestra que es posible determinar la potencia de decaimiento y que la relación P/P_0 se mantiene bajo las consideraciones actuales y extiende su objetivo a calcular la potencia de decaimiento para el núcleo del RP-10 con 22 elementos combustibles de Siliciuro de Uranio, estimado como el núcleo que alcanzara el reactor con 100% de elementos combustibles de siliciuro, (Villarino- Equilibrium, 2012), con las siguientes condiciones:

Potencia: 10 Mw

Tiempo de irradiación: 240 días

N° de EC en el núcleo: 22 EC frescos

Quemado: 2400 MWD

Tiempo de decaimiento después de la parada: 100 días.

b) Metodología

Para el modelamiento del núcleo y la determinación de la potencia de decaimiento se siguió la metodología proporcionada por el programa ORIGEN que calcula los elementos radiactivos producidos por el uso del

combustible de uranio, en esta oportunidad se considera el aporte de energía de todos los productos fisión, productos de activación y actínidos.

c) Modelo

Se modela la composición de un elemento combustible y se considera un quemado homogéneo en todo el núcleo, de tal forma que el inventario radiactivo viene a ser el inventario radiactivo de un elemento combustible multiplicado por el número de elementos combustibles que conforman el núcleo en estudio, de esta forma se realiza un estudio más conservador.

d) Actividades

Se realiza el cálculo de la potencia de decaimiento para los dos casos de uso de elementos combustibles, se demuestra que las curvas de decaimiento son muy similares, pero lo más importantes es que esta potencia de decaimiento cae a 300 KW en el tiempo de 100 seg, esto está relacionado con la situación más comprometida para la extracción del calor de decaimiento del núcleo, como es el accidente de pérdida de caudal refrigerante (LOFA).

Caso 1: Cálculo para determinar la potencia de calor por decaimiento del RP-10 para elementos combustibles de U_3O_8 según modelo de núcleo propuesto en el IS 15 de 1988.

Para este cálculo se consideró que el núcleo del reactor está compuesto de 36 elementos combustibles, la potencia del reactor es de 10 MW, y el accidente ocurre después de 340 días continuos de funcionamiento, por lo tanto el quemado es de 3400 MWD. Se emplea el código ORIGEN 2.1, que se encuentra dentro del programa MTR-PC producido por INVAP, se prepara el archivo de entrada con los datos indicados, tal como se observa en el anexo 10.a y se realiza una corrida del programa ORIGEN, pero considerando un tiempo de decaimiento de 100 días para tener una mejor gráfica.

Caso 2: Calculo para determinar la potencia de calor por decaimiento del RP-10 para elementos combustibles de U_3Si_2 según modelo de núcleo propuesto en [15].

Para el segundo cálculo se consideró que el reactor RP-10 está compuesto de 22 elementos combustibles de Siliciuro de Uranio frescos, la potencia es de 10 MW y el tiempo de irradiación es de 240 días y el tiempo de decaimiento es de 100 días, de igual manera se emplea el código ORIGEN 2.1 y el archivo de entrada se puede observar en el anexo 10.b

e) Fundamentos utilizados

Calor de decaimiento

Es el calor liberado como resultado del decaimiento radiactivo. Esto sucede cuando la radiación interactúa con los materiales, es decir, la energía de las partículas alfa, beta y gamma son convertidas en movimiento termal de los átomos.

En una reacción de fisión nuclear, se libera aproximadamente 187 Mev de energía, de manera instantánea y en la forma de energía cinética de los productos de fisión, sumado a la energía cinética de los neutrones de la fisión, más la energía de los gammas instantáneos o rayos gamma de la captura de neutrones, un tiempo después se adiciona unos 23 Mev de energía a partir del decaimiento beta de los productos de fisión. De estos 23 Mev de los betas, aproximadamente 10 Mev de esta energía es en forma de neutrinos, y como los neutrinos tienen una interacción muy débil, no se depositan en el núcleo del reactor, teniendo entonces 13 Mev, que representa el 6.5% de la energía total de fisión, el cual se deposita en el núcleo del reactor después de ocurrida la reacción de fisión.

Cuando un reactor nuclear se apaga y ninguna fisión nuclear está ocurriendo a gran escala, la principal fuente de producción de calor será debido al decaimiento beta de los fragmentos de fisión. Por esta razón, en el momento del apagado del reactor, el calor por decaimiento será aproximadamente el 6.5 % de la potencia previa del reactor si este ha tenido una historia de

potencia larga y estable. La tasa de producción de calor por decaimiento bajara lentamente en el tiempo; la curva de decaimiento depende de las proporciones de los varios productos de la fisión en el núcleo y de sus respectivas vidas medias.

Una aproximación a la curva de calor por decaimiento valida desde los 10 segundos a 100 días después del apagado es la siguiente:

$$\frac{P}{P_0} = 0.066 \left[(\tau - \tau_s)^{-0.2} - \tau^{-0.2} \right]$$

Donde:

P: potencia de decaimiento.

P₀: potencia del reactor antes del apagado.

τ : es el tiempo desde que el reactor partió, y

τ_s : es el tiempo de apagado del reactor medido desde el tiempo de partida (en segundos).

Mc Master Nuclear Reactor. (1998)

Para una aproximación con una base física más directa, algunos modelos usan el concepto fundamental de decaimiento radiactivo. El combustible nuclear usado contiene una gran cantidad de diferentes isotopos que contribuyen al calor por decaimiento, que son sometidos a la ley de decaimiento radiactivo, así que algunos modelos consideran el calor por decaimiento como la suma de funciones exponenciales con diferentes constantes de decaimiento y contribución inicial a la tasa de decaimiento. Un modelo más exacto consideraría los efectos de los precursores, dado que muchos isotopos siguen varios pasos en su cadena de decaimiento radiactivo, y el decaimiento de los productos derivados tendrá un mayor efecto mientras más tiempo pase desde el apagado.

La remoción del calor por decaimiento es una significativa preocupación de seguridad, especialmente poco después de un apagado normal o a continuación de una pérdida accidental de refrigerante. Fallar en remover el calor por decaimiento puede causar que la temperatura del núcleo se eleve a niveles peligrosos. La remoción del calor usualmente es lograda a través de varios sistemas redundantes, de los cuales el calor es removido usando intercambiadores de calor. En lugares sin un suministro de agua adecuado, el calor es disipado en el aire recirculando el agua vía una torre de refrigeración.

f) Resultados

El análisis de la potencia residual interesa para poder asegurar que el núcleo, una vez detenido el reactor seguirá siendo refrigerado adecuadamente, se trate de una parada normal o de una situación accidental. Al respecto interesa entonces no sólo la potencia residual sino también las características del núcleo que será refrigerado por convección natural.

El diseño de la placa combustible del elemento combustible de U_3Si_2 mantiene exactamente la misma superficie calefactora que la placa combustible de U_3O_8 . Por lo tanto la comparación de superficies calefactoras entre ambos núcleos puede reducirse a comparar el número total de placas combustibles. El núcleo de 21 elementos combustibles de U_3O_8 tiene 316 placas mientras que el de 29 elementos combustibles tiene 444 y el núcleo de 22 elementos combustibles de U_3Si_2 propuesto tiene 354 placas. Es esperable entonces que el núcleo propuesto con 22 elementos combustibles de U_3Si_2 resulte refrigerable por convección natural con una potencia alrededor de los 300 Kw.

El cambio a un núcleo de 22 elementos combustibles de U_3Si_2 no introduce cambios significativos en el calor residual que genera el núcleo luego del corte. Si bien este núcleo tiene menor número de elementos combustibles que el actual de U_3O_8 , tiene mayor superficie calefactora que el núcleo de 21 elementos combustibles de U_3O_8 que es operable por diseño a 10 MW y que

de hecho fue operado a 10MW (núcleo de arranque). Por lo dicho, se considera que las condiciones de diseño del RP10 permiten la adecuada refrigeración de este núcleo en parada.

Los resultados de ORIGEN 2.1 se puede observar en la gráfica mostrada en el anexo 11.

3.4.4 Informe de Evaluación del accidente de Inserción de reactividad del núcleo con combustibles U3Si2 en el RP-10.

Según Cáceres, (2013) el informe se detalla considerando los siguientes aspectos:

a) Descripción

Se evalúan las consecuencias del accidente de inserción de reactividad de 1.5 \$ en 0.30 s en la configuración del núcleo con combustibles U3Si2. La simulación se hizo con el código PARET. Los resultados muestran que dicho accidente no afecta la integridad de elementos combustibles, debido a que la máxima temperatura que alcanza la vaina de la placa es 280.2 °C.

b) Metodología

Se utiliza metodología PARET, para modelar el núcleo del reactor y la inserción de reactividad positiva que produce el accidente y el cálculo de la respuesta de los parámetros termohidráulicos.

c) Modelo

El modelo se basa en los siguientes principales datos de entrada, para el núcleo 38B del RP-10, compuesto de 24 elementos combustibles normales y de 5 elementos combustibles que alojan barras de control.

- Estado inicial crítico con Potencia de 10 MW y corte de energía eléctrica.
- Refrigeración forzada en modo V con 2 bombas en primario y secundario.
- Temperatura inicial de entrada 40°C.

- Modelo de núcleo de 3 canales: canal caliente, intermedio y frío.
- El canal caliente con máximo factor de pico total de 2.80.
- Accidente de inserción de reactividad de 1.5\$ en 0.30s.

Los datos de entrada de mediciones realizadas para el núcleo 38B son:

- Peso total solo de 3 barras de seguridad: 13.095\$.
- Tiempo máximo de caída libre de barras de seguridad: 0.627 s.
- Tiempo (x2) máximo de retardo para actuación de caída de barras: 0.20 s.
- Mínimo coeficiente de reactividad por vacío del moderador: – 0.2670 \$/%v.
- Coeficiente de reactividad por temperatura del moderador: – 1.8075E-2 \$/°C.

d) Actividades

Debido a la inserción de 1.5\$ en 0.3 s, se inicia una excursión de potencia. Esta excursión de potencia alcanza un determinado pico de potencia, luego del cual la potencia decae. El rápido decaimiento inmediatamente después del pico de potencia se debe a la reactividad negativa de realimentación, debido sobre todo a la generación de vacío por la ebullición subenfriada del refrigerante, lo cual hace disminuir la potencia.

Observar todo el desarrollo de esta respuesta dada la condición inicial es parte de tema de este informe.

e) Fundamentos utilizados

El caso más típico de este accidente es cuando un combustible nuclear ingresa de forma brusca en el núcleo del reactor, adicionando en un periodo de tiempo pequeño una reactividad en el núcleo del reactor. El incremento de reactividad produce una subida en la potencia en un periodo muy corto de tiempo, pero alcanza valores muy altos. La temperatura en el combustible también sube muy rápido durante este período de tiempo, al igual que la temperatura del refrigerante.

En el diseño se debe garantizar que la temperatura en la placa combustible no alcance la temperatura de ablandamiento y por consiguiente no se supere la temperatura de fusión del material de la vaina.

f) Resultados

Los resultados de este estudio pueden observarse en las figuras del anexo 12, en la cual puede observarse que debido a la inserción de 1.5\$ en 0.3 s, se inicia la excursión de potencia que alcanza un pico de 195.88 MW en 0.474 s, luego decae, debido a la reactividad negativa de realimentación debido a los coeficientes de vacío y de temperatura del reactor (ver figura 3), debe notarse que la potencia tiene un pequeño crecimiento de 11.506 MW en 0.628 s, debido a que al disminuir la temperatura rápidamente tanto el combustible como la vaina, se enfrían rápidamente, produciendo menos vacío, por lo tanto disminuye la reactividad negativa por vacío.

En la segunda figura (ver figura 2), se observa que debido a la excursión de potencia, que libera una gran cantidad de energía, las temperaturas del combustible (T_{fuel}) y vaina (T_{clad}) se incrementan rápidamente a partir de los 0.33 s, alcanzando picos en el canal más caliente de 290.94 °C para el fuel y de 278.06 °C para la vaina. Estos picos de temperatura se alcanzan alrededor de 0.503 s, después, disminuyen continuamente. La evolución de dichas temperaturas está relacionada directamente con la evolución de la potencia y de la energía.

En la misma figura se grafica la temperatura del agua refrigerante o moderador en el canal caliente. La temperatura del agua siempre crece. La ebullición nucleada empieza cuando la temperatura de placa (T_{clad}) alcanza los 165°C alrededor de los 0.467 s y termina alrededor de 0.66 s. Durante la ebullición nucleada aumenta grandemente la transferencia de calor al agua por lo que se observa un crecimiento acelerado de la temperatura del agua, incluso mientras decae la temperatura de la placa. Luego, de ello la temperatura del agua sigue creciendo debido a la energía residual. Por lo tanto, es necesario “enfriar” el moderador, y para ello será necesario poner

en funcionamiento los sistemas de refrigeración, con lo cual todas las temperaturas se enfriaran más rápido y se asegurara la integridad de los elementos combustibles. En los otros canales se tienen menores temperaturas y no se grafican.

En la tercera figura (ver figura 3), se observa que las reactividades más importantes son: la insertada y por vacío del moderador. La evolución de la reactividad por vacío depende de la tasa de generación de vacío en el moderador durante la ebullición subenfriada del agua por las altas temperatura de la placa combustible, esto hace que la reactividad negativa por vacío llegue hasta -1.18416% a los 0.493 s, luego, disminuye por el rápido decremento de la energía generada y de la temperatura de la vaina que disminuyen la ebullición y el vacío. Además de la realimentación por vacío se tiene otras realimentaciones de reactividad, por: temperatura del moderador, efecto Doppler, y por expansión de las barras, las cuales se agrupan como la reactividad de realimentación por otros (OTROS). La reactividad insertada al inicio se debe al accidente propiamente dicho de una inserción de 1.5% en 0.3 s, y luego, a la inserción de reactividad negativa debida a las barras de seguridad, la cual se inicia a los 0.625 s.

Entonces, se tiene que en un accidente de inserción de reactividad de 1.5% en 0.3 s, la temperatura máxima que alcanza la vaina es de 278.06°C , menor que los 450°C , límite para evitar el ablandamiento de la vaina es de 278.06°C , menor que los 450°C , límite para evitar el ablandamiento de la vaina de las placas combustibles y mucho menor de los 660°C de la temperatura de fusión del aluminio, razón por la cual, los sistemas de seguridad de extinción del reactor (barras de seguridad) y el diseño nuclear del núcleo (coeficientes de realimentación negativos) aseguran la integridad de los elementos combustibles en caso de dicho accidente de reactividad.

Con relación a las posibles causas de inserción de reactividad por uso del reactor, tenemos que la reactividad debida a los experimentos es de 20 pcm, y debido a las cajas para la producción de radioisótopos 60 pcm, que son

mucho menores que 1 \$ (780 pcm), por lo que habría que evaluar la hipótesis de la inserción de 1.5 \$.

3.4.5 Informe de Evaluación de pérdida de caudal del núcleo con combustibles U3Si2 en el RP-10.

Según Cáceres, (2013) el informe se detalla considerando los siguientes aspectos:

a) Descripción

En este informe se evalúan las consecuencias del accidente de pérdida de caudal (LOFA) por corte de energía eléctrica de las bombas del sistema de refrigeración en el modo de operación V de la configuración del núcleo con combustible U3Si2. La simulación se hizo con el código PARET. Los resultados muestran que una potencia inicial de 10 MW la máxima temperatura de la vaina alcanza 93.44 °C por lo que dicho accidente no afecta a la integridad de los elementos combustibles.

b) Metodología

Se emplea la metodología del código PARET para el caso de un LOFA (Loss of flow accident) se ingresan los datos de entrada del núcleo, se corre el programa considerando las condiciones del accidente y se evalúan los resultados.

c) Modelo

El modelo se basa en los siguientes principales datos de entrada, para el núcleo 38B del RP-10, compuesto de 24 elementos combustibles normales y de 5 elementos combustibles que alojan barras de control.

- Estado inicial crítico con potencia de 10 MWatts y corte de energía eléctrica.
- Refrigeración forzada en modo V con 2 bombas en primario y secundario.
- Temperatura inicial de entrada 40 °C

- Modelo de núcleo de 3 canales: canal caliente, intermedio y frío.
- El canal caliente con máximo factor de pico total de 2.80.

Los datos de entrada medidos experimentalmente para el núcleo 38B son:

- Peso total solo de 3 barras de seguridad: 13.095\$
- Tiempo máximo de caída libre de barras de seguridad: 0.627 s.
- Tiempo (x2) máximo de retardo para actuación de caída de barras: 0.20 s.
- Mínimo coeficiente de reactividad por vacío del moderador: - 0.2670 \$/%v.
- Coeficiente de reactividad por temperatura del moderador: - 1.8075E-2 \$/%°C
- Flujo másico inicial efectivo 3512.74 Kg/m²-s en t= 0 s.
- Evolución de flujo másico desde el corte de energía t=0s hasta t= 90 s.

d) Actividades

Este informe realiza un análisis computacional basado en la pérdida de refrigerante en el núcleo del reactor cuando este se encuentra en funcionamiento a 10 Mw de potencia, debido a una falla del sistema de impulsión de refrigerante que hace que las bombas del primario dejen de funcionar y la inercia mantenga por unos instantes un leve caudal, ingresando el sistema de seguridad a disminuir la potencia, en algunos segundos el flujo de agua se invierte debido a la convección natural, el programa analiza todos estos eventos en función del tiempo y brinda una gráfica de respuesta que se analiza para saber si al final el accidente es de consideración de acuerdo a lo planteado.

e) Fundamentos utilizados

La disminución del caudal de refrigerante o la pérdida total del mismo (LOFA: loss of flow accident), hasta el establecimiento lento de la convección natural, produce un aumento en la temperatura de las placas combustibles y del refrigerante.

Cuando se produce este accidente, la velocidad de giro de las bombas se reduce exponencialmente, a medida que se consume la energía mecánica almacenada en las volantes de inercia de las bombas, disminuyendo también la velocidad del refrigerante. Cuando la velocidad del refrigerante alcanza velocidades muy bajas, las clapetas de convección natural se abren y el sentido del flujo se invierte, produciéndose una velocidad ascendente debido a la diferencia de densidades producida por la variación de temperaturas en el refrigerante.

Luego del SCRAM, la potencia térmica decae rápidamente, mientras que el caudal desciende más lentamente, esto provoca un estado transitorio entre la energía entregada por el combustible y la extraída por el refrigerante, que se traduce en una variación de las temperaturas del combustible y del refrigerante en el tiempo. Mediante la ecuación de la conservación de la energía aplicada al modelo propuesto para estado transitorio se modela el comportamiento de las variables involucradas.

