

UNIVERSIDAD NACIONAL DE INGENIERÍA

FACULTAD DE CIENCIAS



TESIS

**“DISEÑO TERMOHIDRÁULICO DEL REACTOR  
NUCLEAR RP-10 CON ELEMENTOS COMBUSTIBLES  
DE SILICIURO DE URANIO”**

PARA OBTENER EL GRADO ACADÉMICO DE MAESTRO EN  
CIENCIAS CON MENCIÓN EN ENERGIA NUCLEAR

ELABORADA POR:

**GERMÁN CÁCERES VIVANCO**

ASESOR:

**Dr. MODESTO EDILBERTO MONTOYA ZAVALETA**

LIMA – PERÚ

2020

## DEDICATORIA

*Para Germán Andrés y Natalia Carolina.  
La inspiración más grande que Dios me dio.*

## **AGRADECIMIENTO**

**A mis hijos Germán Andrés y Natalia Carolina.**

Por su amor y apoyo incondicional.

**A mi esposa Mylene.**

Por el aliento y motivación constante.

**A mis padres y hermanos.**

Por el ejemplo y la confianza que me mostraron.

**Al Dr. Modesto Montoya.**

Por sus valiosas enseñanzas y consejos.

**Al Instituto Peruano de Energía Nuclear.**

Por la confianza en mí para dirigir este proyecto.

**A la Dirección de Producción y al  
Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad.**

Por el apoyo, el trabajo en equipo, pero sobre todo por la amistad.

**A Msc. Roberto Giol y Msc Rubén Bruna.**

Por sus consejos y sobre todo por su amistad.

**A la Universidad Nacional de Ingeniería.**

Por la formación profesional.

**A Dios.**

Por darme fuerza y capacidad.

## INDICE

DEDICATORIA .....	ii
AGRADECIMIENTO .....	iii
INDICE .....	iv
INDICE DE FIGURAS .....	viii
INDICE DE TABLAS .....	x
RESUMEN .....	xiii
ABSTRACT .....	xiv
1. INTRODUCCION .....	1
1.1. ALCANCE .....	1
1.2. JUSTIFICACION .....	1
1.3. OBJETIVOS .....	3
1.4. PLANTEAMIENTO DEL PROBLEMA .....	3
1.5. HIPOTESIS .....	4
1.6. MODELO .....	4
2. DESCRIPCION DEL REACTOR RP-10 .....	6
2.1. EL REACTOR RP-10 .....	6
2.2. CONJUNTO DEL NÚCLEO DEL REACTOR .....	7
2.3. ELEMENTO COMBUSTIBLE NORMAL .....	7
2.4. ELEMENTO COMBUSTIBLE DE CONTROL .....	10
2.5. BARRAS DE CONTROL .....	13
2.6. ELEMENTOS REFLECTORES .....	14
2.6.1. Elemento reflector de grafito .....	14
2.6.2. Elemento reflector de berilio .....	14
2.7. CAJA DE IRRADIACIÓN .....	14
2.8. PLATAFORMA GRILLA .....	15
2.9. NUCLEO DEL REACTOR .....	15
2.9.1. Configuración de núcleo .....	16
2.10. EDIFICIO DEL REACTOR .....	17
2.11. SISTEMA DE REFRIGERACIÓN .....	18
2.11.1. Sistema Primario de Refrigeración .....	19
2.11.2. Sistema Secundario de Refrigeración .....	20
2.12. SISTEMA DE VENTILACIÓN .....	21
2.13. GESTIÓN DE NUCLEOS EN EL REACTOR .....	23

2.13.1. Núcleos previos .....	24
2.13.2. Núcleos transitorios .....	24
2.13.3. Núcleo de Trabajo. ....	24
2.13.4. Configuraciones del núcleo durante la puesta en servicio. ....	25
3. ASPECTOS GENERALES DE SEGURIDAD NUCLEAR .....	29
3.1. SEGURIDAD NUCLEAR.....	29
3.2. ESTADOS DE LA INSTALACION .....	29
3.3. PRINCIPIOS FUNDAMENTALES DE LA SEGURIDAD NUCLEAR .....	30
3.4. PRINCIPIO DE LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD .....	31
3.4.1. Funciones Básicas de Seguridad.....	32
3.5. SISTEMA DE CONTROL DE REACTIVIDAD .....	34
3.5.1. Reactividad .....	34
3.5.2. Exceso de Reactividad ( $\rho_{max}$ ).....	35
3.5.3. Margen de Parada Total (MT) .....	35
3.5.4. Margen de Parada (MP) .....	35
3.5.5. Reactividad del banco de barras ( $\rho_{BC}$ ) .....	35
3.5.6. Factor de seguridad en reactividad (FSR) .....	36
3.6. POTENCIA TÉRMICA.....	37
4. METODOLOGIA PARA EL DISEÑO TERMOHIDRÁULICO .....	41
4.1. BASES DE DISEÑO.....	41
4.2. ASPECTOS TEÓRICOS .....	41
4.2.1. Hipótesis Asumidas. ....	42
4.2.2. Condiciones Limitantes .....	43
4.3. DATOS DE ENTRADA.....	43
4.3.1. Modos de operación .....	43
4.3.2. Caudal en el sistema primario de refrigeración. ....	44
4.3.3. Temperatura de entrada al núcleo .....	44
4.3.4. Especificaciones técnicas de los elementos combustibles .....	45
4.3.5. Factores de incertidumbre para el cálculo .....	46
4.3.5.1. Tratamiento de factores de Incertidumbre .....	47
4.3.6. Espesor de la capa de oxido .....	48
4.3.7. Propiedades térmicas y mecánicas .....	48
4.3.8. Factor Pico de Potencia .....	48
4.3.9. Gestión de Núcleos y Descripción de las Configuraciones .....	49
4.4. CÓDIGOS DE CÁLCULO .....	50
4.5. EVALUACION EN CONVECCION FORZADA.....	51

4.5.1. CALCULO HIDRÁULICO .....	51
4.5.1.1. Formulación matemática .....	51
4.5.1.2. Velocidad Crítica .....	62
4.5.2. CALCULO TÉRMICO .....	63
4.5.2.1. Formulación matemática .....	63
4.5.3. FLUJOS TÉRMICOS Y MÁRGENES DE SEGURIDAD.....	78
4.5.3.1. Onset of Nucleate Boiling (ONB) .....	80
4.5.3.2. Flujos Térmicos Críticos.....	80
4.5.4. DEFINICION DE POTENCIAS.....	87
4.5.4.1. Potencia ONB.....	87
4.5.4.2. Potencia Crítica.....	87
4.5.4.3. Potencia máxima.....	89
4.5.4.4. Potencia de operación.....	89
4.6. EVALUACION EN CONVECCION NATURAL .....	91
4.6.1. CALCULO HIDRAULICO .....	91
4.6.1.1. Formulación matemática .....	91
4.6.2. CALCULO TERMICO.....	92
4.6.2.1. Formulación matemática.....	92
4.6.3. Potencia máxima ( $P_{max}$ ).....	96
4.6.4. Potencia de operación nominal ( $P_n$ ):.....	96
4.7. GESTIÓN DE NUCLEOS DEL REACTOR.....	96
4.7.1. Núcleos previos.....	97
4.7.2. Núcleos transitorios .....	97
4.7.3. Núcleo de trabajo.....	97
5. DESARROLLO DEL CÁLCULO Y RESULTADOS OBTENIDOS.....	98
5.1. CONVECCION FORZADA.....	99
5.1.1. Cálculo Hidráulico.....	99
5.1.2. Cálculo Térmico.....	104
5.1.2.1. Potencia ONB.....	104
5.1.2.2. Potencia Crítica .....	106
5.1.2.3. Potencia Máxima .....	108
5.1.2.4. Potencia de Operación.....	109
5.2. CONVECCION NATURAL.....	115
5.2.1. Cálculo previo .....	115
5.2.2. Potencia máxima .....	116
5.2.3. Potencia de operación.....	117

5.3.	LÍMITES Y CONDICIONES DE OPERACIÓN (LCO) .....	119
5.3.1.	LCO Convección forzada .....	120
5.3.1.1.	Potencia máxima .....	121
5.3.1.2.	Caudal mínimo de refrigerante.....	121
5.3.1.3.	Caída de presión mínima en el núcleo .....	122
5.3.1.4.	Incremento de la temperatura del refrigerante en el núcleo.....	122
5.3.1.5.	Temperatura del refrigerante a la salida del núcleo del reactor.....	124
5.3.1.6.	Velocidad Crítica de Miller para el refrigerante.....	124
5.3.2.	LCO Convección Natural.....	125
5.3.2.1.	Potencia máxima .....	125
5.3.2.2.	Temperatura de refrigerante a la salida del núcleo .....	126
5.4.	EVALUACION TERMOHIDRAULICA EN LA GESTION DE COMBUSTIBLES	126
5.4.1.	Gestión de Núcleos en Convección Forzada.....	126
5.4.1.1.	Evaluación Hidráulica .....	126
5.4.1.2.	Evaluación Térmica.....	128
5.4.2.	Gestión de Núcleos en Convección Natural.....	138
5.4.2.1.	Evaluación Termohidráulica.....	138
6.	CONCLUSIONES.....	145
7.	GLOSARIO.....	147
8.	NOMENCLATURA .....	155
9.	BIBLIOGRAFIA .....	158
10.	ANEXOS.....	161

## INDICE DE FIGURAS

Figura 1: Esquema del proyecto de Adquisición de Elementos Combustibles.....	5
Figura 2: Elemento combustible normal .....	8
Figura 3: Sección transversal del elemento combustible normal.....	9
Figura 4: Dimensiones en la sección transversal del elemento combustible normal. ....	10
Figura 5: Elemento combustible de control.....	11
Figura 6: Descripción de la sección transversal del elemento combustible de control ....	12
Figura 7: Dimensiones en sección transversal del elemento combustible de control .....	12
Figura 8: Barras de control del reactor RP-10 .....	13
Figura 9: Elementos reflectores y caja de irradiación.....	15
Figura 10: Núcleo del Reactor RP-10. ....	16
Figura 11: Configuración del núcleo de trabajo del reactor RP-10 .....	17
Figura 12: Edificio Principal del Reactor .....	18
Figura 13: Sistema de Refrigeración del Reactor.....	21
Figura 14: Sistema de ventilación del edificio del Reactor RP-10. ....	23
Figura 15: Gestión de núcleos durante la puesta en servicio .....	27
Figura 16: Configuración del núcleo 08. ....	27
Figura 17: Configuración del núcleo 16 .....	28
Figura 18: Estados de planta de un reactor nuclear.....	30
Figura 19: Defensa en profundidad en una instalación nuclear .....	33
Figura 20: Parámetros del control de reactividad .....	36
Figura 21: Balance térmico en el sistema de refrigeración .....	40
Figura 22: Modelo del canal rectangular.....	54
Figura 23: Singularidades presentes en los elementos combustibles. ....	56
Figura 24: Singularidades y tramos rectos en el elemento combustible.....	59
Figura 25: Modelo de canales en el elemento combustible de control. ....	60
Figura 26: Modelo para determinar la velocidad crítica.....	63
Figura 27: Modelo termohidráulico para convección forzada.....	64
Figura 28: Distribución de flujo térmico en el núcleo.....	66
Figura 29: Distribución de flujo térmico en el canal.....	67
Figura 30: Diferencial de área de transferencia de calor en la placa combustible .....	68
Figura 31: Distribución de Temperatura del refrigerante en el canal.....	70
Figura 32: Distribución de temperatura en la pared del canal.....	71
Figura 33: Distribución de temperaturas en el sentido radial .....	78
Figura 34: Relación entre flujo térmico y diferencia de temperaturas según Nukiyama ...	79



Figura 35: Potencia con la cual se alcanza el flujo térmico correspondiente a ONB .....	87
Figura 36: Potencia con la cual se alcanza el flujo térmico correspondiente a DNB.....	88
Figura 37: Determinación de la potencia máxima y potencia de operación .....	90
Figura 38: Refrigeración por convección natural .....	92
Figura 39: Modelo termohidráulico para la evaluación en convección natural .....	94
Figura 40: Flujograma de evaluación termohidráulica para el reactor RP-10.....	98
Figura 41: Distribución de temperaturas para ONB en modo de operación I.....	105
Figura 42: Distribución de temperaturas para ONB en modo de operación II.....	106
Figura 43: Distribución de temperaturas para ONB en modo de operación III.....	106
Figura 44: Distribución de temperaturas para potencia de operación en modo de operación I.....	111
Figura 45: Distribución de flujos térmicos para potencia de operación en modo de operación I.....	111
Figura 46: Distribución de temperaturas para potencia de operación en modo de operación II.....	112
Figura 47: Distribución de flujos térmicos para potencia de operación en modo de operación II.....	113
Figura 48: Distribución de temperaturas para potencia de operación en modo de operación III .....	114
Figura 49: Distribución de flujos térmicos para potencia de operación en modo de operación III .....	114
Figura 50: Distribución de temperaturas para potencia de operación en modo de operación IV .....	119
Figura 51: Criterios para determinar los niveles y condiciones de operación.....	120
Figura 52: Potencia de operación de los núcleos transitorios en convección forzada ....	131
Figura 53: Flujo térmico máximo en los núcleos transitorios en convección forzada.....	132
Figura 54: Margen de seguridad para flujo crítico en cada configuración del núcleo.....	136
Figura 55: Margen de seguridad para flujo crítico en cada configuración del núcleo.....	138
Figura 56: Potencia máxima para convección natural para las configuraciones de núcleos .....	140
Figura 57: Potencia de operación para convección natural para las configuraciones de núcleos .....	142

## INDICE DE TABLAS

Tabla 1: Configuración de los núcleos previos durante la puesta en servicio .....	25
Tabla 2: Configuración de los núcleos transitorios durante la puesta en servicio .....	26
Tabla 3: Configuración de los núcleos de operación de trabajo. ....	26
Tabla 4: Resultados de la reactividad en el reactor RP-10 .....	37
Tabla 5: Energía liberada instantánea en la fisión del uranio. ....	38
Tabla 6: Energía retardada instantánea en la fisión del uranio.....	38
Tabla 7: Modos de operación del reactor RP-10.....	44
Tabla 8: Caudal de refrigeración del sistema primario (Qt).....	44
Tabla 9: Especificaciones técnicas de los elementos combustibles. ....	45
Tabla 10: Valores de las fracciones de incertidumbre.....	46
Tabla 11: Conductividad térmica de los materiales.....	48
Tabla 12: Factor Pico de Potencia para las configuraciones (Kt) .....	49
Tabla 13: Definición de canales de paso del refrigerante .....	99
Tabla 14: Distribución de velocidades en los tramos de los canales en el modo de operación I.....	100
Tabla 15: Velocidades en los canales del ECC en el modo de operación I .....	101
Tabla 16: Distribución de velocidades en los tramos de los canales en el modo de operación II.....	101
Tabla 17: Velocidades en los canales del ECC en el modo de operación II .....	102
Tabla 18: Distribución de velocidades en los tramos de los canales en el modo de operación III .....	102
Tabla 19: Velocidades en los canales del ECC en el modo de operación III .....	102
Tabla 20: Caudales y caída de presión en el núcleo del reactor .....	103
Tabla 21: Velocidad de refrigerante en los canales de los elementos combustibles .....	103
Tabla 22: Potencia ONB para modo de operación I.....	104
Tabla 23: Potencia ONB para modo de operación II.....	104
Tabla 24: Potencia ONB para modo de operación III.....	105
Tabla 25: Potencia crítica para cada modo de operación .....	107
Tabla 26: Margen de seguridad para potencia crítica en modo de operación I.....	107
Tabla 27: Margen de seguridad para potencia crítica en modo de operación II.....	108
Tabla 28: Margen de seguridad para potencia crítica en modo de operación III.....	108
Tabla 29: Potencia máxima para cada modo de operación .....	109

Tabla 30: Potencia de operación considerando el margen de seguridad para cada modo de operación .....	109
Tabla 31: Potencia de operación para cada modo de operación.....	110
Tabla 32: Margen de seguridad para potencia de operación en modo de operación I ...	110
Tabla 33: Margen de seguridad para potencia de operación en modo de operación II ..	112
Tabla 34: Margen de seguridad para potencia de operación en modo de operación III .	113
Tabla 35: Márgenes de ONB para cada uno de los canales de refrigeración en todos los modos de operación .....	115
Tabla 36: Número equivalente de elementos combustibles.....	116
Tabla 37: Parámetros termohidráulicos del reactor para la potencia máxima en convección natural .....	116
Tabla 38: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural.....	117
Tabla 39: Parámetros termohidráulicos del reactor para la potencia de operación en convección natural .....	117
Tabla 40: Márgenes de seguridad para potencia de operación en convección natural ..	118
Tabla 41: Potencia máxima según el modo de operación .....	121
Tabla 42: Velocidad mínima del refrigerante en el canal normal del ECC .....	121
Tabla 43: Caudal mínimo de refrigerante en el sistema primario de refrigeración .....	122
Tabla 44: Caída de presión mínima en el núcleo del reactor.....	122
Tabla 45: Determinación de los incrementos de la temperatura del refrigerante al atravesar el núcleo del reactor .....	123
Tabla 46: Temperatura del refrigerante a la salida del núcleo del reactor.....	124
Tabla 47: Velocidad crítica en cada canal .....	125
Tabla 48: Límites y Condiciones para el modo de operación IV .....	126
Tabla 49: Datos hidráulicos de los núcleos durante la puesta en servicio .....	126
Tabla 50: Velocidades en los canales de refrigeración .....	127
Tabla 51: Potencia ONB y Potencia Crítica para la gestión de núcleos .....	128
Tabla 52: Valores de los márgenes de seguridad para la potencia máxima durante la gestión de núcleos .....	129
Tabla 53: Potencia nominal para la gestión de núcleos .....	130
Tabla 54: Potencia nominal de operación para la gestión de núcleos.....	130
Tabla 55: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 08 .....	132
Tabla 56: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 09 .....	133
Tabla 57: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 10 .....	133
Tabla 58: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 11 .....	133
Tabla 59: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 12 .....	134

Tabla 60: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 13 .....	134
Tabla 61: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 14 .....	134
Tabla 62: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 15 .....	135
Tabla 63: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 16 .....	135
Tabla 64: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 17 .....	135
Tabla 65: Márgenes de ONB para cada canal y núcleos transitorios .....	137
Tabla 66: Potencia máxima para la gestión de núcleos en convección natural para el elemento combustible normal.....	139
Tabla 67: Potencia máxima para la gestión de núcleos en convección natural para el elemento combustible de control.....	139
Tabla 68: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N08 al N10.....	140
Tabla 69: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N11 al N13.....	141
Tabla 70: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N14 al N16.....	141
Tabla 71: Potencia de operación para la gestión de núcleos en convección natural .....	142
Tabla 72: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N08 al N10.....	143
Tabla 73: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N11 al N13.....	143
Tabla 74: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N14 al N16.....	144

## RESUMEN

El reactor nuclear de investigación RP-10 fue diseñado y construido en los años 80, siendo la potencia térmica de operación igual a 10 MW, los cuales se generan debido a una reacción nuclear controlada manteniendo estándares de seguridad y calidad.

El combustible nuclear original del Reactor RP-10 se está acabando, razón por la cual se está adquiriendo una nueva carga de combustible. El combustible original fue a base de óxido de uranio  $U_3O_8$ , el nuevo combustible que se está adquiriendo es a base de siliciuro de uranio  $U_3Si_2$ . El cambio responde a las características de los combustibles, teniendo el siliciuro de uranio tiene mejores bondades con respecto al óxido de uranio.

El trabajo que se presenta en esta tesis, es el diseño termohidráulico realizado al reactor RP-10 para los nuevos combustibles nucleares, en el cual se realiza una evaluación de todos los parámetros termohidráulicos para determinar las condiciones de operación del reactor manteniendo siempre la seguridad nuclear, pero también analizando la disponibilidad y operatividad del reactor en estas condiciones.

Las condiciones de operación son establecidas para mantener en todo instante las condiciones de seguridad nuclear establecidas en las normas del Organismo Internacional de Energía Atómica, del Instituto Peruano de Energía Nuclear y de otras normas de seguridad nuclear y seguridad radiológica.

Es decir, las condiciones de operación del reactor con los nuevos elementos combustibles deben cumplir con los requerimientos de seguridad nuclear y seguridad radiológica, manteniendo o mejorando las condiciones de seguridad del diseño con los combustibles originales.

**Palabras clave:** RP-10,  $U_3Si_2$ , termohidráulica, seguridad nuclear, márgenes de seguridad, potencia térmica.

## ABSTRACT

The RP-10 nuclear research reactor was designed and built in the 80s, the thermal power of operation is 10 MW, which are generated due to a controlled nuclear reaction maintaining safety and quality standards.

The original nuclear fuel of Reactor RP-10 is being finished, for that reason a new fuel load has being acquired. The original fuel was based on uranium oxide  $U_3O_8$ , the new fuel that has being acquired is based on  $U_3Si_2$  uranium silicide. The change responds to the characteristics of the fuels, the uranium silicide has better benefits with respect to uranium oxide.

The work presented in this thesis is the thermohydraulic design made to the RP-10 reactor for the new nuclear fuels, in which an evaluation of all the thermohydraulic parameters is carried out to determine the operating conditions of the reactor, always maintaining nuclear safety, but also analyzing the availability and operability of the reactor under these conditions.

The operating conditions are established to maintain at all the times the conditions of nuclear safety established in the regulations of the International Atomic Energy Agency, the Peruvian Institute of Nuclear Energy and other standards of nuclear safety and radiation safety.

That is, the operating conditions of the reactor with the new fuel elements meet the requirements of nuclear safety and radiological safety, maintaining or improving the design safety conditions with the original fuels.

**Keywords:** RP-10,  $U_3Si_2$ , thermohydraulic, nuclear safety, safety margins, thermic power.

## 1. INTRODUCCION

### 1.1. ALCANCE

El reactor nuclear RP-10 operado por el IPEN, está agotando la disponibilidad de combustible fresco, razón por la cual está realizando un proceso de adquisición de nuevos elementos combustibles para garantizar la continuidad de la operación del reactor y continuar el servicio al país [1].

El reactor RP-10 fue diseñado en los años 80 considerando el uso de combustible de óxido de uranio  $U_3O_8$ . En esa época los combustibles fueron diseñados con uranio de bajo enriquecimiento y con baja densidad, el enriquecimiento de uranio no podía superar el 20 % y la densidad del combustible estaba calificada hasta  $2.3 \text{ g/cm}^3$ .

Ahora, debido al desarrollo tecnológico, se tiene opciones diferentes al diseño original. Actualmente el combustible de siliciuro de uranio  $U_3Si_2$  es una muy buena alternativa para su uso en el reactor RP-10. Estos combustibles están calificados para tener una densidad hasta de  $4.8 \text{ g/cm}^3$  manteniendo el bajo enriquecimiento [2].

En un análisis comparativo entre ambos combustibles, se determina que la opción de los combustibles de siliciuro de uranio es mucho más favorable que la de los combustibles de óxido de uranio [3].

La seguridad en la operación del reactor debe estar garantizada y supervisada en todos los estados de planta del reactor, es decir, en operación normal, en situaciones accidentales consideradas en la base de diseño, e incluso cuando está apagado [4, 5]. Para ello se realiza un análisis de seguridad en el reactor con los combustibles de siliciuro de uranio de acuerdo a lo especificado en las normas internacionales.

### 1.2. JUSTIFICACION

A continuación, se detalla las bondades que tiene el siliciuro de uranio como combustible nuclear comparativamente con el óxido de uranio desde el punto de vista neutrónico, termohidráulico y económico [3, 6].

- Mayor flujo neutrónico y flujo térmico por unidad de área. Permite realizar configuraciones con menor número de elementos combustibles, produciendo un incremento en la densidad del flujo neutrónico. Adicionalmente, el incremento de flujo determina un menor tiempo de operación del reactor para una determinada irradiación.
- Mayor cantidad de masa de uranio en cada uno de los elementos combustibles. Al tener una calificación para mayor densidad de masa de uranio, se consigue tener mayor cantidad de material fisil en cada uno de los combustibles. El elemento combustible tendrá más tiempo de disponibilidad antes que se agote el combustible y deba ser reemplazado.
- Más tiempo de duración con respecto a otros combustibles. De los dos puntos analizados anteriormente se concluye que al disminuir el tiempo de irradiación de las muestras y al tener más masa de uranio, el tiempo que cada uno de los combustibles estará disponible para ser usado en el reactor se incrementará sustancialmente.
- La relación producción versus costo es mayor. Debido a que tienen mayor flujo neutrónico, el tiempo de duración del combustible es mayor, se puede hacer configuraciones más compactas y se reduce el tiempo de operación, entonces económicamente son más rentables.
- No tienen límite de quemado de combustible. Debido a las características físicas y químicas del compuesto, estos combustibles están calificados para ser operados hasta lograr el consumo total del material fisil.
- No pueden ser reprocesados. A diferencia de otros combustibles, el siliciuro de uranio no puede ser reprocesado, es decir no es posible extraer el material fisil o fértil del combustible, evitando la obtención de material nuclear que pudiera ser utilizado para propósitos bélicos.

En el presente trabajo se realiza el diseño termohidráulico del núcleo del reactor RP-10 con los combustibles de siliciuro de uranio para demostrar que el cambio de combustible no altera la seguridad del reactor [4].

La fisión nuclear producida en el combustible genera una gran energía que se libera en forma de calor produciendo un incremento de la temperatura en los elementos estructurales



del combustible y del núcleo del reactor. Para preservar la integridad del reactor es necesaria la remoción de este calor de forma adecuada que garantice que no se producirá ningún deterioro en el núcleo del reactor. Para este propósito el reactor tiene varios sistemas diseñados para controlar y mantener las condiciones de seguridad establecidas, entre ellos el de mayor importancia es el sistema de refrigeración que está formado por dos circuitos: primario y secundario.

El diseño termohidráulico considera las características del sistema de refrigeración para determinar las condiciones en las cuales debe operar el reactor para mantener las condiciones de seguridad.

### **1.3. OBJETIVOS**

Demostrar que los elementos combustibles de  $U_3Si_2$  no alteran la seguridad ni incrementan riesgos en el núcleo del reactor RP-10.

Demostrar que la instalación del reactor RP-10, actualmente diseñado para elementos combustibles de  $U_3O_8$ , también pueden ser operado con seguridad empleando elementos combustibles de  $U_3Si_2$ .

la seguridad durante la operación, tiene como alcance la seguridad nuclear principalmente, pero también la seguridad radiológica.

### **1.4. PLANTEAMIENTO DEL PROBLEMA**

La carga de elementos combustible para el reactor RP-10 está agotándose, razón por la cual es necesario adquirir una nueva carga de elementos combustibles para garantizar la continuidad del funcionamiento de la instalación.

En el diseño original el combustible fue óxido de uranio, pero en la actualidad se tiene la opción de siliciuro de uranio que brinda mayores y mejores opciones. Por esta razón se decide por el cambio en la línea del combustible.

## **1.5. HIPOTESIS**

Con los combustibles de siliciuro de uranio se conserva la seguridad del diseño original, manteniendo la operatividad del reactor. Los nuevos combustibles permiten realizar configuraciones más compactas del núcleo, lo cual finalmente proporciona mejores condiciones operativas del núcleo y ahorro de combustible nuclear.

## **1.6. MODELO**

Debido a la distribución de flujo térmico en la extensión del núcleo del reactor, existe un canal en el cual se produce el flujo máximo de calor. Este canal más exigido [7, 8], se modela para realizar el cálculo termohidráulico.

Todos los canales de refrigeración están formados por dos placas, que pueden ser placas combustibles o placas estructurales, entre las cuales se desplaza el refrigerante para extraer el calor generado por las fisiones nucleares. Mediante cálculos hidráulicos se determina cual es la velocidad de refrigerante que circula por cada canal, y mediante cálculos de transferencia de calor se determina los flujos térmicos y las temperaturas presentes en cada canal. Cumpliendo con las normas técnicas de seguridad nuclear nacionales [9] e internacionales [4, 5, 10], se realiza el cálculo termohidráulico para determinar los márgenes de seguridad y poder determinar la potencia de operación del reactor en condiciones seguras.

Para la evaluación se utilizan códigos de cálculo que emplean un modelo para convección natural y otro modelo para convección forzada. Estos códigos de cálculo han sido empleados en el diseño y evaluación termohidráulico en muchos reactores a nivel mundial.

## Proyecto de Compra de Nuevos Elementos Combustibles

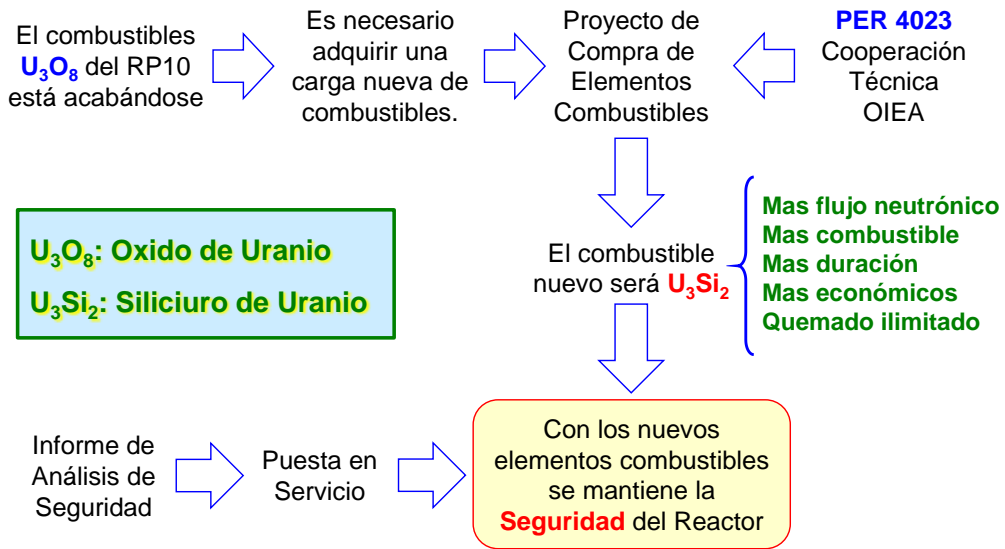


Figura 1: Esquema del proyecto de Adquisición de Elementos Combustibles

## 2. DESCRIPCION DEL REACTOR RP-10

### 2.1. EL REACTOR RP-10

El RP-10, es un reactor nuclear de investigación tipo piscina de tanque abierto. El combustible que usa es **uranio** enriquecido al 19.75 % en peso en su isótopo 235. Usa agua liviana como elemento moderador de neutrones, como fluido refrigerante y como blindaje radiológico en el sentido axial [6].