Las causas que podrían originar este tipo de accidente serían:

- Pérdida del suministro eléctrico (pérdida total de caudal)
- Falla del motor propiamente dicho (disminución del caudal)
- Rotura del acople bomba motor (disminución del caudal)

f) Resultados

Las gráficas aparecen en el anexo 13, en la 1ra figura, se observa la evolución del flujo de pérdida de caudal hasta los 102 s (Villarino-Calculation, 2012). El caudal de “trip” se alcanza a los 6.15 s, cuando el flujo se reduce al 80%, para que después de 0.2 s, es decir a los 6.35 s se produzca el inicio de la caída de las barras de seguridad que introducirá reactividad negativa. El flujo se invierte a los 114 s y se establece la convección natural.

En la 2da.figura, se observa que la potencia decrece primero lentamente de 10.0 a 9.5088 Mw hasta los 6.35 s, lo cual se debe a que al disminuir la

refrigeración, por pérdida de caudal, se produce una elevación de la temperatura de la placa combustible (fuel y clad) y del refrigerante, ver Figura 3, que genera una pequeña reactividad negativa, ver Figura 4, que pone subcrítico al reactor. Desde los 6.35 s, se da la caída de barras hasta los 6.78 s, en que la potencia decae violentamente de 9.508 a 1.175 Mw, luego la potencia decae lentamente.

En la 3ra. figura, se observa, al inicio del accidente de pérdida de caudal refrigerante, las temperaturas del combustible (fuel), vaina (clad) y refrigerante (cool) se incrementan leve y rápidamente, alcanzando picos, en el canal caliente, de 100.475 °C en el fuel, de 95.603 °C en la vaina, y de 55.716 °C para el refrigerante, alrededor de 6.35 s; después, debido a la caída de las barras de seguridad, la potencia decae violentamente junto con las temperaturas. Luego, se da una leve variación de las temperaturas hasta los 114 s, instante que se produce la inversión de flujo. Después, las temperaturas nuevamente se elevan debido a que la refrigeración es por convección natural produciéndose dos picos de temperaturas a los 120.5 y 121 s, luego del cual, debido a que la potencia residual es cada vez menor, se espera que finalmente las temperaturas sigan decayendo. Para los otros canales las temperaturas son menores y para dar claridad a la Figura 3, no se incluyen.

En la 4ta figura, al inicio la reactividad que es la suma de los efectos de las reactividades por temperatura del combustible (efecto Doppler), por vacío y temperatura del moderador (agua), introducen muy poca reactividad negativa. Después, a los 6.35 s, cuando bajan las temperaturas, ver Figura 3, la reactividad de realimentación crece un poco y es positiva. Después de los 113 s por el incremento de las temperaturas, la reactividad total de realimentación se vuelve negativa. En la Figura 4, también se observa la reactividad insertada por la rápida caída de barras, en 6.35 s, después del cual es constante. La reactividad total varía según la realimentación de los otros factores que insertan reactividad.

Entonces, se tiene que en un accidente de pérdida de caudal (LOFA), con una potencia inicial de 10 Mw, la temperatura máxima que alcanza la vaina es 95.603 °C, menor que los 450 °C, límite para evitar el ablandamiento de la vaina de las placas combustibles y mucho menor de los 660 °C de la temperatura de fusión del aluminio (CNEA, 1988), razón por la cual, las volantes de inercia de las bombas del sistema primario y la caída de barras aseguran la integridad de los elementos combustibles en caso de LOFA por interrupción de energía eléctrica.

3.4.6 Informe de Riesgo radiológico potencial por el cambio del tipo de elementos combustibles en el Reactor Nuclear RP-10.

Según Arrieta, (2013) el informe se detalla considerando los siguientes aspectos:

a) Descripción

El RP-10 tiene un estudio de análisis de riesgo desde 1988 para el uso de elementos combustibles de U₃O₈, con su respectivo estudio de inventario radiactivo producido para un hipotético accidente sucedido en las siguientes condiciones: de 36 Elementos combustibles, 10 Mw de potencia, operado durante 340 horas.

Este estudio consiste en la identificación y selección de los eventos iniciantes para un accidente dentro de la instalación del RP-10, cálculos de probabilidad de ocurrencia de estos eventos, cuantificación de las probabilidades de falla de los encabezamientos de los árboles de eventos, los parámetros de confiabilidad, el desarrollo cuantitativo de los árboles de eventos, cálculo de consecuencias radiológicas asociadas a los estados de planta planteados, cálculo de las descargas radiactivas y dosis al público y el cumplimiento del criterio de aceptación.

El informe presentado debido al cambio del tipo de elementos combustibles contempla solo algunos aspectos de los eventos iniciantes que estén relacionados con el cambio de elementos combustibles como es el caso de:

- Impacto de misiles en el núcleo y en el conducto tangencial con reactor parado
- Impacto de misiles en el núcleo y en el conducto tangencial con reactor operando.
- Obstrucciones en los canales de refrigeración del núcleo del reactor.
- Orificios libres en la grilla

Realizando los nuevos cálculos de probabilidades se obtienen nuevos valores en los arboles de eventos y estos a su vez pueden generar nuevos valores de probabilidad para los estados de planta, los cuales serán confrontados con los valores de dosis respectivos en un cuadro de Curva Criterio para la aceptación de riesgo tanto para los trabajadores como para el público.

b) Metodología

Para evaluar la aceptación del RP-10, luego del cambio de EECC se analizará si los puntos estudiados siguen o no bajo la curva criterio, La metodología consistirá en analizar las probabilidades de ocurrencia y las consecuencias radiológicas asociadas, para ello consideraremos los eventos iniciantes postulados en cada uno de los dos escenarios y la posible variación de su probabilidad. En cuanto a las consecuencias radiológicas analizaremos su cambio de acuerdo a la variación del inventario radiactivo. Sabiendo que estas consecuencias son funciones de dicho inventario En todo caso se mantendrá los métodos e hipótesis, así como las ocurrencias de las secuencias accidentales significativas.

c) Modelo

La aceptación del riesgo en el RP-10 está basada en la Curva Criterio, que es un riesgo potencial.

Resumidamente, el riesgo total R, se puede representar con la siguiente fórmula:

$$R = P(E) P(F/E) \dots \dots \dots (1)$$

Dónde:

P (E): es la probabilidad de que el individuo se exponga y reciba una dosis H(Sv).

P (F/E): es la probabilidad de que el individuo sufra un efecto nocivo en su salud, habiéndose expuesto y recibido la dosis H.

El valor de P (F/E) es función de la dosis H recibida por el individuo expuesto. En el intervalo de valores de dosis entre 0 y 1 Sv, $P(F/E) = 5 \times 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ (efectos estocásticos). Para dosis mayores a 1 Sv, el valor de P (F/E) aumenta rápidamente según una relación sigmoidea (efectos no estocásticos), alcanzando un valor prácticamente igual a la unidad para dosis de 6 Sv o mayores.

La expresión (1) se puede escribir en la siguiente forma:

$$P(E) = R / P(F/E) \dots \dots \dots (2)$$

Haciendo en (2) $R = 10^{-7}$ y $R = 10^{-6}$, y truncando las funciones anteriores en:

- El valor $P(X) = 10^{-2}$ indicando que no se acepta instalaciones donde podrían ocurrir accidentes radiológicos con probabilidades elevadas, independientemente de las dosis involucradas, y
- En $f(E) \cong 1$ (dosis del orden de 6 Sv o mayores) para probabilidades de 10^{-7} y 10^{-6} según correspondan

Se grafica P (E) en el plano probabilidad Vs. Dosis, con lo que se obtienen las denominadas “curvas criterio” que representan gráficamente el criterio argentino de aceptación de riesgo para el público y los trabajadores, respectivamente (ver anexo 14).

El criterio establece que para el caso de accidentes con consecuencias radiológicas ninguna secuencia accidental debe tener una probabilidad

anual de ocurrencia que graficada en función de la dosis efectiva, resulte en un punto ubicado en la zona no aceptable de la “curva criterio” respectiva.

d) Actividades

Probabilidad anual de Secuencias Accidentales

Para esto se analiza

Eventos Iniciables Postulados (EIP)

Se analiza los EIP considerados en su momento:

A. Pérdida del refrigerante primario:

A1. Perforaciones o fracturas en componentes del circuito situados fuera de la piscina.

A2. Derivaciones indebidas de refrigerante a otros sistemas.

B. Desvío de refrigerante por fuera del núcleo del reactor:

B1. Apertura indebida de válvulas clapetas.

B2. Orificios libres en la grilla. ✓

B3. Perforaciones o fracturas en circuito situados dentro de la piscina del reactor.

C. Falla en refrigeración del núcleo: obstrucciones o no impulsión en primario:

C1. Obstrucciones en cañerías del circuito o en los intercambiadores de calor.

C2. Indebida operación de cierre de válvulas en el circuito.

C3. Falla de bombas del circuito.

C4. Rotura: acoples motor/bomba.

C5. Falla de motores de las bombas.

C6. Pérdida de suministro eléctrico local a los motores de las bombas del circuito primario. Ver anexo 15.a y CNEA. (1988).

D. Obstrucciones en los canales de refrigeración del núcleo del reactor.

✓

E. Transitorios supercríticos con neutrones inmediatos:

E1. Retiro incontrolado de una barra de control.

E2. Extracción de EECC del núcleo por una barra de control, y posterior caída del mismo.

F. Transitorios supercríticos con neutrones retardados:

F1. Retiro incontrolado de una barra de control.

F2. Extracción de EECC del núcleo por una barra de control, y posterior caída del mismo.

G. Impacto de misiles en el núcleo y en el conducto tangencial con reactor parado. V

H. Impacto de misiles en el núcleo y el conducto tangencial con reactor operando. V

I. Perforaciones en el núcleo del reactor por acción de agentes químicos:

I1. Ingreso de agentes químicos corrosivos al refrigerante.

I2. Corrosión de componentes del reactor.

J. Falla de refrigeración secundaria:

J1. Perforaciones o fracturas en componentes del circuito,

J2. Derivaciones indebidas de refrigerante a otros sistemas.

J3. Obstrucciones en las cañerías del circuito o en los intercambiadores de calor.

J4. Indebida operación de cierre de válvulas de circuito.

J5. Falla de bombas del circuito.

J6. Rotura de acoples motor-bomba del circuito.

J7. Falla de motores de las bombas del circuito.

J8. Pérdida de suministro eléctrico a los motores de las bombas.

J9. Pérdida de suministro eléctrico a motores de ventiladores de las torres de enfriamiento.

J10. Falla de componentes de las torres de enfriamiento.

K. Pérdida de suministro eléctrico a las barras generales.

L. Incendio interno.

M. Incendio externo.

N. Sismo.

O. Caída de aviones.

P. Explosiones externas.

Q. Tornados.

R. Inundaciones.

S. Huaycos.

De todo este listado existen eventos que no tienen en cuenta al elemento combustible, como por ejemplo: La pérdida de refrigerante primario: Las perforaciones o fracturas en los componentes del circuito primario se van a presentar independiente del tipo de combustible usado, lo mismo ocurre con las derivaciones del refrigerante primario a otros sistemas.

De todos los eventos analizados se tiene que las probabilidades prácticamente se mantienen iguales, porque no dependen del tipo de combustible, salvo en los casos, resaltados con (V):

D) Obstrucciones en los Canales de Refrigeración del Núcleo del Reactor: Se estima que este suceso podría ocurrir una vez en la vida útil de la instalación. Por otra parte, la probabilidad condicional que, habiendo caído el objeto, éste se deposite sobre el núcleo del reactor, se calcula en base a la relación entre las secciones transversales del núcleo y del tanque respectivamente:

$P = \text{Sección transversal del núcleo} / \text{Sección transversal del Tanque} = \text{STN}/\text{STT}.$

Probabilidad que caiga un objeto obstruyese en forma inadvertida: $1/30 \text{ año}^{-1}$

Probabilidad que el objeto se deposite sobre el núcleo, dado que ha caído al tanque:

$P(D) = \text{Proba. Caída} * \text{STN}/\text{STT}$

Óxidos: $\text{STN} = 1, \text{SST} = 12.6 \implies P(D)_{\text{ox}} = (1/30) * (1/12.6) = 2.6 * 10^{-3}$

Siliciuros: $\text{STN} = 0.7, \text{SST} = 12.6 \implies P(D)_{\text{si}} = (1/30) * (0.75/12.6) = 2. * 10^{-3}$

$P(D)_{\text{si}} < P(D)_{\text{ox}}$

Esto debido a que la sección transversal del núcleo con siliciuros van a ser siempre menores que el de óxidos por su mayor densidad de uranio.

B2) Orificios libres en la grilla

En este caso se incrementa ligeramente la probabilidad al tener mayor cantidad de tapones, por la menor cantidad de EECC, sin embargo no se alcanza la reducción de caudal ($< 40\%$ del valor nominal) que impliquen daños a las placas de EECC. Es decir, este evento no tiene asociada consecuencias radiológicas.

Otro evento iniciante afectado es el correspondiente al **impacto de misiles** en el núcleo y conducto de irradiación tangencial:

G) Con el Reactor detenido

H) Con el Reactor funcionando

En estos dos casos, conservadoramente el estudio inicial considera que todo lo que cae a boca de tanque impacta en el núcleo, motivo por el cual no es afectado positivamente por la disminución de la sección transversal del núcleo. Al final se mantiene los valores originales.

e) Fundamentos utilizados

Tanto los e.i.p. (postulados) como sus componentes, los e.i. propuestos, son sucesos en general poco frecuentes, de allí que no se dispone, en la mayoría de los casos, de estadísticas representativas sobre sus tasas de ocurrencia. Por lo tanto, la probabilidad de ocurrencia de estos sucesos es estimada mediante modelos e hipótesis conservativas que toman en consideración las incertidumbres acerca de dichas tasas. A continuación se describen los modelos que se utilizan, en tanto que las hipótesis se introducen en el texto donde sea necesario.

Modelo de Poisson

Unión de eventos

Cálculo de la probabilidad de ocurrencia de un e.i. mediante árboles de falla.

En los casos en que un dado e.i. es provocado por la ocurrencia de fallas en uno o más sistemas de proceso, se utilizan arboles de falla para calcular la probabilidad de ocurrencia de dicho e.i. la cuantificación de estos árboles de falla se hace mediante la aplicación de los modelos de confiabilidad siguientes:

Modelos de confiabilidad de sistemas

- a. Falla en demanda
- b. Falla en el tiempo (o modelo de tiempo de vida)
- c. Falla en demanda o falla en el tiempo

d. Indisponibilidad de componentes (reparables) en estado de espera

Modelos de Confiabilidad Humana

- THERP (Technique for Human Error Rates Prediction)

HCR (Human Cognitive Reliability)

Modelo de confiabilidad de componentes sometidos a sollicitación sísmica

El árbol de eventos correspondientes al e.i. "sismo" posee encabezamientos que requieren el cálculo de las probabilidades de falla del puente- grúa de 10 Toneladas y del puente de mecanismos; dicho cálculo se realiza mediante el método de curvas de fragilidad y se aplica la función denominada "de mejor estimación", la que determina el valor de la probabilidad de falla debida a sismos de componentes estructurales o mecánicos.

f) Resultados

En la tabla del anexo 15 se realizan las comparaciones de Probabilidades de ocurrencia con elementos combustibles de óxidos (Pox) y con elementos de siliciuros (Psi), solamente las marcadas en amarillo son de importancia para el tema del cambio de combustible, sin embargo el e.i.p.B2 no es relevante por su baja probabilidad de ocurrencia y el e.i.p. G no es considerado por que es similar al evento e.i.p. H que considera el reactor operando.

En el anexo 16 se muestran los árboles de eventos de los dos eventos más relacionados con el cambio de combustible, los eventos D y H, considerando los valores de probabilidad de los e.i.p para cada tipo de combustible (amarillo es para el caso de Psi), cada árbol de eventos concluye en una rama denominada secuencia accidental, cuyo valor de probabilidad está relacionado o no a un estado de planta, que es la probabilidad de encontrar en un determinado estado los sistemas de seguridad con que cuenta la instalación (SOCT: sistema de obstrucción de conducto tangencial y SRPF: Sistema de remoción de Productos de Fisión). Esto dependerá del evento y de los sistemas de seguridad más comprometidos con la instalación. Una

breve explicación de cómo se considera el suceso de cada uno de los eventos se da al pie de cada árbol de eventos.

Para determinar el valor de los estados de planta se suman las probabilidades de las ramas de cada evento iniciante propuesto que está relacionado con un estado de planta, de esta forma se obtiene la tabla del anexo 17, como se podrá observar en la tabla el caso e.i.p D no está considerado en ningún estado de planta porque su consecuencia no afecta al estado de la instalación según se muestra en la tabla del anexo 18, En esta tabla se observa cual es el estado del reactor cuando se da una determinada secuencia accidental y considera las siguientes situaciones:

- Que el reactor se encuentre en funcionamiento o no
- El nivel de agua que cubre el núcleo del reactor
- Que el Sistema de remoción de productos de fisión se encuentre disponible o no.
- La fracción de daño que haya sufrido el núcleo debido al evento desarrollado, se considera el 1%, 15% y 50% de daño al núcleo.

De acuerdo a todo lo indicado anteriormente se observa que las secuencias accidentales e.i.p.H1 y e.i.p.H3 pertenecen al estado de planta EP1 con una probabilidad de 4.7×10^{-4} , y el e.i.p.H2 pertenece al estado de planta EP2 con una probabilidad de 1.9×10^{-4} .

Para la evaluación de consecuencias radiológicas asociadas a los estados de planta, se da la tabla del anexo 19 en la que se define el grupo crítico resultante de las liberaciones de radionucleídos, correspondientes a todos los estados de planta (EP), los datos calculados se dan para el grupo crítico y para el caso de un poblador hipotético que habita en el borde del emplazamiento, debajo del eje de la pluma radiactiva, el grupo crítico se encuentra a 1500 metros del reactor RP-10 en la dirección NNE, el poblador hipotético habita a 580 metros del reactor.

Los cálculos de dosis fueron realizados con los códigos DRAP y SEDA, el primero tiene en cuenta los mecanismos de filtrado y descarga de radionucleídos para el reactor RP-10 y el segundo calcula las dosis en el público resultante de las liberaciones postuladas.