El tanque principal es cilíndrico, dispuesto verticalmente, de altura 11.0 m, diámetro de 4 m, espesor de 6 mm y material acero inoxidable A316L, cubierto externamente por una estructura de concreto. En el interior del tanque, de forma centrada y a 1 m del fondo, sobre una plataforma de acero, descansa el núcleo que contiene una grilla de aluminio, donde se colocan los elementos combustibles y los demás elementos que constituyen el núcleo del reactor, en un máximo de 100 posiciones, en un arreglo de 10x10.

Los elementos combustibles son prismas de sección cuadrada, que contiene las placas combustibles de uranio envainadas en aluminio, en la parte inferior son de forma cilíndrica para que sean colocados en los agujeros de la grilla.

El núcleo puede adoptar distintas configuraciones, para la operación normal y a plena carga. Las configuraciones que adopta el núcleo, obedecen a lo planificado en la gestión de núcleo que se desarrolló para el reactor RP-10.

El tanque del reactor, durante la operación normal, está totalmente lleno de agua. El calor generado en el núcleo es transferido al agua que circula por los espacios libres entre placas presentes en los elementos combustibles.

Con el objeto de mejorar el balance neutrónico, el conjunto de elementos combustibles se rodea con elementos reflectores de dos tipos: barras de grafito envainado en aluminio y barras de berilio, ambos de pureza nuclear, y que tienen una geometría externa igual a los elementos combustibles.

Cuenta con 5 barras de control, para controlar el flujo neutrónico y mantener la operación en condiciones seguras. Estas barras están construidas de una aleación de plata-indio-cadmio (Ag-In-Cd), que permiten controlar el flujo neutrónico en todo el espectro energético.

Existen dos soportes contiguos al núcleo del reactor y adosados a la grilla que tienen insertos tres detectores destinados a los canales de arranque de la instrumentación neutrónica. Esta se completa con otros tres medidores de la evolución de potencia (en escala logarítmica y lineal), dotados de una serie de enclavamientos y disparos de seguridad, dispuestos de manera que la operación se realice según las características de diseño. En caso contrario, dichos disparos de seguridad provocan el corte inmediato del funcionamiento del reactor.

## **2.2. CONJUNTO DEL NÚCLEO DEL REACTOR**

El núcleo del reactor está constituido por los siguientes elementos:

- Elementos Combustibles Normales
- Elementos Combustibles de Control
- Barras de Control
- Barra de Regulación Fina y Elemento Recibidor
- Cajas de Irradiación
- Elementos Reflectores de Berilio y Grafito.

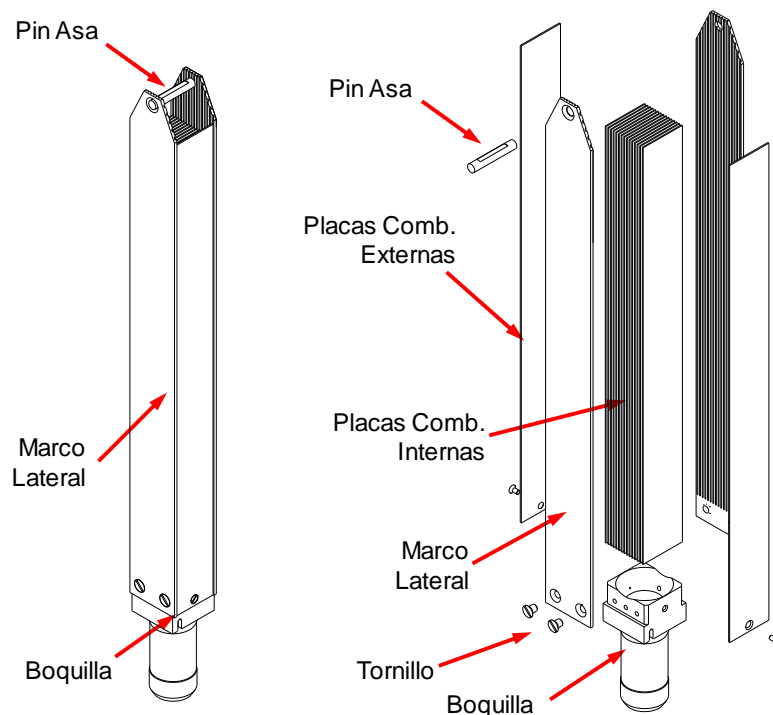
Las configuraciones que puede tomar el núcleo son varias, se determinan de acuerdo a la gestión de núcleos que se proponga [6].

## **2.3. ELEMENTO COMBUSTIBLE NORMAL**

El elemento combustible normal (ECN) está constituido por los componentes que se detallan a continuación [11]:

- Quince placas combustibles internas todas con geometría igual, cada una compuesta de un núcleo combustible de dispersión de  $U_3Si_2$ -Al, encuadrados en un marco de aluminio y cubierto por dos placas del mismo material que conforman el revestimiento.

- Dos placas combustibles externas que poseen un núcleo combustible igual a las placas internas, pero el marco y cubiertas son de mayor longitud y espesor, con el propósito de formar la caja del elemento combustible y presentar mayor resistencia a posibles golpes en el transporte o manejo del combustible.
- Dos placas laterales a las cuales las placas combustibles se encuentran fijadas rígidamente.
- Una boquilla en el extremo inferior, que permite ubicar el elemento combustible en el orificio de la placa grilla del reactor.
- Una barra o pin de enganche en el extremo superior, que sirve de asa para permitir manipular y trasladar el elemento combustible.



*Figura 2: Elemento combustible normal*

Las placas combustibles internas tienen las siguientes dimensiones: 1.48 mm de espesor, 70.75 mm de ancho, y 655 mm de longitud. Las placas combustibles externas tienen las siguientes dimensiones: 1.64 mm de espesor, 70.75 mm de ancho, y 745 mm de longitud. El canal formado entre placas combustibles tiene un espesor de 3.3 mm en este combustible y se denomina canal normal.

Las placas combustibles internas y externas están constituidas por un núcleo combustible que contiene al material fisil. El núcleo combustible, llamado en adelante "meat", está formado por una dispersión fina y homogénea de siliciuro de uranio en una matriz de aluminio ( $U_3Si_2+Al$ ). Las dimensiones que tiene son 0.74 mm de espesor, 62.75 mm de ancho, y 615 mm de longitud, y se conoce como la zona activa de la placa. La zona activa es geoméricamente igual para las placas internas y externas. El material de recubrimiento del núcleo combustible, llamado en adelante "clad", es de una aleación de aluminio, magnesio y silicio (tipo 6061) con espesores de 0.37 mm en las placas internas y de 0.45 mm en las placas externas. La cantidad de uranio  $U^{235}$  en una placa combustible es de  $27.0 \pm 0.2$  gr. El enriquecimiento es de  $19.75 \% \pm 0.2 \%$  en peso de  $U^{235}$ , y la densidad del uranio en la zona activa es de  $4.8 \text{ gr/cm}^3$ .

Las placas laterales tienen un espesor de 4.5 mm, en la parte inferior se fija a los lados opuestos de la base rectangular de la boquilla mediante uniones atornilladas, y en la parte superior, que se extiende por encima de la parte activa del elemento combustible, se posiciona, en el extremo superior el pin asa.

La boquilla es una pieza hueca de forma externa cilíndrica con 61.5 mm de diámetro externo y 5.35 mm de espesor. En la parte superior tiene un tronco de cono que finaliza en una base rectangular.

El dispositivo de enganche está constituido por una barra cilíndrica de 13 mm de diámetro.

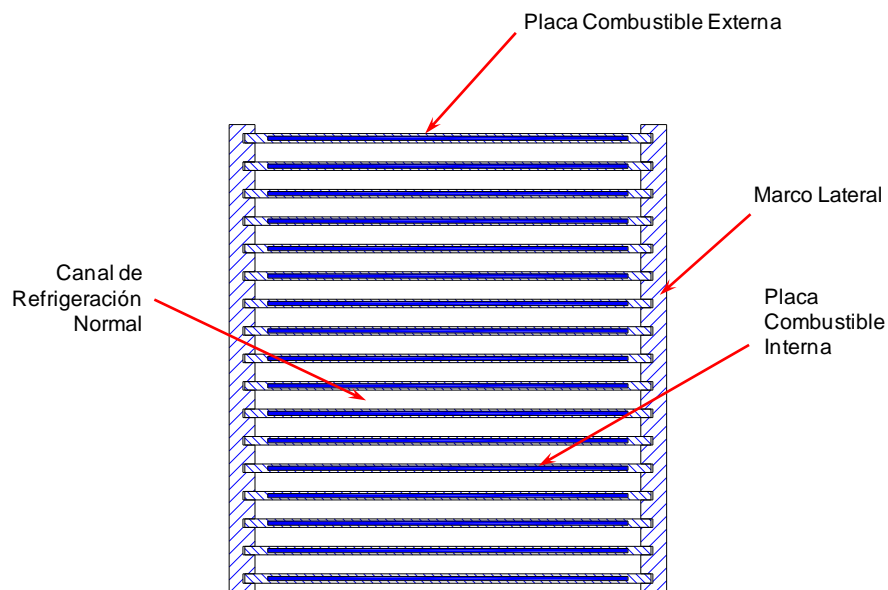
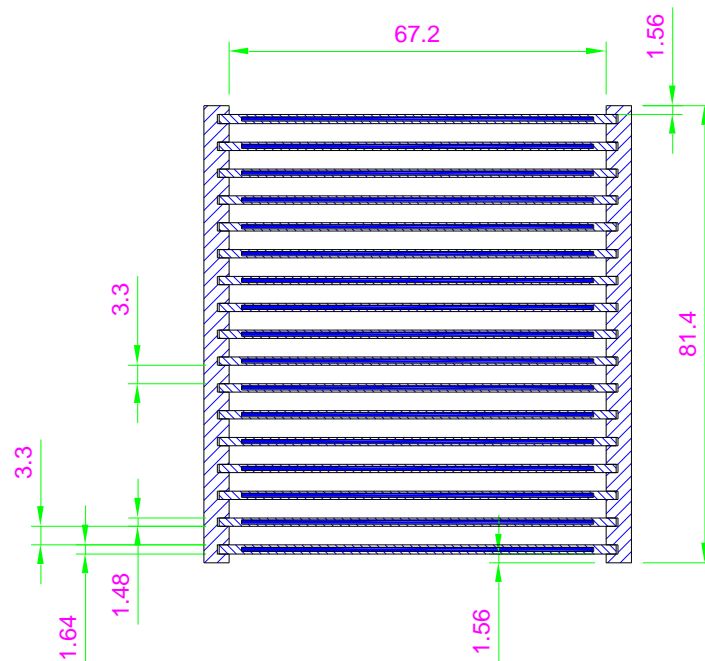


Figura 3: Sección transversal del elemento combustible normal



*Figura 4: Dimensiones en la sección transversal del elemento combustible normal.*

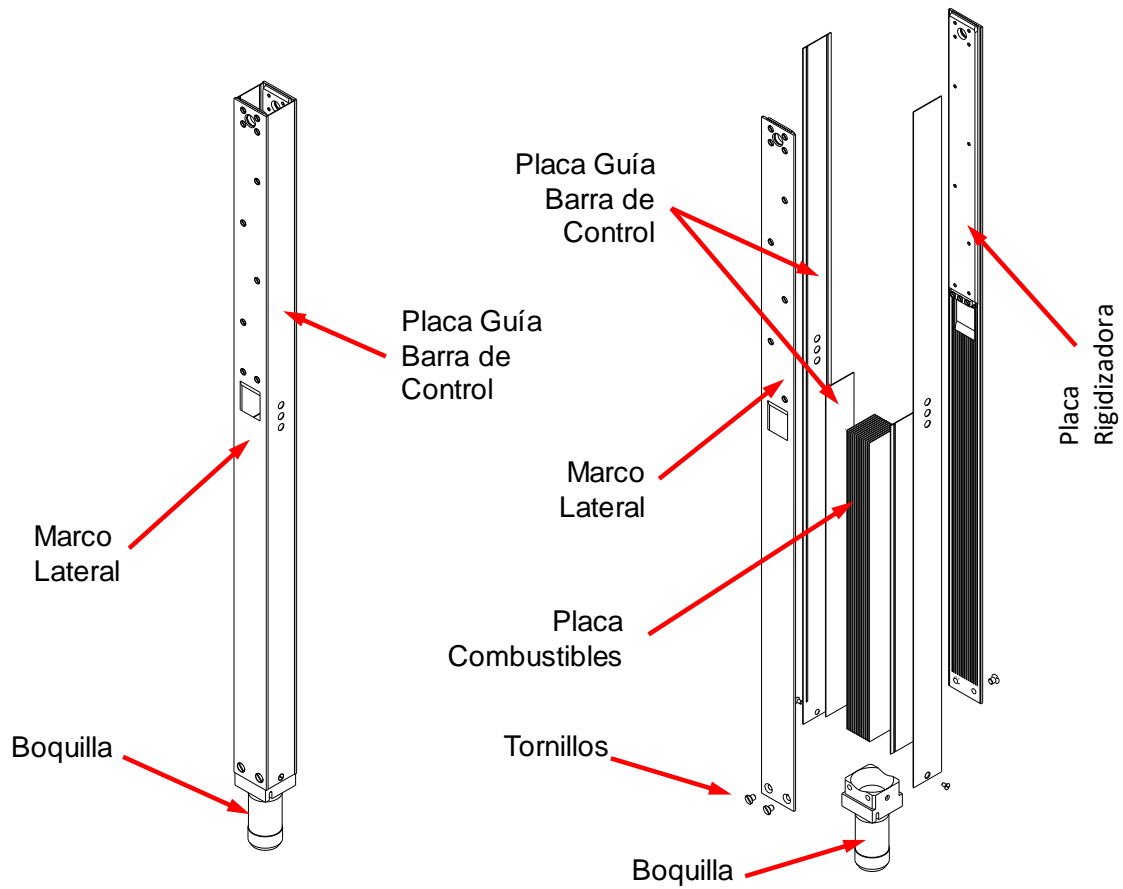
#### **2.4. ELEMENTO COMBUSTIBLE DE CONTROL**

El elemento combustible de control (ECC) se ha diseñado para recibir y contener estructuralmente al conjunto tenedor de las barras de control, que se utiliza como sistema de control de reactividad del reactor. También cumple con la función propia de un combustible. Está compuesto por [11]:

- Trece placas combustibles internas, cada una compuesta de un núcleo combustible de dispersión de  $U_3Si_2-Al$ . Son iguales a las placas internas del ECN
- Cuatro placas guías, dos en cada extremo (una interna y una externa) que forman el canal guía para el movimiento de las placas absorbedoras de las barras de control. Están en posición paralela a las placas combustibles.
- Dos placas laterales a las cuales las placas combustibles internas y las placas guías se encuentran fijadas rígidamente.



- Una boquilla en el extremo inferior, que permite ubicar el elemento combustible en la grilla.



*Figura 5: Elemento combustible de control*

Las placas combustibles internas del elemento combustible de control son iguales a las placas combustibles del elemento combustible normal. El canal formado entre placas, llamado canal normal, en este combustible tiene un espesor de 3.1 mm.

Las paredes laterales del elemento de control son bastante alargadas y sirven de guía a las placas absorbedoras de las barras de control, permitiendo su desplazamiento axial cuando estas placas deben ser extraídas de la zona activa del núcleo por requerimientos de operación del reactor.

El canal formado entre una placa guía y la placa combustible contigua tiene un espesor de 2.69 mm y se denomina canal reducido.

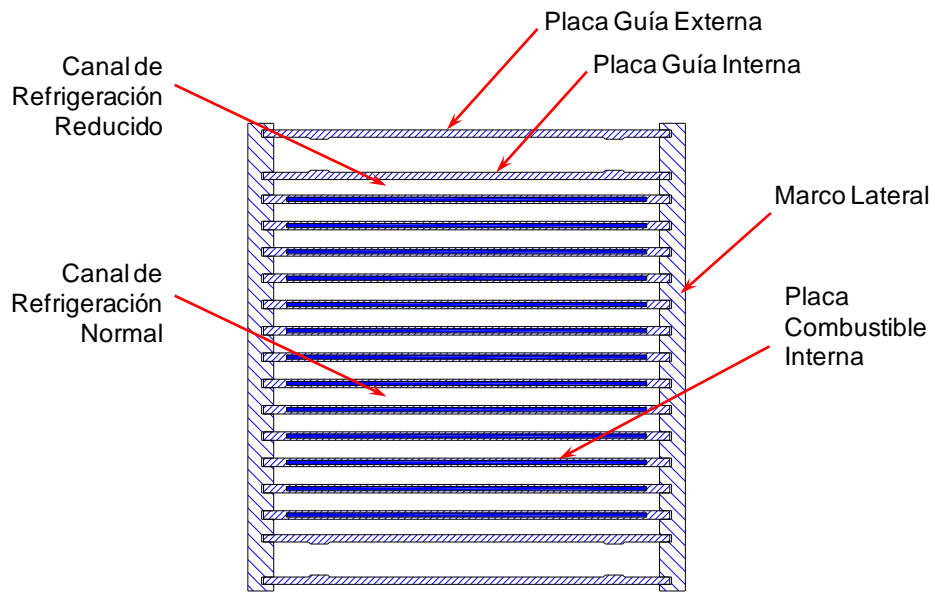


Figura 6: Descripción de la sección transversal del elemento combustible de control

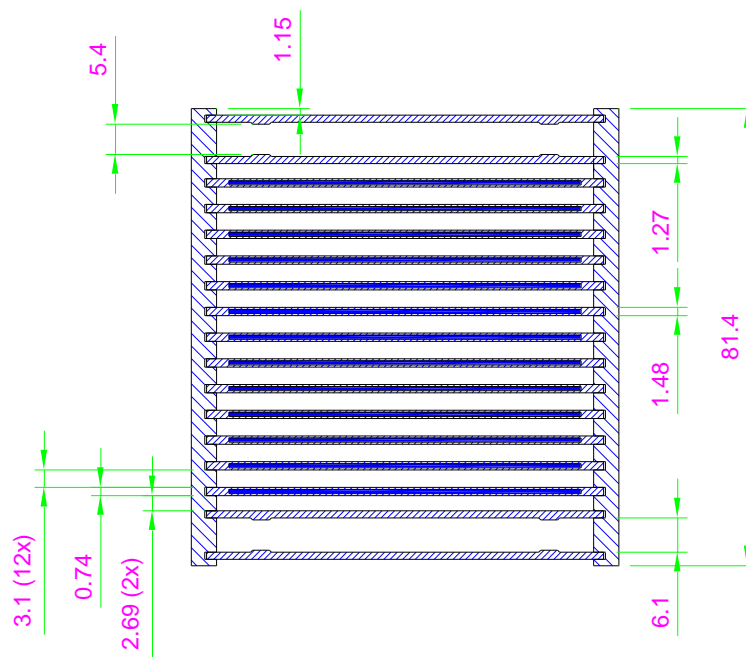


Figura 7: Dimensiones en sección transversal del elemento combustible de control

## 2.5. BARRAS DE CONTROL

La parte absorbedora de neutrones del conjunto tenedor consiste de dos placas de 4.3 mm de espesor, 64.9 mm de ancho, y 635 mm de longitud activa [12]. Cada placa absorbedora está constituida por un material absorbente de 2.6 mm de espesor y está hecha de una aleación de cadmio (5 %), indio (15 %) y plata (80 %) Ag-In-Cd y tiene un revestimiento de acero inoxidable 316L que los encierra. Las dos placas están fijadas rígidamente a un soporte estructural por intermedio de las placas de extensión. El soporte estructural o dispositivo de acople, conecta al conjunto tenedor con la varilla de comando del reactor, por una pieza de extensión. A todo este conjunto se denomina barra de control. Las funciones de control de encendido y parada del reactor se realizan controlando los movimientos ascendentes y descendentes de las barras de control.

Adicionalmente se tiene una barra de control fino, la cual está constituida por una sola placa absorbedora de características similares al conjunto tenedor.

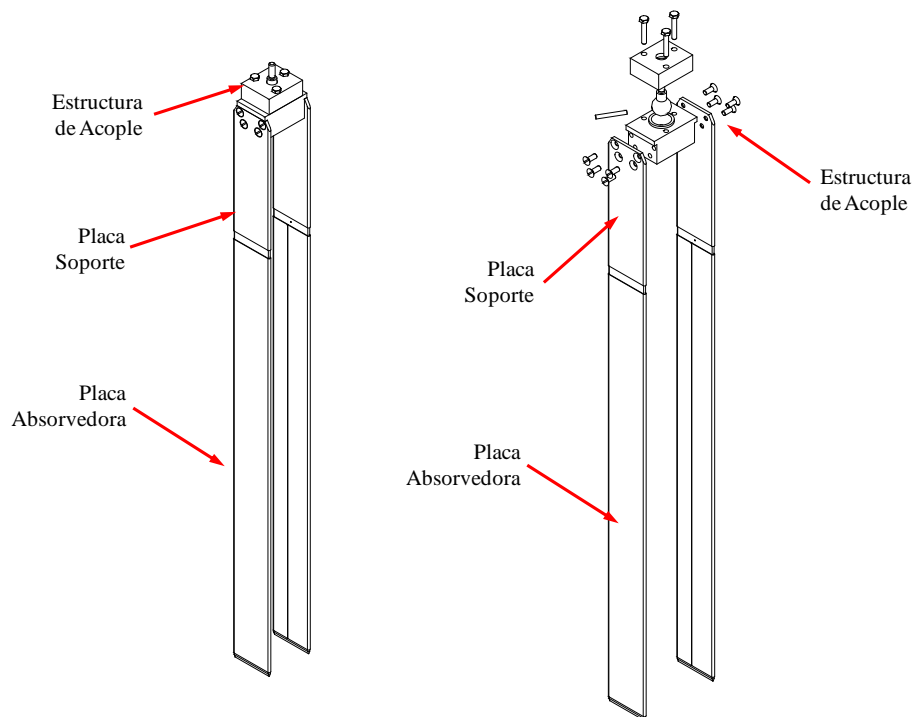


Figura 8: Barras de control del reactor RP-10

## **2.6. ELEMENTOS REFLECTORES.**

Son elementos que ingresan al núcleo del reactor para mejorar el flujo neutrónico. En el reactor existen dos tipos de elementos reflectores.

### **2.6.1. Elemento reflector de grafito**

Está formado por una barra de grafito de sección transversal de 72.7 mm x 70.15 mm y longitud 665 mm colocada dentro de un paralelepípedo de aluminio con un espesor de 3 mm [13]. En la parte superior tiene un asa y en la parte inferior una boquilla similar a la de los elementos combustibles.

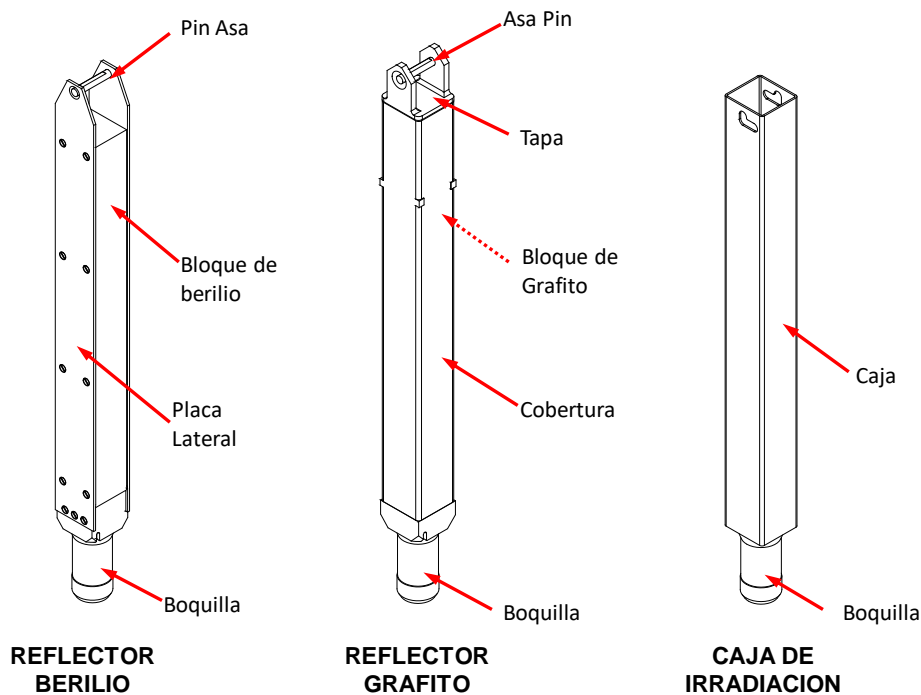
### **2.6.2. Elemento reflector de berilio**

Está formado por una barra de berilio metálico de sección transversal 77.94 mm x 67 mm y longitud 665 mm, tiene dos placas laterales que están atornilladas al bloque de berilio [14]. En la parte superior tienen un pin y en la parte inferior una boquilla similar a la de los elementos combustibles.

## **2.7. CAJA DE IRRADIACIÓN**

Es el lugar donde se introducen las muestras que se van a irradiar. Es una caja de sección transversal de 80 x 76 mm, altura de 781.30 mm y la pared es de 3 mm.

En la parte inferior tiene una boquilla similar a la de los elementos combustibles.



*Figura 9: Elementos reflectores y caja de irradiación*

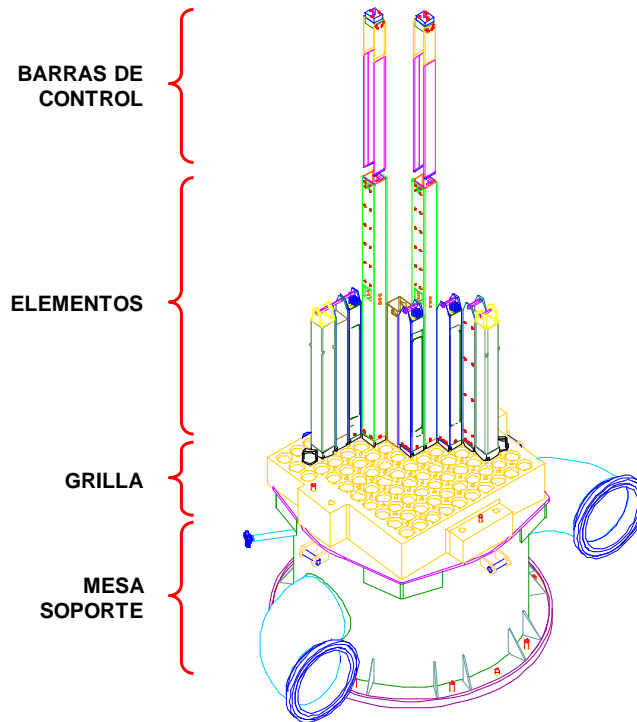
## 2.8. PLATAFORMA GRILLA

La grilla del núcleo está constituida por una placa de aluminio  $AlMg_3$ , de forma rectangular con 100 agujeros de 6.17 cm de diámetro dispuestos en un arreglo de 10x10 posiciones que soportan a los elementos que constituyen el núcleo. Adicionalmente cuenta con 81 agujeros pequeños, de 1.60 cm de diámetro, ubicados en forma equidistantes de los agujeros grandes, son diseñados para evitar el estancamiento del refrigerante. La grilla tiene un espesor de 20 cm [6]. El diseño estructural, térmico, nuclear, etc. garantiza que la grilla soportará las condiciones de operación del reactor a máxima potencia.

La grilla descansa sobre un soporte que está formado por una caja de acero inoxidable, de sección circular, que a su vez forma parte del circuito hidráulico y en la parte superior tiene una plataforma plana que soporta a la grilla.

## 2.9. NUCLEO DEL REACTOR

El núcleo del reactor está formado por los elementos anteriormente descritos, los cuales están instalados sobre la grilla de acuerdo a las configuraciones definidas.



*Figura 10: Núcleo del Reactor RP-10.*

Las configuraciones del núcleo del reactor son variadas y están definidas en la gestión de núcleos [6] propuestas en la Puesta en Servicio.

### **2.9.1. Configuración de núcleo**

La configuración del núcleo está definida por la ubicación de los componentes que forman el núcleo del reactor, los parámetros nucleares y convencionales dependen de la configuración que se defina. Es importante indicar que una configuración de núcleo siempre debe ser evaluada para garantizar la seguridad del reactor, es decir cada vez que se realiza una nueva configuración del núcleo, se debe realizar un análisis de seguridad para evaluar los parámetros neutrónicos y convencionales con el objeto de verificar el cumplimiento de los límites y condiciones operacionales.

En el caso del RP-10, las configuraciones están conformada por elementos combustibles normales y de control, elementos reflectores de grafito y berilio, cajas de irradiación, barras de control y la instrumentación de seguridad.

Las configuraciones se definen por necesidades operativas o por requerimientos de los usuarios.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1			BE	BE	BE	BE	BE		CF	
2	CF	BE	ECN-011	ECN-010	ECC-001	ECN-012	ECN-009	BE		
3		BE	ECN-002	ECC-003	ECN-001	ECC-004	ECN-004	BE		
4		BE	CI	ECN-003	CI	ECN-005	CI	BE		
5		BE	ECN-022	ECC-006	ECN-007	ECC-007	ECN-017	BE		
6		BE	ECN-006	ECN-015	CI	ECN-019	ECN-008	BE		
7		CI	BE	BE	BE	BE	BCF	CI		
8			CF							
9										
10										

Figura 11: Configuración del núcleo de trabajo del reactor RP-10

## 2.10. EDIFICIO DEL REACTOR

El Edificio del Reactor (ver figura 10) es de concreto y de forma cilíndrica, sus paredes tienen un espesor de 0,40 m y altura de 25 m, el diámetro interno del edificio es de 28 m. En la base de este cilindro está el piso del hall del reactor el cual se define como nivel cero:  $\pm 0,00$ . El techo es una cúpula con forma de casquete esférico teniendo el punto más alto a un nivel de 32 m. Este edificio cumple funciones estructurales de contención y de blindaje biológico (hacia el exterior para el caso de una situación accidental).