En el anexo 20, se da la gráfica Curva Criterio para el grupo crítico que es la población más cercana al RP-10, que tal como se mencionó en el anexo 14 representa la aceptación de riesgo para el público, definida en dos zonas la de aceptación y la de no aceptación, para ello se ha graficado los EP de acuerdo a su probabilidad anual de ocurrencia y el nivel de dosis efectiva que se esperaría alcanzar en el caso que se produzca el evento. Tal como se observa todos los estados de planta se encuentran dentro de la zona aceptable y que los estados EP1 y EP2 relacionados con el cambio de tipo de elementos combustibles se encuentran dentro de valores aceptables. Los otros EP se mantienen inalterables dado que son parte del estudio probabilístico global del análisis probabilístico de seguridad del RP-10 y que no son afectados por el cambio de tipo de elementos combustibles.

3.4.7 Elaboración de Capítulo 7: Seguridad Radiológica y Nuclear

Según Castro, (2013) el informe se detalla considerando los siguientes aspectos:

La elaboración de este capítulo, es una recopilación de las partes más resaltantes de todos los informes anteriores, en donde se le ha agregado un punto sobre protección radiológica, que contempla las principales fuentes de radiación generadas en el reactor, en donde el núcleo, el refrigerante a lo largo del circuito primario y el combustible irradiado extraído del núcleo son susceptibles de experimentar algún cambio con el nuevo elemento combustible, mientras que los materiales estructurales activados a lo largo de la vida del reactor, los materiales irradiados en el reactor y luego transportados; y los residuos sólidos, líquidos y gaseosos, son propios del uso del reactor durante toda su vida útil.

El objetivo de este capítulo es mostrar que la introducción del elemento combustible de nuevo diseño de U_3Si_2 en el RP-10 mantiene por lo menos el mismo nivel de seguridad que tiene la instalación con el elemento combustible original de U_3O_8 .

El marco de este análisis de seguridad es el descrito en el capítulo 3 de este IS-EC, que si bien es un estudio conceptual que incluye la actualización de una serie de parámetros, excluye, el cálculo detallado de un conjunto completo de accidentes postulados como sería necesario en caso de tratarse de una actualización del capítulo 16 del IAS sobre Análisis de Riesgo.

Se considera que el análisis de la seguridad radiológica y nuclear que se presenta en este capítulo resulta suficiente a los fines de licenciar el cambio de elementos combustibles en el RP-10, buscando demostrar que no se resienten las condiciones de seguridad de la instalación debido al cambio de elemento combustible.

Con este capítulo se demuestra que el nuevo elemento combustible de U_3Si_2 , con las especificaciones dadas en el capítulo 4 y con los núcleos analizados en los capítulos 5 y 6.

Luego se concluye lo siguiente:

- Mantiene un margen de subcriticidad adecuado en los depósitos de elementos combustibles.
- No modifica el inventario radiactivo ni la potencia residual del núcleo.
- Mantiene la efectividad de los blindajes de la instalación.
- No introduce cambios significativos en el análisis de seguridad hecho en 1988 cumpliéndose el criterio de aceptación original (norma CALIN 3.1.3) y dicho criterio actualizado (norma AR4.1.3)

En consecuencia se concluye que el cambio del elemento combustible de U3O8 por el nuevo elemento combustible U3Si2 mantiene por lo menos el mismo nivel de seguridad de la instalación por lo que se considera que se han aportado elementos suficientes para licenciar esta modificación en el reactor RP-10.



CAPÍTULO IV

REFLEXIÓN CRÍTICA DE LA EXPERIENCIA

Esta experiencia fue muy fructífera a nivel profesional, porque es algo distinto a lo que se estuvo realizando hasta la fecha, que era la explotación segura de una instalación nuclear que ya contaba con sus límites de seguridad y sus sistemas para resguardar la protección segura de la instalación, que contaba con toda la información necesaria para solo utilizarla. Las tareas previas a este informe y este informe en particular son experiencias nuevas y de competencia porque resalta el conocimiento adquirido en todos estos años por el personal del reactor puesto al servicio del desarrollo y a la innovación, si bien se ha tenido el apoyo del IAEA (International Atomic Energy Agency) para esta tarea; pero el trabajo, el desarrollo, lo ha hecho personal peruano, que organizados en grupos han aprendido a trabajar en comunicación constante para sacar adelante este y los otros informes desarrollado por el personal de la dirección de producción.

Ante el reto de comprar elementos combustibles de siliciuro de uranio en vez de los combustibles de óxido de uranio, contrajo una serie de responsabilidades a todo nivel desde el diseño de los nuevos elementos combustibles, hasta la preparación de los nuevos informes de seguridad para presentar a la OTAN (Oficina Técnica de la Autoridad Nacional), en donde este capítulo trajo grandes retos personales, primero para dirigir a un grupo diverso para la elaboración de los temas aquí tratados, para adquirir nuevos conocimientos en códigos de cálculo, para la resolución de diversos casos como actividad, potencia térmica, reactividad y márgenes de temperatura alcanzable por el reactor debido a hipotéticos accidente que pudiera sufrir el reactor nuclear empleando los elementos combustibles de Siliciuro.

El trabajo de este Capítulo se inicia luego de establecidos los primeros 3 capítulos y se tiene conocimiento de la forma final que tendrían los nuevos elementos combustibles de siliciuro y los escenarios de distribución de potencia de las diversas configuraciones que adoptaría durante su uso. Esto trajo a colación la espera del trabajo de otros grupos, de la disponibilidad del personal, dado que este trabajo era adicional al trabajo que el personal realizaba normalmente, los recursos y la inserción de nuevos conocimientos por parte del asesor y otras personas enviadas por el IAEA con el fin de potenciar al grupo humano en la realización de las mismas.



CONCLUSIONES

- Primera:** La conclusión de mayor interés de este informe, es que el estudio de seguridad radiológica y nuclear del RP-10, cumple con todas las recomendaciones del organismo internacional de energía atómica con respecto a las evaluaciones a realizarse sobre estos temas, es más, las evaluaciones determinísticas complementan el estudio probabilístico del informe de seguridad que tiene actualmente el RP-10.
- Segunda:** Este informe es un caso de estudio determinístico de diversos parámetros mediante el uso de programas computacionales para determinar valores resultantes de escenarios previamente previstos.
- Tercera:** El trabajo en grupo de manera sistémica ha permitido afianzar todos los conocimientos y recursos, haciendo la tarea más sinérgica en función del grupo, logrando así alcanzar los objetivos previstos.
- Cuarta:** Los conocimientos obtenidos servirán para la realización o generación de nuevos conocimientos por parte de cada integrante de grupo, creando más dinamismo en las tareas desarrolladas hasta la fecha.
- Quinta:** El informe en si cumple su objetivo mostrando que todos los resultados con llevan a justificar la seguridad del reactor para el empleo de nuevos elementos combustibles

nucleares, que en el caso del RP-10 serían de Siliciuro de Uranio.

Sexta: Describe prácticamente un proyecto de Informe de seguridad tecnológica, se muestra que tiene todos los elementos de competencia para un ingeniero industrial desde planear, organizar, conducir, evaluar, obtención y manejo de conocimientos tecnológicos, diagnóstico, diseño de métodos de trabajo y la toma de decisiones basadas en resultados. La experiencia de muchos años en el campo nuclear, los conocimientos adquiridos y los diversos puestos de trabajo desempeñados dentro de la organización han permitido formar el carácter y las habilidades que un ingeniero industrial requiere para afrontar los retos tecnológicos que se le presenten, con el apoyo de otros profesionales que el mismo seleccione de acuerdo a las tareas encomendadas.

RECOMENDACIONES

- Primera:** Establecer las pautas para repetir estas experiencias considerando las experiencias adquiridas, buscando una mejora en la evaluación de los parámetros encontrados mediante actualizaciones de software, la utilización de otros programas computacionales o creación de interfaces para el mejor manejo de la información obtenida.
- Segunda:** Obtener nuevos programas para la evaluación de dosis en función de los productos de fisión y activación obtenidos en la fisión del uranio, esto traerá consigo la responsabilidad de preparar a nuevo personal para el manejo de estas nuevas adquisiciones.
- Tercera:** Preparar personal joven en el conocimiento de estas evaluaciones como parte del desarrollo futuro de las aplicaciones nucleares en nuestro país, llámese creación de nuevos reactores de investigación multipropósito o Centrales Nucleares de Generación de energía eléctrica.

FUENTES DE INFORMACIÓN

- CNEA. (2012) *Informe de Seguridad Capitulo 15 para el RP-10, Análisis de Riesgo*, Argentina.
- El Peruano. (2008) *Reglamento de la Ley N° 28028 Ley de Regulación del uso de Fuentes de Radiación Ionizante*, publicación en Normas Legales de “El Peruano”, decreto supremo N° 038-2008-EM, Lima, Perú.
- IAEA. (2012) *Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report, Specific Safety Guide N° SSG-20*, IAEA, Vienna, Austria.
- ORNL. (1980) *A User's manual for the ORIGEN2 Computer Code*, Oak RIDGE National Laboratory, US A.
- ANL-ORNL. (2003) *MCNP 5 v.1.51, A general Monte Carlo N- Particle Transport Code*, ver. 5, Los Álamos National Laboratory, ORNL/TM-7175, USA.
- ANL-RERTR. (2012) *A Users Guide to the PARET/ANL Code*, ver. 7.5, ANL/RERTR/TM-11-38, A.P. Olson, USA.
- Villarino. Calculation. (2012) *RP-10 Calculation Methodology and Data*, Eduardo Villarino, IAEA contractual service agreement: PER/4/023/10/01, Argentina.
- Villarino. Equilibrium. (2012) *U3Si2 Equilibrium Core for RP-10*, Eduardo Villarino, IAEA contractual service agreement: PER/4/023/10/01, Argentina.

Alvaro-Bruna. (2012) *Informe del Cálculo de criticidad de los depósitos de elementos combustibles*, informe interno de División de Reactores Nucleares, Álvaro Aguirre y Rubén Bruna, Perú.

Autoridad Regulatoria nuclear. (2003) *Guía AR4 Diseño de Reactores de Investigación*, Argentina.

Castro. 2013 *Informe de Inventario Radiactivo para nuevos elementos combustibles de siliciuro*, Informe Interno de División de Reactores Nucleares, 04 Noviembre 2013. Perú

Higa. (1987) *Estudio de la Gestión de Combustible del Reactor RP-10*, PE0106990400001JG00, M. Higa, M. Madariaga; CNEA, Bs. As.- Argentina.

IAEA. (1979) *Derivation of the Source Term and Analysis of the radiological Consequences of research Reactor Accidents*, safety Reports Series N° 53, IAEA, Vienna- Austria.

ANSI. (1979) *American National Standard for decay Heat Power in light Water Reactors*, ANSI/ANS-5.1-1979, August 29, 1979, USA.

Castro. (2013) *Informe de Inventario Radiactivo para nuevos Elementos Combustibles de Siliciuro*, informe interno, José Castro, 10-05-2013, Lima-Perú.

Mc Master Nuclear Reactor. (1998) *Decay Heat estimates for MNR*, McMaster Nuclear Reactor, Wm. J. Garland, Technical Report 1998-03, USA.

CNEA. (1988) *Informe de Seguridad Capitulo 6 para el RP-10, Sistema de refrigeración y sistemas conexos*, CNEA- Bs. As.- Argentina.

ARN. (2016) *Guías regulatorias*, recuperado de versión electrónica.

http://www.arn.gov.ar/index.php?option=com_content&view=article&id=10:guias-regulatorias&catid=19&Itemid=42&lang=es

IAEA. (2016) *Scientific and technical publications*, recuperado de versión electrónica. <https://www.iaea.org/publications>

Mc Master Nuclear Reactor, (1998) *Decay Heat Estimates for MNR*, recuperado de versión electrónica.

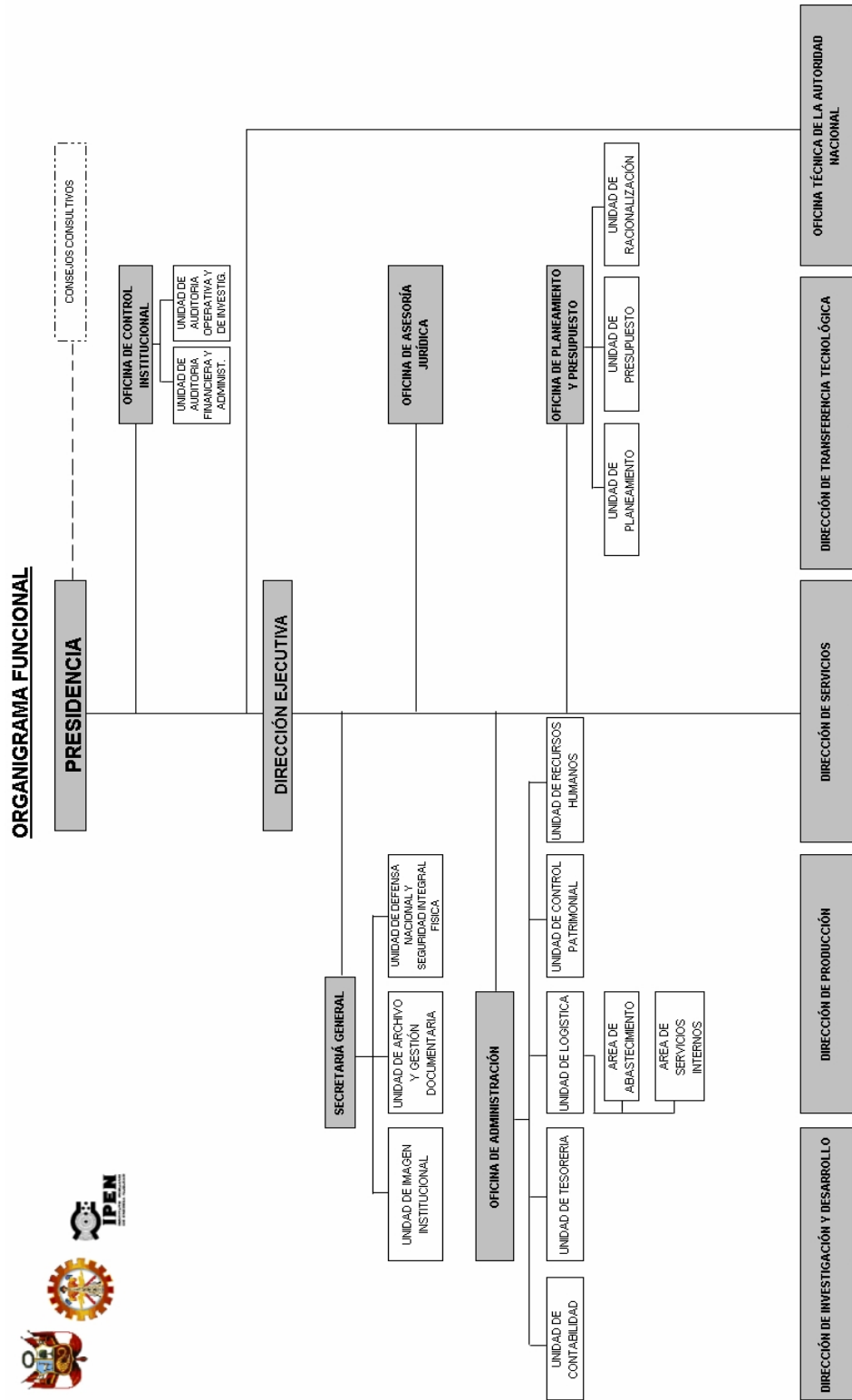
<http://www.nuceng.ca/papers/decayhe1b.pdf>





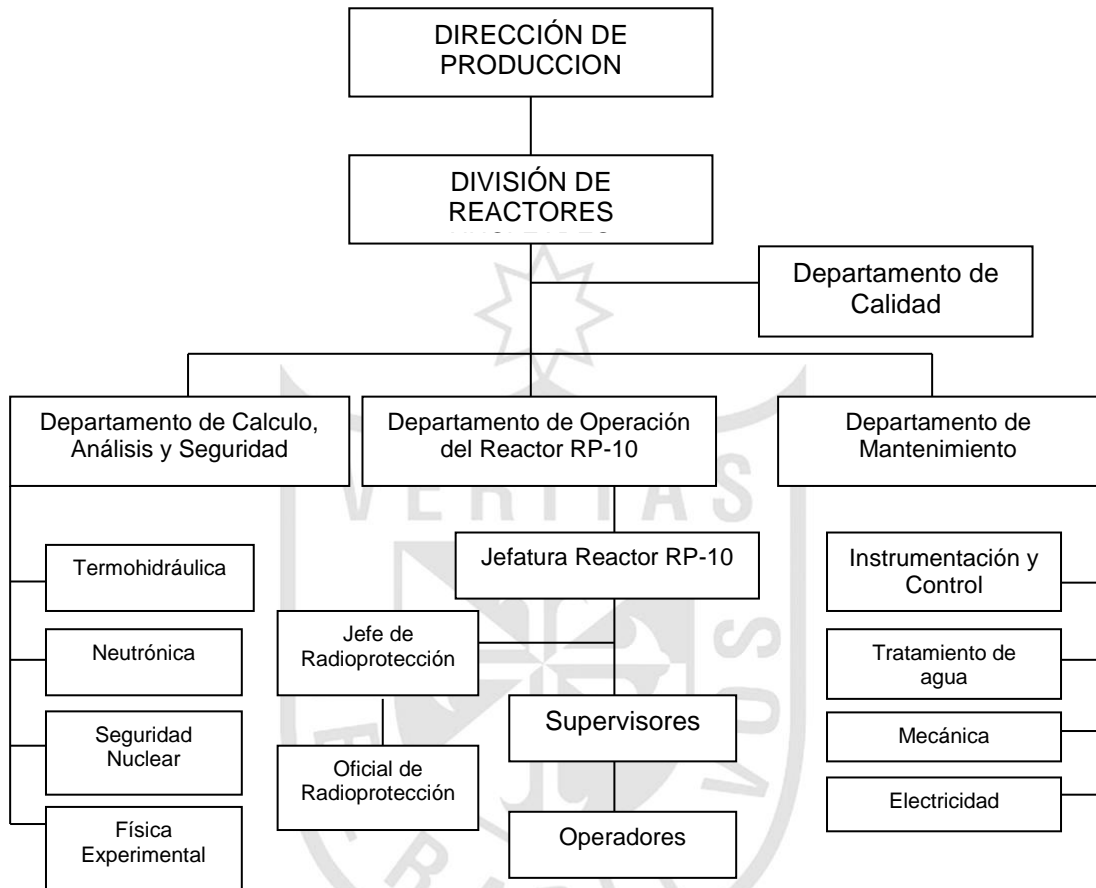
ANEXO N° 1

ORGANIGRAMA INSTITUCIONAL



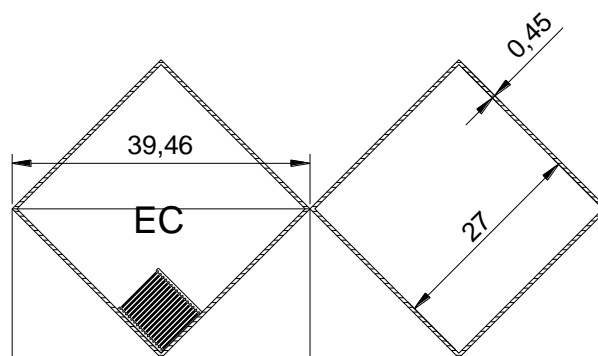
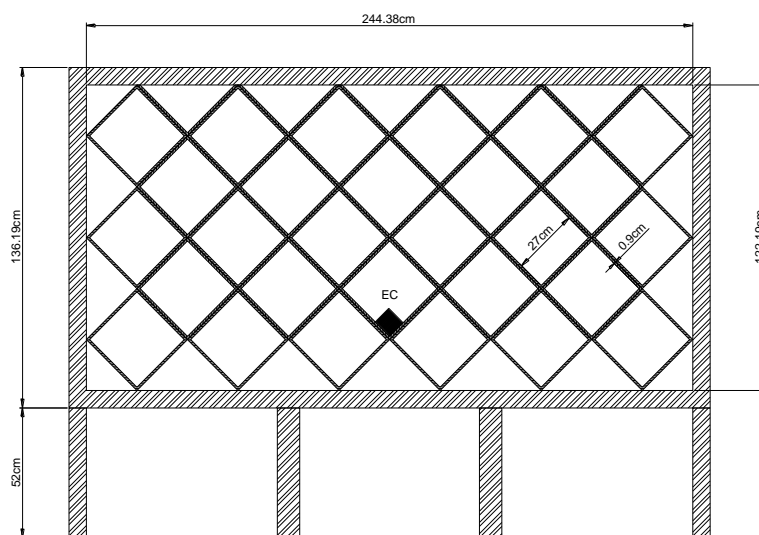
ANEXO 2

ORGANIGRAMA DE LA DIRECCIÓN DE PRODUCCIÓN



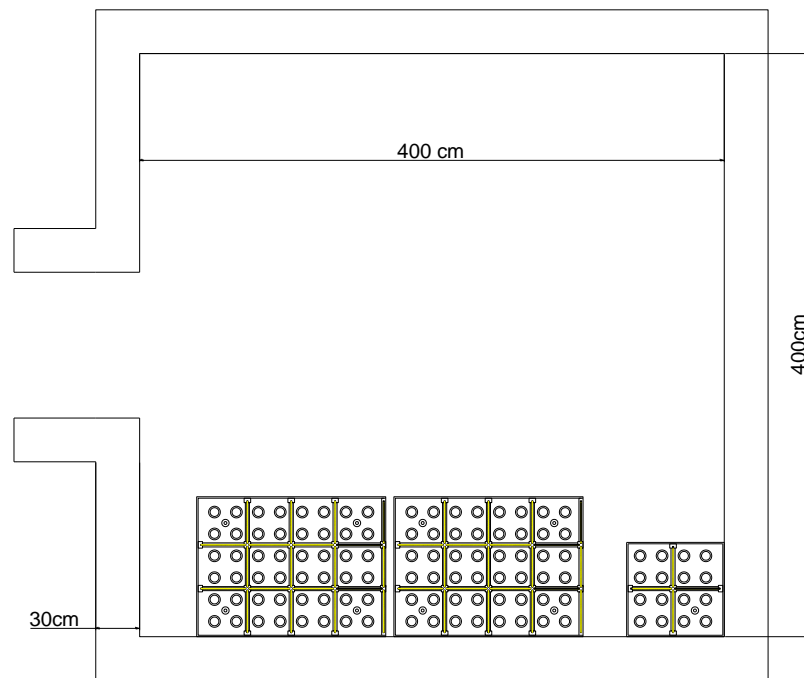
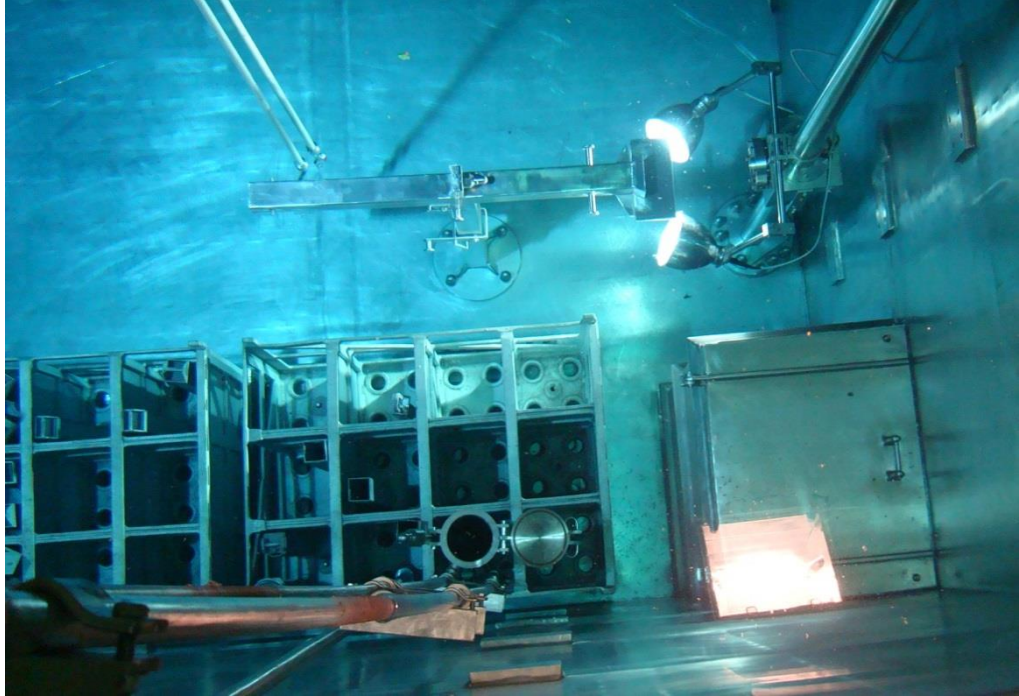
ANEXO 3

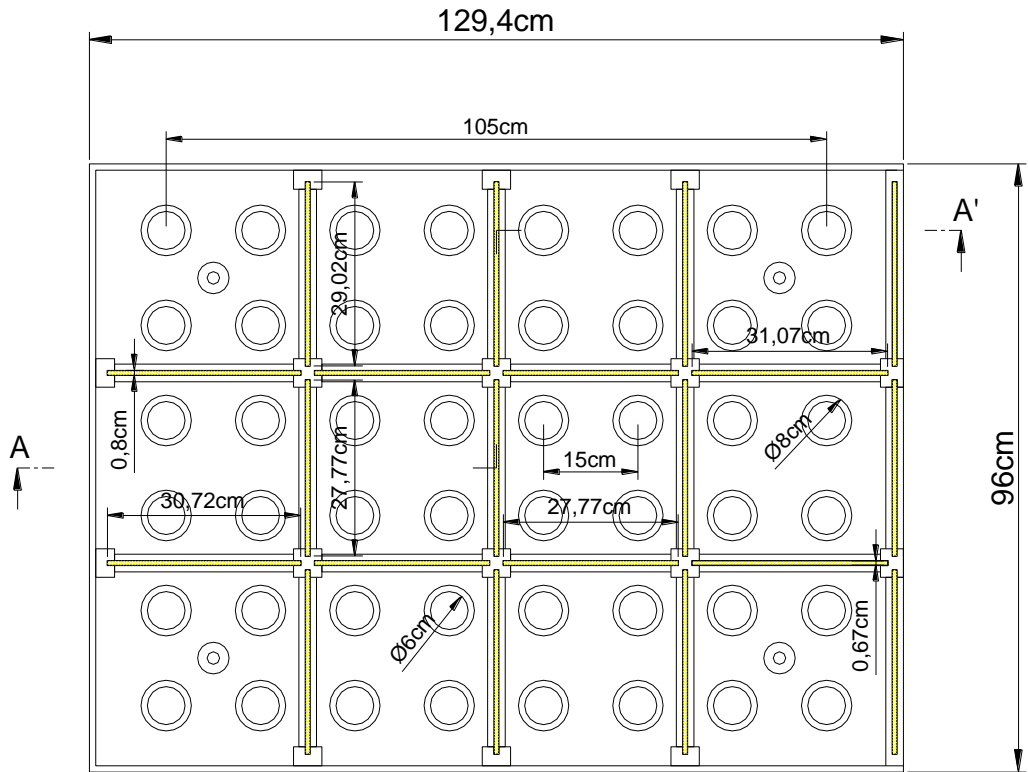
DEPOSITO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES FRESCOS



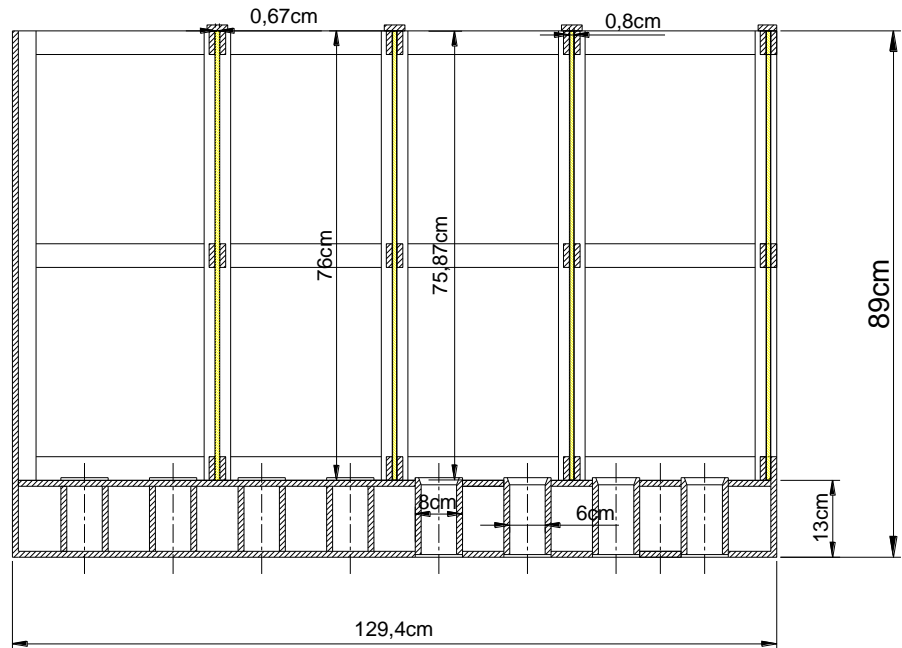
ANEXO 4

DEPÓSITO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES GASTADOS



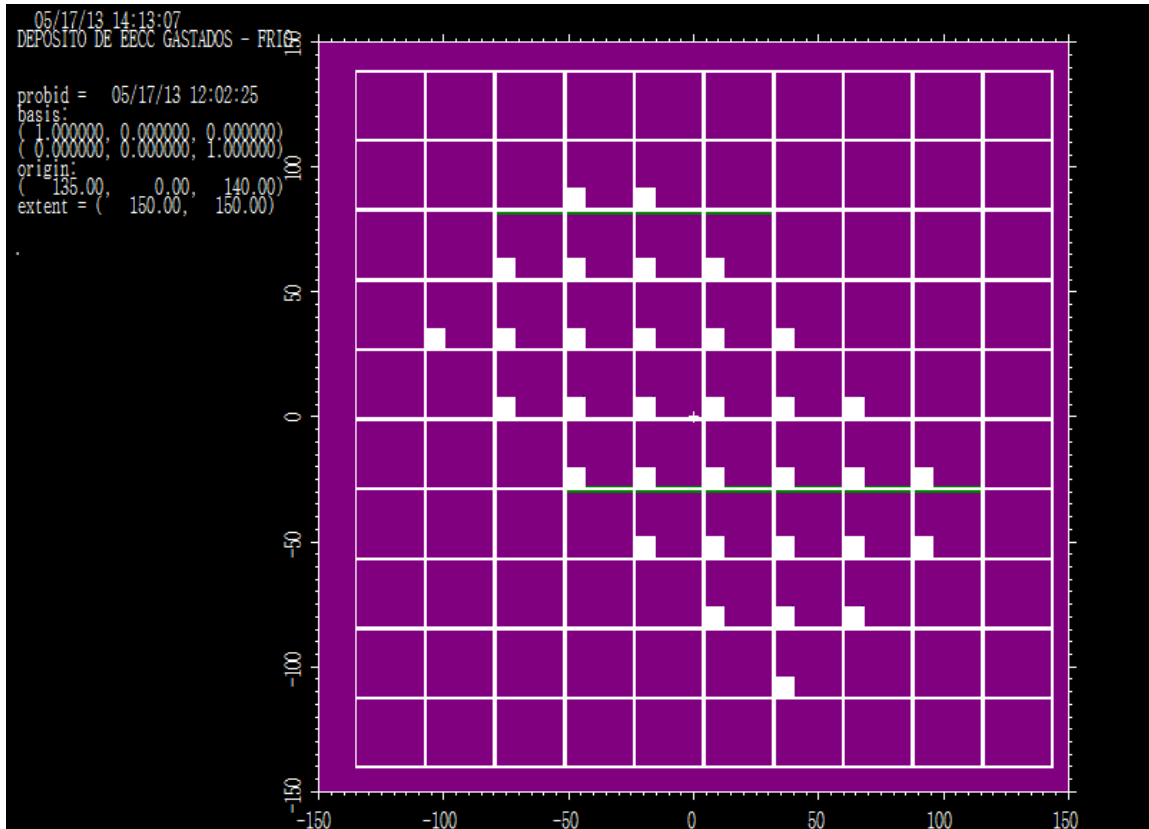


CORTE A A'



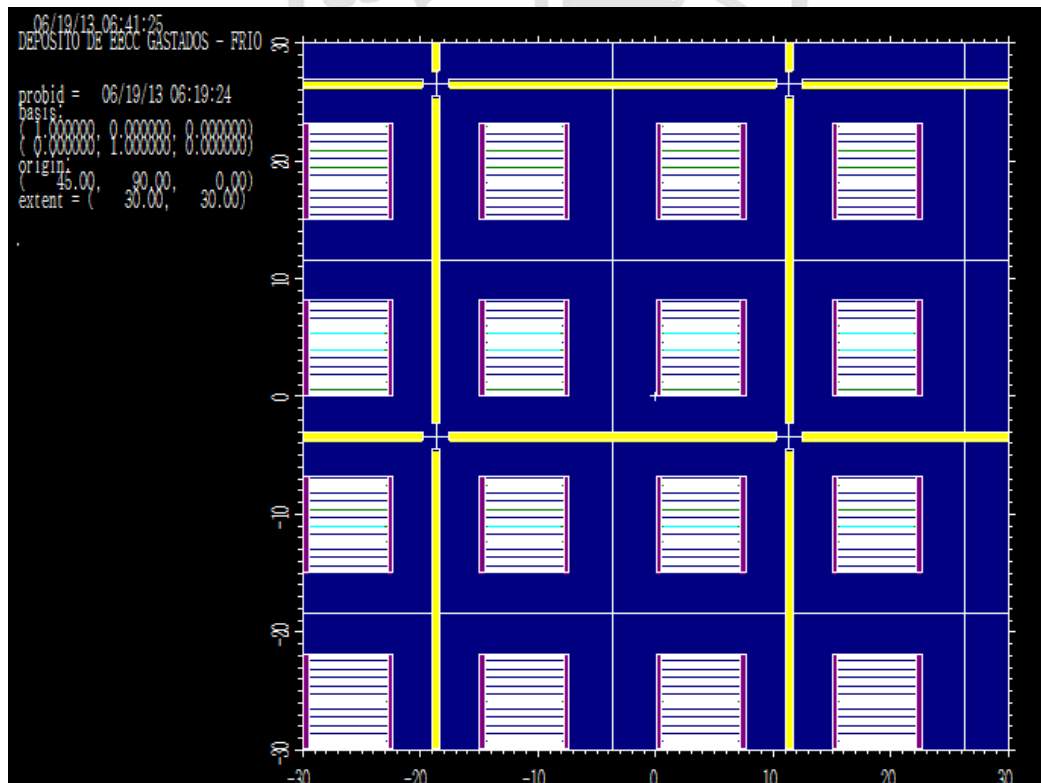
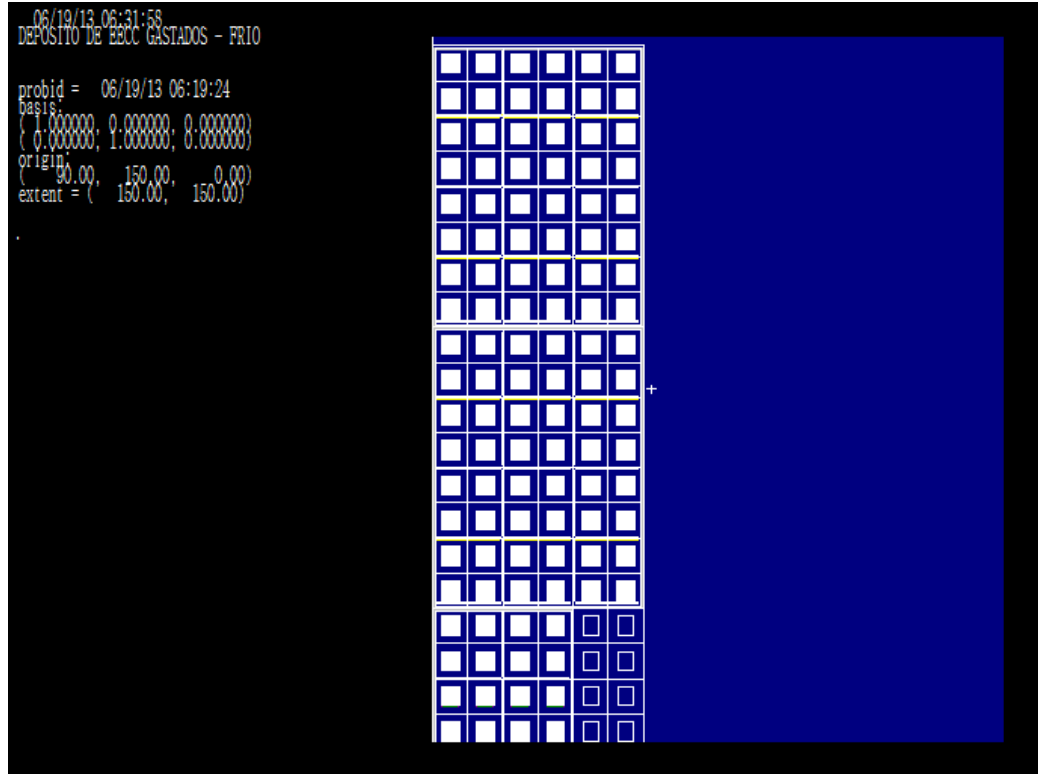
ANEXO 5