En el interior de este edificio están instalados: el Reactor Nuclear RP-10, dispositivos de irradiación, tanques de decaimiento, tanque de reserva, pileta auxiliar, celda caliente, puentes de maniobras de boca de tanque y puente auxiliar de pileta auxiliar, depósito de residuos sólidos transitorio, sala de intercambiadores de calor, sistema primario de refrigeración, sistema de purificación y drenajes de agua del reactor y otros.

En la parte superior interna cuenta con una pestaña en todo el perímetro con un riel, que soporta al puente grúa.

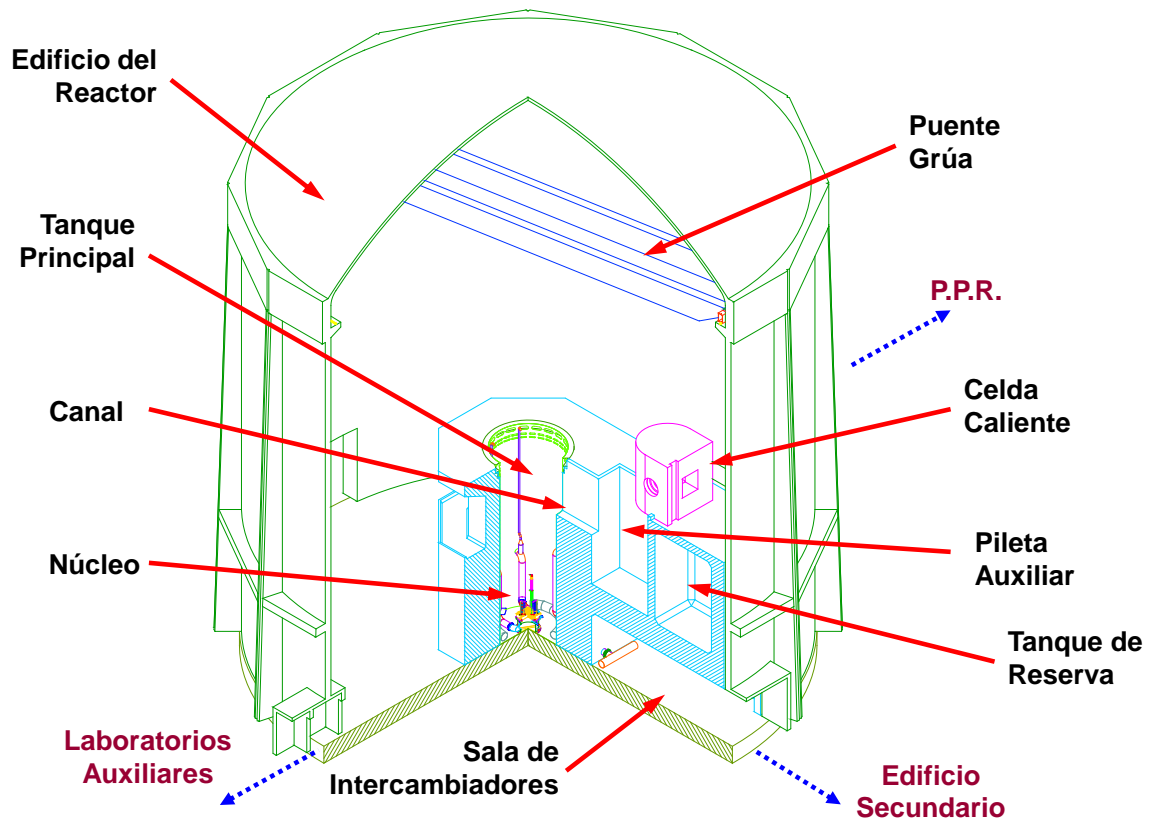


Figura 12: Edificio Principal del Reactor

## 2.11. SISTEMA DE REFRIGERACIÓN

Este es el más importante de los sistemas auxiliares con los que cuenta el reactor RP-10. La capacidad de refrigeración de este sistema, limita la potencia de operación del reactor [10, 15].

Debido a que, en el proceso de fisión del uranio presente en los elementos combustibles, se genera una cantidad considerable de calor, se hace necesaria la presencia de un sistema de refrigeración. El reactor emplea como refrigerante agua liviana con características específicas: es totalmente desmineralizada, tiene un pH entre 5.5 y 7.0, una resistividad entre 2 a 4 Mohm, un contenido en impurezas de menos de 0.1 ppm y una actividad máxima de 1  $\mu\text{Ci/ml}$ .

Estas condiciones se logran con el sistema contiguo de purificación [15] cumpliendo así con las especificaciones adoptadas internacionalmente [16].



El tanque del reactor, durante la operación normal, está totalmente lleno de agua liviana que cumple las funciones de refrigerante, moderador de neutrones y blindaje radiológico en el sentido axial.

El calor generado en el combustible nuclear presente en el núcleo del reactor, es transferido al agua que circula entre los espacios libres de los canales formados entre las placas combustibles de los elementos combustibles, ingresando por la parte superior y desplazándose internamente en sentido descendente, atraviesan la grilla y es colectado en el soporte de la grilla de donde ingresa a las tuberías del sistema de refrigeración.

El sistema de refrigeración está formado por dos circuitos:

- Sistema primario de refrigeración.
- Sistema secundario de refrigeración.

### **2.11.1. Sistema Primario de Refrigeración**

Es el sistema encargado de extraer el calor directamente del núcleo del reactor y tiene como finalidad cumplir con las condiciones de trabajo en operación normal.

Las funciones del sistema primario de refrigeración son las que se indican a continuación:

- Asegurar la extracción de calor del núcleo del reactor cuando el reactor está operando, cuando el reactor está detenido y bajo situaciones incidentales y eventualmente accidentales.
- Transferir el calor extraído del núcleo al refrigerante, para luego transferirlo al Sistema Secundario de Refrigeración.
- Constituir la tercera barrera de defensa en profundidad para los productos de fisión.

Los componentes principales del Sistema Primario de Refrigeración son los siguientes:

- Un (1) Tanque de reactor
- Dos (2) Tanques de decaimiento (T1 A/B)
- Tres (3) Bombas de circulación (B1 A/B/C)

- Tres (3) volantes de inercia.
- Tres (3) Intercambiadores de calor (IC A/B/C)
- Dos (2) Clapetas para convección natural
- Dos (2) Difusores con cubre difusores
- Doce (12) válvulas esclusas
- Tuberías y accesorios.
- Agua liviana como refrigerante
- Instrumentación para medición de variables convencionales

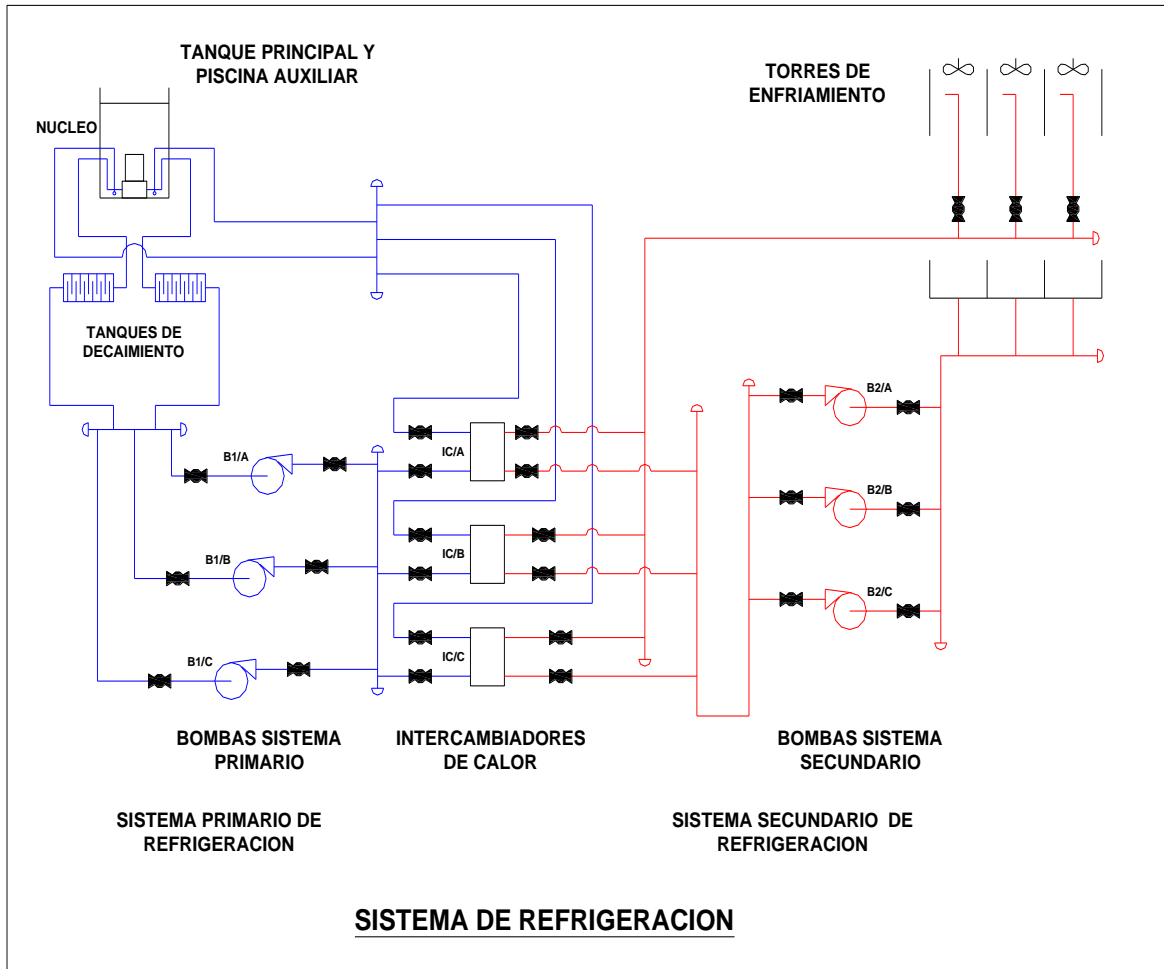
### **2.11.2. Sistema Secundario de Refrigeración**

Es el sistema que recibe el calor del circuito primario a través de los intercambiadores de calor. Las funciones del sistema secundario de refrigeración son:

- Recibir el calor del sistema primario de refrigeración
- Disipar al ambiente el calor transferido desde el sistema primario.

El circuito consta de los siguientes elementos principales:

- Tres (3) bombas de circulación de fluido. (B2 A/B/C)
- Tres (3) intercambiadores de calor (comunes a este sistema y al sistema primario)
- Tres (3) torres de enfriamiento. (E2 A/B/C)
- Quince (15) válvulas esclusas
- Tuberías y accesorios
- Agua ablandada como refrigerante.
- Instrumentación de medición de variables convencionales



*Figura 13: Sistema de Refrigeración del Reactor.*

## 2.12. SISTEMA DE VENTILACIÓN

La ventilación en el edificio del reactor se realiza por dos motivos importantes: seguridad y confort. Este sistema está constituido por cuatro equipos, cada uno de los equipos está formado por un circuito de aire [17]:

### Equipo 7

Su función es homogeneizar el aire del recinto el cual se enfría por medio de agua fría a través de enfriadores tipo serpentines. El aire es previamente filtrado para su inyección al

hall. Se dispone de dos ventiladores centrífugos para su operación, utilizándose alternadamente solo uno de ellos.

#### Equipo 8

Su función es inyectar aire del exterior hacia el hall, previamente filtrado. Se dispone de dos ventiladores centrífugos para su operación, utilizándose también en forma alternada uno de ellos.

#### Equipo 9

Su función es:

- Extraer el aire de las zonas de la celda caliente, canal de extracción, piletas e intercambiadores de calor y sala de bombas primarias. Este aire es enfriado, recalentado, filtrado y expulsado al exterior en operación normal. Emplea dos ventiladores centrífugos operando de forma alterna.
- En modo accidente el aire es retornado al hall y se establece una recirculación de aire dentro del edificio.
- Crear, junto con el equipo 8, una depresión en el hall del reactor para evitar fugas al exterior.

Este equipo puede trabajar de dos modos. En caso de operación normal, el aire se evacua hacia el exterior; en caso de emergencia, el aire se recircula hacia el hall.

#### Equipo 10

Su función es recircular el aire del recinto, sobre todo para la zona del personal que trabaja utilizando la grúa polar. Es un circuito simple y utiliza solo un ventilador centrífugo para su operación.

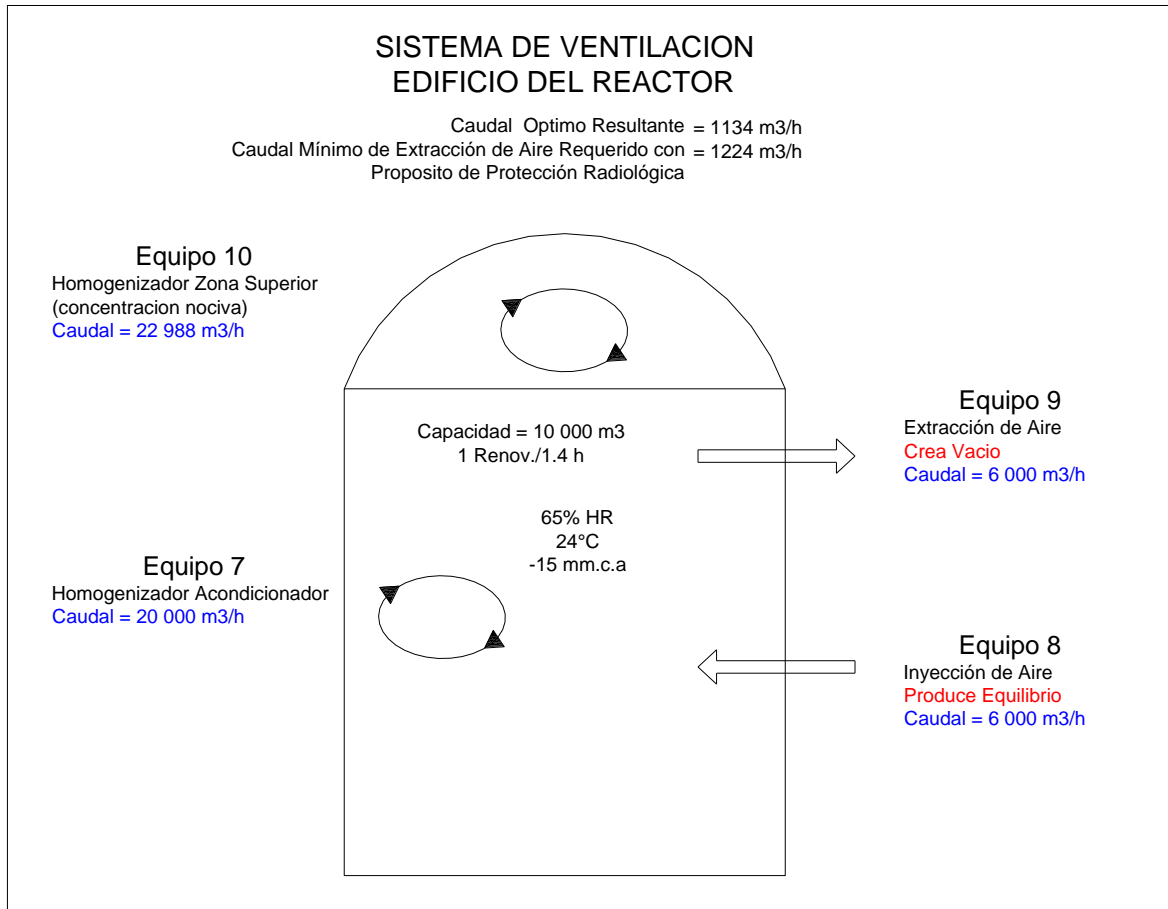


Figura 14: Sistema de ventilación del edificio del Reactor RP-10.

### 2.13. GESTIÓN DE NUCLEOS EN EL REACTOR

La forma como ingresan los combustibles nucleares en el reactor RP-10 para formar las diferentes configuraciones previstas, es de acuerdo a una gestión planificada donde se establecen las condiciones de seguridad y como resultado se genera un programa de puesta en servicio.

El programa de puesta en servicio para los nuevos combustibles, indica la forma como ingresan los elementos combustibles al núcleo, definiendo una secuencia sistematizada para mantener las condiciones de seguridad. Los parámetros más importantes a tener en cuenta son la reactividad presente en el núcleo del reactor proporcionada por los elementos combustibles y la transferencia del calor generado en el núcleo. El reactor en todo instante debe ser seguro, es decir cuando se está realizando el ingreso de elementos combustibles, reflectores, etc., en operación normal y cuando este apagado.

La puesta en servicio (PES) para los elementos combustibles de siliciuro de uranio en el reactor RP-10, propone una gestión que consta de tres etapas, en las cuales se tiene las siguientes configuraciones del núcleo:

- Núcleos previos.
- Núcleos transitorios.
- Núcleo de trabajo.

### **2.13.1. Núcleos previos**

Son configuraciones de núcleos que se forman para que los elementos combustibles ingresen de forma controlada sin producir incrementos descontrolados en la inserción de reactividad. En esta etapa los núcleos tienen una reactividad negativa y no pueden ser operables.

### **2.13.2. Núcleos transitorios**

Son configuraciones de núcleos en las cuales se consigue que el núcleo del reactor tenga una reactividad positiva, con lo cual se consigue que estas configuraciones sean operables y también permite controlar la operación. En estos núcleos está establecido el ingreso de elementos combustibles frescos.

### **2.13.3. Núcleo de Trabajo.**

Es la configuración del núcleo con la cual se alcanza la potencia plena del reactor. A partir de esta configuración el número de combustibles se mantiene constante, y solo está previsto el ingreso de combustibles en reemplazo de otros y la rotación de los combustibles dentro del núcleo del reactor.

#### 2.13.4. Configuraciones del núcleo durante la puesta en servicio.

La puesta en servicio del reactor con los elementos combustibles de siliciuro de uranio  $U_3Si_2$ , se inicia con el desmantelamiento del núcleo luego de la última operación del reactor con combustibles de óxido  $U_3O_8$ .

El desmantelamiento consiste en retirar la totalidad de componentes del núcleo: combustibles, reflectores, cajas de irradiación, etc. Luego se empieza a ingresar los combustibles de  $U_3Si_2$  de acuerdo la gestión de núcleos propuesta.

A partir de esta configuración del núcleo se empieza con las configuraciones de Núcleos Previos, estos núcleos no son operables por no tener el exceso de reactividad requerido.

Se observa que en las dos últimas configuraciones de núcleos previos se tiene excesos de reactividad que hacen que el núcleo alcance reactividad, pero que no es suficiente para que la operación sea sostenida en el tiempo.

*Tabla 1: Configuración de los núcleos previos durante la puesta en servicio*

Núcleos Previos	Elementos del Núcleo del Reactor					
	ECN	ECC	Be	Graf	CI	BCF
01	0	5	0	0	1	0
02	4	5	0	0	1	0
03	5	5	0	0	1	0
04	6	5	0	0	1	0
05	7	5	0	0	1	0
06	8	5	0	0	1	0
07	9	5	0	0	1	0

Al finalizar las configuraciones de los núcleos previos, se inician las configuraciones de los núcleos transitorios, los cuales si tienen una reactividad suficiente para que sean operables sostenidamente en el tiempo. Las configuraciones de los núcleos se van definiendo con el ingreso de nuevos elementos combustibles de acuerdo al consumo que se genere. Este ingreso es para mantener el valor de la reactividad en un valor adecuado para cumplir con

los criterios de seguridad y poder así controlar la operación del reactor sostenidamente en el tiempo.

Las configuraciones de los núcleos transitorios del reactor se muestran en la siguiente tabla:

*Tabla 2: Configuración de los núcleos transitorios durante la puesta en servicio*

Núcleos Transitorios	Elementos del Núcleo del Reactor					
	ECN	ECC	Be	Graf	CI	BCF
08	9	5	10	9	7	1
09	9	5	19	0	7	1
10	10	5	19	0	8	1
11	11	5	18	0	8	1
12	12	5	19	0	8	1
13	13	5	19	0	8	1
14	14	5	28	0	8	1
15	15	5	28	0	7	1
16	16	5	40	0	8	1

Finalmente se alcanza la configuración de trabajo, en la cual se tiene el número de combustibles suficientes para mantener la operatividad del reactor. En esta configuración algunos combustibles pueden ser reemplazados por otros combustibles o reubicados en otra posición dentro de la grilla.

*Tabla 3: Configuración de los núcleos de operación de trabajo.*

Núcleo de Trabajo	Elementos del Núcleo del Reactor					
	ECN	ECC	Be	Graf	CI	BCF
17	16	5	40	0	8	1



## Núcleos de la Puesta en Servicio

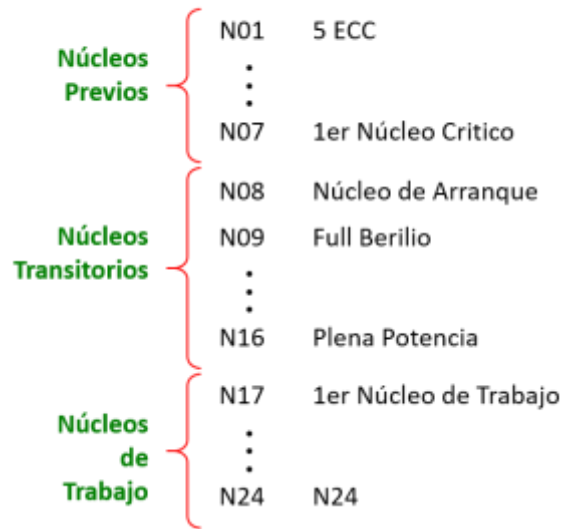


Figura 15: Gestión de núcleos durante la puesta en servicio

## Núcleo 08

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1			GR	BE	BE	BE	GR		CF	
2		CF	GR	ECN-010	ECC-001	ECN-012	GR			
3		BE	CI	ECC-003	ECN-001	ECC-004	CI	BE		
4		BE	CI	ECN-003	CI	ECN-005	CI	BE		
5		BE	CI	ECC-006	ECN-007	ECC-007	CI	BE		
6		CI	GR	ECN-017	ECN-015	ECN-019	GR	CI		
7			GR	GR	BE	GR	BCF			
8			CF							
9										
10										

Figura 16: Configuración del núcleo 08.

## Núcleo 16

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1			BE	BE	BE	BE	BE		CF	
2	CF	BE	ECN-011	ECN-010	ECC-001	ECN-012	ECN-009	BE		
3		BE	ECN-002	ECC-003	ECN-001	ECC-004	ECN-004	BE		
4		BE	CI	ECN-003	CI	ECN-005	CI	BE		
5		BE	ECN-022	ECC-006	ECN-007	ECC-007	ECN-017	BE		
6		BE	ECN-006	ECN-015	CI	ECN-019	ECN-008	BE		
7		CI	BE	BE	BE	BE	BCF	CI		
8			CF							
9										
10										

Figura 17: Configuración del núcleo 16

### **3. ASPECTOS GENERALES DE SEGURIDAD NUCLEAR**

#### **3.1. SEGURIDAD NUCLEAR**

Trata de la prevención de accidentes nucleares que pudieren suceder en instalaciones nucleares y de la mitigación de las consecuencias radiológicas de estos accidentes en el caso que efectivamente ocurran, a los efectos de impedir - en la medida de lo posible - la exposición a radiaciones ionizantes de miembros del público, de trabajadores de las instalaciones y del medio ambiente en general [4, 5].

La Seguridad Nuclear permite que, en una instalación nuclear, cada una de las etapas de su vida útil, sean llevadas a cabo de manera que el riesgo radiológico para el público no supere otros riesgos normalmente admitidos en la vida diaria. Las etapas consideradas son las siguientes:

- El emplazamiento.
- El diseño.
- La construcción.
- La puesta en servicio.
- La operación.
- El cierre definitivo.

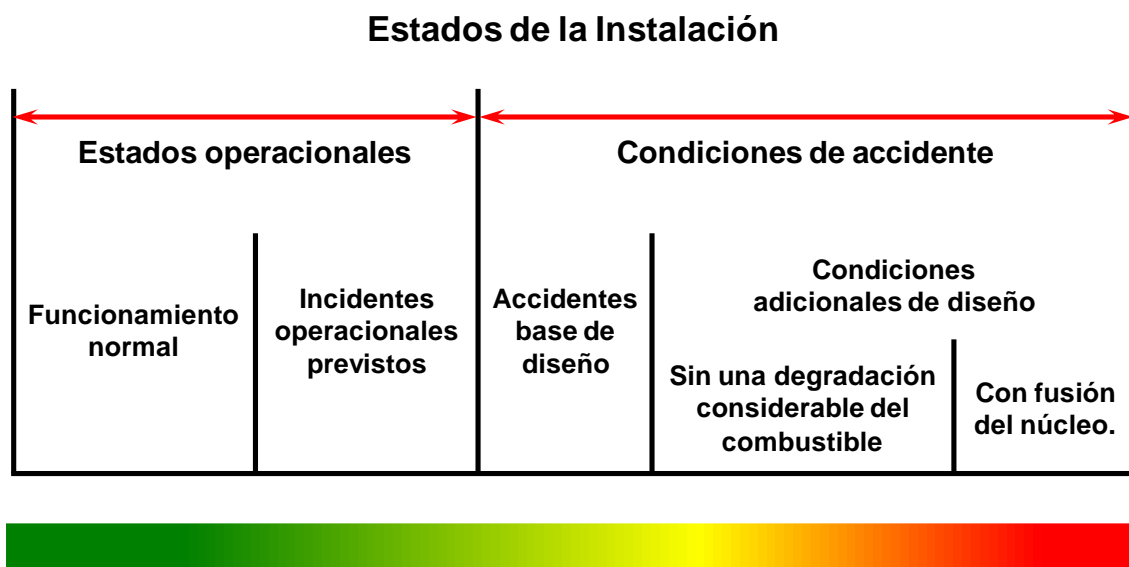
#### **3.2. ESTADOS DE LA INSTALACION**

Los estados de la instalación, también llamados estados de planta, aplicados a una instalación nuclear son las siguientes [4]:

- Estados operacionales.
  - Funcionamiento normal.
  - Incidentes operacionales previstos.

- Condiciones de accidentes:
  - Accidente Base de Diseño.
  - Condiciones adicionales de diseño.

El enfoque desde el punto de vista de la seguridad nuclear para cada estado de planta está definido según la siguiente figura:



*Figura 18: Estados de planta de un reactor nuclear*

### 3.3. PRINCIPIOS FUNDAMENTALES DE LA SEGURIDAD NUCLEAR

Los principios fundamentales de la seguridad nuclear son preceptos a los cuales se trata de ajustar el emplazamiento, el diseño, la construcción, la puesta en servicio, la operación y el retiro de servicio de estas plantas, con vistas a lograr condiciones de seguridad aceptables.

En el presente trabajo, debido a la amplitud y complejidad de cada uno de los tópicos, solamente se citan estos principios a continuación:

- I. Principios de la Gestión de la Seguridad.

- Cultura de la Seguridad
- Responsabilidad de la entidad explotadora.
- Regulación y verificación independiente

## II. Principio de Defensa en Profundidad.

- Defensa en profundidad.
- Prevención de accidentes.
- Mitigación de accidentes.

## III. Principios Técnicos Generales.

- Práctica de ingeniería de eficacia comprobada.
- Garantía de calidad.
- Autoevaluación.
- Revisión de pares.
- Factores humanos.
- Evaluación y verificación de la seguridad.
- Protección radiológica.
- Experiencia operativa e investigación en materia de seguridad.
- Excelencia operacional.

Para el diseño termohidráulico se tiene que tener principal interés en el principio de defensa en profundidad.

### **3.4. PRINCIPIO DE LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD**

Este principio, dice que deben establecerse una serie de medidas consecutivas orientadas a la prevención y mitigación de accidentes de carácter radiológico, con el objeto de proteger

a las personas y al medio ambiente de las exposiciones potenciales a radiaciones ionizantes.

El principio de defensa en profundidad aplicado al diseño y operación de centrales nucleares postula que deben existir una serie de obstáculos (físicos y no físicos), entre las sustancias radiactivas confinadas en sus lugares normales previstos en las plantas (v.g. núcleo del reactor) y las personas o el medio ambiente que podrían verse afectados como consecuencia de la dispersión de dichas sustancias por causas accidentales.

#### **3.4.1. Funciones Básicas de Seguridad.**

Estas funciones están orientadas a preservar la integridad del reactor y de sus instalaciones. Son las siguientes:

- Extinción de la potencia.
- Refrigeración del combustible.
- Confinamiento de las sustancias radiactivas.

En el caso de un reactor nuclear, el principio busca preservar las tres funciones básicas de seguridad.

Las medidas consecutivas a las que alude el principio son:

- Barreras físicas.
- Niveles de protección.