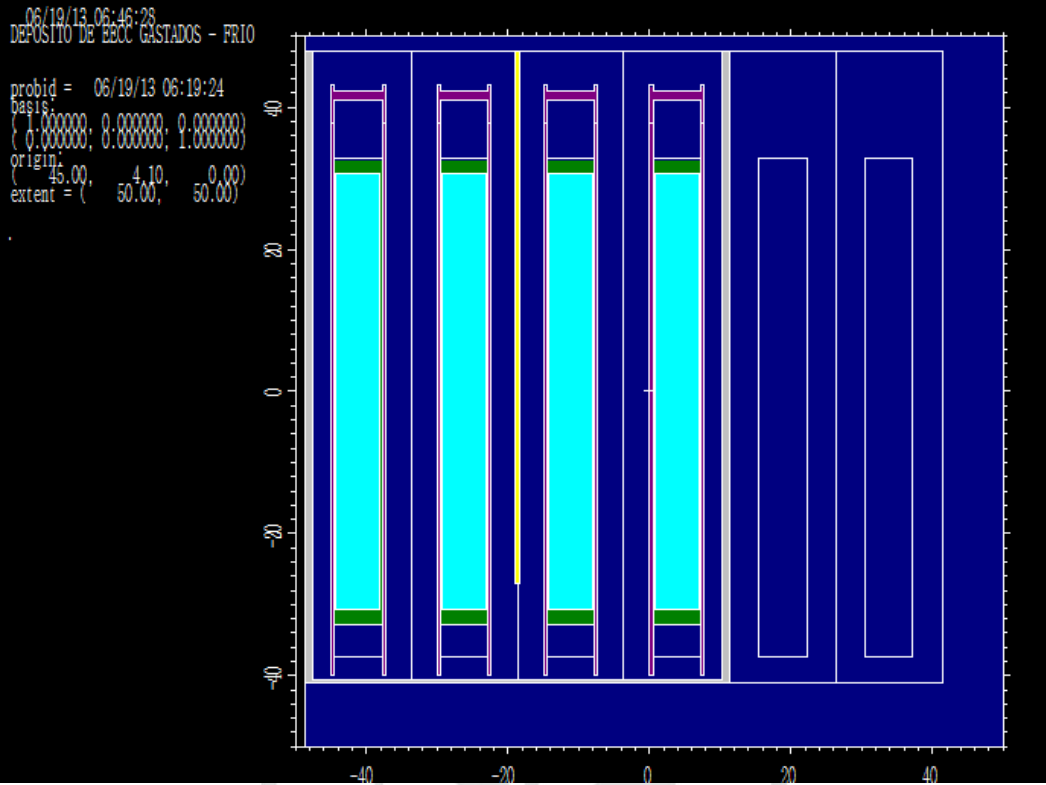
MODELO DE DEPÓSITO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES FRESCOS CON MCNP



ANEXO 6

MODELO DE DEPÓSITO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES GASTADOS CON MCNP





ANEXO 7

MODELAMIENTO DE UN ELEMENTO COMBUSTIBLE PARA DETERMINAR EL INVENTARIO RADIACTIVO DEL NÚCLEO TANTO PARA EL U_3O_8 COMO PARA EL U_3Si_2

Combustible: U_3O_8

Densidad U: 2.296 g/cm³

Densidad meat: 4.3577 g/cm³

Composición isotópica:

elemento	gramos
92U235	279.17053
92U238	1139.30737
8O16	258.30772
13Al27	3730.74420
14Si29	3.53658
24Cr52	0.02720
29Cu63	0.05441
12Mg24	0.00000
26Fe56	0.00000

Dimensiones del elemento combustible de U_3O_8

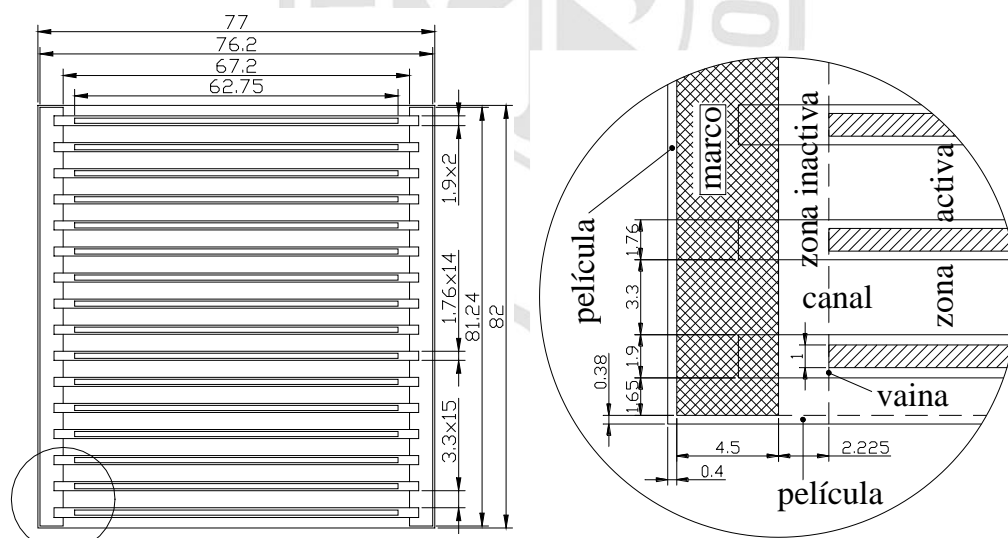


Figura: Sección de corte de EC de U_3O_8 y detalle del canal

Volumen de componentes del EC de U_3O_8

MARCOS 449.6634 cm³

VAINAS 557.90832 cm³

MEATS 617.46 cm³

Combustible: U₃Si₂

Densidad U: 4.8 g/cm³

Densidad meat: 6.5108 g/cm³

Composición isotópica:

elemento	gramos
92U235	460.23299
92U238	1870.06108
14Si29	202.28573
13Al27	3361.58222
24Cr52	5.49300
29Cu63	7.69021
12Mg24	0.00000
26Fe56	0.00000

Dimensiones del elemento combustible de U₃Si₂

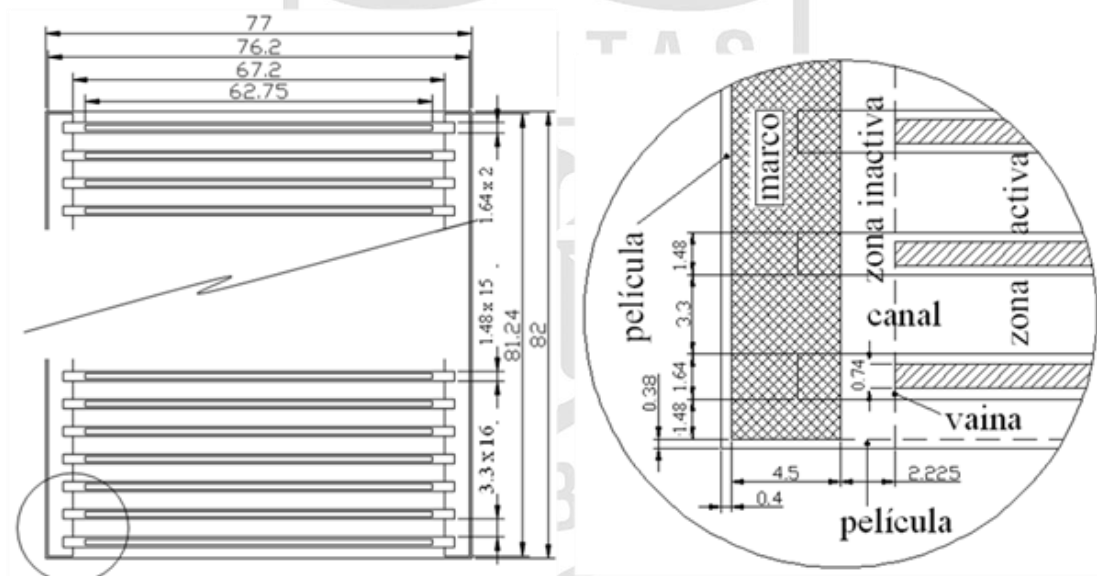


Figura: Sección de corte de EC de U₃Si₂ y detalle del canal

Volumen de componentes del EC de U₃Si₂

- MARCOS 449.6634 cm³
- VAINAS 567.559515 cm³
- MEATS 485.477925 cm³

ANEXO 8

TABLA COMPARATIVA ENTRE CÁLCULO DE INVENTARIO RADIOACTIVO DEL AÑO 1988 PARA U₃O₈ Y CÁLCULO ACTUAL EMPLEANDO CÓDIGO ORIGEN 2.0

RADIOISÓTOPOS ORDENADOS COMO IAS-RP10-1988	36EC-CALC-1988 A ₁₉₈₈ (Ci)	36EC-CALC-ACTUAL A _{actual} (Ci)
KR85	1650	1297
KR85m	93300	100188
KR87	186000	201240
KR88	267000	284616
XE133	511000	529920
XE135	39200	112176
I131	243000	243360
I132	352000	361440
I133	521000	552600
I134	611000	622440
I135	477000	514440
RB86	159	253
CS134	14600	8510
CS136	4510	4590
CS137	11000	10879
TE127	11700	15530
TE127m	2320	1863
TE129	79100	60912
TE129m	13900	9140
TE131m	35500	31468
TE132	341000	358884
SB127	12100	15862
SB129	83300	61632
SR89	381000	380520
SR90	10500	10220
SR91	438000	459360
BA140	518000	510840
MO99	481000	496440
TC99m	418000	434880
RU103	268000	280440
RU105	102000	111924
RU106	22200	22903
RH105	59500	102276
Y90	11500	10577
Y91	461000	461880
ZR95	501000	513360
ZR97	463000	479520
NB95	489000	498960
LA140	542000	543600
CE141	522000	484920
CE143	445000	475560
CE144	263000	251604
PR143	444000	462240
ND147	201000	187236
NP239	918000	981720
PU238	62.1	43
PU239	6.17	10.63
PU240	7.48	9.88
PU241	1340	1216
AM241	0.344	0.388
CM242	110	65
CM244	2.39	0.587

ANEXO 9

TABLA COMPARATIVA ENTRE CÁLCULO DE INVENTARIO RADIOACTIVO DEL AÑO 1988 PARA U₃O₈ Y CÁLCULO ACTUAL PARA U₃Si₂ EMPLEANDO CÓDIGO ORIGEN 2.0

RADIOISÓTOPOS ORDENADOS COMO IAS-RP10-1988	36EC-CALC-1988 A_{1988} (Ci)	22EC-U3Si2 A_{U3Si2} (Ci)
KR 85	1650	928
KR 85m	93300	101904
KR 87	186000	205084
KR 88	267000	290180
XE 133	511000	530860
XE 135	39200	127556
I 131	243000	242220
I 132	352000	360580
I 133	521000	554400
I 134	611000	625460
I 135	477000	516120
RB 86	159	150
CS 134	14600	3989
CS 136	4510	3089
CS 137	11000	7702
TE 127	11700	14725
TE 127m	2320	1599
TE 129	79100	59730
TE 129m	13900	8908
TE 131m	35500	31108
TE 132	341000	358160
SB 127	12100	15231
SB 129	83300	60500
SR 89	381000	375540
SR 90	10500	7293
SR 91	438000	467500
BA 140	518000	513040
MO 99	481000	496980
TC 99m	418000	435380
RU 103	268000	271040
RU 105	102000	103554
RU 106	22200	16130
RH 105	59500	95964
Y 90	11500	7438
Y 91	461000	448580
ZR 95	501000	490380
ZR 97	463000	481800
NB 95	489000	448800
LA 140	542000	543620
CE 141	522000	484440
CE 143	445000	479820
CE 144	263000	198704
PR 143	444000	465960
ND 147	201000	187902
NP 239	918000	838200
PU 238	62.1	13
PU 239	6.17	8.61
PU 240	7.48	5.45
PU 241	1340	477
AM 241	0.344	0.120
CM 242	110	13
CM 244	2.39	0.065

ANEXO 11

COMPARACIÓN DE CURVAS DE POTENCIA DE DECAIMIENTO DE U3O8 (36 EC) Y U3Si2 (22 EC)

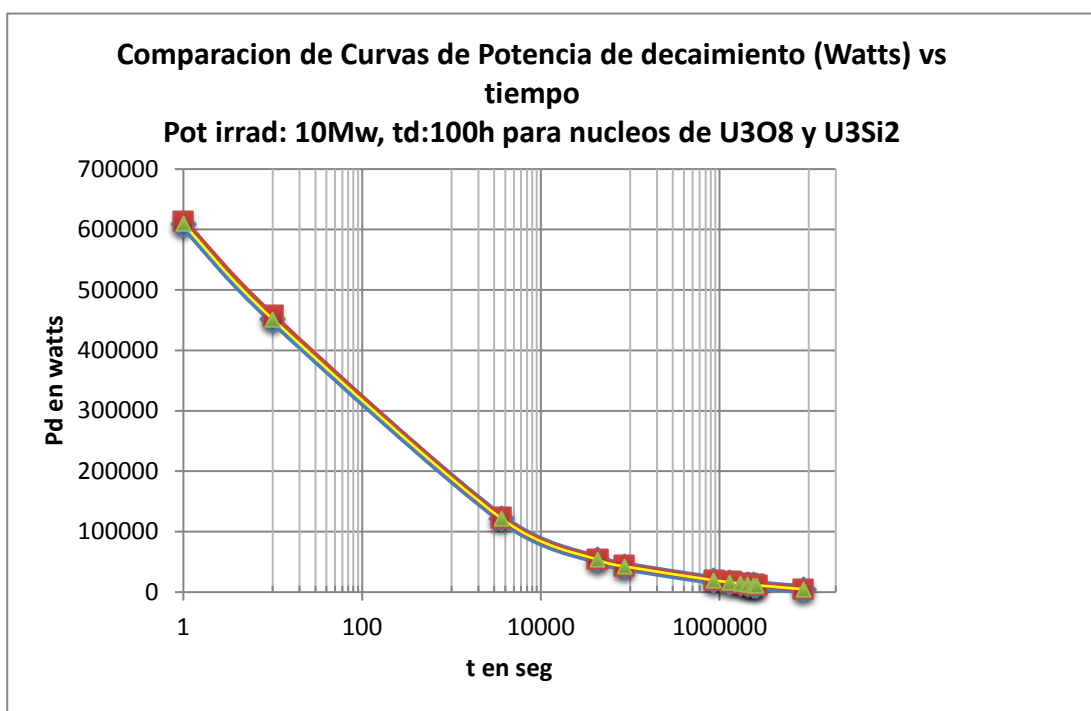


Figura: Comparación de curvas de Potencia de Decaimiento de U3O8 (36 EC) y U3Si2 (22 EC)

ANEXO 12

CURVAS PARA LA EVALUACIÓN DEL ACCIDENTE DE INSERCIÓN DE REACTIVIDAD DEL NÚCLEO CON COMBUSTIBLES DE U3SI2 EN EL RP-10

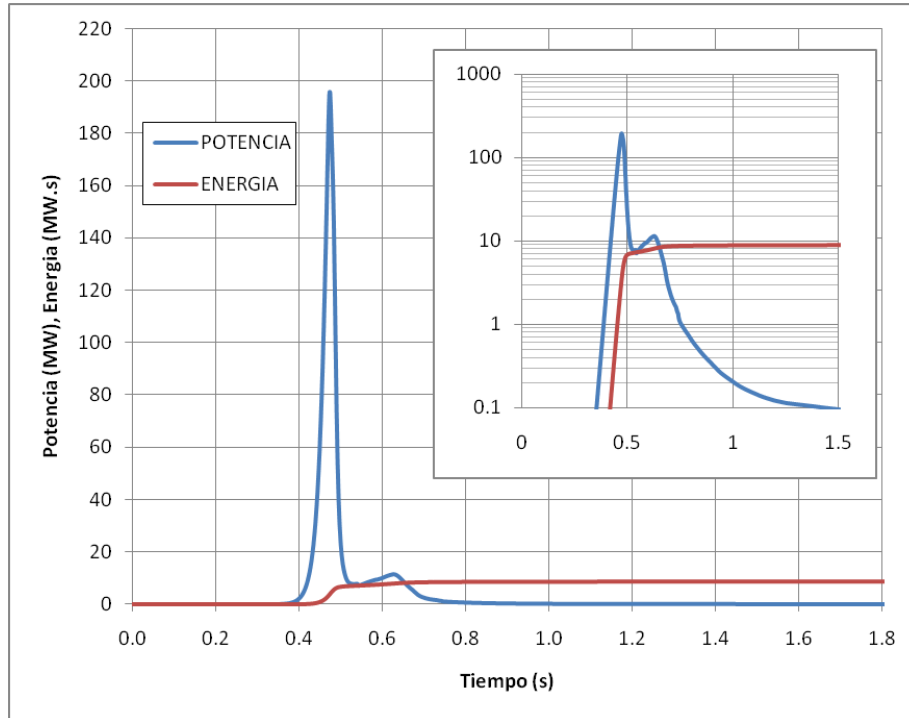


Figura: Evolución Potencia y Energía Acumulada por Inserción de 1.5 \$ en 0.3 s

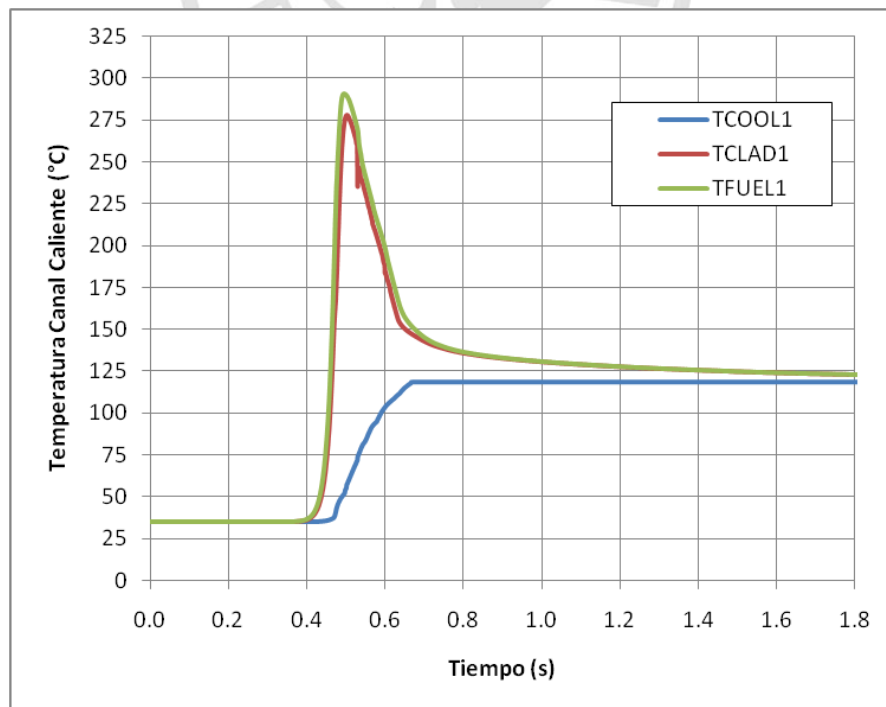


Figura : Evolución de Temperaturas por Inserción de 1.5 \$ en 0.3 s

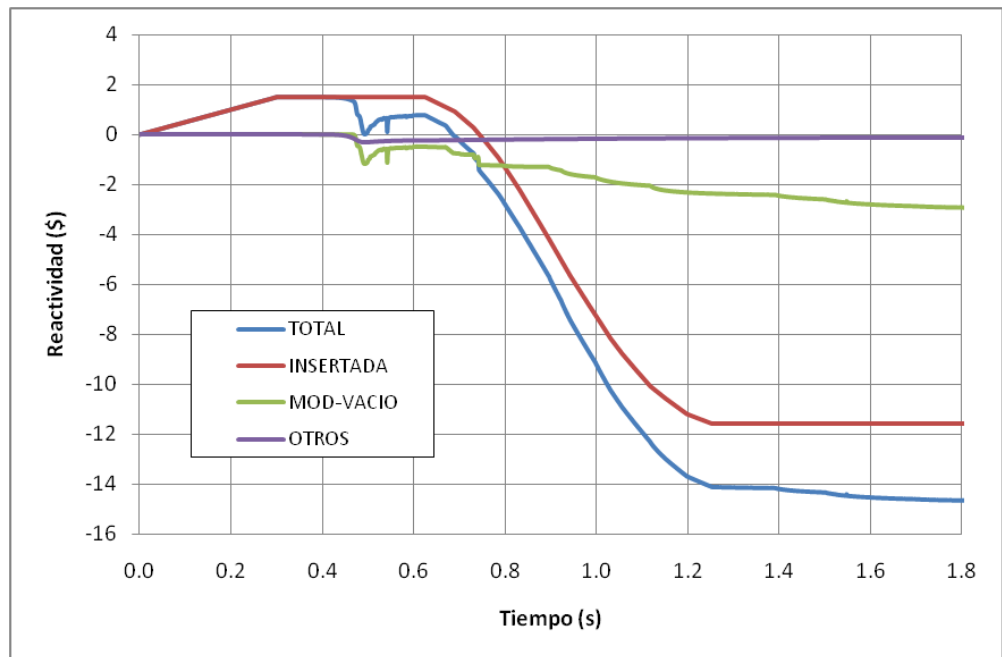


Figura: Evolución de Reactividades por Inserción de 1.5 \$ en 0.3 s

ANEXO 13

Curvas para la evaluación de pérdida de caudal del núcleo con combustibles U3Si2 en el RP-10

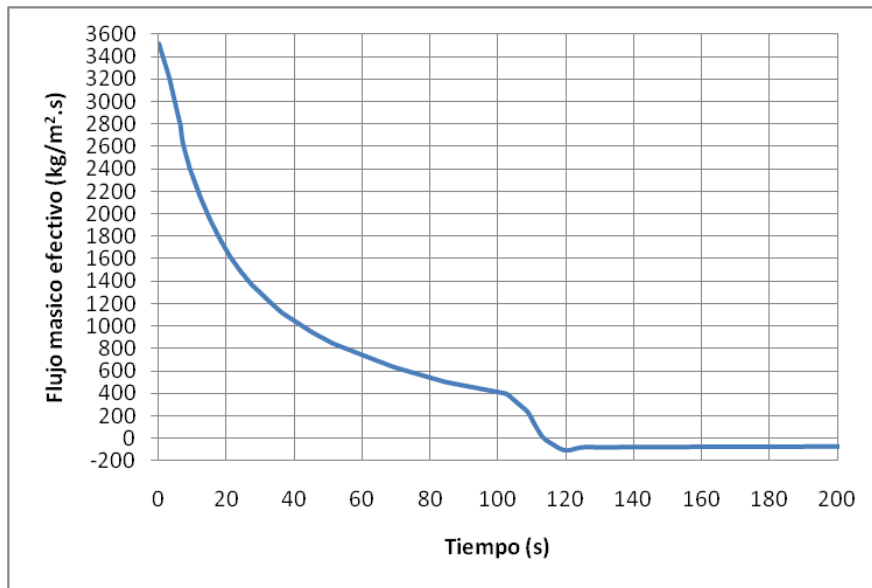


Figura: Evolución del Flujo Másico de Refrigerante por Pérdida de Caudal

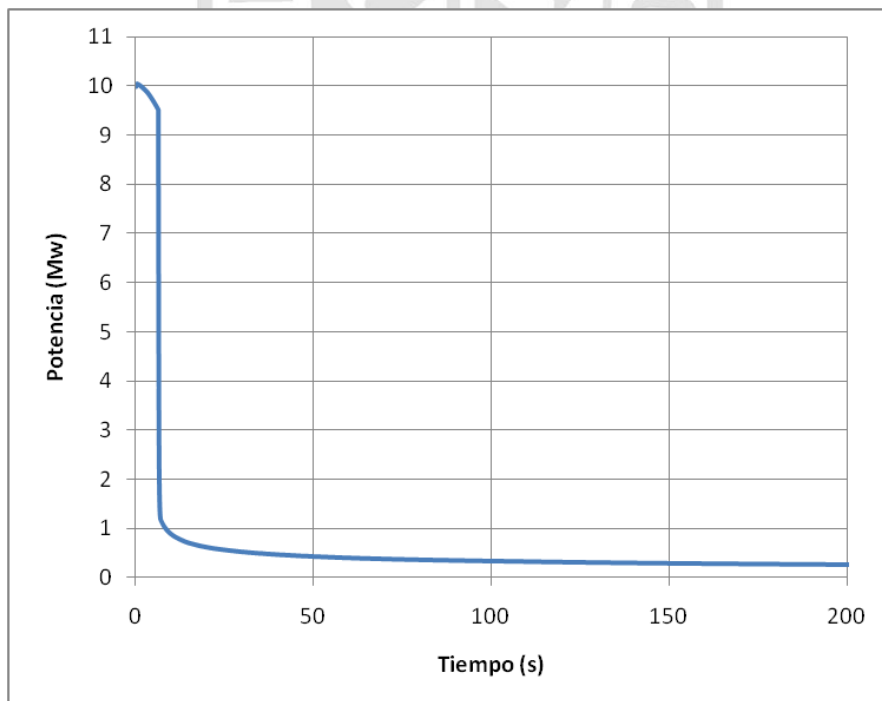


Figura: Evolución de la Potencia por Pérdida de Caudal

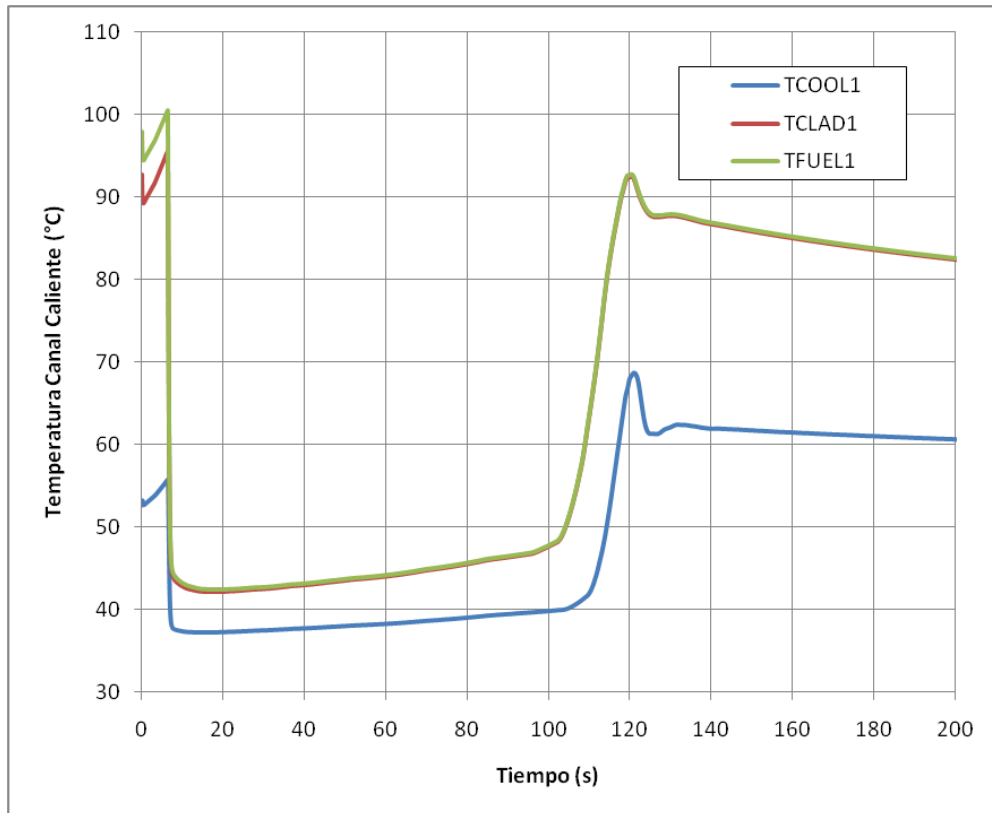


Figura: Evolución de Temperaturas Máximas en el Canal Caliente por Pérdida de Caudal

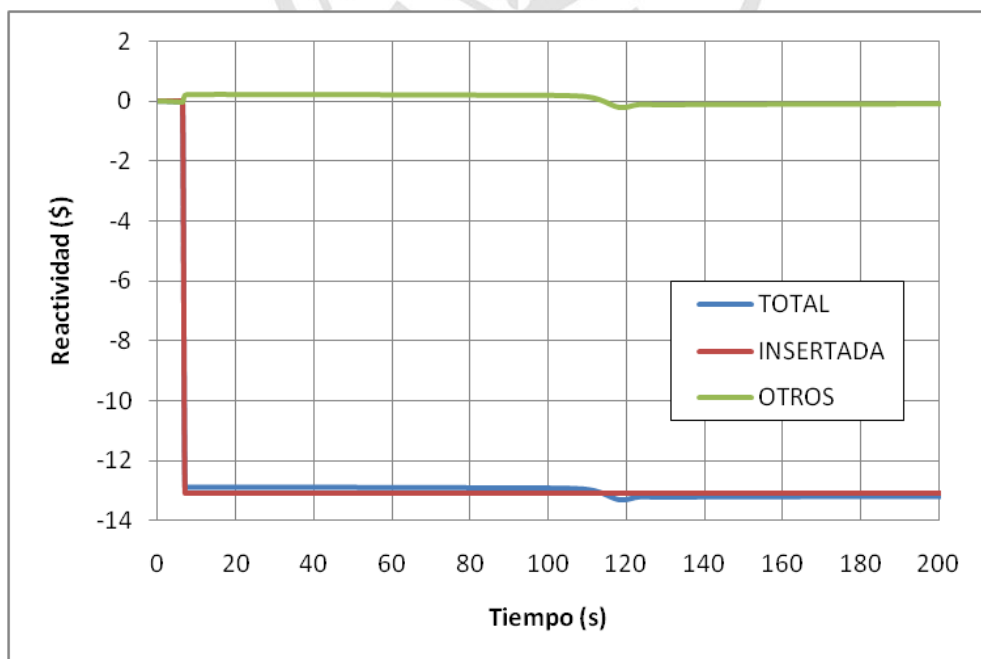


Figura: Evolución de Reactividades por Pérdida de Caudal

ANEXO 14

CURVAS CRITERIO PARA TRABAJADORES Y PÚBLICO

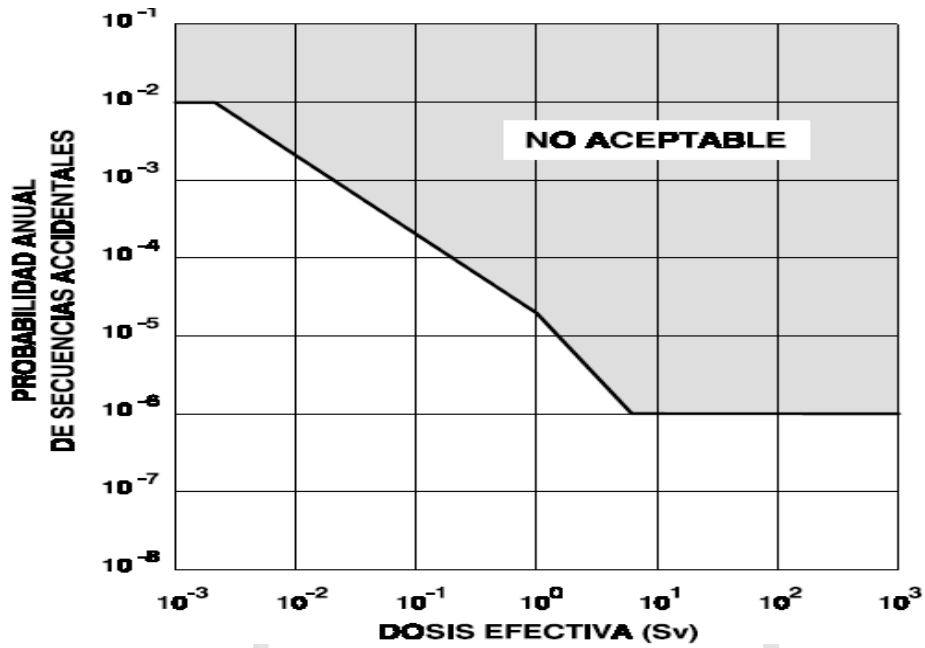


Figura: Curva Criterio: Trabajadores

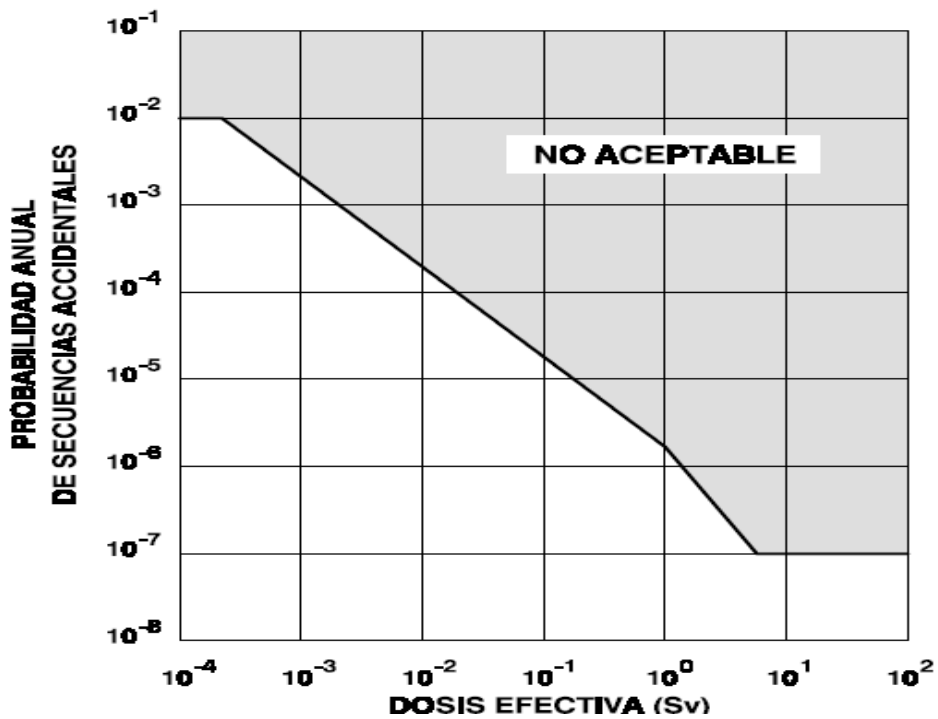


Figura: Curva Criterio: Publico

ANEXO 15

Tabla: comparativa de los Eventos Iniciantes vs la probabilidad de ocurrencia entre los elementos combustibles de U3O8 y U3 Si2.

EI	TEMA	Pox (año ⁻¹)	Psi (año ⁻¹)
A1	LOCA	3.6*10 ⁻⁵	3.6*10 ⁻⁵
A2	Deriva primario	2.5*10 ⁻⁵	2.5*10 ⁻⁵
B1	Apertura clapetas	NR	NR
B2	Orificios grilla	NR	NR
B3	Perfora interna	NR	NR
C1	Obstruido sistema	1.6*10 ⁻³	1.6*10 ⁻³
C2	Cierre válvulas	9.2*10 ⁻⁴	9.2*10 ⁻⁴
C3	Falla Bombas	0.76	0.76
C4	Rotura acople	1.2*10 ⁻²	1.2*10 ⁻²
C5	Falla Motores	Ídem C3	Ídem C3
C6	Suministro energía	9.2*10 ⁻³	9.2*10 ⁻³
D	Obstruido canales	2.6*10 ⁻³	2.0*10 ⁻³
E1	Retiro BC	NR	NR
E2	Caída EECC	3.0*10 ⁻²	3.0*10 ⁻²
F1	Retiro BC	NR	NR
F2	Caída EECC	3.0*10 ⁻²	3.0*10 ⁻²
G	Misiles parado	4.3*10 ⁻⁴	4.3*10 ⁻⁴
H	Misiles operando	4.0*10 ⁻⁵	4.0*10 ⁻⁵
I1	Agente químico	NR	NR
I2	Corrosión	NR	NR
J1	Perfora secundario	2.60*10 ⁻⁵	2.60*10 ⁻⁵
J2	Derivación	2.4*10 ⁻³	2.4*10 ⁻³
J3	Obstrucción	1*10 ⁻²	1*10 ⁻²
J4	Válvulas	9.2*10 ⁻⁴	9.2*10 ⁻⁴
J5	Falla bombas Sec.	0.76	0.76
J6	Rotura	1.2*10 ⁻²	1.2*10 ⁻²
J7	Falla	Ídem J5	Ídem J5
J8	Energía	9.2*10 ⁻³	9.2*10 ⁻³
J9	Energía	9.2*10 ⁻³	9.2*10 ⁻³
J10	Falla Torres enfria.	4.3*10 ⁻²	4.3*10 ⁻²
K	No energía B.G.	NR	NR
L	Incendio Interno	NR	NR
M	Incendio Externo	NR	NR
N	Sismos	1.2*10 ⁻²	1.2*10 ⁻²
O	Aviones	NR	NR
P	Explosiones	NR	NR
Q	Tornados	NR	NR
R	Inundaciones	NR	NR
S	Huaycos	NR	NR

ANEXO 15.a

Explicación del Sistema de Refrigeración relacionado con los Eventos Iniciables Postulados

Para el ítem 3.1.4.6 de este informe, sobre el potencial riesgo radiológico que podría sufrir la instalación debido al cambio de elementos combustibles de U_3O_8 por los de U_3Si_2 , los eventos iniciables postulados referidos al sistema de refrigeración del primario no afectan o no producen riesgo a la instalación debido al uso de los nuevos combustibles de U_3Si_2 . La explicación dada en este anexo, tanto para los EIP A, como al evento iniciable B, en sus eventos propuestos B1 y B3 tampoco ocasionarían riesgo al reactor debido al uso de los combustibles de U_3Si_2 , pero si algún perjuicio al reactor, que puede ser subsanado de varias formas.