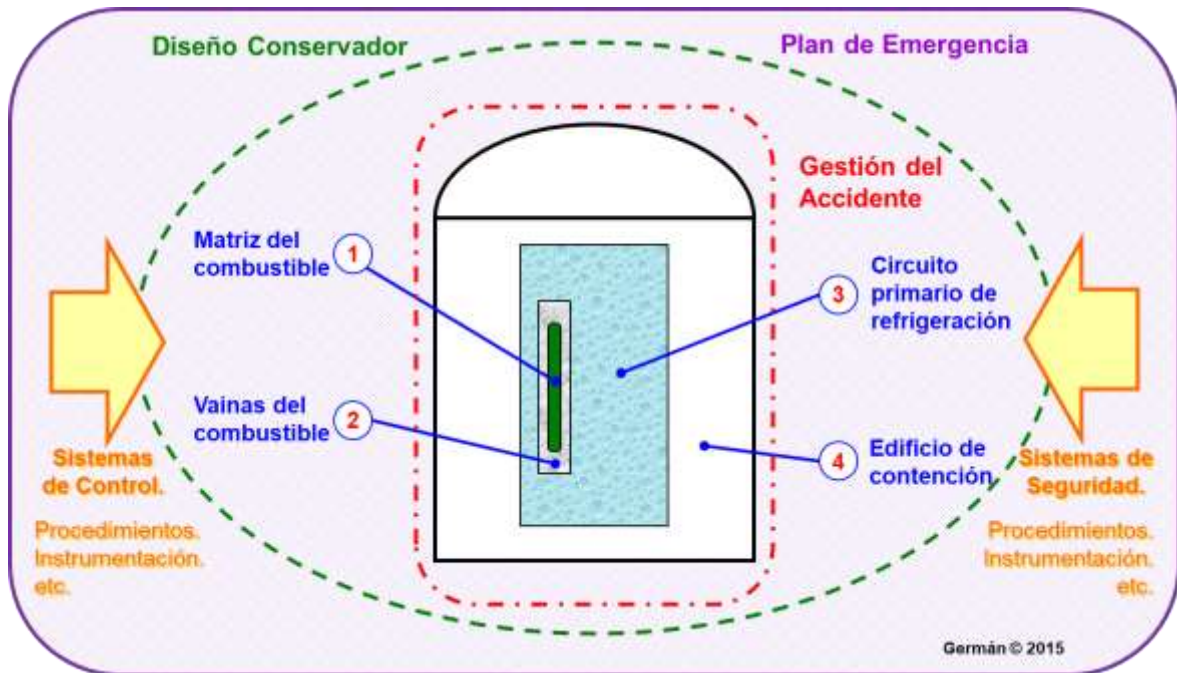


Figura 19: Defensa en profundidad en una instalación nuclear

En el caso de reactores nucleares heterogéneos de potencia se definen cuatro barreras físicas:

- 1ª barrera: matriz del combustible.
- 2ª barrera: vainas de las placas combustibles.
- 3ª barrera: límites del circuito primario de refrigeración.
- 4ª barrera: envuelta de contención (o confinamiento).

Obsérvese que las tres primeras barreras existen por la naturaleza tecnológica de un reactor heterogéneo de potencia, barreras que, no obstante, son aprovechadas desde el punto de vista de la seguridad. En cambio, la cuarta barrera es colocada exclusivamente por razones de seguridad ya que, desde el punto de vista físico, un reactor podría funcionar sin contención.

Los niveles de protección mencionados por el principio son:

- 1<sup>er</sup> nivel: Diseño Conservativo.
- 2<sup>do</sup> nivel: Sistemas de Control.
- 3<sup>er</sup> nivel: Sistemas de Seguridad.
- 4<sup>to</sup> nivel: Gestión de Accidentes.
- 5<sup>to</sup> nivel: Plan de Emergencia.

### 3.5. SISTEMA DE CONTROL DE REACTIVIDAD

El sistema de control de reactividad del reactor tiene las siguientes funciones:

- Controlar el exceso de reactividad,
- Como sistema de extinción,
- Permitir cambios de potencia,

Está formado por barras de control que proporcionan una reactividad negativa al sistema, la cual debe ser mayor a la reactividad positiva del combustible nuclear. Las barras de control contienen materiales absorbentes neutrónico,

Los parámetros correspondientes y sus respectivos márgenes de seguridad son definidos a continuación:

#### 3.5.1. Reactividad

Es una medida de la desviación de la criticidad de un medio donde se desarrolla una reacción nuclear en cadena. Matemáticamente se calcula por la expresión

$$\rho = \frac{\Delta K}{K_{eff}} = \frac{(K_{eff} - 1)}{K_{eff}}$$

Donde  $K_{eff}$  es el factor de multiplicación neutrónica.

$$\rho = 0 \quad : \text{ reactor crítico}$$



$\rho > 0$  : reactor supercrítico

$\rho < 0$  : reactor subcrítico.

### 3.5.2. Exceso de Reactividad ( $\rho_{max}$ )

Es la reactividad máxima ( $\rho > 0$ ) del núcleo del reactor, es decir la reactividad que aportan los elementos combustibles y otras fuentes, sin tener en cuenta la reactividad negativa con la que contribuye el xenón, las barras de control y los materiales a irradiar. Por ello, su cálculo se hace en frío con todas las barras absorbedoras extraídas.

### 3.5.3. Margen de Parada Total (MT)

Es la reactividad, en valor absoluto, que alcanza el reactor con todas las barras absorbedoras insertadas completamente. El reactor debe mantener esta condición en el tiempo.

El valor mínimo del margen de parada total es 3000 pcm

### 3.5.4. Margen de Parada (MP)

La definición es similar al margen de parada total, sin embargo, en este caso se considera que la barra absorbedoras más pesada esta extraída.

El valor mínimo del margen de parada es 1000 pcm

### 3.5.5. Reactividad del banco de barras ( $\rho_{BC}$ )

La reactividad del banco de barras está proporcionada por el conjunto de todas las barras absorbedoras. Se expresa como la suma del valor del exceso de reactividad más el margen de parada total:

$$\rho_{BC} = \rho_{max} + MT$$

### 3.5.6. Factor de seguridad en reactividad (FSR)

Es la relación entre el valor de la reactividad del banco de barras y el valor del margen de parada total

Su expresión matemática es:

$$FSR = \frac{\rho_{BC}}{\rho_{max}} \geq 1.5$$

En el gráfico que se muestra a continuación se puede observar con mayor detalle los parámetros anteriormente definidos.

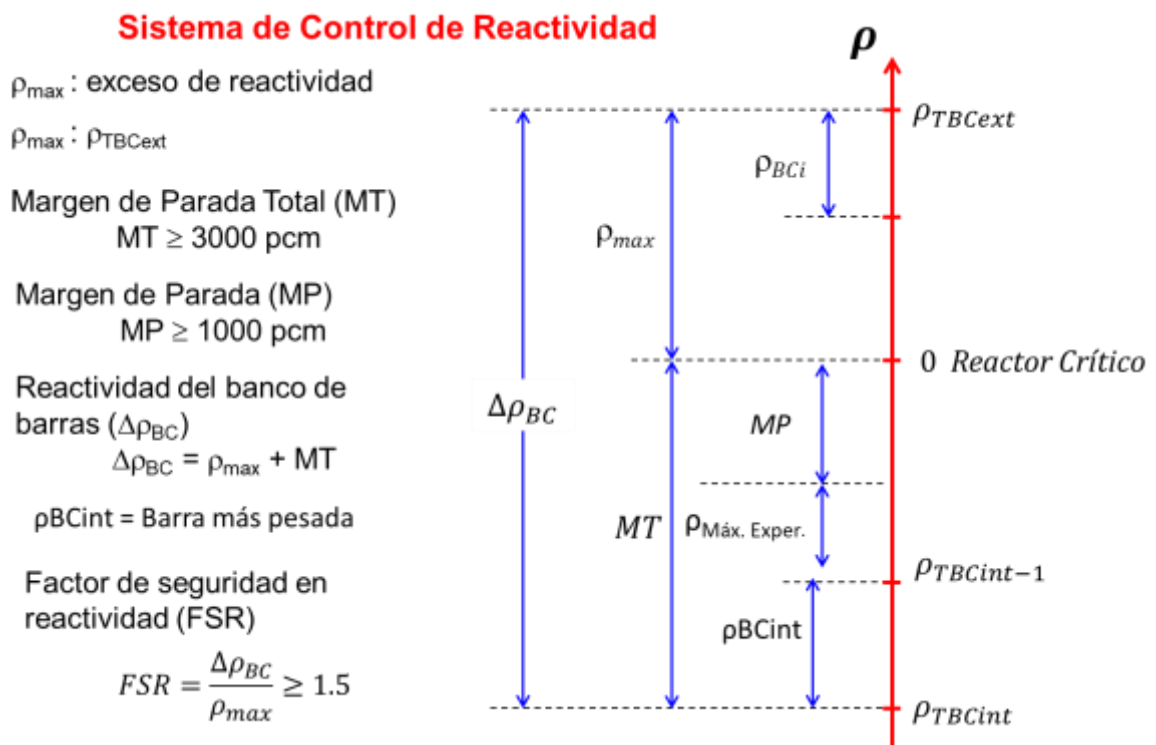


Figura 20: Parámetros del control de reactividad

Para el caso del reactor nuclear RP-10, el diseño neutrónico realizado con los elementos combustibles de  $U_3Si_2$ , demuestra que se cumple con los criterios de seguridad establecidos.

Los resultados obtenidos en el diseño neutrónico [6] se muestran en la siguiente tabla:

*Tabla 4: Resultados de la reactividad en el reactor RP-10*

Núcleo	$\rho_{max}$		$\rho_{BC}$ Total		FSR		MT		MP	
	inicio	fin	inicio	fin	inicio	fin	inicio	fin	inicio	fin
08	6087	4113	22229	22739	3.65	5.53	16142	18626	8239	10402
09	6043	4098	21251	21797	3.52	5.32	15207	17699	7199	9309
10	6060	4276	21969	22622	3.63	5.29	15908	18346	7098	9107
11	5699	4202	21630	22180	3.80	5.28	15931	17978	7831	9541
12	5993	4366	21015	21601	3.51	4.95	15022	17235	8061	9868
13	5822	4254	18927	19393	3.25	4.56	13105	15139	5045	6758
14	6075	4508	17352	17753	2.86	3.94	11278	13246	4086	5766
15	6124	3929	17523	17994	2.86	4.58	11398	14065	5000	7185
16	6328	4525	17007	17374	2.69	3.84	10679	12849	4653	6468

### 3.6. POTENCIA TÉRMICA

La potencia térmica generada en una fisión, depende de muchas variables, siendo las más relevantes el flujo de neutrones y la sección eficaz de fisión del uranio.

$$P_n \sim \phi, \sigma_f$$

El flujo de neutrones es proporcional al número de neutrones generados en el proceso de fisión.

$$\phi \sim N$$

La energía promedio liberada por la fisión de un átomo de uranio 235 producida por un neutrón térmico es de 200 MeV, la cual se distribuye como se muestra en las siguientes tablas.

Tabla 5: Energía liberada instantánea en la fisión del uranio.

Energía cinética de los productos de fisión	165 MeV
Energía cinética de los neutrones instantáneos	5 MeV
Energía de la radiación inmediata	5 MeV
Total	175 MeV

Tabla 6: Energía liberada retardada en la fisión del uranio.

Energía cinética de los neutrones retardados	5 MeV
Energía de las partículas emitidas por los productos de fisión	5 MeV
Energía de la radiación de los productos de fisión	5 MeV
Energía de los neutrinos	10 MeV
Total	25 MeV

Como se observa, del total de la energía, se libera de forma instantánea un total de 175 MeV, mientras que el resto de energía se genera posteriormente. Se sabe que, en el caso de los neutrinos, estos no interactúan con la materia, por lo tanto, no producen un incremento de temperatura en el medio y no son considerados para el análisis de la potencia térmica. La potencia de 15 MeV restante es generada como calor residual (7% del total) y luego de finalizadas las fisiones, esta energía disminuye con el tiempo.

Entonces, la potencia térmica que se genera en el reactor durante el proceso de la fisión, queda definida como:

$$P_n = \sigma_f \cdot C^{U^{235}} \cdot \phi \cdot 175 \cdot \text{MeV}$$

Donde:

$P_n$  : Potencia térmica (W/cm<sup>3</sup>)

$\sigma_f$  : Sección eficaz de fisión del U<sup>235</sup> (cm<sup>2</sup>)

$C^{U^{235}}$  : Densidad neutrónica en el combustible (1/cm<sup>3</sup>)

$\phi$  : Flujo neutrónico (1/cm<sup>2</sup>.s)

### 3.6.1. Balance térmico

La potencia térmica es generada en el núcleo del reactor debido a la fisión del uranio que se produce en el combustible nuclear. El agua del sistema de refrigeración, al pasar a través del núcleo del reactor extrae el calor produciendo un incremento en la temperatura del combustible y del refrigerante.

La potencia térmica generada en el núcleo del reactor se calcula por balance térmico de la siguiente forma:

$$P_N = m_p \cdot Cp \cdot (T_S - T_E)$$

La potencia térmica es transferida a través del sistema primario de refrigeración desde el núcleo del reactor hasta los intercambiadores de calor (IC), lugar donde se transfiere la potencia térmica del sistema primario de refrigeración ( $P_{ICp}$ ) al sistema secundario de refrigeración ( $P_{ICs}$ ).

La potencia térmica en el lado primario del intercambiador es calculada por balance térmico de la siguiente forma:

$$P_{ICp} = m_p \cdot Cp \cdot (T_{E_{ICp}} - T_{S_{ICp}})$$

La potencia térmica en el lado secundario del intercambiador es calculada por balance térmico de la siguiente forma:

$$P_{ICs} = m_s \cdot Cp \cdot (T_{S_{ICs}} - T_{E_{ICs}})$$

La potencia térmica transferida en los intercambiadores de calor, es transferido a través del sistema secundario de refrigeración hasta las torres de enfriamiento (TE), lugar donde se disipa la potencia térmica al medio ambiente, por esta razón se le define como sumidero final.

La potencia térmica en las torres de enfriamiento es calculada por balance térmico en el refrigerante, de la siguiente forma:

$$P_{TE} = m_s \cdot Cp \cdot (T_{E_{TE}} - T_{S_{TE}})$$

Los parámetros termohidráulicos del núcleo del reactor y del sistema de refrigeración son importantes para definir los niveles de seguridad y establecer las condiciones seguras de operación del reactor.

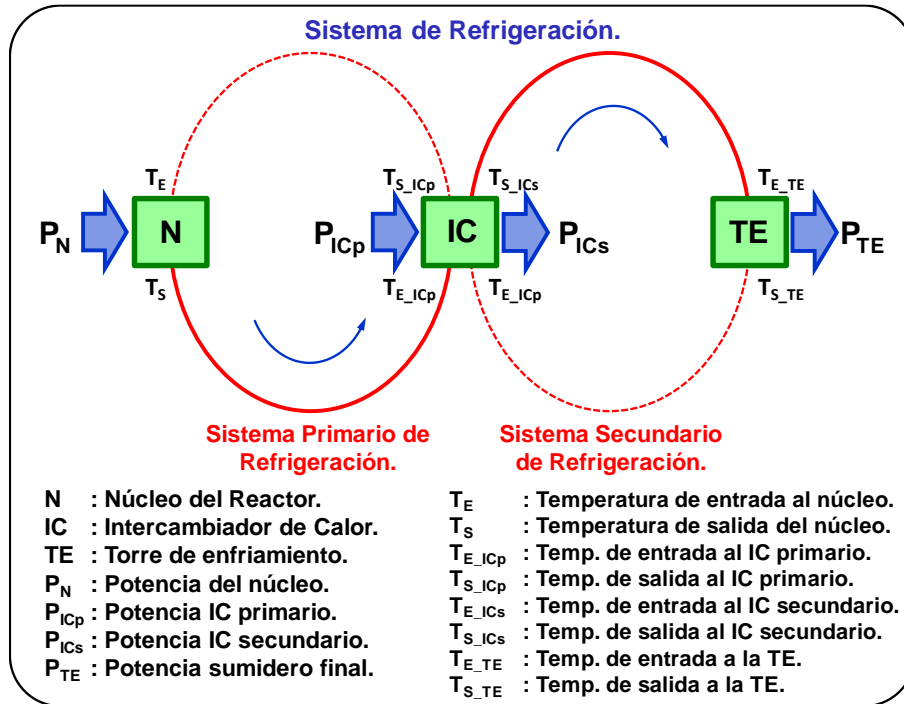


Figura 21: Balance térmico en el sistema de refrigeración

## 4. METODOLOGIA PARA EL DISEÑO TERMOHIDRÁULICO

El diseño termohidráulico del reactor nuclear RP-10 tiene como objetivo que, en todos los estados operacionales, se proporciona una adecuada capacidad de refrigeración del núcleo para mantener los elementos combustibles del reactor RP-10 en una condición térmicamente segura, y establecer márgenes adecuados de seguridad térmica para prevenir y minimizar daños en el elemento combustible. El diseño termohidráulico se aplica para preservar hasta la segunda barrera de la defensa en profundidad.

Basándonos en los requisitos de seguridad de reactores de investigación y en las bases de diseño termohidráulico [4, 5], se aplica un modelo matemático que se emplea para el cálculo de los parámetros termohidráulicos y se definen las condiciones limitantes para que el reactor opere en forma segura con elementos combustibles de siliciuro de uranio ( $U_3Si_2$ ) que reemplazan a los elementos combustibles de óxido de uranio ( $U_3O_8$ ).

### 4.1. BASES DE DISEÑO

Las bases de diseño consideradas para el diseño termohidráulico son las siguientes:

- a) El objetivo principal de la base de diseño termohidráulico es evitar inducir daño, por causas térmicas o hidráulicas, a la placa combustible durante la operación en estado estable del reactor y los incidentes operacionales previstos.
- b) Se establecen límites de diseño con un adecuado margen de seguridad para satisfacer las bases de diseño durante operación en estado estable y estados transitorios operacionales previstos. La superación de estos límites de diseño probablemente produzca un daño al combustible.
- c) Se establecen los límites de seguridad que proporcionan niveles de disparos automáticos (trip) del reactor u otra acción correctiva a los sistemas de seguridad del reactor (SSR) antes que las bases de diseño sean superadas.

### 4.2. ASPECTOS TEÓRICOS

El reactor RP-10 fue diseñado para operar con elementos combustible tipo placa (MTR) empleando como combustible nuclear óxido de uranio  $U_3O_8$ , que actualmente están siendo

reemplazados por elementos combustibles con siliciuro de uranio  $U_3Si_2$  como combustible nuclear.

Conjuntamente al diseño termohidráulico, se ha realizado el diseño neutrónico [6], donde se determina la operatividad del reactor con las de las configuraciones del núcleo del reactor propuestas en la gestión de núcleos, además se determina la distribución de potencia en todo el núcleo, el factor pico de potencia, las condiciones de reactividad, etc. Muchos de estos valores son tomados como datos de entrada para el análisis termohidráulico.

#### **4.2.1. Hipótesis Asumidas.**

Se asumen las siguientes hipótesis, basadas en el diseño original y considerando las características del diseño actual [6, 7].

- El calor es generado únicamente en el combustible nuclear como consecuencia de las reacciones nucleares y todo este calor es transferido en estado estable [6, 18] al refrigerante a través de la superficie lateral de la placa combustible, considerando la vaina (clad) y la capa de óxido. En el sentido axial de la placa combustible la distribución del flujo térmico tiene forma cosenoidal truncada. Se considera una longitud extrapolada adicional en cuyos extremos el flujo térmico tiene valor igual a cero [18].
- El refrigerante es agua liviana. Una fracción (caudal efectivo) del caudal total del sistema primario refrigera las placas combustibles y otra fracción refrigera los reflectores y los otros elementos presentes en el núcleo [6].
- La velocidad del refrigerante se considera uniforme en todo el canal caliente. Esta velocidad depende del tipo de EC y de la sección transversal del canal, así como del número de EC en la configuración del núcleo y del modo de operación [8].
- Los factores de incertidumbre son tratados estadísticamente, excepto los factores de incertidumbre de los flujos térmicos críticos (DNB y FRD) y del ONB, los cuales son tratados multiplicativamente [11, 19]
- Se realiza el cálculo para todos los tipos de canales existentes en los EC y en cada caso se considera que dicho canal es el más exigido [8].



## 4.2.2. Condiciones Limitantes

Las condiciones limitantes son establecidas para prevenir los posibles daños que afectarían a las placas combustibles y garantizar su integridad [4, 5]. De acuerdo con las bases de diseño, las condiciones limitantes para mantener la operación segura del reactor son las siguientes [8]:

- Temperatura de pared menor que la temperatura de corrosión:

$$T_p \leq 130 \text{ }^\circ\text{C}$$

- Temperatura de pared menor que la temperatura de inicio de ONB:

$$T_p \leq T_{\text{ONB}}$$

- Margen de seguridad al flujo térmico de Burn Out o DNB:

$$R_b = \frac{FI_{\text{DNB}}}{FI_0} \geq 2$$

- Margen de seguridad a la redistribución de caudal:

$$R_r = \frac{FI_{\text{RD}}}{FI_0} \geq 2$$

- Velocidad crítica del refrigerante:

$$V_{\text{max}} \leq \frac{2}{3} \cdot V_{\text{crit}}$$

## 4.3. DATOS DE ENTRADA

### 4.3.1. Modos de operación

Los modos de operación propuestos para la gestión con los elementos combustibles de siliciuro de uranio son los que se indican en la siguiente tabla [6]:

Tabla 7: Modos de operación del reactor RP-10

	Modos de operación			
	I	II	III	IV
Bombas sistema refrigeración primario	3	2	1	0
Intercambiadores de calor	3	3	3	0
Bombas sistema refrigeración secundario	3	2	1	0
Torres de enfriamiento	3	3	3	0

#### 4.3.2. Caudal en el sistema primario de refrigeración.

Para determinar el caudal del refrigerante y la caída de presión en el núcleo, se consideran los datos obtenidos para la configuración del núcleo del reactor con elementos combustibles de óxido. Debido a que la caída de presión en el núcleo es una fracción pequeña comparada con la caída de presión en todo el sistema primario de refrigeración, entonces una pequeña variación en la caída de presión a través del núcleo no alteraría el comportamiento del sistema primario de refrigeración. Se puede deducir entonces que la variación de la caída de presión en el núcleo por cambio de combustible no afectará al sistema, por lo tanto, se considera que el caudal total de refrigerante impulsado por las bombas se mantendrá constante.

Los valores del caudal de refrigerante son los que se muestran en la siguiente tabla [20]:

Tabla 8: Caudal de refrigeración del sistema primario ( $Q_t$ ).

	$Q_t$ ( $m^3/h$ )
Modo I	1650
Modo II	1460
Modo III	990

#### 4.3.3. Temperatura del refrigerante a la entrada del núcleo

La temperatura del refrigerante a la entrada del núcleo, se considera igual a la temperatura del refrigerante en la pileta. Este valor es válido para todos los modos de operación y para

los diferentes niveles de potencia térmica de operación en condiciones normales. La temperatura de ingreso al núcleo es [8]:

$$T_E = 40 \text{ }^\circ\text{C}$$

Según los datos obtenidos durante la operación del reactor [20] la temperatura del refrigerante al ingreso al núcleo, está por debajo de este valor.

#### 4.3.4. Especificaciones técnicas de los elementos combustibles

Los datos de las especificaciones técnicas para los elementos combustibles normales y de control de siliciuro de uranio  $U_3Si_2$ , se muestran en la siguiente tabla [11]:

*Tabla 9: Especificaciones técnicas de los elementos combustibles.*

Especificaciones Técnicas del Elemento Combustible	
Combustible	$U_3Si_2$ -Al.
Tipo	MTR.
Enriquecimiento de $U^{235}$	19.75%
Número de placas combustibles en:	
ECN	17
ECC	13
Densidad (g/cm <sup>3</sup> )	4.8
Datos del Meat	
Masa $U^{235}$ (g)	27
Masa U-total (g)	136.71
Espesor del meat (mm)	0.74
Longitud del meat (mm)	615
Ancho del meat (mm)	62.75
Espesor de placa combustible	
Placas internas (mm)	1.48
Placas externas (mm)	1.64
Espesor de la vaina	
Placas internas (mm)	0.37

Especificaciones Técnicas del Elemento Combustible	
Placas externas (mm)	0.45
Ancho total del canal (mm)	67.2
Longitud total de las placas	
Placas internas (mm)	655
Placas externas (mm)	750
Espesor del canal de agua	
Canal normal en elemento normal (mm)	3.3
Canal normal en elemento de control (mm)	3.1
Canal reducido en elemento de control (mm)	2.69

#### 4.3.5. Factores de incertidumbre para el cálculo

Los factores de incertidumbre empleados en el análisis termohidráulico, se determinan de acuerdo a la geometría y las tolerancias especificadas [11], así como también de acuerdo al modelo empleado y otras consideraciones [6, 7]. En la siguiente tabla se muestran los valores.

Los factores de incertidumbre se definen como:

$$f_i = 1 + g_i$$

Donde:

$g_i$ : fracción de incertidumbre.

$f_i$ : factor de incertidumbre.

Los valores de las fracciones de incertidumbre  $g_i$ , están mostrados en la siguiente tabla.

*Tabla 10: Valores de las fracciones de incertidumbre*

Incertidumbre	Valor
Incertidumbre en la temperatura de entrada al núcleo (DTE)	0.5 °C
Variación de uranio en la placa combustible	2 %
Medición de potencia	2 %
Variación de la superficie activa de la placa combustible	5 %

Incertidumbre	Valor
Variación de la sección del canal como consecuencia de la tolerancia sobre la distancia entre placas	6 %
Variación de la velocidad en el canal nominal, con relación a la velocidad nominal	10 %
Distribución de uranio en la placa	8 %
Espesor de uranio en la placa	10 %
Validez de la correlación de COLBURN	10 %
Variación de la presión atmosférica	0 %
Variación del nivel del agua en la pileta	4 %
Variación del peso específico del agua debido a variaciones en la temperatura	0 %
Validez de la expresión de pérdida de carga por frotamiento	5 %
Validez de la expresión de pérdida de carga por singularidades	5 %
Validez de la correlación de ONB	10 %
Validez de la correlación de DNB	10 %
Validez de la correlación de PRD	6 %
Ajuste de la potencia en el núcleo	5 %
Ajuste de la temperatura de ingreso	1 °C

#### 4.3.5.1. Tratamiento de factores de Incertidumbre

Tratamiento multiplicativo: Este tratamiento considera que todos los factores de incertidumbre intervienen en la condición más desfavorable.

$$F_i = \prod_i f_i$$

Tratamiento estadístico: Este tratamiento considera que los factores de incertidumbre intervienen con una probabilidad de ocurrencia. Se puede considerar este tratamiento como el más próximo a la realidad.

$$F_i = 1 + \sqrt{\sum_i g_i^2}$$

Sin tratamiento: Es el caso donde se considera que ningún factor de incertidumbre interviene. Se omiten las incertidumbres.

#### 4.3.6. Espesor de la capa de óxido

El espesor de la capa de óxido se forma de manera progresiva en la superficie de la placa combustible. En condiciones normales durante la vida media de los combustibles, el espesor de esta capa es de 10  $\mu\text{m}$  a 20  $\mu\text{m}$ . Se estima que a partir de los 30  $\mu\text{m}$  la capa de óxido empieza a desprenderse de la pared y se inicia la corrosión. Para el análisis termohidráulico estamos considerando un espesor de 50  $\mu\text{m}$ , consiguiendo de esta manera un diseño conservador [21].

$$e_{\text{ox}} = 50 \mu\text{m}$$

#### 4.3.7. Propiedades térmicas y mecánicas de los materiales

Las propiedades térmicas y mecánicas que se consideran para los materiales constituyentes de los elementos combustibles se indican en la siguiente tabla [21, 22, 23]:

Datos de entrada para el cálculo termohidráulico

*Tabla 11: Conductividad térmica de los materiales.*

Variable	Valor
Conductividad del meat (w/cm.K)	0.5
Conductividad del clad (w/cm.K)	1.65
Conductividad de la capa de óxido (w/cm.K)	0.05

#### 4.3.8. Factor Pico de Potencia

Del cálculo neutrónico se obtiene un valor del factor pico de potencia para el inicio y el final de cada configuración del núcleo. El mayor valor del factor pico se obtiene generalmente al inicio del ciclo y decrece con el quemado del combustible, además el factor pico también es influenciado por la posición de las barras de control. Por seguridad se considera el mayor valor del factor pico de cada configuración y adicionalmente es multiplicado por un factor

de 1.10 para que el cálculo sea más conservador [24]. En la siguiente tabla se muestra los valores de factor pico para cada una de las configuraciones de la gestión de núcleos.

*Tabla 12: Factor Pico de Potencia para las configuraciones (Kt)*

Núcleo	Kt
08	2.7
09	2.6
10	2.5
11	2.5
12	2.5
13	2.5
14	2.5
15	2.7
16	2.5
17	2.5

#### **4.3.9. Gestión de Núcleos y Descripción de las Configuraciones**

En la puesta del servicio con los combustibles de siliciuro de uranio se propone una gestión de núcleos que incluyen [6, 25]:

##### **Núcleos previos:**

Inician con la configuración del núcleo 01 y termina en la configuración del núcleo 07.

##### **Núcleos transitorios:**

Inician con la configuración del núcleo 08 y llegan hasta la configuración del núcleo 16.

##### **Núcleo de trabajo:**

Se alcanza en la configuración del núcleo 17.

Como se indicó anteriormente, las configuraciones de los núcleos previos no son operables, por ser subcríticos. Los núcleos transitorios alcanzan la criticidad y por lo tanto son operables de aquí en adelante. Esta es la razón por la cual el análisis termohidráulico se realiza a partir de la configuración del núcleo 08.

#### 4.4. CÓDIGOS DE CÁLCULO

Para los cálculos termohidráulicos en convección natural se usa el código CONVEC. Los datos del código son [26]:

Código : CONVEC V 3.40  
Autor : P. Abatte, C. Barrientos, C. Mazufri.  
Compañía : INVAP, Nuclear Engineering Division.  
Año : 2002

Para el cálculo hidráulico en convección forzada se usa el código CAUDVAP. Los datos del código son [27]:

Código : CAUDVAP V 3.60  
Autor : P. Abatte, C. Mazufri.  
Compañía : INVAP: Nuclear Engineering Division.

Para el cálculo termohidráulico en convección forzada se usa el código TERMIC. Los datos del código son [19]:

Código : TERMIC V 4.1  
Autor : P. Abatte, C. Mazufri  
Compañía : INVAP, Nuclear Engineering Division.  
Año : 2003



## **4.5. EVALUACION EN CONVECCION FORZADA**

### **4.5.1. CALCULO HIDRÁULICO**

El cálculo hidráulico se realiza para analizar el comportamiento del agua del sistema de refrigeración primaria cuando se produce la convección forzada producida por el funcionamiento de las bombas. El objetivo es determinar la velocidad del refrigerante a través del núcleo del reactor.

#### **4.5.1.1. Formulación matemática**

El cálculo hidráulico se realiza para determinar la velocidad del refrigerante cuando atraviesa por la parte interior de los canales existentes en el núcleo del reactor. Esta velocidad es función de las pérdidas de presión que se produce por fricción y por singularidades dentro del elemento combustible [28]:

$$V = f(\Delta P_f + \Delta P_s)$$

##### **4.5.1.1.1. Pérdidas de presión por fricción ( $\Delta P_f$ )**

Se originan debido a que el refrigerante al atravesar por los elementos que constituyen el núcleo, entra en contacto con la superficie de los canales de refrigeración, donde se produce un frenado debido a la fricción, y como consecuencia de esta, una pérdida de presión en el sistema.

##### **4.5.1.1.2. Pérdidas de presión por singularidades ( $\Delta P_s$ )**

Se originan debido a los cambios en la sección transversal a lo largo del elemento combustible, produciendo contracción o expansión en el refrigerante originando con ello turbulencias localizadas, cuyo efecto es la pérdida de presión en el sistema.

Para el caso de convección forzada, el establecimiento de la velocidad del refrigerante se produce por el impulso generado por las bombas del sistema primario, el cual determina una velocidad descendente del refrigerante en los canales de refrigeración produciendo una caída de presión en el núcleo del reactor.

$$\Delta P_n = f(v^2)$$

La caída de presión en el núcleo ( $\Delta P_n$ ) es determinada por la sumatoria de las caídas de presión por fricción y caídas de presión por singularidades debido a los cambios en la sección transversal a lo largo del combustible

$$\Delta P_n = \Delta P_f + \Delta P_s$$

Donde:

$\Delta P_f$  : pérdida de presión por fricción.

$\Delta P_s$  : pérdida de presión por singularidades.

La pérdida de presión por fricción se calcula utilizando la fórmula de Darcy:

$$\Delta P_f = f \cdot \frac{L}{D_h} \cdot \frac{V^2}{2 \cdot g}$$

Donde:

$f$  : Coeficiente de fricción

$D_h$  : Diámetro hidráulico, m.

$V$  : Velocidad del refrigerante (m/s)

$g$  : aceleración de la gravedad., m / s<sup>2</sup>

El cálculo del coeficiente de fricción se realiza según el régimen del fluido que es definido por el número de Reynolds (Re) de acuerdo a lo siguiente:

Régimen laminar :  $Re \leq 2100$

Régimen Transitorio :  $2100 < Re < 10000$

Régimen Turbulento :  $10000 \leq Re$

El número de Reynolds se define:

$$Re = \frac{\delta \cdot V \cdot D_h}{\mu}$$

Donde:

$\delta$  : Densidad del refrigerante ( $\text{kg/m}^3$ )

$V$  : Velocidad del refrigerante (m/s)

$D_h$  : Diámetro hidráulico (m)

$\mu$  : Viscosidad dinámica del fluido ( $\text{kg/m.s}$ )

Definiéndose el diámetro hidráulico ( $D_h$ ) como:

$$D_h = \frac{4 \cdot A}{P}$$

Siendo:

A: Área transversal del conducto (m)

P: Perímetro mojado (m)

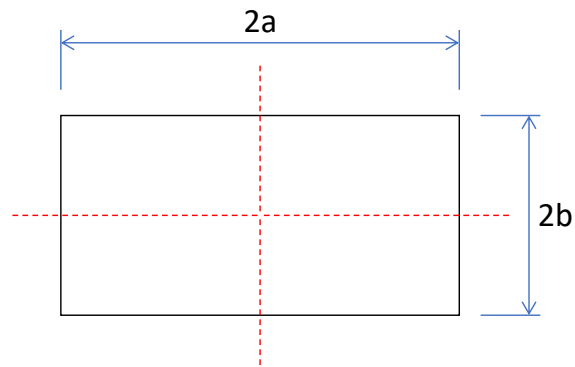


Figura 22: Modelo del canal rectangular

Para canal rectangular, donde 2.a es el largo y 2.b el ancho, se tendría:

$$A= 4 \cdot a \cdot b$$

$$P= 4(a+ b)$$

Con lo cual  $D_h$  quedaría de la siguiente forma:

$$D_h = \frac{4 \cdot b}{1 + \alpha}$$

Donde  $\alpha$  es la relación de aspecto del canal:

$$\alpha = \frac{2 \cdot b}{2 \cdot a}$$

El uso de diámetro hidráulico para canales con esquinas conduce a errores grandes (aproximadamente 20 %). Para calcular el factor de fricción  $f$  en un canal rectangular con un error menos a 5 %, un factor de corrección apropiado es aplicado al número de Reynolds, basado en el concepto de un diámetro equivalente laminar.

$$K_R = \frac{2}{3} + \frac{11}{24} \alpha \cdot (1 - \alpha)$$

El coeficiente de fricción para convección forzada se determina, empleando la corrección propuesta con la siguiente correlación [28]:

$$f(Re) = K_H \cdot f_D(Re \cdot K_R)$$

Para régimen laminar se emplea la siguiente ecuación:

$$f = \frac{Re \cdot K_R}{64}$$

Para el régimen turbulento se emplea la siguiente expresión:

$$\frac{1}{\sqrt{f}} = 0.8686 \ln \left( \frac{Re \cdot K_R}{1.964 \ln(Re \cdot K_R) - 3.8215} \right)$$

Para el régimen transitorio se realiza una interpolación entre el régimen laminar y el régimen turbulento con respecto al número de Reynolds.

Las variables empleadas son las que se indican a continuación.

$f$  : Factor de fricción de Darcy para un tubo rectangular.

$f_D$  : Factor de fricción de Darcy para un tubo cilíndrico.

$K_R$  : Factor de corrección para canal rectangular.

$K_H$  : Factor de corrección para un fluido de viscosidad variable.

Las pérdidas de presión por singularidades se calculan con la siguiente correlación:

$$\Delta P_s = K \cdot \frac{V^2}{2 \cdot g}$$

Donde el valor “K” depende de la singularidad y su geometría.

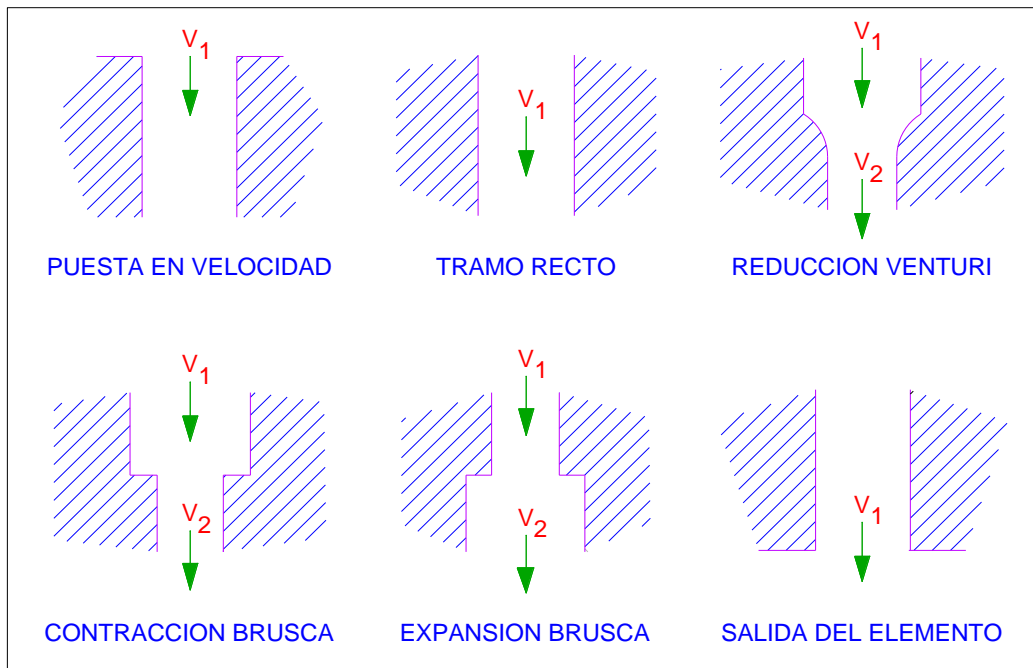


Figura 23: Singularidades presentes en los elementos combustibles.

Con estas condiciones se calcula la distribución de presión a lo largo del canal caliente. Para el caso del reactor RP-10, donde el flujo de refrigerante es descendente, se tiene la siguiente distribución de presión en el canal refrigerante:

$$P(z) = P_{\text{atm}} + \left( H_L + z - DP(z) - \frac{V^2}{2 \cdot g} \right) \cdot \delta \cdot g$$

Donde:

$g$  : Aceleración de la gravedad ( $m/s^2$ ).

$\delta$  : Densidad media del refrigerante ( $kg/m^3$ ).

$H_L$  : Distancia del nivel del agua en la pileta a la parte superior del núcleo (m).

$\mu$  : Viscosidad a temperatura del refrigerante ( $kg/m.s$ ).

$V$  : Velocidad del refrigerante en el canal (m/s).

$z$  : Eje vertical, determina la altura de la placa combustible (m).

La caída de presión en cada punto de la longitud axial del canal de refrigeración se calculada como:

$$DP(z) = DP_e + DP(z)_1$$

Donde  $DP_e$  se descompone en tres partes:

$$DP_e = DP_{e1} + DP_{e2} + DP_{e3}$$

A continuación, se definen estas variables. Definiendo  $N_p$  como el número de placas combustibles en el elemento combustible, tenemos:

Ingreso al elemento combustible:

$$DP_{e1} = 0.5 \cdot \frac{\left( V \cdot S_1 \cdot \frac{N_p}{S_0} \right)^2}{2 \cdot g}$$

### Zona superior recta

$$DP_{e2} = \frac{0.316 \cdot \mu_1^{0.25} \cdot L_0 \cdot \left( V \cdot S_1 \cdot \frac{N_p}{S_0} \right)^2}{2 \cdot g}$$

### Entrada a placas

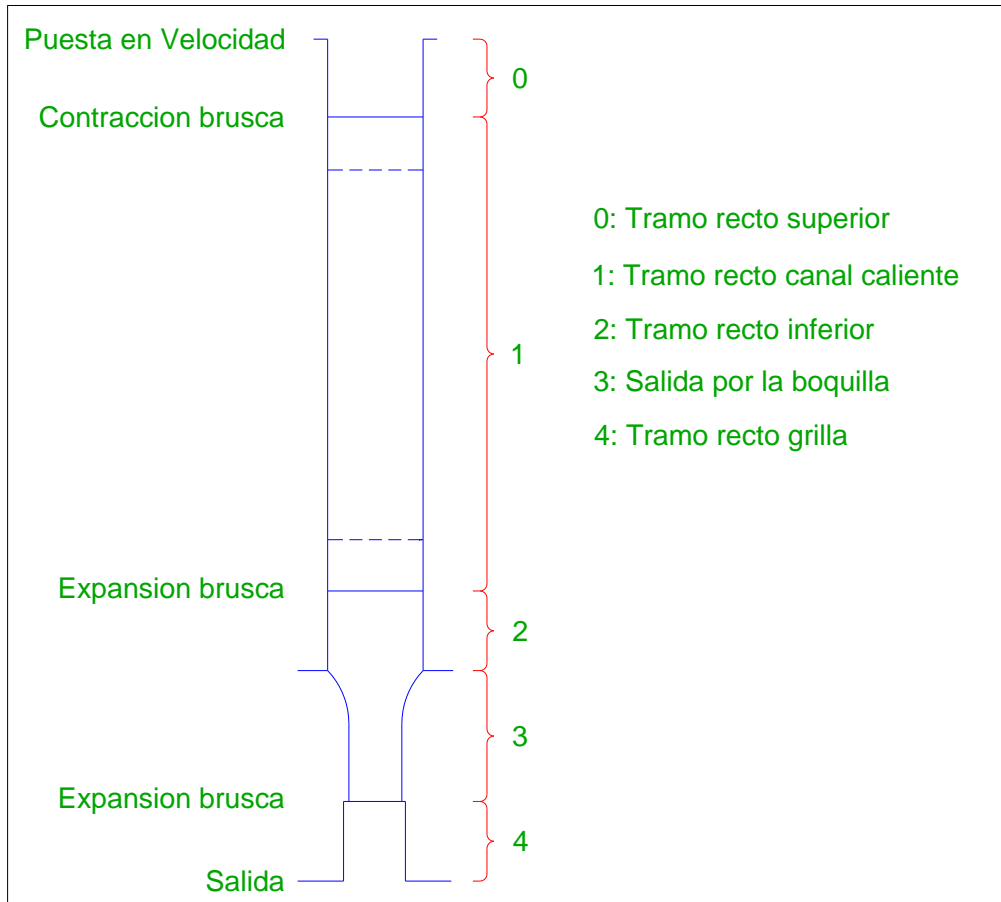
$$DP_{e3} = 0.45 \cdot \frac{\left( 1 - S_1 \cdot \frac{N_p}{S_0} \right) \cdot V^2}{2 \cdot g}$$

La caída de presión en el canal estrecho rectangular se calcula por:

$$DP(z)_1 = \frac{f_{D,H}(\alpha, Re) \cdot (L_1 + z) \cdot \delta \cdot V^2}{2 \cdot g \cdot D_0}$$

Para el caso de los elementos combustibles, el modelo hidráulico que se propone es el que se muestra en la siguiente figura, donde se observa los tramos rectos y las singularidades existentes en un elemento combustible.





*Figura 24: Singularidades y tramos rectos en el elemento combustible*

### Elemento combustible

En este caso se consideran cinco tramos rectos, entre los cuales se consideran las singularidades como se muestra en el gráfico.

Zona 0: Es el tramo ubicado en la parte superior de las placas combustibles.

Zona 1: Es el tramo de los canales formados por las placas combustibles.

Zona 2: Es el tramo ubicado en la parte inferior de las placas combustibles.

Zona 3: Se considera a la parte interna de la boquilla.

Zona 4: Es el tramo del agujero de la grilla ubicado en la parte inferior de la boquilla del elemento combustible

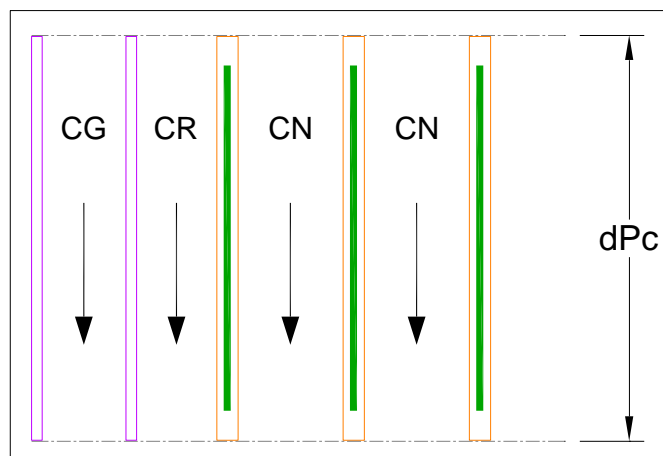
En la zona 1, dependiendo del tipo de elemento combustible, se considera el modelo de los tres canales de refrigeración que existen en la configuración del núcleo:

- Canal normal del elemento combustible normal.
- Canal normal del elemento combustible de control.
- Canal reducido del elemento combustible de control.

El modelo que se propone considera todo el núcleo, el cual incluye los elementos combustibles, cajas de irradiación, reflectores, etc. El modelo calcula la velocidad promedio del refrigerante en el interior de ellos y en los canales externos, etc. Para usar este modelo de cálculo, se considera como valor de entrada la caída de presión en el núcleo del reactor o en su defecto el caudal total del sistema primario [8].

Para el caso del ECN, como todos los canales internos tienen la misma geometría, la velocidad promedio del refrigerante se considera igual en cada uno de los canales de refrigeración.

Para el caso del ECC, se tiene tres tipos de canales internos: canal normal (CN), canal reducido (CR) y canal formado por las placas guías de las barras de control (CG). En este caso la velocidad promedio calculada es el promedio de todas estas velocidades, teniendo que calcularse las velocidades por cada uno de estos canales a partir de la velocidad promedio.



*Figura 25: Modelo de canales en el elemento combustible de control.*

Para calcular las velocidades en los canales del elemento de control, se realiza un modelo simplificado, donde solamente se considera el tramo recto de los canales con sus respectivas geometrías. En estos tramos, la caída de presión producida en los canales modelados es la misma [29]. El dato de entrada para este caso es el caudal de refrigerante que atraviesa un elemento combustible de control [8].

### Caja de Irradiación

La caja de irradiación se modela considerando tres tramos rectos y las singularidades por cambio de sección entre ellas. El primer tramo es la caja propiamente dicha, el segundo tramo es el agujero de salida del refrigerante en la boquilla y el tercer tramo es el agujero de la grilla.

### Canales externos

Se definen así a aquellos canales que son formados por las superficies externas de los elementos del núcleo (combustibles, reflectores, cajas de irradiación, etc.). Se consideran los siguientes canales:

- Canal entre placas externas de dos ECN adyacentes.
- Canal entre placa externa de ECN con placa guía externa de ECC.
- Canal entre placa externa de ECN con caja de irradiación.
- Canal entre placa externa de ECN con elemento reflector de grafito.
- Canal entre placa externa de ECN con elemento reflector de berilio.
- Canal entre placa externa de ECC con elemento reflector de berilio.
- Canal entre dos elementos reflectores de grafito.
- Canal entre dos elementos reflectores de berilio.
- Canal entre elemento reflector de grafito y elemento reflector de berilio.

- Canal entre elemento reflector de grafito y caja de irradiación.
- Canal entre elemento reflector de berilio y caja de irradiación.
- Canales formados por las placas laterales.
- Agujeros pequeños de la grilla para refrigeración externa.

Al final de cada canal externo se encuentra el agujero pequeño de la grilla por donde fluye el refrigerante para evitar el estancamiento del agua.

También se considera el caso en que este agujero está ubicado en la zona externa al núcleo, donde no se tiene ningún canal formado por elementos.

#### 4.5.1.2. Velocidad Crítica

Para un arreglo de placas planas, se debe considerar la velocidad de flujo del refrigerante, que a altos valores puede producir el colapso y daño de los placas combustibles o deformación en los elementos combustibles.

Para determinar la velocidad de flujo del refrigerante a la que colapsan las placas paralelas, se utiliza la fórmula de Miller [30, 31]

$$V_c = \left[ \frac{K \cdot E \cdot t_p^3 \cdot b}{\delta \cdot a^4 (1 - \nu^2)} \right]^{1/2}$$

Dónde:

$V_c$  : Velocidad crítica del refrigerante (m/s)

$K$  : Constante que depende de la condición de soporte de la placa.

$E$  : Módulo de elasticidad de la placa (Pa)

$t_p$  : Espesor placa combustible (m)

$b$  : Espesor del canal de refrigeración (m)

$\delta$  : Densidad del refrigerante (kg/m<sup>3</sup>)

$a$  : Ancho del canal de enfriamiento (m)

$\nu$  : Módulo de Poisson de la placa combustible

El siguiente grafico muestra el modelo de Miller.

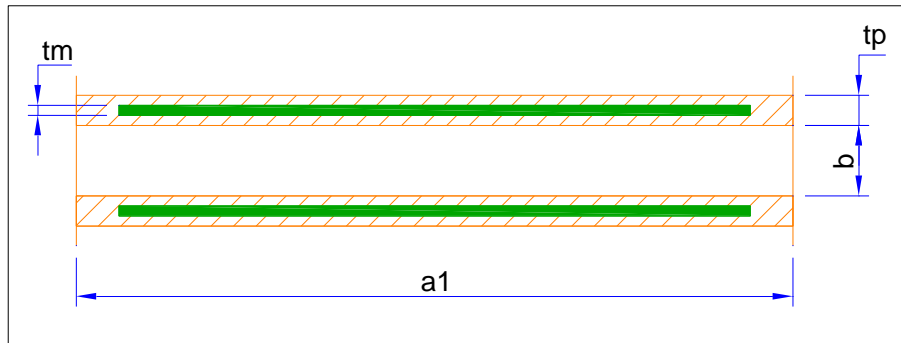


Figura 26: Modelo para determinar la velocidad crítica

#### 4.5.2. CALCULO TÉRMICO

El cálculo térmico se realiza en el canal más exigido de todo el núcleo del reactor, es decir donde el flujo térmico alcanza el valor máximo. Se considera que esta condición puede suceder en el elemento combustible normal o en el elemento combustible de control. Por esta razón, se realiza el cálculo termohidráulico en los siguientes canales [8]:

- Canal normal del elemento combustible normal.
- Canal normal del elemento combustible de control.
- Canal reducido del elemento combustible de control.

##### 4.5.2.1. Formulación matemática

La formulación matemática se basa en el modelo utilizado, donde se define como volumen de control al canal más exigido en el núcleo del reactor.

El modelo considera que el calor se genera únicamente por la fisión en el uranio contenido en el meat de la placa combustible.

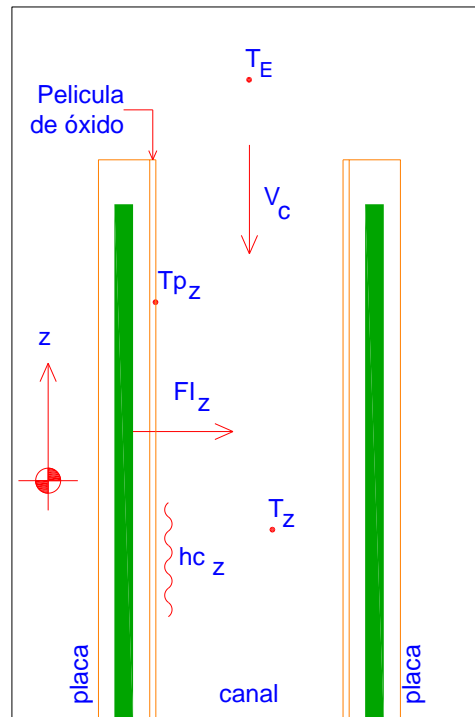


Figura 27: Modelo termohidráulico para convección forzada

Donde se considera que la transferencia de calor es unidimensional, se origina en el uranio, luego atraviesa el clad y finalmente es transferido al refrigerante que circula en sentido descendente.

Se considera que la velocidad del refrigerante es uniforme en toda la extensión del canal de refrigeración.

#### Distribución de potencia:

El flujo térmico en toda la extensión del núcleo del reactor tiene una distribución variable que depende de la configuración que se define en el núcleo, del porcentaje de quemado del combustible, de la posición de las barras de control, etc. El valor más alto del flujo térmico presente en el núcleo es definido como el flujo térmico máximo y se presenta en la placa más exigida del núcleo que forma el canal más exigido, llamado también canal caliente.

La potencia térmica generada por una placa combustible se calcula como el flujo térmico  $F_{I_j}$  en la placa “j” multiplicado por el área calefactora  $S_j$  de la placa “j”: Luego la potencia total del reactor será la sumatoria de las potencias de todas las placas presentes en el núcleo [6, 8].

$$Pot = \sum_j F_{I_j} \cdot S_j$$

Esto puede expresarse también como el flujo térmico medio multiplicado por el área calefactora total de placas:

$$Pot = F_{I_m} \cdot S_t$$

El área calefactora se define como el área frontal total del meat, multiplicado por el número de placas combustibles presentes en el núcleo.

$$S_t = S_c \cdot N_p$$

El número de placas combustibles presentes en una configuración del núcleo del reactor, se calcula de la siguiente manera.

$$N_p = N_{ECN} \cdot N_{PECN} + N_{ECC} \cdot N_{PECC}$$

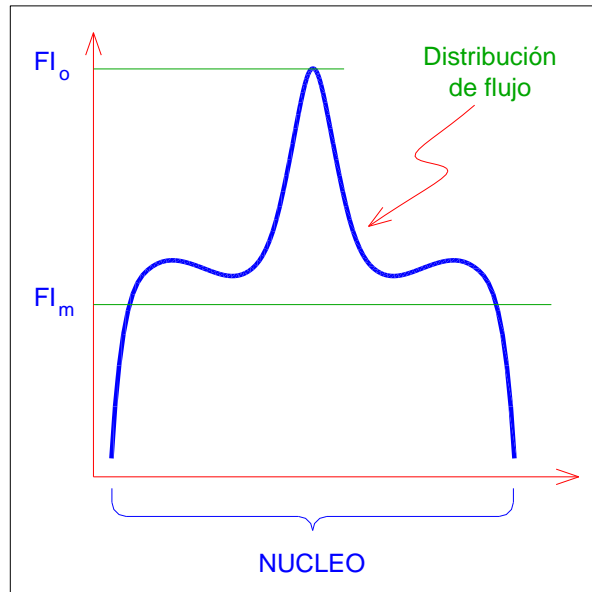


Figura 28: Distribución de flujo térmico en el núcleo.

Entonces el flujo térmico promedio en el núcleo, se define:

$$FI_m = \frac{Pot}{S_t}$$

El factor pico de potencia se define como la relación entre el flujo térmico máximo generado en el núcleo del reactor y el flujo térmico promedio.

$$K_t = \frac{FI_0}{FI_m}$$

El lugar donde se produce el flujo térmico máximo es el canal crítico o canal más exigido o canal caliente del núcleo, también es conocido como canal más caliente. En este punto el flujo máximo se determina como:

$$FI_0 = K_t \cdot FI_m$$

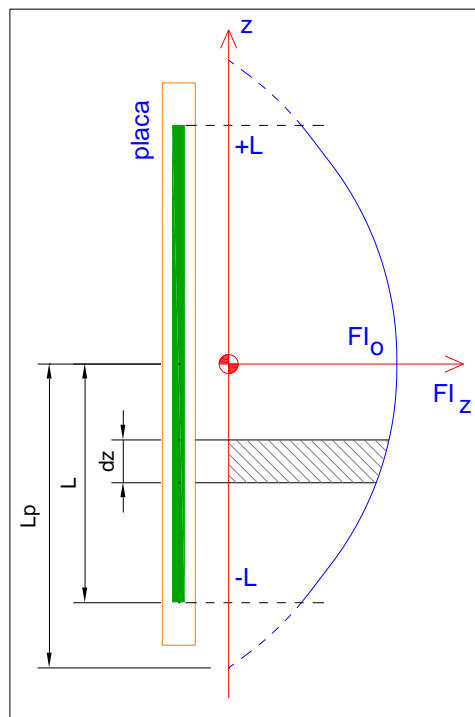
Reemplazando en esta última ecuación las anteriores ecuaciones, el flujo térmico máximo se expresa como:



$$FI_0 = \frac{Pn}{S_c \cdot N_p} \cdot K_t$$

Flujo térmico en el canal.

El flujo térmico generado a lo largo del eje axial de la placa combustible, tiene una distribución que se aproxima a una función cosenoidal [18]. Se define la siguiente distribución axial:



*Figura 29: Distribución de flujo térmico en el canal*

$$FI_z = FI_0 \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{2 \cdot L_p}\right)$$

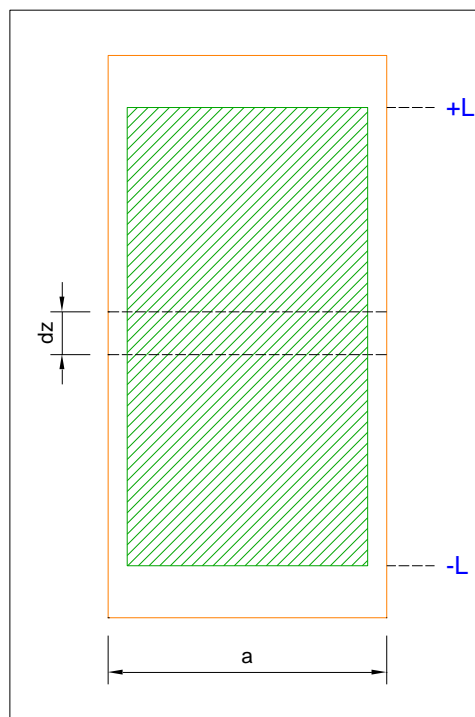
Para el cálculo de la temperatura del refrigerante y la temperatura de pared de la placa combustible, se realiza un balance térmico en la superficie frontal de las placas combustibles en contacto con el refrigerante.