Si bien las fallas del sistema primario dadas en el EIP C, no son tema de este estudio, aclarar algunos conceptos del sistema de refrigeración puede ayudar a entender mejor como funciona, además se debe considerar la forma de cumplir su función como sistema de apoyo al reactor nuclear RP-10 y su importancia en la seguridad del mismo.

Descripción de los eventos iniciables propuestos (CNEA, 1988)

A. Pérdida de refrigerante primario

A.1 Perforaciones o fracturas en componentes del circuito primario situados fuera de la piscina.

Estos componentes están ubicados en los recintos de bombas del circuito primario, y de los tanques de decaimiento. Son tramos relativamente cortos y compactos de cañería, con sólidos dispositivos de apoyo y soporte (para el presente análisis, el término cañería involucra a cuerpos de válvulas, carcasas en bombas y los tanques de decaimiento) No existen en el recinto estructuras que puedan colapsar y consecuentemente provocar daños indirectos en estas cañerías. La probabilidad de falla de estas cañerías esta en el orden de 1 cada 100,000 años, porque son componentes pasivos sometidos a una presión de 3 atm.

De acuerdo al componente y del tamaño de la rotura, varia el caudal de pérdida considerado y la evolución temporal de la situación accidental, pero la actuación o no de los sistemas de seguridad involucrados, de ser demandados, es independiente del tamaño de dicha rotura, en cambio la consideración o no de la actuación del operador para mitigar las consecuencias de la situación accidental, depende de los tiempos involucrados y en consecuencia del tamaño de la rotura. Por lo tanto, los únicos factores que influyen en el análisis de los distintos tamaños de rotura son la probabilidad de ocurrencia de la misma y la probabilidad de error humano.

En la figura 1 puede observarse dos tramos de tuberías del sistema de refrigeración primario que llegan y salen del tanque del reactor y que se conectan a través de las bombas de impulsión, lo que resulta es que ambos tramos en el tanque del reactor cuentan con rompesifones, en el caso del tramo de salida del tanque se tiene un tubo rompesifón y para el tramo de entrada se tiene un agujero sifón, lo cual aseguran que el nivel de agua del tanque no baje lo suficiente como para dejar sin agua el núcleo del reactor.

A.2 Derivaciones Indebidas de Refrigerante Primario a Otros Sistemas

El sistema primario de refrigeración presenta interfaces principalmente con los sistemas de refrigeración secundaria y de purificación de agua del reactor.

Derivaciones de refrigerante primario al circuito secundario solo serían posibles de mediar roturas de las placas de los intercambiadores de calor; no obstante, dado que las presiones en ambos circuitos son del mismo orden, es improbable que el refrigerante primario se desvíe al circuito secundario, ver figura 4.

Derivaciones de refrigerante vía sistema de purificación, sea por roturas en las cañerías o por error humano, tiene una probabilidad de falla menor que los otros dos casos.

Si bien estos eventos iniciantes son importantes para el sistema de refrigeración, para el reactor nuclear estos eventos están considerados en

sus medidas y no causarían daño al núcleo del reactor debido a las dos cañerías de entrada y salida de agua que tiene el sistema de refrigeración primario, ambos tienen rompesifón y esto mantendría la cantidad de agua necesaria dentro del tanque después de que produzca el apagado del reactor debido a su alarma de disminución de agua en el tanque principal del reactor.

B. Desvío de Refrigerante Primario por fuera del Núcleo del Reactor

B.1 Apertura indebida de válvula clapeta

La forma de las válvulas clapetas y su ubicación se puede observar en la figura 2, se asume la falla de una sola de las clapetas, considerando improbable la falla simultáneamente de ambas válvulas, un modo de falla posible sería la inclusión de un cuerpo extraño entre la clapeta y el asiento en la tubería que esta vertical, ver figura 2, impidiendo el cierre total de la misma.

Las clapetas cumplen la función de abrirse cuando el sistema de refrigeración primario no está en funcionamiento, para permitir el contraflujo del agua del tanque principal en caso que el núcleo estuviera caliente debido a una reciente operación, este calentamiento del núcleo después de una operación es característico de un reactor nuclear y se llama calor de decaimiento, debido al decaimiento de los productos de fisión producidos por la fisión del uranio, el evento de que no cierre bien cuando se enciende el sistema de refrigeración primario, no contribuye significativamente al riesgo del público, y puede ser corregido mediante trabajos hacia el interior del tanque del reactor.

Las clapetas tienen un interruptor eléctrico de metal especial debido a que se encuentra cercano al núcleo y ningún componente electrónico puede estar cerca porque sufre cambios a nivel molecular, lo que se conoce como degradación. El interruptor envía una señal eléctrica cuando la clapeta se encuentra abierta o cerrada, la succión de agua

al encender las bombas de refrigeración del primario, provocan su cierre y la activación del interruptor indicándolo.

B.2 Falta de tapones en los orificios de la grilla no ocupados por elementos combustibles

Se asume que por error humano durante un cambio de configuración del núcleo se omite la colocación de los tapones correspondientes en los orificios libres de la grilla. Se estima que la omisión involucra nueve orificios, con una sección de 0.03 m². Este evento puede provocar una desviación de parte del caudal de agua de refrigeración a los elementos combustibles, en este caso esto puede ocasionar un sobre calentamiento a los elementos combustibles, pero no al sistema de refrigeración.

B.3 Perforaciones o fracturas en componentes del circuito primario situados dentro de la piscina del reactor.

Se considera que es poco probable que tales componentes presenten fallas que impliquen secciones de paso de refrigerante significativas, porque son esencialmente pasivos (se descartan los fenómenos de corrosión y el impacto de misiles).

C. Falla en la Refrigeración del Núcleo por Obstrucciones o Falta de Impulsión en el Primario

C.1 Obstrucciones en las cañerías del circuito primario o en los intercambiadores de calor.

Esto solo sería posible si hubiera intrusión de elementos extraños durante los periodos de parada en la que el circuito permanece abierto por reparación de algún componente y aun así, se supone descuido por parte de los trabajadores. Ver figuras 4 y 5.

C.2 Indebida operación de cierre de válvula en el circuito primario.

Las válvulas a que se refiere son las válvulas de entrada y salida de cada una de las bombas del primario y las válvulas de entrada y salida del intercambiador de calor, se asume que por error humano se podrían cerrar indebidamente dos de dichas válvulas, una en cada

línea 8 ES DECIR EN LOGICA 2/3), además se supone que este error solo ocurriría una sola vez en la vida útil de la instalación. Ver figura 5

C.3 Falla de bombas del circuito primario.

Se considera la falla de solo una de las tres bombas debido a que, en caso de ocurrir este evento, hay señal de SCRAM (parada del reactor) por bajo caudal. La tasa de falla adoptada incluye la falla del motor eléctrico. Existen tres modos de operación, modo I : una bomba – un intercambiador, modo II : dos bombas –dos intercambiadores, modo III : tres bombas – tres intercambiadores, el sistema de refrigeración funciona en lógica 2/3 cuando una bomba se para por alguna falla, si parara una bomba más se pararía todo el reactor por bajo caudal, esta medida obedece a que el núcleo debe mantener una refrigeración adecuada, sino se afectaría a la integridad de los elementos combustibles, por el exceso de temperatura.

C.4 Rotura de acoples motor-bomba del circuito primario

La probabilidad de una rotura de acoples motor- bomba del circuito primario es dable y puede considerarse 1 cada 100 años, considerando que la bomba trabaja 40 ciclos al año, durante 100 por ciclo y que la probabilidad de que se rompan 3 acoples es muy poco probable.

C.5 Falla de motores de las bombas del circuito primario.

Como se mencionó en C3 la bomba y el motor tiene la misma falla.

C.6 Ausencia de alimentación eléctrica local a los motores de las bombas del circuito primario.

Se asume que el sistema local de alimentación puede asimilarse a un interruptor y dos fusibles en serie, considerándose a los cables como componentes pasivos, se considera la tasa de falla del interruptor, de cada fusible y las condiciones de operación de 40 ciclos por año, lo cual da una baja probabilidad de ocurrencia de 0.77 por año.

El sistema Primario de refrigeración y el funcionamiento del Reactor

El reactor nuclear puede trabajar en varios modos de operación donde la potencia térmica del núcleo está en función directa del caudal de agua de refrigeración, siendo el modo I el de mayor potencia en la cual se trabaja con 3 bombas de refrigeración que suministran un caudal de 1650 m³/h, no se puede contar con otra bomba más por cuestiones de diseño y aun si lo hubiera no podría usarse inmediatamente después de la salida (falla) de una bomba debido a que existe por la física nuclear un factor que se denomina coeficiente de temperatura, que para el reactor RP-10 es negativo esto quiere decir que si la temperatura aumenta el coeficiente de temperatura como un absorbente de neutrones oponiéndose al crecimiento de la potencia y por ende a la temperatura, caso contrario es cuando falla una bomba, si se ingresa otra bomba el caudal de agua ingresaría frío en un núcleo que aún se mantiene operando a cierta potencia, el efecto del agua fría actúa en forma contraria y aumenta la potencia pudiendo provocar el disparo de las alarmas de temperatura y flujo neutrónico debido al agua fría, por tal motivo no se puede contar con el ingreso inmediato de otra bomba de refrigeración (ver figura 3), lo mismo sucede en los otros modos de operación que son a menor potencia. Lo que normalmente se hace es bajar potencia y mantenerse en otro modo de operación, hasta solucionar el problema.

Las clapetas del circuito primario son dos y están ubicadas en un tramo a la salida de agua del núcleo del reactor, ver figura 2, cuando hay falta de caudal de agua en el núcleo estas clapetas se abren por gravedad y el sensor eléctrico envía una señal del hecho, si el núcleo se encuentra caliente debido a una interrupción brusca del sistema de refrigeración, al abrirse las clapetas sirve de camino para que el agua pase por el núcleo en sentido inverso.

En todo el reactor se aplica el criterio de falla segura, esto quiere decir que de ocurrir una falla en cualquier sistema de seguridad del reactor este pasara al apagado del reactor.

No es posible tener un grupo electrógeno, dado que el principio de seguridad es llevar a un estado de parada al reactor durante la pérdida del suministro eléctrico. Normalmente lo que se hace, luego de restablecerse la energía, es iniciar nuevamente la operación del reactor. Como puede observarse que al tener tres bombas existen tuberías y colectores que permiten intercambiar bombas de refrigeración.

Quiero resaltar que este reactor está siendo modificado en el núcleo por un nuevo elemento combustible (U_3O_8 por U_3Si_2), donde el estudio está en demostrar que los parámetros termohidráulicos son mantenidos, los demás sistemas deben seguir siendo los mismos. Esto quiere decir que se mantiene el diseño original. Es importante conocer los efectos de la energía de los neutrones para generar energía calórica y la forma como esta debe ser disipada por otros sistemas.

Como ejemplo podemos tomar el caso de Fukushima en donde los elementos combustibles gastados al no estar refrigerados ocasionaron fusiones parciales por algo que se conoce con el nombre de calor residual o calor de decaimiento, que se da en todos los reactores nucleares y que su magnitud depende de su potencia de trabajo.

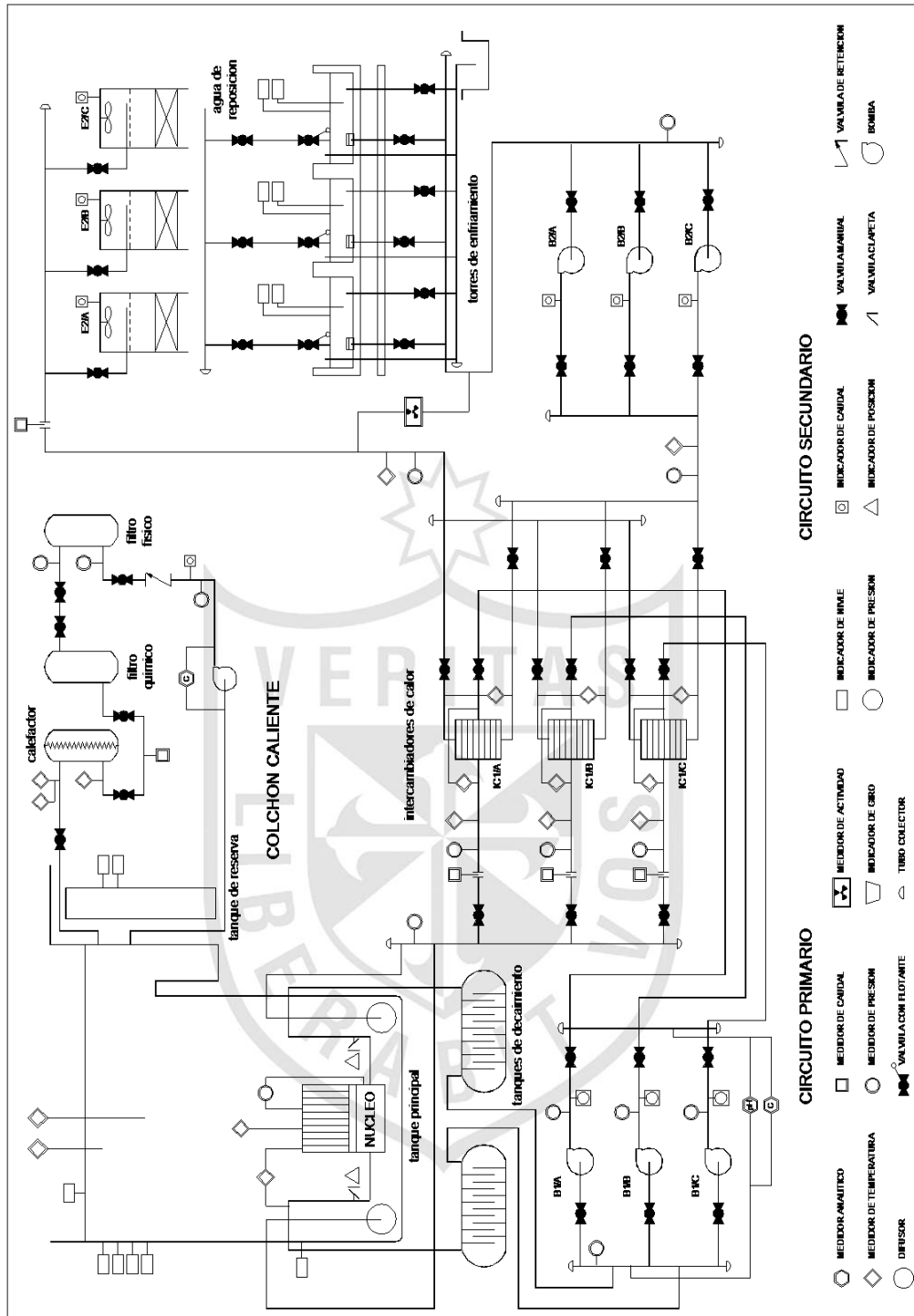


Figura: Esquema del Sistema de Refrigeración del Reactor Nuclear RP-10.

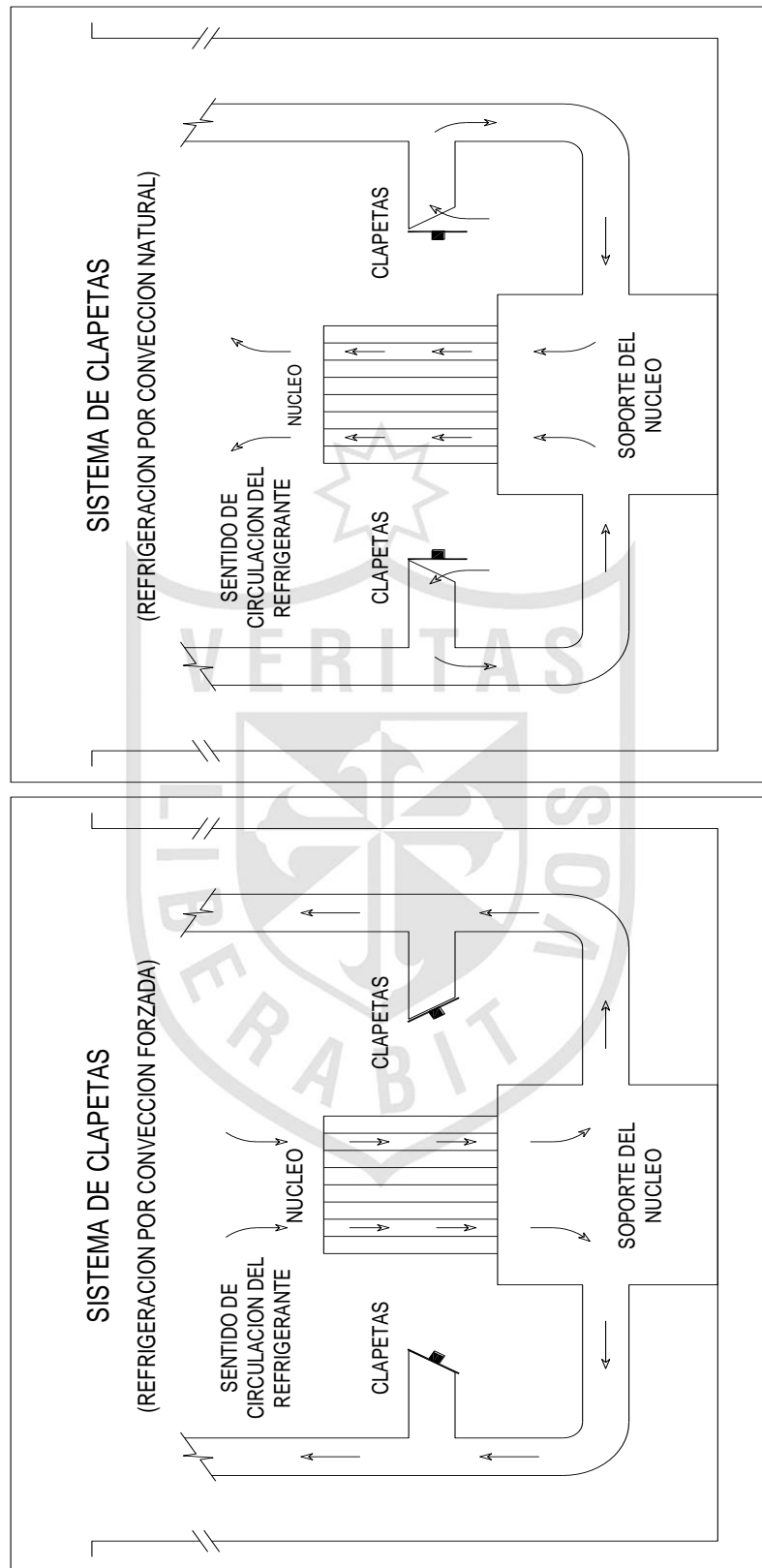


Figura: Sistema de clapetas del reactor nuclear RP-10 y forma de funcionamiento para convección forzado y convección natural.