Para el cálculo se considera un diferencial de longitud en la dirección axial. La potencia térmica en este diferencial se expresa:

$$dP = Fl_z \cdot dS_c$$

Reemplazando, en esta ecuación, la distribución de flujo térmico y el diferencial de área, tenemos la siguiente expresión:

$$dP = Fl_0 \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{2 \cdot L_p}\right) \cdot P_c \cdot dz$$



*Figura 30: Diferencial de área de transferencia de calor en la placa combustible*

Donde  $P_c$  es el perímetro calefactor del canal. El perímetro calefactor considera solo el perímetro del canal donde se produce transferencia de calor. Se define como:

$$P_c = 2 \cdot a \quad \text{Para canal normal.}$$

$$P_c = a \quad \text{Para canal reducido.}$$

### Temperatura del refrigerante

El refrigerante, al atravesar la superficie diferencial sufre un incremento de temperatura debido al calor transferido de la placa [32, 33].

$$dP = \dot{m} \cdot C_p \cdot dT$$

Definiendo el flujo másico como

$$\dot{m} = \delta \cdot Q = \delta \cdot V_c \cdot A$$

Por conservación de energía, el calor generado en la placa combustible es transferido al refrigerante, resultando:

$$FI_0 \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{2 \cdot L_p}\right) \cdot P_c \cdot dz = \delta \cdot V_c \cdot A \cdot C_p \cdot dT$$

Integrando entre las condiciones de frontera, tenemos la ecuación de la distribución de temperaturas en el refrigerante a lo largo del canal:

$$T_z = T_E + \frac{2 \cdot P_c \cdot L_p}{\pi \cdot \delta \cdot C_p \cdot A \cdot V_c} \cdot FI_0 \cdot \left[ \text{sen}\left(\frac{\pi \cdot z}{2 \cdot L_p}\right) - \text{sen}\left(\frac{\pi \cdot L}{2 \cdot L_p}\right) \right]$$

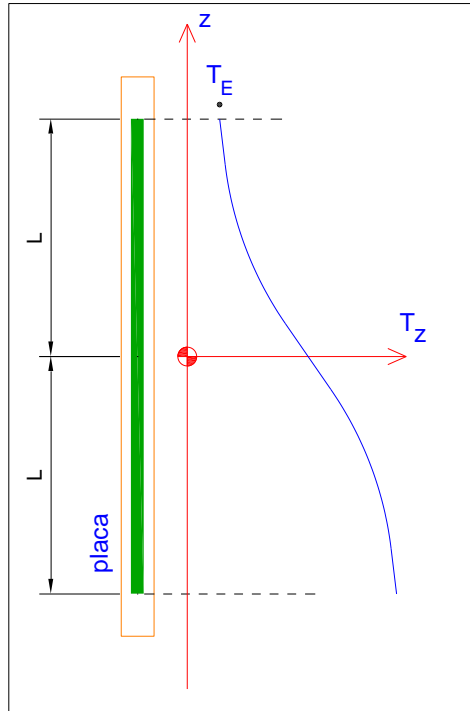


Figura 31: Distribución de Temperatura del refrigerante en el canal

### Temperatura de pared.

Para el cálculo de la distribución de temperaturas en la pared de la placa se emplea la siguiente relación:

$$Fl_z = hc \cdot \Delta T = hc \cdot (T_{p_z} - T_z)$$

Donde se define:

$$T_{p_z} = T_z + \frac{Fl_z}{hc}$$

Donde el coeficiente de transferencia de calor  $hc$  se define como [18, 33, 34]:

$$hc = \frac{K}{D_h} \cdot Nu$$

Donde  $Nu$  es el Número Nusselt y se define según el régimen de flujo del refrigerante.

$$Nu = f(Re)$$

El régimen del flujo es determinado por el número de Reynolds [7, 34]:

Régimen laminar :  $Re \leq 2100$

Régimen Transitorio :  $2100 < Re < 10000$

Régimen Turbulento :  $10000 \leq Re$

El número de Reynolds se define [28]:

$$Re = \frac{\delta \cdot V \cdot D_h}{\mu}$$

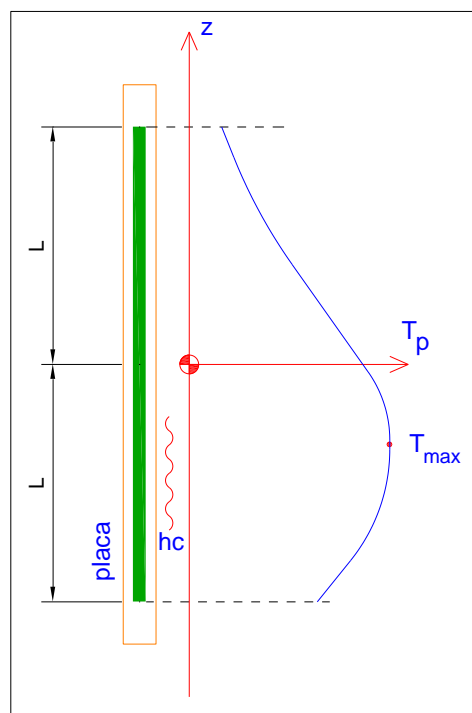


Figura 32: Distribución de temperatura en la pared del canal

### Régimen Laminar

El valor del número de Nusselt ( $Nu_{x,H}$ ) es obtenido desde la siguiente ecuación valido para dos placas paralelas que generan calor, cuando Reynolds < 2100:

Para  $x^* \leq 0.0002$

$$Nu_{x,H} = 1.490 \cdot x^{*-1/3}$$

Para  $0.0002 < x^* \leq 0.001$

$$Nu_{x,H} = 1.490 \cdot x^{*-1/3} - 0.4$$

Para  $x^* > 0.001$

$$Nu_{x,H} = 8.235 + 8.68 \cdot (10^3 \cdot x^*)^{-0.506} \cdot e^{-164 \cdot x^*}$$

Donde se emplean las siguientes definiciones:

$$x^* = \frac{x/D_h}{Re \cdot Pr}$$

$$Nu_{x,H} = \frac{hc \cdot D_h}{k}$$

Donde:

$x$  = distancia axial desde la entrada (m)

$D_h$  = diámetro Hidráulico (m)

$hc$  = coeficiente transferencia de calor ( $w/m^2.C$ )

$k$  = Conductividad térmica del agua ( $w/m.C$ )

$Re$  = Numero de Reynolds

$Pr$  = Numero de Prandlt

Se aplica la siguiente corrección para un canal rectangular con generación de calor en los lados mayores y los lados menores son adiabáticos.

La ecuación resultante es la siguiente:

$$Nu = Nu_{x,H} \cdot (1 - 1.4122 \cdot \alpha + 2.3473 \cdot \alpha^2 - 2.8983 \cdot \alpha^3 + 2.0629 \cdot \alpha^4 - 0.6077 \cdot \alpha^5)$$

Donde

$$\alpha = \frac{2a}{2b}$$

Para corregir la influencia de la distancia de entrada en la condición de flujo en desarrollo, se ha ajustado la siguiente expresión:

$$x^* = \frac{x^*}{6.0 - 5.0 \cdot e^{\frac{0.75 \cdot \alpha}{0.3257}}}$$

### Régimen Transitorio

Para evaluar el coeficiente de transferencia de calor en régimen transitorio, se propone la siguiente relación [33]:

Para  $2100 < Re < 10000$

$$hc \cdot Pr^{2/3} \cdot \frac{\left(\frac{\mu_{liq}}{\mu_w}\right)^{-0.14}}{c_p \cdot V \cdot \delta} = A$$

El valor de A es piloteado en un gráfico doble logarítmico como una función del número de Reynolds, para varios valores de la relación de longitud calefactora con el diámetro hidráulico (Lh / Dh). Esta curva fue aproximada por una función de segundo orden:

$$Y = a X^2 + b X + c$$

Donde

$$Y = \log (A)$$

$$X = \log (RE)$$

Los coeficientes a, b y c se obtuvieron con una regresión de mínimos cuadrados a la curva con el valor habitual del parámetro  $L_h / D_h$ , en combustibles de tipo MTR. Esto resulta:

$$a = - 0.6834$$

$$b = 5.4537$$

$$c = -13.230$$

### Régimen Turbulento

El coeficiente de transferencia de calor por convección forzada, requerido para la mayoría de los cálculos hidráulicos térmicos, se determina por la correlación de Dittus-Boelter, modificada en la evaluación de las propiedades físicas del refrigerante que se aplica a canales rectangulares estrechos. El coeficiente se determina de la siguiente manera:

Para Reynolds > 10000 es:

$$Nu = \frac{hc \cdot D_h}{K} = 0.023 \cdot Re^{0.8} \cdot Pr^{0.4}$$

Agrupando las propiedades del refrigerante en una sola función de la temperatura, resulta:

$$K(T_F) = 0.023 \cdot \delta^{0.8} \cdot \left(\frac{c_p}{\mu}\right)^{0.4} \cdot K^{0.6}$$

Entonces obtenemos:

$$hc(z) = K(T_F) \cdot \frac{\nu^{0.8}}{D_h^{0.2}}$$

Finalmente:

$$T_{p_z} = T_z + \frac{Fl_0}{K(T_F) \cdot \frac{\nu^{0.8}}{D_h^{0.2}}} \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot z}{2 \cdot L_p}\right)$$



Donde:

$T_{pz}$  = Temperatura de pared

$T_{Fz}$  = Temperatura de película =  $(T_z + T_{pz})/2$

La función  $K(T_F)$  puede ser calculada con suficiente precisión en el rango de temperaturas usadas típicamente, resultando:

$$K(T_F) = 0.255 \cdot T_F^{0.355}$$

### Ebullición subenfriada en régimen laminar

Para el número de Reynolds inferior a 2500 se utiliza la correlación de Rohsenow.

$$\frac{c_{pl} \cdot (T_p - T_{sat})}{h_{fg}} = C_{sf} \left[ \frac{q_{boil}}{\mu_{liq} \cdot h_{fg}} \sqrt{\frac{\sigma}{g(\delta_l - \delta_g)}} \right]^{0.333} \cdot Pr_l^{1.7}$$

Dónde:

$\mu_{liq}$  : Viscosidad a la temperatura del refrigerante (kg/m.s)

$h_{fg}$  : Entalpía de evaporación (J/kg)

$g$  : Aceleración de la gravedad (m/s<sup>2</sup>)

$\delta_l, \delta_g$  : Densidad de líquido y vapor (kg/m<sup>3</sup>)

$\sigma$  : Tensión superficial (N/m)

$c_{pl}$  : Calor específico del líquido (J/kg.°C)

$Pr_l$  : Número de Prandtl a la temperatura del refrigerante

$C_{sf}$  : Constante = 0.006

$q_{boil}$  : Flujo de calor para ebullición subenfriada (w/cm<sup>2</sup>)

### Ebullición subenfriada en régimen turbulento:

Para el número de Reynolds mayor que 2500, se usa la correlación de Adams [19]

$$q_{boil} = 2.26 \cdot 10^{-4} \cdot (T_p - T_{sat})^{3.86}$$

En la región de ebullición nucleada parcial, el coeficiente de transferencia de calor se determina combinando los efectos de la convección forzada y la ebullición nucleada. Para esta región, se utiliza la siguiente ecuación para el flujo de calor local propuesto por Clark & Rohsenow:

$$q = q_{con} + q_{boil}$$

Donde  $q_{con}$  representa el flujo de calor para el flujo en convección forzada. Bergles y Rohsenow sugirieron la siguiente correlación:

$$q = q_{con} \cdot \left[ 1 + \left\{ \frac{q_{boil}}{q_{con}} \left( 1 - \frac{q_{bi}}{q_{boil}} \right) \right\}^2 \right]^{1/2}$$

Aquí,  $q_{bi}$  representa el flujo de calor obtenido al sustituir el sobrecalentamiento de la pared en la intersección de la convección forzada y ONB en la correlación de Adams.

### Temperatura de ebullición.

La temperatura de saturación, en la cual el refrigerante alcanza las condiciones de ebullición, se determina con la siguiente relación:

$$T_{sat_z} = T_{sat_{100}} \cdot \left( \frac{P_z}{P_{atm}} \right)^{0.255}$$

Mientras que la temperatura en la pared de la placa combustible, con la que se alcanza la ebullición del refrigerante es [7, 19]:

$$T_{eb_z} = T_{sat_z} + \Delta T_{sat_z}$$

Definiéndose:

$$\Delta T_{\text{sat}_z} = 4.57 \cdot FI_z^{0.35} \cdot P_z^{-0.23}$$

La condición en la cual se alcanza la ebullición es definida como ONB, es decir el inicio de la ebullición en el refrigerante.

### Temperatura en la interface óxido placa

Mediante un modelo simple donde solamente se considera la transferencia de calor por conducción en la dirección radial, la temperatura en la interface entre el clad y la capa de óxido se expresa como:

$$T_{ox} = \frac{FI_z \cdot e_{ox}}{K_{ox}} + T_p$$

Donde:

$T_{ox}$  : Temperatura en la interface óxido placa

$FI_z$  : Flujo térmico (W/cm<sup>2</sup>)

$e_{ox}$  : Espesor de la capa de óxido (cm)

$T_p$  : Temperatura de pared (°C)

$K_{ox}$  : Conductividad térmica del óxido (W/cm.°C)

### Temperatura en el combustible

Se debe tener en cuenta que en el combustible se produce conducción de calor y también generación de calor, mientras que en la cubierta solo se produce conducción.

La Temperatura máxima se produce en el centro del meat y está expresado por:

$$T_{cen} = FI_x \left( \frac{t_m}{4 \cdot K_m} + \frac{t_v}{K_v} \right) + T_{ox}$$

Donde:

$Fl_z$  : Flujo térmico ( $W/cm^2$ )

$e_{ox}$  : Espesor de la capa de óxido (cm)

$T_p$  : Temperatura de pared ( $^{\circ}C$ )

$K_{ox}$  : Conductividad térmica del óxido ( $W/cm.^{\circ}C$ )

$t_v$  : Espesor de la vaina (clad) (cm)

$t_m$  : Espesor del meat (cm)

$K_v$  : Conductividad térmica de la cubierta ( $W/cm.^{\circ}C$ )

$K_m$  : Conductividad térmica del meat ( $W/cm.^{\circ}C$ )

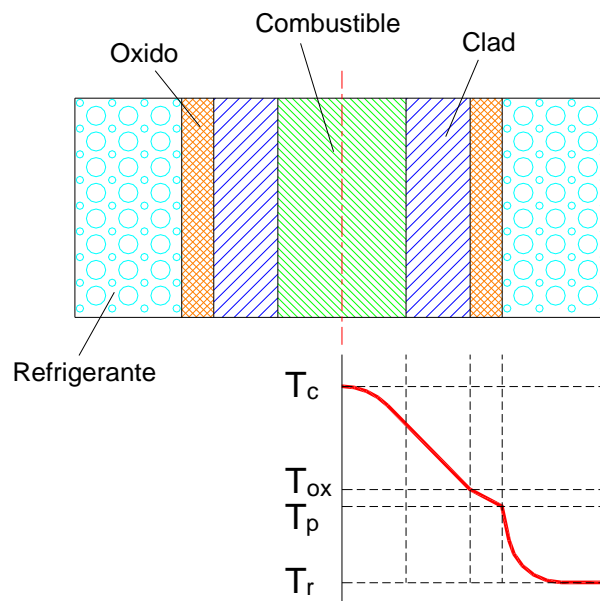


Figura 33: Distribución de temperaturas en el sentido radial

#### 4.5.3. FLUJOS TÉRMICOS Y MÁRGENES DE SEGURIDAD

En el caso del flujo térmico generado en el meat, la transferencia del calor al refrigerante es a través de la vaina de las placas combustibles. La temperatura de los componentes guarda

una relación estrecha con el flujo generado de acuerdo a la curva de ebullición definida por Nukiyama [18, 33].

Cuando un fluido es calentado mediante una placa calefactora, la diferencia entre la temperatura de pared y la temperatura de saturación del fluido ( $\Delta T_{sat} = T_p - T_{sat}$ ) se incrementa. En la primera parte, la relación entre el flujo térmico y el incremento de la temperatura es lineal, hasta alcanzar la condición donde se inicia la ebullición (ONB: inicio de la ebullición nucleada). En este punto se inicia la formación de burbujas de vapor en el refrigerante, las cuales generalmente colapsan por la presión que ejerce sobre ellas el refrigerante en estado líquido, no representando un riesgo significativo a la estructura de la placa combustible. Cuando se incrementa el flujo térmico, la generación de burbujas de vapor también se incrementa y se produce de forma constante, estableciéndose la ebullición nucleada, generando pequeñas zonas en la superficie de la placa cubiertas por burbujas de vapor, convirtiéndose así en una condición indeseable, debido a que la refrigeración no es óptima en estos puntos por la presencia de las burbujas de vapor.

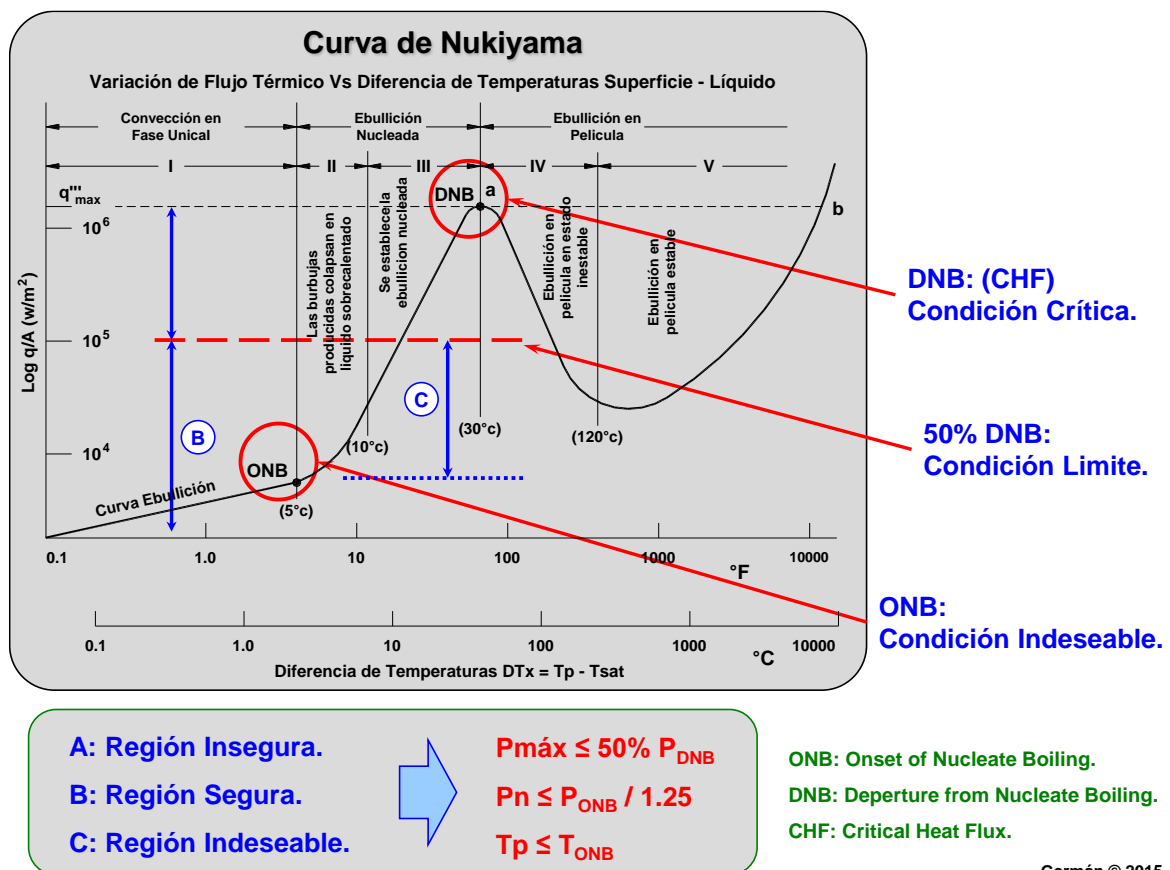


Figura 34: Relación entre flujo térmico y diferencia de temperaturas según Nukiyama

Finalmente, el aumento del flujo térmico origina la formación de una película de vapor en lugar de las burbujas, produciéndose el apartamiento de la ebullición nucleada (DNB: apartamiento de la ebullición nucleada: departure from nucleate boiling). En esta situación se aísla toda la placa calefactora del refrigerante líquido y se establece una película de vapor con una pobre capacidad de transferencia calórica, originando un incremento muy grande de la diferencia entre la temperatura de pared y la temperatura de saturación del fluido. Este flujo es definido como flujo crítico DNB y el incremento en las temperaturas alcanza valores muy grandes, produciendo cambios destructivos en la placa.

#### 4.5.3.1. Onset of Nucleate Boiling (ONB)

El inicio de la ebullición nucleada (ONB: Onset of Nucleate Boiling) normalmente no se considera una condición insegura, pero si una condición no deseada. Llegar a esta condición no representa un riesgo inminente a la instalación [10, 18].

Se determina por la relación de Bergles Rohsenow en combinación con la correlación para calcular la temperatura de pared en convección forzada.

$$q_{\text{ONB}} = 0.1082 \cdot P^{1.156} \cdot (T_p - T_{\text{sat}})^n$$

Donde se define el valor de “n” de la siguiente forma

$$n = \frac{2.1605}{P^{0.0234}}$$

Donde  $P$  está expresada en bar,  $T_p$  y  $T_{\text{sat}}$  están en °C y  $q_{\text{ONB}}$  en w/cm<sup>2</sup>

$T_p$  es calculada por iteración a través de la correlación para el coeficiente de transferencia de calor en convección forzada [26].

#### 4.5.3.2. Flujos Térmicos Críticos

Los flujos térmicos críticos son aquellos que cuando se producen causan daños en el combustible. Esta situación provoca por lo general la degradación o destrucción de las barreras de protección originando un accidente [4, 6].

Los flujos térmicos críticos que se consideran como factores limitantes de la potencia de operación del reactor son:

- Apartamiento de la ebullición nucleada: Departure from Nucleate Boiling: DNB
- Flujo Inestable o de Redistribución de Potencia: Flow Instability or Redistribution.

El flujo de calor que lleva a estas situaciones se denomina flujo de calor crítico (critical heat flux: CHF) o flujo de Burn-Out [7], este flujo térmico produce daños considerables en el combustible.

### I. Flujo Térmico para DNB

Para potencias altas, generalmente debido a situaciones accidentales, puede aparecer el fenómeno de apartamiento de la ebullición nucleada (departure from nucleate boiling: DNB). El incremento del flujo térmico, produce un incremento en la temperatura de pared del combustible y al llegar a un valor determinado, definido como punto "a" en la figura 29, se produce un incremento brusco de gran valor en la temperatura de pared, originando que se genere una gran cantidad de vapor que forma una película continua en la superficie de la placa combustible, esta condición reduce considerablemente el coeficiente de transferencia de calor entre la pared de la placa y el refrigerante, creando una capa aislante de vapor [18, 33].

Las correlaciones que se emplean para el cálculo, son las siguientes [7, 19]:

a). Correlación de Mirkshark.

$$Q_c = 151 \cdot (1 + 0.1198 \cdot V_r) \cdot (1 + 0.00914 \cdot \Delta T_{\text{subenfria}}) \cdot (1 + 0.19 \cdot P_z)$$

Donde:

$$\Delta T_{\text{subenfria}} = T_{\text{sat}_z} - T_z$$

Rango de aplicación:

Velocidad refrigerante	: 150 - 1300 cm/s
Presión	: 1.7 - 5.8 bar
Diámetro hidráulico	: 0.50 - 1.28 cm
Geometría	: Canal rectangular.

b). Correlación de Sudo-Mishima

$$q^*_{\text{DNB}} = 0.005 |G^*|^{0.611} \left( 1 + \frac{5000}{|G^*|} \Delta T^*_{\text{SUB},0} \right)$$

Donde se define:

$$q^*_{\text{DNB}} = \frac{q_{\text{DNB}}}{h_{fg} (\lambda (\delta_l - \delta_g) \rho_g \cdot g)^{0.5}} = \frac{q_c}{C_q}$$

$$G^* = \frac{G}{(\lambda (\delta_l - \delta_g) \rho_g \cdot g)^{0.5}} = \frac{G}{C_G}$$

$$\lambda = \left( \frac{\sigma}{(\delta_l - \delta_g) \cdot g} \right)^{0.5}$$

$$\Delta T^*_{\text{SUB}} = \frac{C_p \cdot \Delta T_{\text{SUB}}}{h_{fg}} = \frac{\Delta T_{\text{SUB}}}{C_T}$$

Donde:

$q_{\text{DNB}}$  : Flujo crítico de calor (kW/m<sup>2</sup>)

$h_{fg}$  : Calor latente de evaporación (kJ/kg)

$\delta_{l,g}$  : Densidad (kg/m<sup>3</sup>)

$g$ : Aceleración de la gravedad (m/s<sup>2</sup>)



$G$  : Flujo másico (kg/m<sup>2</sup>.s)

$\sigma$  : Tensión superficial (N/m)

$\Delta T_{\text{SUB},O}$  : subenfriamiento del refrigerante a la salida (°C)

Rango de aplicación:

Flujo másico : -25800 a 6250 kg/m<sup>2</sup>.s

Presión : 0.1 a 4 MPa

Subenfriamiento a la entrada : 1 a 213 K

Geometría : Canal rectangular.

c). Correlación de Bernarth

$$q_c = hc \cdot (T_p - T_z)$$

Donde se definen:

$$hc = 6.7 \cdot \left( \frac{D_h}{D_h - D_c} \right) + 0.0065 \cdot V_r \cdot \left( \frac{D_h}{100} \right)^{-0.6}$$

$$T_z = 57 \cdot \ln(14.5P) - 54 \cdot \left( \frac{P}{P - 1.0345} \right) - \frac{V_r}{122}$$

$hc$  : Coeficiente de transferencia de calor (W/cm<sup>2</sup>°C)

$T_p$  : Temperatura de pared (°C)

$T_z$  : Temperatura del refrigerante (°C)

$D_h$  : Diámetro hidráulico (cm)

$D_c$  : Diámetro calórico = Perímetro calórico/ $\pi$  ( cm)

$V_r$  : Velocidad del refrigerante (cm/s)

$P$  : Presión absoluta (bar)

Rango de aplicación:

Velocidad : 122 a 1650 cm/s

Presión : 1.59 a 209 Bar

Diámetro hidráulico : 0.363 a 1.68 cm

Geometría : Tubos

## II. Flujo Inestable o Redistribución de Caudal

El fenómeno de redistribución del caudal está determinado por parámetros hidráulicos y térmicos en los canales calientes de los elementos combustibles.

Estos múltiples canales paralelos estarán sometidos a diferentes niveles de potencia, de acuerdo a una distribución radial de potencia del núcleo, razón por la cual existen canales con mayor potencia térmica donde la ebullición aparece primero.

Las condiciones de funcionamiento del reactor están definidas por la potencia, la presión, la temperatura de entrada del agua y la pérdida de presión entre la entrada y salida del núcleo que es función del caudal total y será común a todos los canales del núcleo.

Al alcanzar el reactor una determinada potencia, en algunos canales la temperatura del refrigerante aumenta, con lo cual la densidad del refrigerante disminuye, lo que origina que el caudal en estos canales disminuya. Como el caudal total permanece constante, entonces se produce una redistribución del caudal en los otros canales. De esta manera se incrementa aún más la temperatura del refrigerante en los canales más exigidos produciendo una disminución en la capacidad de remover calor, el refrigerante pasará de una fase (líquido) a dos fases (líquido + vapor) y se producirá la fusión de las placas.

Las correlaciones que se emplean para el cálculo, son las siguientes [7, 19]:

a). Correlación de Whittle y Forgan

$$FRD = \frac{(\rho \cdot C_p \cdot V_r \cdot S_1) \cdot (T_{sat} - T_E) \cdot Fl_z}{1 + 3.15 \cdot \frac{D_h}{2 \cdot L} \cdot (1.08 \cdot V_r \cdot \delta)^{0.29}}$$

b). Correlación de Saha-Zuber

Si:  $Pe < 70000$

$$h_s - h_{l,d} = \frac{Pe}{Nu} \cdot \frac{q_{OFI}}{G}$$

Si:  $Pe > 70000$

$$h_s - h_{l,d} = \frac{1}{St} \cdot \frac{q_{OFI}}{G}$$

Definiendo el número de Peclet

$$Pe = \frac{G \cdot D_h \cdot C_p}{k_l}$$

Donde

$D_h$  : Diámetro Hidráulico (m)

$G$  : Flujo másico (kg/m<sup>2</sup>.s)

$q_{OFI}$  : Flujo térmico del inicio de flujo inestable (OFI) (w/m<sup>2</sup>)

$C_p$  : Calor específico (J/kg.°C)

$k_l$  : Conductividad térmica (w/m.°C)

$Pe$  : Número Peclet

$h_{i,d}$  : Entalpía en inicio de generación de vapor (J/kg)

$h_s$  : Entalpía vapor saturado (J/kg)

$St$  : Número Stanton = 0.0065

$Nu$  : Número Nusselt Critico = 454

#### 4.5.3.3. Márgenes de seguridad.

Los márgenes de seguridad establecidos para el reactor RP-10 están basados en normas de seguridad nuclear [4, 5, 9], donde se determina que el flujo térmico debe generar una potencia menor al 50 % de la potencia para el flujo crítico.

Es decir, para el flujo de DNB se tiene el margen de seguridad  $R_b$  y debe cumplir:

$$R_b \geq 2.0$$

Y para el flujo de redistribución de caudal, se tiene el margen de seguridad  $R_R$  y también debe cumplir:

$$R_R \geq 2.0$$

Para el caso de ONB, se recomienda que esta condición no sea alcanzada, pero no se establece ningún requisito. Estrictamente se podría definir en este caso que el margen tendría que ser mayor de 1. Pero debido a las fluctuaciones en la generación de calor y en la propagación de errores en la medición se considera que el margen para ONB:

$$R_{ONB} \geq 1.25$$

#### 4.5.4. DEFINICION DE POTENCIAS

##### 4.5.4.1. Potencia ONB

Con los resultados de la evaluación hidráulica, se calcula la potencia térmica con la cual se alcanza la condición de ONB en cada uno de los canales, es decir la potencia ONB se alcanza cuando la temperatura de pared es igual a la temperatura ONB.

$$T_p = T_{ONB}$$

En el proceso de cálculo se obtiene como resultado el flujo térmico máximo en el canal más exigido y con este valor se calcula la potencia de ONB térmica en el núcleo.

$$P_{ONB} = \frac{FI_{ONB} \cdot S_c \cdot N_p}{K_t}$$

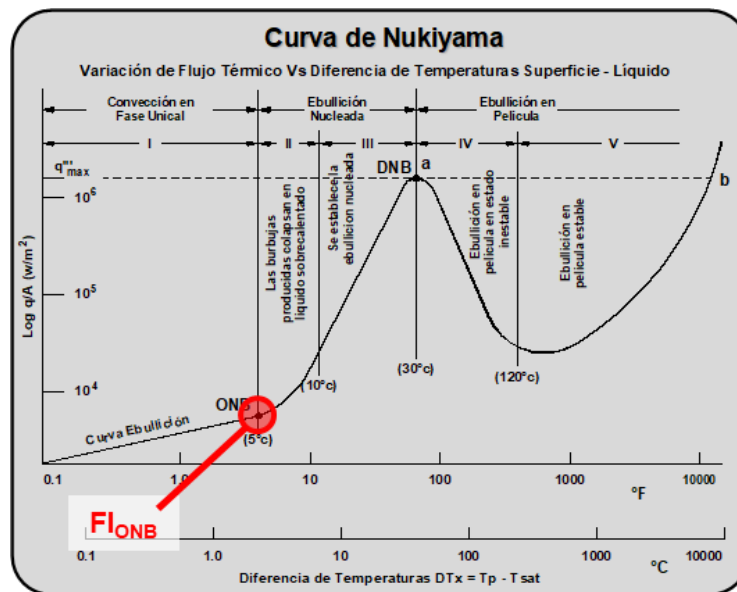


Figura 35: Potencia con la cual se alcanza el flujo térmico correspondiente a ONB

##### 4.5.4.2. Potencia Crítica.

La potencia crítica se define como la potencia del reactor que no debe ser superada en ninguna circunstancia de operación normal o de accidentes base de diseño. Se determina como la potencia a la cual debería operar el reactor para que el valor mínimo de los Márgenes de Seguridad para los flujos críticos resulte igual a 2.0 [4, 8]

$$K_t \cdot \frac{P_{\text{máx}}}{2 \cdot a \cdot 2L \cdot N_p} = \frac{1}{2} \cdot \text{Flujo crítico}$$

Es decir:

$$P_{\text{crit}} = P_{\text{ot}}(\text{MS}_{\text{min}}=2.0)$$

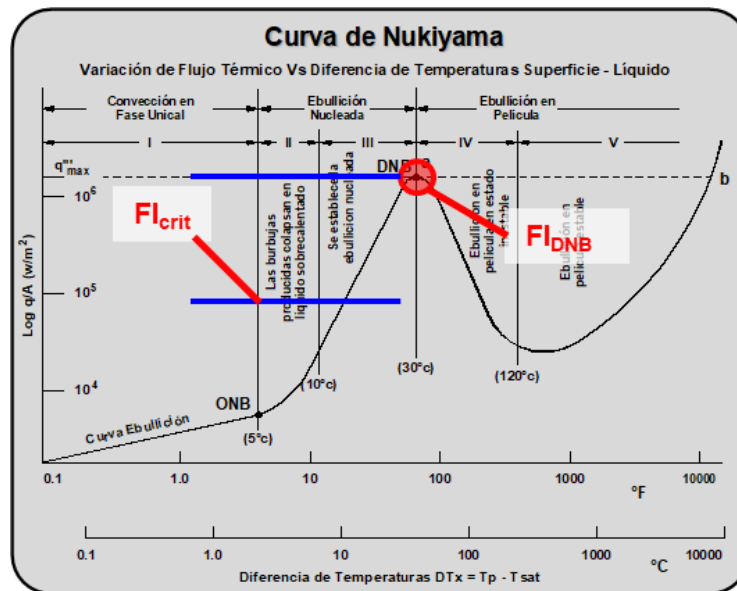


Figura 36: Potencia con la cual se alcanza el flujo térmico correspondiente a DNB

Este cálculo se realiza mediante iteraciones, evaluando cada uno de los márgenes y comparándolos con el valor límite. Se puede considerar como valor inicial para la iteración el valor de la potencia ONB.

La potencia crítica y los márgenes de seguridad que se calculan son mencionados a continuación, indicando las correlaciones empleadas en cada caso:

- Flujo crítico para DNB
  - Correlación de Mirksark.
  - Correlación de Bernarth
  - Correlación de Sudo-Mishima
- Redistribución de caudal
  - Correlación de Whittle y Forgan
  - Correlación de Saha-Zuber

#### 4.5.4.3. Potencia máxima

Finalmente se compara la potencia crítica y la potencia ONB y se considera a la menor de ambas como la potencia máxima para el reactor nuclear.

$$P_{\max} = \text{MIN}(P_{\text{crit}}, P_{\text{ONB}})$$

La potencia máxima, es entonces el límite superior que el reactor puede generar. Por encima de este valor no está permitido que el reactor opere.

#### 4.5.4.4. Potencia de operación

Se define como la potencia que en condiciones normales puede alcanzar el reactor y mantenerse por periodos largos de operación. Se determina a partir de la potencia máxima y es menor que esta. Se define como:

$$P_{\text{op}} = \frac{P_{\max}}{1.25}$$

Entre los valores de potencia de operación y potencia máxima se fijan los diferentes niveles de control y seguridad de los sistemas de protección del reactor [6].

Para el reactor RP-10 se recomienda el valor de 1.25 para el margen de ONB [6, 8]

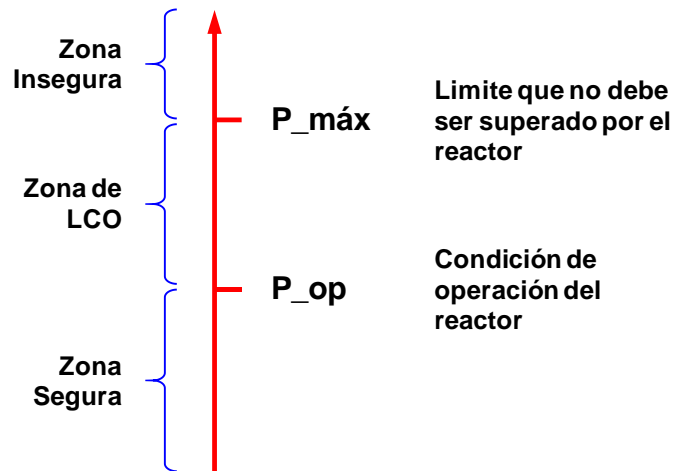


Figura 37: Determinación de la potencia máxima y potencia de operación

Luego se calcula los **márgenes de seguridad** para la potencia de operación, los cuales deben resultar superiores al valor límite establecido.

$$R_b \geq 2.0$$

$$R_R \geq 2.0$$

$$R_{\text{ONB}} \geq 1.25$$

Tener en cuenta que en el caso del RP-10 se realiza la evaluación considerando factores de incertidumbre, en otros reactores cuando consideran factores de incertidumbre el margen de ONB se considera igual a 1.0 y cuando no consideran factores de incertidumbre es de 1.30. Para nuestro caso se considera factores de incertidumbre y factor de ONB igual a 1.25



## 4.6. EVALUACION EN CONVECCION NATURAL

### 4.6.1. CALCULO HIDRAULICO

Se realiza cuando la transferencia de calor dentro del núcleo se produce en convección natural, es decir en el modo de operación en el cual las bombas del sistema de refrigeración no entran en funcionamiento.

#### 4.6.1.1. Formulación matemática

Para el caso de convección natural, se considera el equilibrio que se alcanza entre la fuerza boyante y la fuerza de fricción que se presentan en el refrigerante.

Donde la fuerza boyante es producida por el cambio de densidad del refrigerante debido al incremento de la temperatura en los canales del elemento combustible, mientras que la fuerza de fricción es calculada por las pérdidas de presión producidas por fricción y singularidades producidas por el refrigerante al desplazarse por la parte interna del elemento combustible.

Cuando se alcanza el equilibrio, se establece un flujo estable ascendente del refrigerante, el cual adquiere una determinada velocidad [26].

$$F_{\text{boyante}} = F_{\text{friccion}}$$

$$v = f(F_{\text{boyante}} = F_{\text{friccion}})$$

La velocidad del refrigerante que resulta del equilibrio natural, define un flujo másico que será el que realice la transferencia de calor.

$$\dot{m} = f(v)$$

El circuito que se establece está formado por los canales del núcleo, el soporte del núcleo, las tuberías del sistema primario y las clapetas.

#### 4.6.2. CALCULO TERMICO.

El análisis térmico se realiza en el elemento combustible más exigido en el núcleo considerando el factor pico de potencia total, para el cual se calcula la potencia térmica, luego se calcula la potencia promedio empleando el factor pico de potencia axial y con el número equivalente de elementos combustibles se calcula la potencia del reactor.

##### 4.6.2.1. Formulación matemática.

El flujo térmico en convección natural se calcula empleando la misma ecuación que para convección forzada:

$$FI_0 = \frac{P_n}{S_c \cdot N_p} \cdot K_t$$

La potencia promedio de un elemento combustible ( $P_{EC_{eq}}$ ) se determina dividiendo la potencia del núcleo ( $P_n$ ) dividido entre el número equivalente de EC. Se emplea la siguiente ecuación:

$$P_{EC_{prom}} = \frac{P_n}{N_{EC_{eq}}}$$

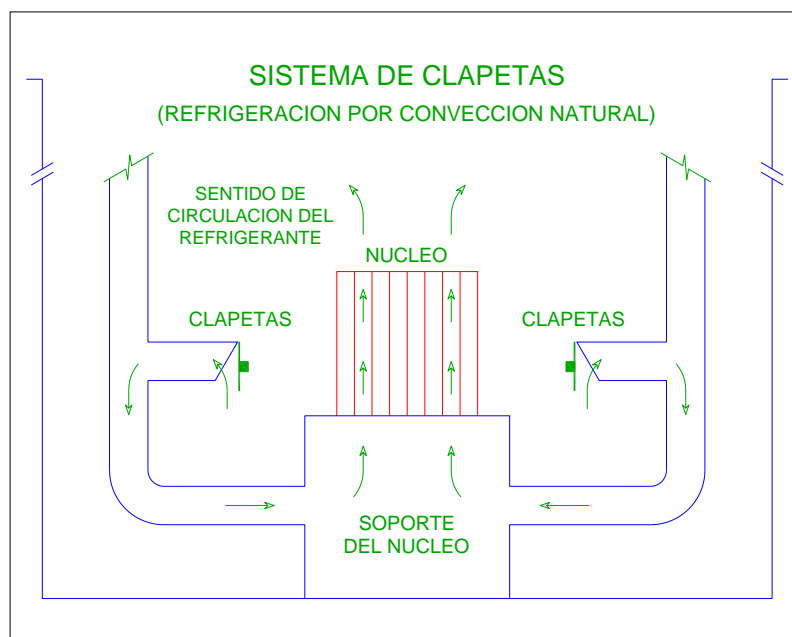


Figura 38: Refrigeración por convección natural

Debido a que el núcleo está formado por elementos combustibles normales ECN y elementos combustibles de control ECC, se define el número de elementos equivalentes  $N_{ENeq}$  donde se considera que el núcleo del reactor está formado por un solo tipo de combustibles.

El número equivalente de elementos combustibles, para el caso de ECN, se define como:

$$N_{ECeq} = \frac{N_{ECN} \cdot Np_{ECN} + N_{ECC} \cdot Np_{ECC}}{Np_{ECN}}$$

Mientras que para el caso de ECC, se define como:

$$N_{ECeq} = \frac{N_{ECN} \cdot Np_{ECN} + N_{ECC} \cdot Np_{ECC}}{Np_{ECC}}$$

Donde:

$N_{ECeq}$  : Número equivalente de elementos combustible.

$N_{ECN}$  : Número de elementos combustibles normales.

$Np_{ECN}$  : Número de placas en el elemento combustible normal.

$N_{ECC}$  : Número de elementos combustibles de control.

$Np_{ECC}$  : Número de placas en el elemento combustible de control.

El cálculo debe realizarse al combustible más exigido, la potencia termina en este combustible es definida en función al factor pico de potencia total y al factor pico axial:

$$P_{ECcal} = P_{ECprom} \cdot \frac{K_t}{K_a}$$

Donde se define:

$K_t$  : Factor pico de potencia

$K_a$  : Factor pico axial de potencia

Conociendo la potencia en el combustible más exigido se realiza el cálculo de las temperaturas y los márgenes de seguridad.

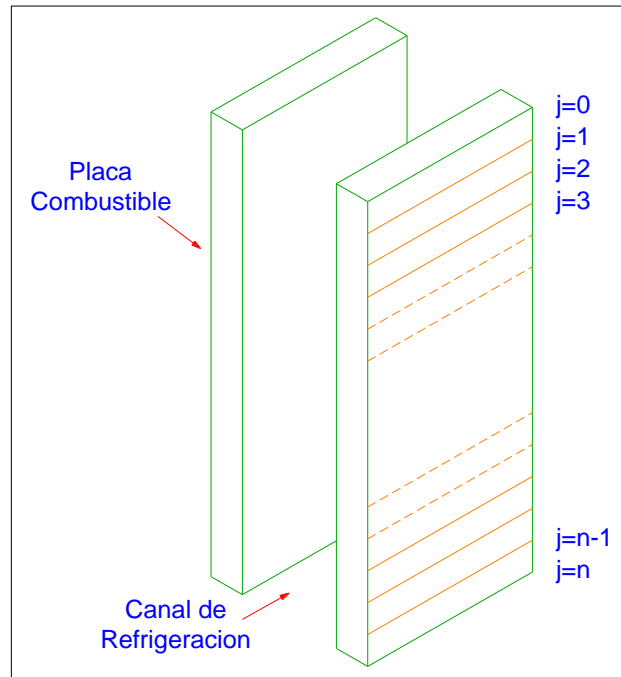


Figura 39: Modelo termohidráulico para la evaluación en convección natural

Para el cálculo de la temperatura del refrigerante, se sabe que la temperatura se distribuye a lo largo de todo el canal de refrigeración del elemento combustible. Para este análisis, se definen nodos en el sentido axial a lo largo de todo el canal realizando la evaluación en cada uno de los nodos.

$$Tr_j = \frac{Fl_j}{m \cdot Cp_j} + Tr_{j-1}$$

La temperatura de pared de la placa en el combustible más exigido se determina para el intervalo entre dos nodos consecutivos y se calcula de la siguiente manera:

$$Tp_j = \frac{Fl_j}{h_j} + Tr_{j+1/2}$$

La temperatura promedio entre el nodo "j" y el nodo "j+1" se expresa como:

$$Tr_{j+1/2} = \frac{Tr_j + Tr_{j+1}}{2}$$

El coeficiente de conductividad térmica se determina por la siguiente relación:

$$Nu = \frac{1}{48} \cdot \frac{D_h}{L} \cdot (Gr \cdot Pr) \cdot (1 - e^{-24 \cdot Cte})$$

La constante Cte se define como:

$$Cte = \left[ \frac{L}{D_h \cdot Gr \cdot Pr} \right]^{0.75}$$

Esta relación es válida si se cumple la siguiente condición:

$$\frac{Gr}{Re^2} > 1.0$$

Donde [18]:

$$Gr = \rho^2 \cdot g \cdot \beta \cdot (Tp - Tr) \cdot \frac{L^3}{\mu^2}$$

$$Pr = \frac{Cp \cdot \mu}{K}$$

$$Re = \frac{\rho \cdot V \cdot D_h}{\mu}$$

#### 4.6.3. Potencia máxima ( $P_{max}$ ).

El criterio empleado para determinar la potencia máxima está basado en la recomendación que propone que el margen de ONB sea como mínimo igual a 1.25 [5]

$$R_{ONB} = 1.25$$

El cálculo se realiza mediante iteraciones a partir de una potencia inicial:

$$P_{EC_{ini}} = \frac{P_{ini}}{N_{EC_{eq}}}$$

La potencia máxima de operación está determinada por:

$$P_{max} = P_{EC(R_{ONB}=1.25)} \cdot N_{EC_{eq}}$$

#### 4.6.4. Potencia de operación nominal ( $P_n$ ):

Se define la potencia de operación como la potencia máxima dividida entre 1.25, este valor se considera debido a que en el cálculo para régimen en convección natural no se consideran factores de incertidumbre.

Por lo expresado, la potencia de operación nominal se define de la siguiente manera:

$$P_n = \frac{P_{max}}{1.25}$$

### 4.7. GESTIÓN DE NUCLEOS DEL REACTOR

La forma como se emplearán los combustibles nucleares en el reactor RP-10 es de acuerdo a una gestión planificada donde se establecen las condiciones de seguridad y como resultado se genera un programa de puesta en servicio.

El programa de puesta en servicio para los nuevos combustibles, indica la forma como ingresan los elementos combustibles al núcleo, definiéndose una secuencia sistematizada para mantener las condiciones de seguridad siendo el parámetro más importante a tener en cuenta es la reactividad presente en el núcleo del reactor proporcionada por los elementos combustibles. El reactor en todo instante debe ser seguro.

La puesta en servicio (PES) para los elementos combustibles de siliciuro de uranio, propone una gestión que consta de tres etapas hasta alcanzar la configuración de núcleo de trabajo, en las cuales se tiene las siguientes configuraciones del núcleo:

- Núcleos previos.
- Núcleos transitorios.
- Núcleo de trabajo.

#### **4.7.1. Núcleos previos.**

Son configuraciones de núcleos que se forman para que los combustibles ingresen de forma controlada sin producir un exceso de reactividad. En esta etapa las configuraciones de los núcleos son sub críticas y no pueden ser operables.

#### **4.7.2. Núcleos transitorios**

Son configuraciones del núcleo en las cuales se alcanzan la criticidad y presentan un exceso de reactividad, que permite que el reactor sea operable. En estos núcleos está establecido el ingreso de elementos combustibles frescos.

#### **4.7.3. Núcleo de trabajo.**

Es la configuración del núcleo con la cual se alcanza la potencia plena del reactor. A partir de esta configuración el número de combustibles se mantiene constante, y solo está previsto el ingreso de combustibles en reemplazo de otros y la rotación de los mismos dentro del núcleo del reactor.

## 5. DESARROLLO DEL CÁLCULO Y RESULTADOS OBTENIDOS.

La evaluación para realizar el diseño termohidráulico implica realizar los cálculos para los casos en que el reactor opere en convección forzada (modos de operación I, II, III) y en convección natural (modo de operación IV)

El desarrollo del cálculo se realiza de acuerdo al flujograma que se muestra a continuación, en el cual se muestra el procedimiento de evaluación en condiciones normales de operación y la determinación de los límites y condiciones de operación para mantener la seguridad del reactor durante la operación.

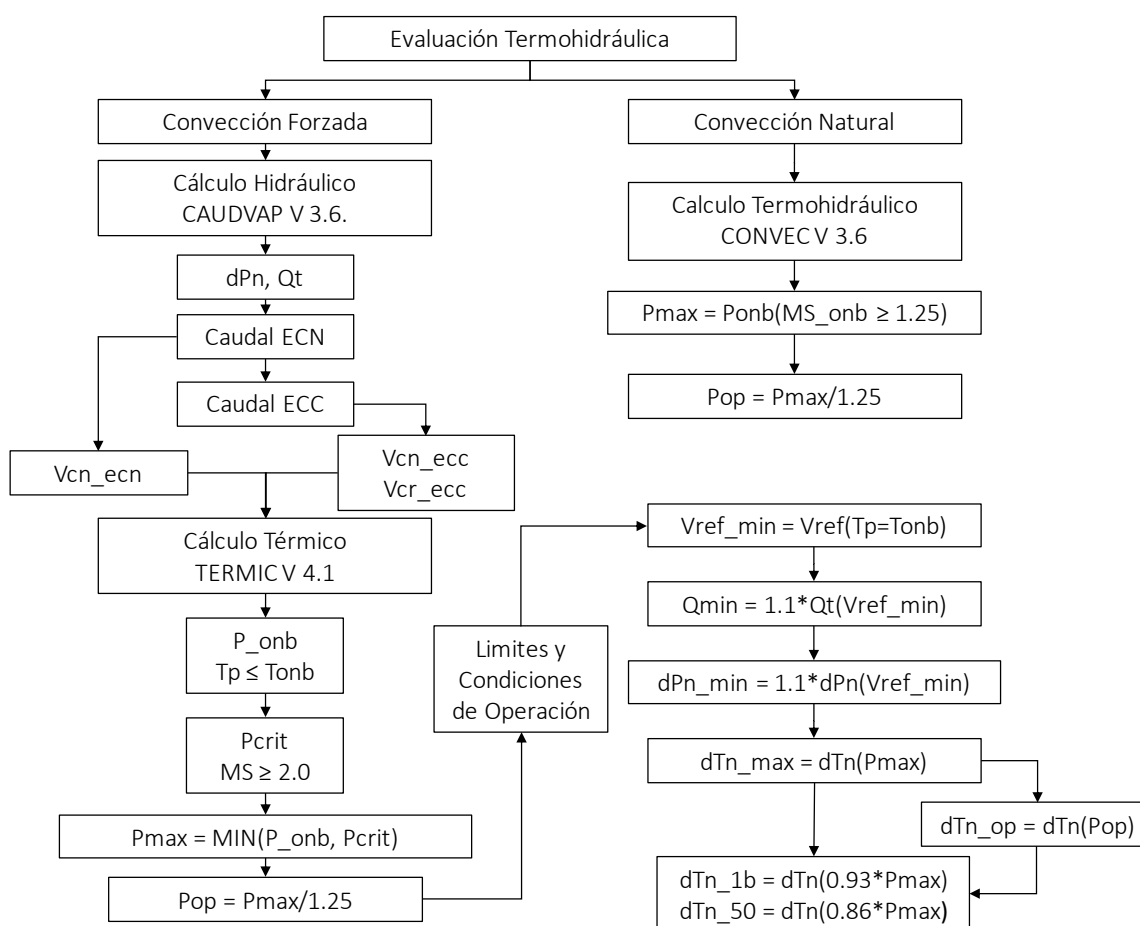


Figura 40: Flujograma de evaluación termohidráulica para el reactor RP-10



## 5.1. CONVECCION FORZADA

### 5.1.1. Cálculo Hidráulico.

El caudal total del sistema primario, determina el caudal en cada uno de los elementos combustibles (EC), definiendo a su vez la velocidad del refrigerante en los diferentes canales de refrigeración de los elementos combustibles y en los canales formados entre los diferentes elementos que constituyen el núcleo.

A continuación, se muestran los canales de paso del refrigerante que existen en el núcleo del reactor y la cantidad de los mismos:

*Tabla 13: Definición de canales de paso del refrigerante*

Definición de Canal	Canal	Núm.
Elemento Combustible Normal	ECN	16
Elemento Combustible de Control	ECC	5
Agujero en la grilla para refrigeración externa de ECs	AGUJERO	27
Parte interna de la Caja de Irradiación (CI)	CAJA IRRAD	8
Canal existente entre ECN-ECN	CANAL ECN-ECN	4
Canal existente entre ECN-ECC	CANAL ECN-ECC	9
Canal existente entre ECN-CI	CANAL ECN-CI	8
Canal existente entre ECN-Gr	CANAL ECN-Gr	0
Canal existente entre ECN-Be	CANAL ECN-Be	7
Canal existente entre CI-CI	CANAL CI-CI	0
Canal existente entre Gr-CI	CANAL Gr-CI	0
Canal existente entre Gr-Gr	CANAL Gr-Gr	0
Canal existente entre Gr-Be	CANAL Gr-Be	0
Canal existente entre Be-Be	CANAL Be-Be	24
Canal existente entre ECC-Be	CANAL ECC-Be	1
Canal existente entre CI-Be	CANAL CI-Be	8
Canal lateral entre los elementos del núcleo	CANAL-Lat	62
Agujeros en los extremos de la grilla (alas)	CANAL-Ala	6

La distribución del refrigerante en toda la extensión del núcleo se determina de acuerdo a la geometría y cantidad de cada uno de los canales existentes.

En el caso particular de los Elementos Combustibles, internamente se encuentran los canales de refrigeración formados por las placas combustibles. La velocidad en estos canales se muestra en la columna 2 de la siguiente tabla.

*Tabla 14: Distribución de velocidades en los tramos de los canales en el modo de operación I*

Canal	Velocidades en los tramos de los canales				
	1	2	3	4	5
ECN	2.541	3.609	2.541	6.318	4.283
ECC	2.573	3.595	2.573	6.530	4.427
AGUJERO	6.431	---	---	---	---
CAJA IRRAD	0.101	0.415	6.632	---	---
CANAL ECN-ECN	4.252	5.287	---	---	---
CANAL ECN-ECC	4.058	4.449	---	---	---
CANAL ECN-CI	3.813	3.645	---	---	---
CANAL ECN-Be	4.312	5.607	---	---	---
CANAL Be-Be	4.365	5.923	---	---	---
CANAL ECC-Be	4.140	4.774	---	---	---
CANAL CI-Be	3.922	3.972	---	---	---
CANAL-Lat	1.690	0.552	---	---	---
CANAL-Ala	0.713	6.782	---	---	---

Para el caso del ECC es necesario realizar una evaluación adicional para determinar las velocidades en los canales que tienen diferente geometría entre sí. Esas velocidades se presentan a continuación.

Tabla 15: Velocidades en los canales del ECC en el modo de operación I

Canal	Velocidad
C-NORMAL	3.57
C-REDUCIDO	3.26
C-BARRA	3.83

El mismo cálculo se realiza para los modos de operación II y III, los resultados de la evaluación se muestran en las siguientes tablas:

Tabla 16: Distribución de velocidades en los tramos de los canales en el modo de operación II

Canal	Velocidades en los tramos de los canales				
	1	2	3	4	5
ECN	2.249	3.194	2.249	5.592	3.791
ECC	2.278	3.184	2.278	5.782	3.920
AGUJERO	5.729	---	---	---	---
CAJA IRRAD	0.090	0.370	5.913	---	---
CANAL ECN-ECN	3.750	4.662	---	---	---
CANAL ECN-ECC	3.576	3.921	---	---	---
CANAL ECN-CI	3.358	3.210	---	---	---
CANAL ECN-Be	3.804	4.945	---	---	---
CANAL Be-Be	3.851	5.225	---	---	---
CANAL ECC-Be	3.649	4.208	---	---	---
CANAL CI-Be	3.455	3.499	---	---	---
CANAL-Lat	1.492	0.487	---	---	---
CANAL-Ala	0.636	6.048	---	---	---

Tabla 17: Velocidades en los canales del ECC en el modo de operación II

Canal	Velocidad
C-NORMAL	3.16
C-REDUCIDO	2.88
C-BARRA	3.41

Tabla 18: Distribución de velocidades en los tramos de los canales en el modo de operación III

Canal	Velocidades en los tramos de los canales				
	1	2	3	4	5
ECN	1.530	2.174	1.530	3.805	2.580
ECC	1.552	2.169	1.552	3.940	2.671
AGUJERO	3.982	---	---	---	---
CAJA IRRAD	0.062	0.258	4.121	---	---
CANAL ECN-ECN	2.522	3.135	---	---	---
CANAL ECN-ECC	2.400	2.631	---	---	---
CANAL ECN-CI	2.248	2.149	---	---	---
CANAL ECN-Be	2.560	3.328	---	---	---
CANAL Be-Be	2.593	3.519	---	---	---
CANAL ECC-Be	2.451	2.826	---	---	---
CANAL CI-Be	2.315	2.344	---	---	---
CANAL-Lat	1.016	0.332	---	---	---
CANAL-Ala	0.443	4.220	---	---	---

Tabla 19: Velocidades en los canales del ECC en el modo de operación III

Canal	Velocidad
C-NORMAL	2.14
C-REDUCIDO	1.95
C-BARRA	2.36

La siguiente tabla muestra, para la configuración de núcleo de trabajo con elementos combustibles de  $U_3Si_2$ , el caudal promedio calculado en cada uno de los elementos combustibles, así como la caída de presión en el núcleo [19, 27].

*Tabla 20: Caudales y caída de presión en el núcleo del reactor*

Modo	Qt (m <sup>3</sup> /h)	Q efe (m <sup>3</sup> /h)	Q ecn (m <sup>3</sup> /h)	Q ecc (m <sup>3</sup> /h)	ΔP (mbar)
Modo I	1650	975.8	46.10	47.64	295
Modo II	1460	863.8	40.80	42.20	235
Modo III	990	588.00	27.77	28.74	115

Debido a la geometría que tienen los elementos combustibles, la velocidad en los canales normales del elemento normal es constante en todos ellos, mientras que en el combustible de control tenemos diferentes velocidades, en el canal normal la velocidad es diferente a la del canal reducido.

Considerando los modelos propuestos, el resultado del cálculo de las velocidades en los diferentes canales de refrigeración de los elementos combustibles, son los indicados a continuación, de acuerdo a los diferentes modos de operación del reactor.

*Tabla 21: Velocidad de refrigerante en los canales de los elementos combustibles*

Veloc (m/s)	ECN	ECC	
	CN	CN	CR
Modo I	3.61	3.57	3.26
Modo II	3.19	3.16	2.88
Modo III	2.17	2.14	1.95

### 5.1.2. Cálculo Térmico

Las condiciones de la evaluación térmica para el caso de convección forzada están en función del modo de operación del reactor.

#### 5.1.2.1. Potencia ONB.

La potencia se calcula para cada canal refrigerante de los elementos combustibles. En las siguientes tablas se muestran los flujos térmicos, potencia térmica y temperaturas para los diferentes modos de operación cuando se alcanza la condición de ONB.

*Tabla 22: Potencia ONB para modo de operación I*

Modo I	ECN	ECC	
	CN	CN	CR
$F_{lo_{ONB}}$ (w/cm <sup>2</sup> )	135.83	134.46	137.47
$P_{ONB}$ (MW)	13.46	13.32	13.62
$T_{p_{max}}$ (°C)	126.2	126.1	126.4
$T_{ONB}$ (°C)	126.2	126.1	126.4

*Tabla 23: Potencia ONB para modo de operación II*

Modo II	ECN	ECC	
	CN	CN	CR
$F_{lo_{ONB}}$ (W/cm <sup>2</sup> )	122.60	121.52	124.19
$P_{ONB}$ (MW)	12.15	12.04	12.31
$T_{p_{max}}$ (°C)	126.2	126.1	126.4
$T_{ONB}$ (°C)	126.2	126.1	126.4

Tabla 24: Potencia ONB para modo de operación III

Modo III	ECN	ECC	
	CN	CN	CR
$Flo_{ONB}$ (W/cm <sup>2</sup> )	88.56	87.33	89.65
$P_{ONB}$ (MW)	8.78	8.65	8.88
$T_{p_{max}}$ (°C)	125.8	125.8	125.9
$T_{ONB}$ (°C)	125.8	125.8	125.9

De los resultados obtenidos se observa que la condición limitante en el cálculo termohidráulico se produce en el canal normal del elemento combustible de control.