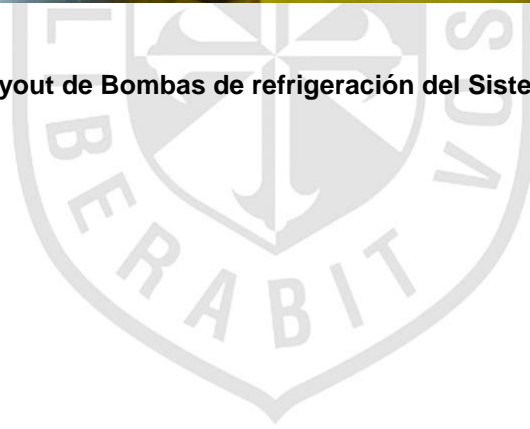
Figura: Bomba - Motor del Sistema primario de refrigeración, se observa además, la volante de inercia y el lugar de acople motor-bomba.



Figura: Intercambiadores de calor



Figura: Layout de Bombas de refrigeración del Sistema Primario.



ANEXO 16

Arboles de eventos D y H

EVENTO “D” OBSTRUCCION DE LOS CANALES DE REFRIGERACION DEL NÚCLEO DEL REACTOR

ARBOL DE EVENTOS

e.i.p.D

	SE (man)	SRPF						
2.6×10^{-3}				1	2.6×10^{-3}	2.0×10^{-3}		
2.0×10^{-3}	3.0×10^{-1}				2	7.8×10^{-4}	6.0×10^{-4}	
		1.3×10^{-2}				3	1.0×10^{-5}	7.8×10^{-6}

La obstrucción de uno o varios canales de refrigeración ocurre por la eventual caída de objetos desde la boca de tanque del reactor, debido a la disposición de las barras de control sobre el núcleo y a los vástagos de izamiento de las mismas, es imposible que ocurran obstrucciones que afecten una gran porción del núcleo. Además el diseño de la parte superior de la caja de elementos combustibles, excluye eventuales obstrucciones que afecten a más del 50% de dicha caja.

En caso de producirse obstrucciones que afecten algunos canales de elementos combustibles, no es esperable que los parámetros involucrados alcancen sus valores umbrales de disparo para producirse la parada automática del reactor. Sin embargo, corresponde considerar la posibilidad que el reactor sea detenido manualmente por el operador que está en boca de tanque y ve caer el objeto o por el personal de sala de control al observar fluctuaciones de potencia (o al ver el objeto obstruyente mediante el monitor de TV de boca de tanque).

Por lo tanto, en el árbol de eventos derivado de la ocurrencia de este e.i.p se tiene en cuenta la extinción manual (SE) o no del reactor y del sistema de remoción de productos de fisión SRPF.

Además ante la ocurrencia de este e.i.p es conveniente que el operador, luego de parar el reactor, proceda a detener la bomba del primario, ya que esto ayudaría a la expulsión del objeto extraño por disminución de la depresión (no obstante, esta acción del operador no se contempla en el árbol de eventos, debido a que no modifica el estado final de la planta).

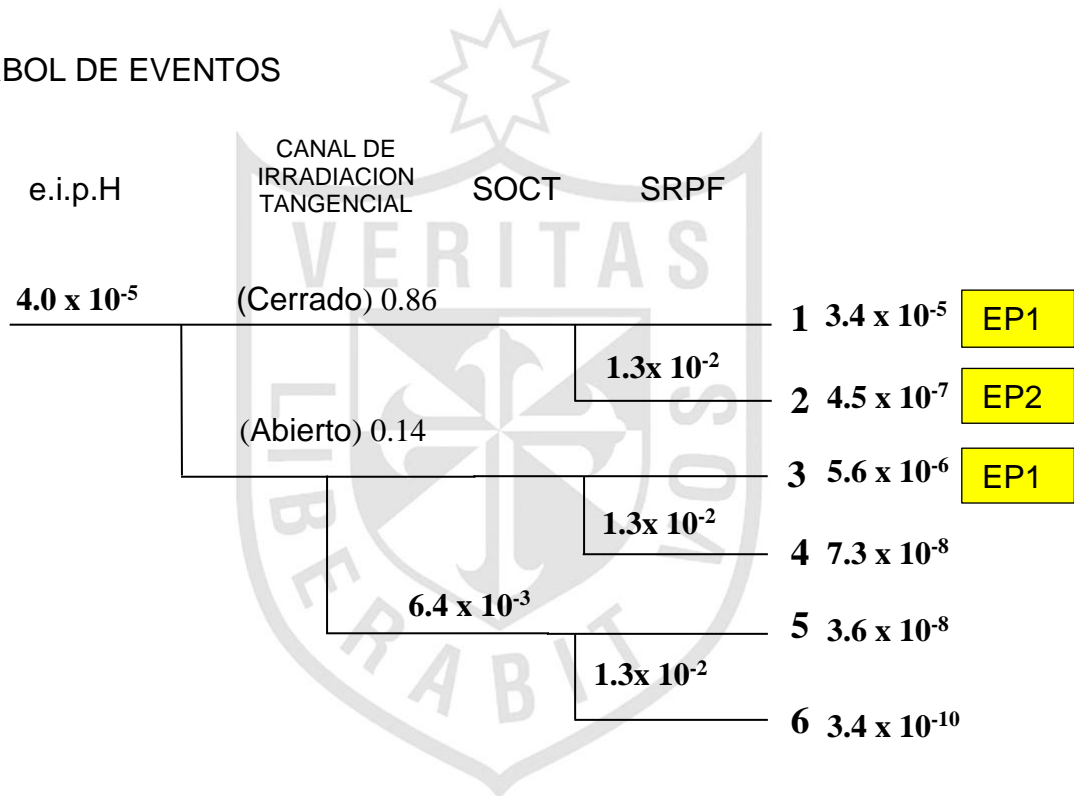
Las hipótesis consideradas para la elaboración del árbol de eventos correspondiente a este e.i.p, son las siguientes:

- Se contempla solo la extinción manual del reactor.
- No se contempla la detención manual de la bomba del primario.

Del análisis de las secuencias accidentales se infiere que, en aquellos casos donde no se advierta inmediatamente el objeto obstruyente y el reactor no sea extinguido, es dable esperar que los elementos combustibles involucrados podrían sufrir algún deterioro.

EVENTO “H” IMPACTO DE MISILES EN EL REACTOR Y EN EL CONDUCTO DE IRRADIACION TANGENCIAL CON EL REACTOR FUNCIONANDO

ARBOL DE EVENTOS



Este e.i.p. es semejante al e.i.p. G salvo que al estar el reactor en funcionamiento, es menos probable su ocurrencia debido a la existencia de un área de exclusión para desplazamiento del puente grúa sobre la boca de piscina, además precautorias para el uso del puente grúa durante la operación del reactor. En caso de que este e.i.p. ocurra se asume que el reactor se extingue debido a la ocurrencia de alguno de los siguientes sucesos:

- El operador que se encuentra al comando del puente grúa y que naturalmente advierte lo ocurrido, produce la extinción manual mediante el botón local de SCRAM existente en el Hall del reactor (nivel 11 metros)

- El operador en consola acciona el SCRAM manual en el caso de advertir la ocurrencia del suceso.
- El impacto del misil en el núcleo provoca cambios en su configuración, que lo toman subcrítico.

Con el reactor extinguido, el desarrollo de las secuencias accidentales del e.i.p y su árbol de eventos cualitativos son idénticos a los del e.i.p G, donde se considera la caída accidental de elementos pesados (peso > 1 Ton), no analizándose la caída de elementos livianos tales como herramientas o instrumental, por su irrelevancia en cuanto a los daños que estos podrían provocar en los componentes del reactor. La caída de objetos pesados puede provocar fracturas de las placas combustibles del núcleo y la rotura del conducto de irradiación tangencial. Estos dos sucesos se consideran totalmente dependientes debido a la proximidad física de los componentes mencionados.

En este análisis se asume que la caída de misiles pesados provoca la pérdida de la integridad del núcleo del reactor y la rotura del canal de irradiación tangencial. Esto último puede implicar o no la pérdida de refrigerante, dependiendo este suceso del estado en que se encuentre dicho canal al ocurrir el e.i.p, si el canal se encuentra abierto y si además no se produce la acción automática o manual del SOCT el nivel de refrigerante en la piscina desciende hasta la altura del canal de irradiación tangencial, quedando descubierta la mitad superior del núcleo aproximadamente, con lo que se tendrá fusión parcial de las placas combustibles.

El SOCT (Sistema de obstrucción del Conducto Tangencial) se activa automáticamente al llegar agua de la piscina al nivel 10.020 metros (nivel de SCRAM); además dicho cierre puede ser provocado en forma manual, mediante un comando ubicado en las cercanías de la boca de acceso del canal, desde el Hall del reactor.

Para la evolución de este accidente se debe considerar el hecho que el conducto de irradiación tangencial se encuentre o no en operación al ocurrir el e.i.p. La probabilidad que este se encuentre abierto es estimada en un valor de 0.14.

De ocurrir este e.i.p. los elementos combustibles del núcleo del reactor pueden experimentar daños mecánicos debidos al impacto de misil, o fusión parcial en caso de pérdida de refrigeración vía conducto de irradiación tangencial.

En las secuencias accidentales 1 y 2 se observa que el conducto de irradiación tangencial se encuentra cerrado, por lo tanto no hay pérdida de refrigerante y el núcleo permanece cerrado con agua. Se estima que el impacto de misil provoca una pérdida de la integridad del orden de 50% en un tercio de los elementos combustibles, equivalente al 15% del total del núcleo.

Para las secuencia accidental 3 se tiene la misma consideración para la secuencia 2 puesto que el canal de irradiación tangencial se encuentra abierto, ha funcionado exitosamente el SOCT, evitándose así la pedida de refrigerante.

Las secuencias accidentales 1 y 3 están asociadas al EP1 y la secuencia accidental 2 está asociada al EP2.



ANEXO 17

TABLA PROBABILIDAD DE ESTADO DE PLANTA DE ACUERDO A LAS PROBABILIDADES DE e.i.p

Subconjunto de Secuencias Accidentales Significativas	Prob. de Ocurrencia de cada secuencia Accidental Significativas	Estado de Planta	Probabilidad de Ocurrencia de cada estado de Planta
e.i.p.G.1	3.7×10^{-4}	EP1	4.7×10^{-4}
e.i.p.G.3	6.0×10^{-5}		
e.i.p.H.1	3.4×10^{-5}		
e.i.p.H.3	5.6×10^{-6}		
e.i.p.G.2	4.8×10^{-6}	EP2	1.9×10^{-4}
e.i.p.G.4	7.8×10^{-7}		
e.i.p.H.2	4.5×10^{-7}		
e.i.p.N.2	3.5×10^{-6}		
e.i.p.N.3	5.7×10^{-7}		
e.i.p.N.5	1.5×10^{-4}		
e.i.p.N.6	2.5×10^{-5}		
e.i.p.G.5	3.9×10^{-7}	EP3	3.9×10^{-7}
e.i.p.N.7	1.6×10^{-7}	EP4	1.6×10^{-7}
e.i.p.C.2	2.0×10^{-5}	EP5	4.1×10^{-5}
e.i.p.J.2	2.1×10^{-5}		
e.i.p.C.3	2.6×10^{-7}	EP6	5.3×10^{-7}
e.i.p.J.3	2.7×10^{-7}		

ANEXO 18

TABLA DE CONSIDERACIONES PARA EL ESTADO DE PLANTA

EP1	REACTOR EXTINGUIDO
	NÚCLEO CUBIERTO CON AGUA
	SRPF EN FUNCIONAMIENTO
	FRACCION DEL NÚCLEO DAÑADA 15%
EP2	REACTOR EXTINGUIDO
	NÚCLEO CUBIERTO CON AGUA
	SRPF INDISPONIBLE
	FRACCION DEL NÚCLEO DAÑADA 15%
EP3	REACTOR EXTINGUIDO
	NÚCLEO DESCUBIERTO, nivel de agua en tanque, altura canal de irradiación tangencial
	SRPF EN FUNCIONAMIENTO
	FRACCION DEL NÚCLEO DAÑADA 50%
EP4	REACTOR EXTINGUIDO
	NÚCLEO DESCUBIERTO, nivel de agua en tanque, altura canal de irradiación tangencial
	SRPF INDISPONIBLE
	FRACCION DEL NÚCLEO DAÑADA 50%
EP5	REACTOR EN MARCHA
	NÚCLEO CUBIERTO CON AGUA
	SRPF EN FUNCIONAMIENTO
	FRACCION DEL NÚCLEO DAÑADA 1%
EP6	REACTOR EN MARCHA
	NÚCLEO CUBIERTO CON AGUA
	SRPF INDISPONIBLE
	FRACCION DEL NÚCLEO DAÑADA 1%

ANEXO 19

TABLA DE DOSIS ASOCIADAS A LOS ESTADOS DE PLANTA

ESTADO DE PLANTA	PROBABILIDAD DE OCURRENCIA DE ESTADO DE PLANTA	DOSIS AL GRUPO CRITICO (mSv)	DOSIS AL POBLADOR HIPOTETICO (mSv)
EP1	4.7×10^{-4}	1.1×10^{-2}	2.9×10^{-2}
EP2	1.9×10^{-4}	1.7×10^{-1}	3.3×10^{-1}
EP3	3.9×10^{-7}	2.5	3.7
EP4	1.6×10^{-7}	1260	1660
EP5	4.1×10^{-5}	1.5×10^{-2}	3.8×10^{-2}
EP6	5.3×10^{-7}	5.3×10^{-2}	1.0×10^{-1}

ANEXO 20

CURVA CRITERIO PARA EL PÚBLICO DE ACUERDO AL ANÁLISIS DE ACCIDENTE CON EL COMBUSTIBLE U3SI2

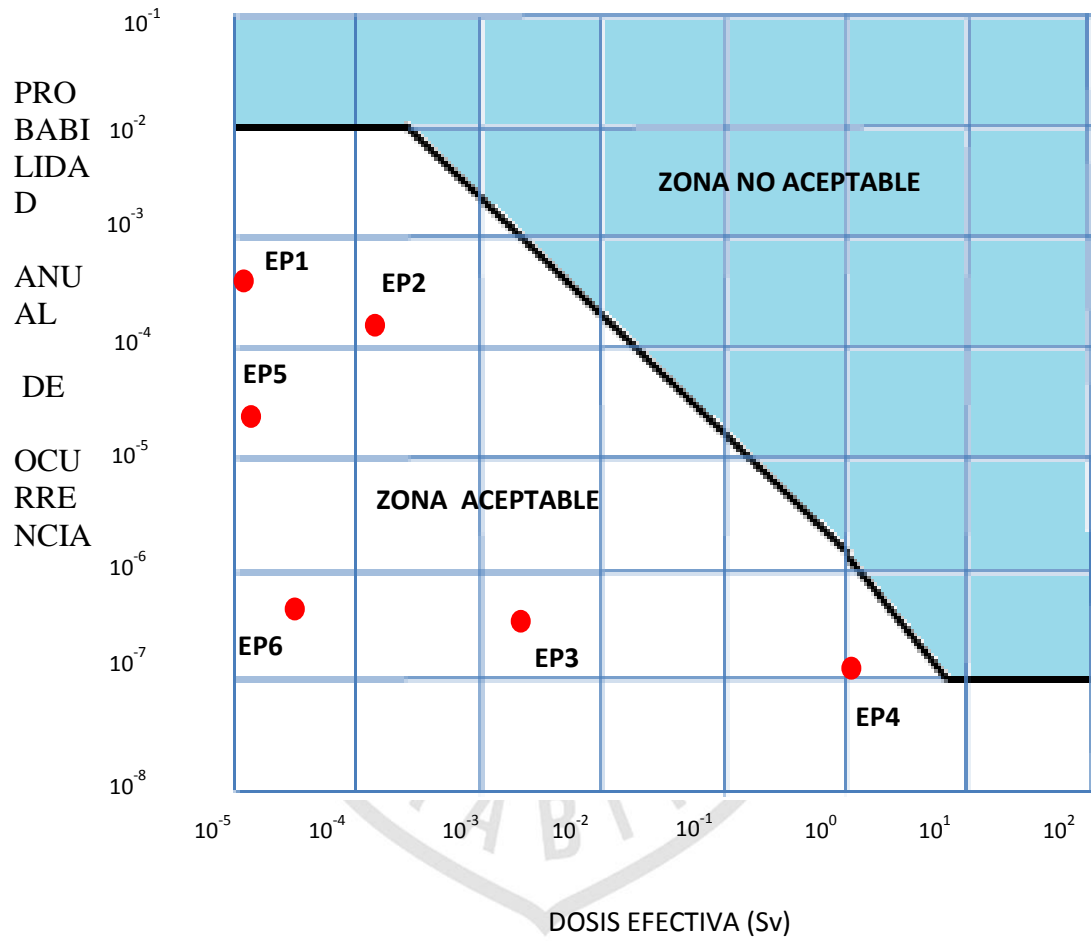


Figura: Gráfica de la curva criterio para grupo crítico