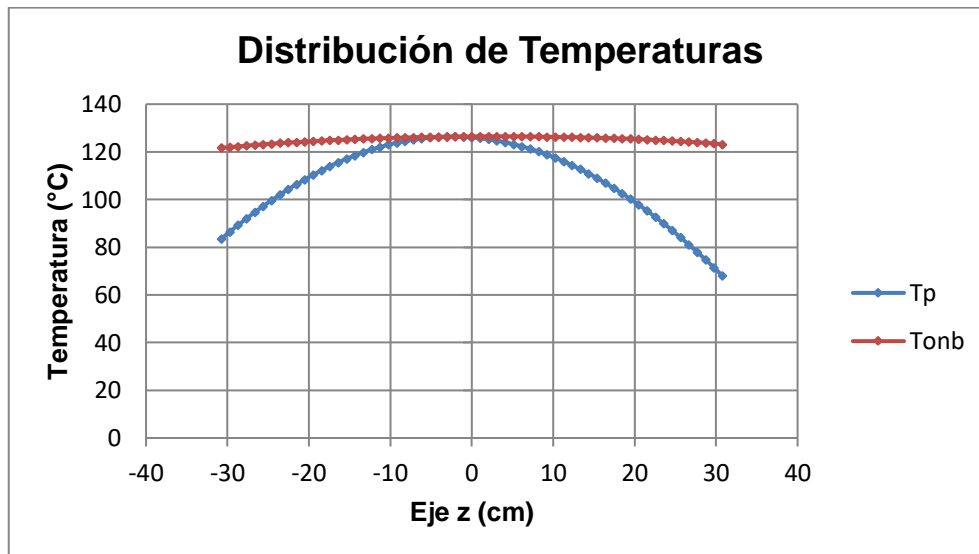


Figura 41: Distribución de temperaturas para ONB en modo de operación I

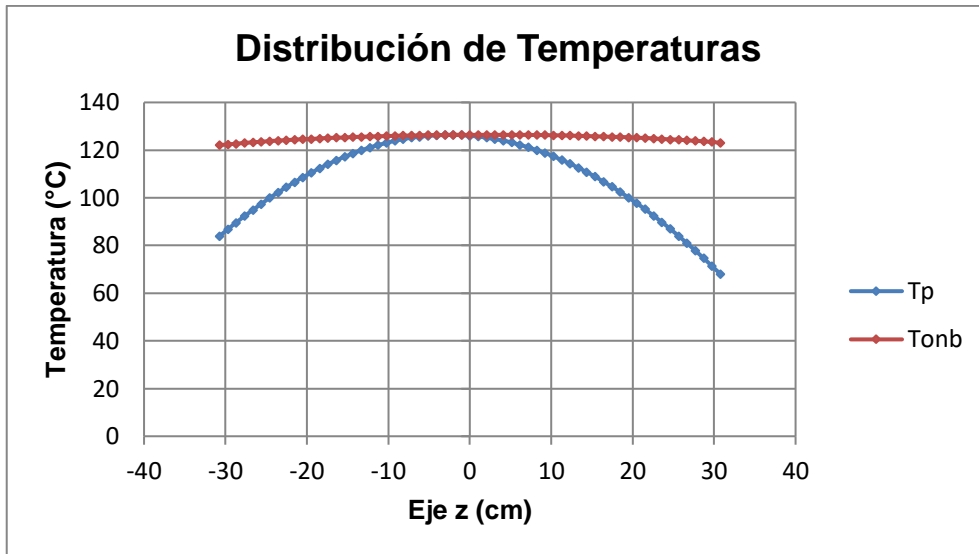


Figura 42: Distribución de temperaturas para ONB en modo de operación II

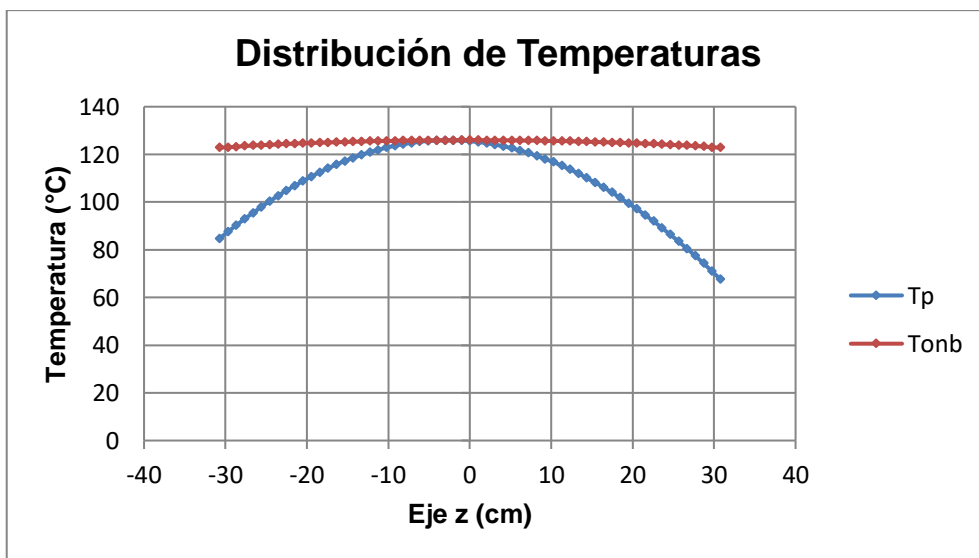


Figura 43: Distribución de temperaturas para ONB en modo de operación III

### 5.1.2.2. Potencia Crítica

La Potencia Crítica, aquella con la cual el reactor alcanza el 50 % de la potencia con la cual se produce la destrucción del núcleo del reactor, es decir DNB y redistribución de caudal de refrigerante, es la que se muestra en la siguiente tabla para todos los modos de operación del reactor RP-10.



Tabla 25: Potencia crítica para cada modo de operación

Potencia Critica			
	Modo I	Modo II	Modo III
$Pot_{crit}$ (MW)	12.70	11.35	7.82
$Fl_{crit}$ (W/cm <sup>2</sup> )	122.11	109.08	75.19
$Tp_{max}$ (°C)	122.6	121.8	118.5
$T_{ONB}$ (°C)	125.9	125.9	125.4

Para esta condición vamos a evaluar los márgenes de seguridad con respecto al flujo crítico y a la redistribución de caudal de refrigerante. Los resultados se muestran en las siguientes tablas.

Tabla 26: Margen de seguridad para potencia crítica en modo de operación I

Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
Velocidad (cm/s)	361	357	326
Temp pared max (°C)	122.6	122.6	121.3
Temp ONB (°C)	125.9	125.9	126.1
Margen Redistribución	2.288	2.142	3.466
Margen Saha-Zuber	2.114	2.000	2.526
Margen Mirkshak	2.722	2.694	2.722
Margen Sudo-Mishima	3.320	3.283	3.405
Margen Bernarth	2.028	2.021	2.397

Tabla 27: Margen de seguridad para potencia crítica en modo de operación II

Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
Velocidad (cm/s)	319	316	288
Temp pared max (°C)	121.2	121.8	120.5
Temp ONB (°C)	126.0	125.9	126
Margen Redistribución	2.298	2.154	3.477
Margen Saha-Zuber	2.110	2.000	2.518
Margen Mirkshak	2.969	2.941	2.976
Margen Sudo-Mishima	3.698	3.657	3.814
Margen Bernarth	2.087	2.080	2.489

Tabla 28: Margen de seguridad para potencia crítica en modo de operación III

Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
Velocidad (cm/s)	217	214	195
Temp pared max (°C)	117.6	118.5	116.9
Temp ONB (°C)	125.4	125.4	125.5
Margen Redistribución	2.345	2.189	3.524
Margen Saha-Zuber	2.117	2.000	2.512
Margen Mirkshak	4.013	3.975	4.043
Margen Sudo-Mishima	5.371	5.307	5.632
Margen Bernarth	2.352	2.322	2.887

### 5.1.2.3. Potencia Máxima

Para determinar la potencia máxima, se consideran el menor valor entre la potencia ONB y la potencia crítica.

$$P_{\max} = \text{Min}(P_{\text{ONB}}, P_{\text{crit}})$$

En la siguiente tabla se muestra la potencia máxima para cada modo de operación. Como se comentó anteriormente, la condición limitante se presenta en el canal normal del elemento de control para todos los modos de operación.

*Tabla 29: Potencia máxima para cada modo de operación*

	Modo I	Modo II	Modo III
$Fl_{\max}$ (W/cm <sup>2</sup> )	122.11	109.08	75.20
$Pot_{\max}$ (MW)	12.70	11.35	7.82

#### 5.1.2.4. Potencia de Operación

La potencia de operación es la potencia a la cual el reactor opera en condiciones normales y por tiempos prolongados. Para cada modo de operación se tiene una potencia de operación determinada. Se define como:

$$P_{op} = \frac{P_{\max}}{1.25}$$

En la siguiente tabla se muestra que resulta para cumplir con los márgenes de seguridad:

*Tabla 30: Potencia de operación considerando el margen de seguridad para cada modo de operación*

	Modo I	Modo II	Modo III
$Fl_{\max}$ (W/cm <sup>2</sup> )	97.68	87.27	60.16
$Pot_{\max}$ (MW)	10.16	9.08	6.26

Debido a razones operativas, la potencia del reactor se redondea al valor entero inferior. Bajo este concepto se propone los siguientes valores para la potencia de operación del reactor RP-10.

Tabla 31: Potencia de operación para cada modo de operación

	Modo I	Modo II	Modo III
$F_{lo}$ (W/cm <sup>2</sup> )	96.12	86.50	57.67
$P_n$ (Mw)	<b>10</b>	<b>9</b>	<b>6</b>
$F_{lm}$ (W/cm <sup>2</sup> )	38.45	34.60	23.07
$T_{p\_max}$ (°C)	106.8	106.6	102.0
$T_{ONB}$ (°C)	124.9	125	124.6

Para cada modo de operación se realiza la evaluación de los márgenes de seguridad para flujo crítico de calor y para redistribución de caudal de refrigerante, también se calcula las temperaturas del refrigerante, de la pared, del combustible, de saturación y de ONB. Estos valores son ayudarán a realizar el análisis de seguridad durante la operación del reactor.

Los resultados obtenidos para cada modo de operación, se muestran en las siguientes tablas y gráficos.

Tabla 32: Margen de seguridad para potencia de operación en modo de operación I

Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
Velocidad (cm/s)	361	357	326
Temp pared máx. (°C)	106.3	106.8	105.8
Temp ONB (°C)	125.0	124.9	125.1
Margen Redistribución	2.905	2.718	4.400
Margen Saha-Zuber	2.684	2.540	3.208
Margen Mirkshak	3.518	3.487	3.496
Margen Sudo-Mishima	4.314	4.277	4.393
Margen Bernarth	2.651	2.649	3.099

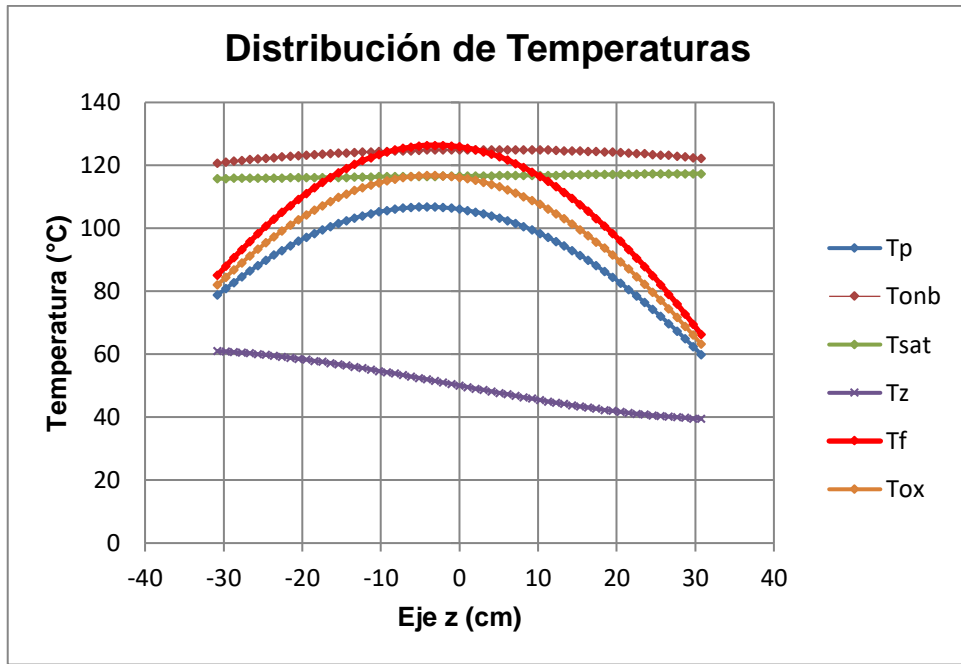


Figura 44: Distribución de temperaturas para potencia de operación en modo de operación I

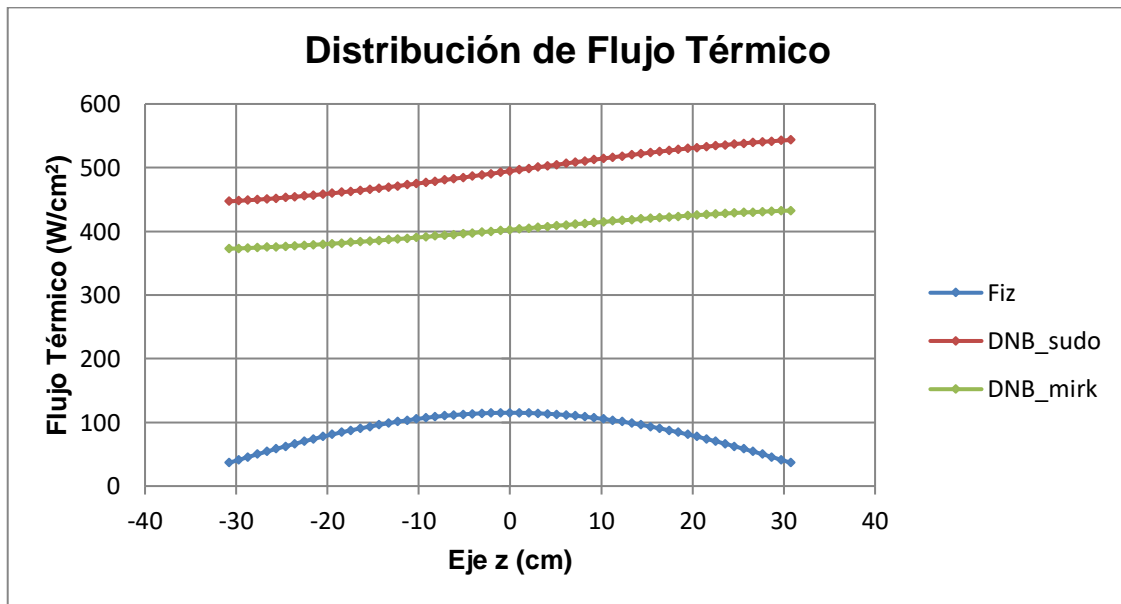


Figura 45: Distribución de flujos térmicos para potencia de operación en modo de operación I

Tabla 33: Margen de seguridad para potencia de operación en modo de operación II

Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
Velocidad (cm/s)	319	316	288
Temp pared máx. (°C)	106.1	105.6	106.6
Temp ONB (°C)	125.0	125.1	125.0
Margen Redistribución	2.896	2.714	4.382
Margen Saha-Zuber	2.659	2.521	3.175
Margen Mirkshak	3.807	3.777	3.793
Margen Sudo-Mishima	4.775	4.735	4.887
Margen Bernarth	2.706	2.703	3.193

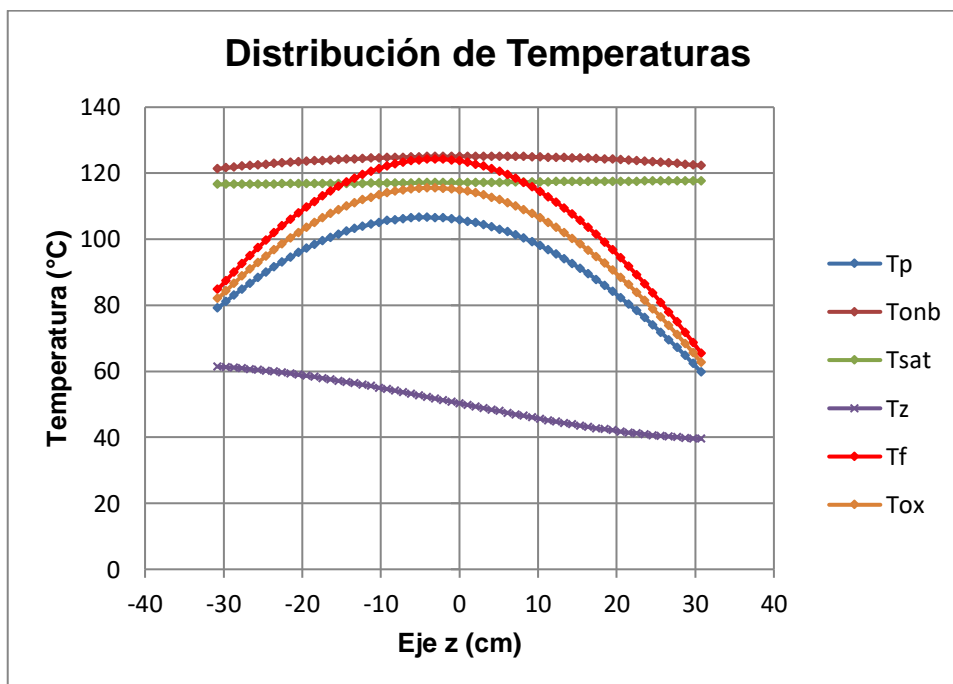


Figura 46: Distribución de temperaturas para potencia de operación en modo de operación II

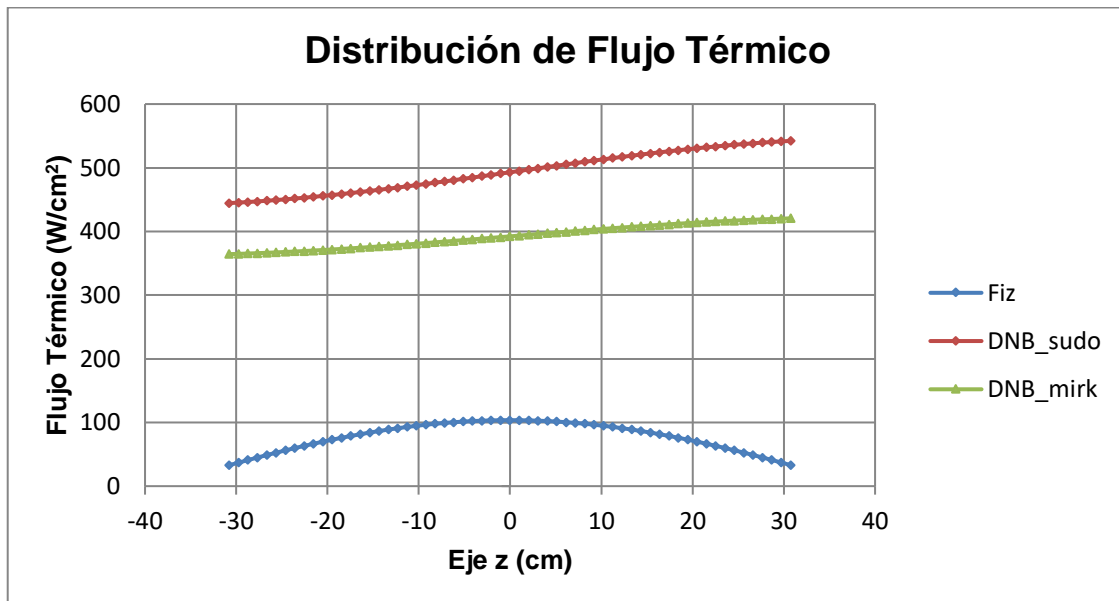


Figura 47: Distribución de flujos térmicos para potencia de operación en modo de operación II

Tabla 34: Margen de seguridad para potencia de operación en modo de operación III

Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
Velocidad (cm/s)	217	214	195
Temp pared máx. (°C)	101.3	102.0	100.8
Temp ONB (°C)	124.6	124.6	124.6
Margen Redistribución	3.057	2.853	4.594
Margen Saha-Zuber	2.760	2.607	3.275
Margen Mirkshak	5.334	5.293	5.337
Margen Sudo-Mishima	7.235	7.173	7.499
Margen Bernarth	3.162	3.133	3.839

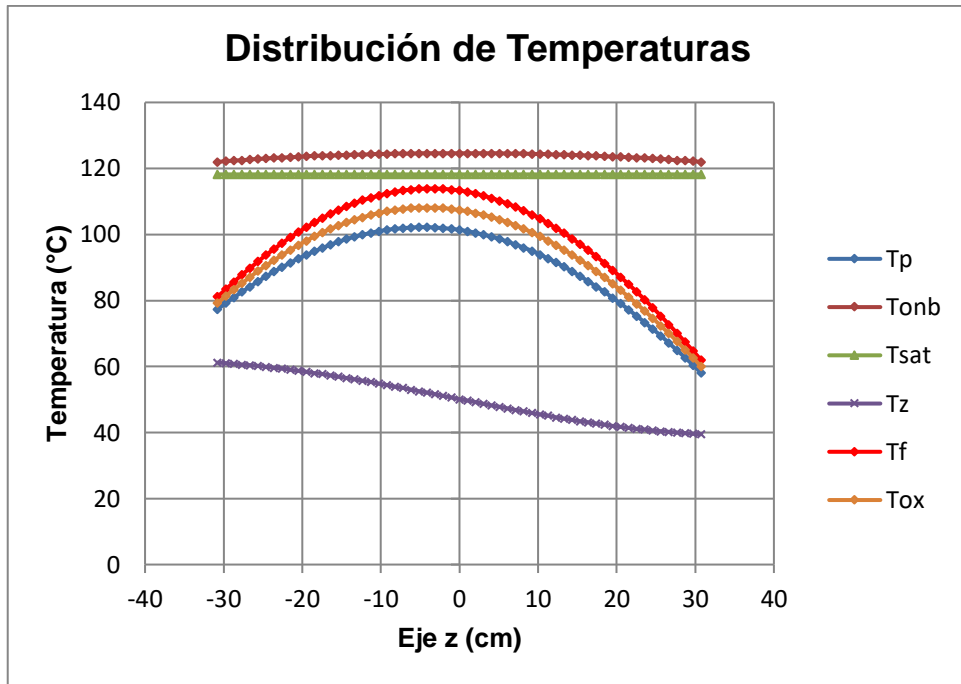


Figura 48: Distribución de temperaturas para potencia de operación en modo de operación III

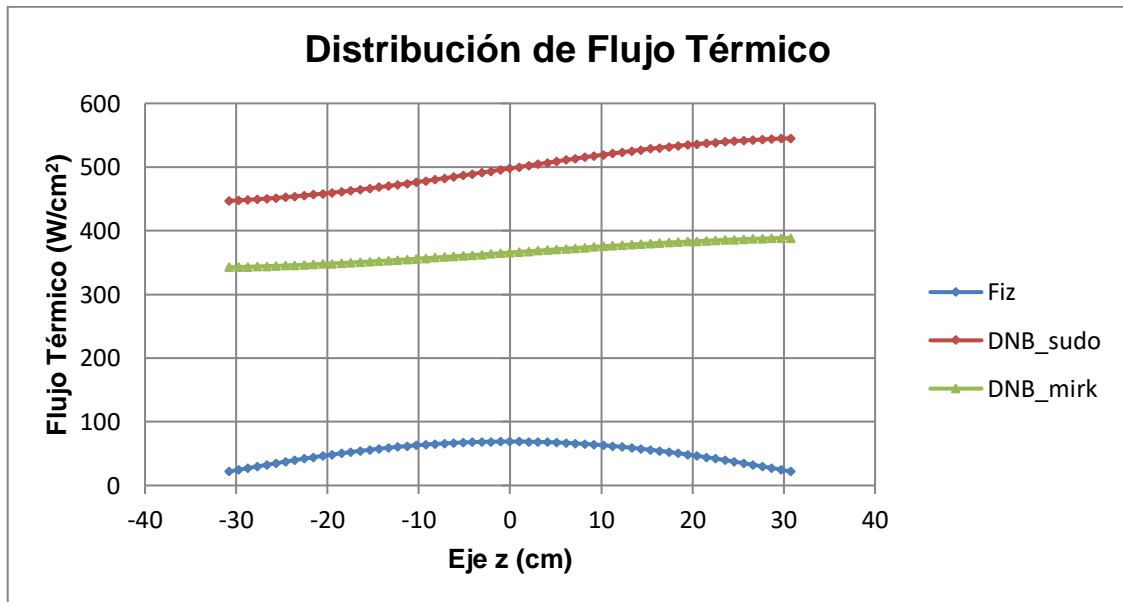


Figura 49: Distribución de flujos térmicos para potencia de operación en modo de operación III



A continuación, se muestran los márgenes para la condición de ONB en cada uno de los canales de refrigeración evaluados para todos los modos de operación.

*Tabla 35: Márgenes de ONB para cada uno de los canales de refrigeración en todos los modos de operación*

	ECN	ECC	
		CN	CR
Modo I			
Flujo max. ONB (W/cm <sup>2</sup> )	129.359	128.057	130.923
Margen para ONB	1.35	1.33	1.36
Modo II			
Flujo max. ONB (W/cm <sup>2</sup> )	116.764	115.732	118.278
Margen para ONB	1.35	1.34	1.37
Modo III			
Flujo max. ONB (W/cm <sup>2</sup> )	84.347	83.168	85.378
Margen para ONB	1.46	1.44	1.48

## 5.2. CONVECCION NATURAL

### 5.2.1. Cálculo previo

El cálculo se realiza cuando la operación del reactor se produce con refrigeración en convección natural. La evaluación se realiza para el elemento combustible normal (ECN) y elemento combustible de control (ECC).

El número equivalente de elementos combustibles ( $N_{ECeq}$ ) en el núcleo del reactor, para ambos casos y realizando el redondeo al número entero superior, es el que se muestra en la tabla siguiente:

Tabla 36: Número equivalente de elementos combustibles

	ECN	ECC
$N_{ECeq}$	20	26

Es decir, el núcleo típico de trabajo formado por 16 ECN y 05 ECC es equivalente a un núcleo formado por 20 ECN solamente o por 26 ECC solamente.

### 5.2.2. Potencia máxima

La potencia máxima del reactor para el régimen de refrigeración en convección natural, se define como la potencia con la cual el valor del margen de ONB es igual a 1.25. Esta asunción se considera porque en la evaluación termohidráulica en convección natural no se consideran factores de incertidumbre.

En esta condición la evaluación del reactor se realiza de forma conservadora, es decir todos los parámetros termohidráulicos estarán por debajo de sus valores límites. Por esta razón es necesario verificar adicionalmente los márgenes de seguridad de los flujos críticos para comprobar que sus valores sean mayores al valor límite de 2.0

En las siguientes tablas se muestran los valores de los parámetros termohidráulicos y de los márgenes de seguridad.

Tabla 37: Parámetros termohidráulicos del reactor para la potencia máxima en convección natural

Parámetros Generales	ECN	ECC
Potencia del núcleo (kW)	494	504
Potencia promedio en un combustible (kW)	24.714	19.395
Potencia del combustible más exigido (kW)	46.983	36.871
Flujo máximo de calor (W/m <sup>2</sup> )	49998.99	52317.41
Velocidad promedio del refrigerante (cm/s)	10.803	11.527
Flujo total del refrigerante (m <sup>3</sup> /h)	19.039	18.345

Parámetros Generales	ECN	ECC
Temperatura del refrigerante máxima (°C)	69.31	70.66
Temperatura de pared máxima (°C)	110.39	110.91
Temperatura de combustible máxima (°C)	111.14	111.70

Los márgenes de seguridad para la potencia máxima en convección natural se indican en la siguiente tabla:

*Tabla 38: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural*

Márgenes Térmicos (dos fases)	ECN	ECC
Margen mínimo de ONB	1.25	1.25
Margen DNB (Fabrega)	6.85	6.17
Margen DNB (Sudo)	6.43	6.39
Margen ONVG (Saha-Zuber)	2.65	2.54

### 5.2.3. Potencia de operación.

La potencia de operación para el reactor con refrigeración en convección natural, se define como la potencia máxima dividida entre 1.25. En la siguiente tabla se muestra los valores de potencia de operación en convección natural.

*Tabla 39: Parámetros termohidráulicos del reactor para la potencia de operación en convección natural*

Parámetros Generales	ECN	ECC
Potencia del núcleo (kW)	390	390
Potencia promedio en un combustible (kW)	19.50	15.00
Potencia del combustible más exigido (kW)	37.071	28.516
Flujo máximo de calor (w/m <sup>2</sup> )	39450.69	40462.25

Parámetros Generales	ECN	ECC
Velocidad promedio del refrigerante (cm/s)	9.571	10.15
Flujo total del refrigerante (m <sup>3</sup> /h)	16.905	16.23
Temperatura del refrigerante máxima (°C)	66.26	67.39
Temperatura de pared máxima (°C)	98.92	98.66
Temperatura de combustible máxima (°C)	99.50	99.26

Los márgenes de seguridad para la potencia de operación del reactor en convección natural, se indican en la siguiente tabla:

*Tabla 40: Márgenes de seguridad para potencia de operación en convección natural*

Márgenes Térmicos (dos fases)	ECN	ECC
Margen mínimo de ONB	1.59	1.62
Margen DNB (Fabrega)	8.53	7.98
Margen DNB (Sudo)	7.33	7.57
Margen ONVG (Saha-Zuber)	2.95	2.85

Como se observa, la condición limitante se produce en el elemento combustible normal, por lo tanto, la potencia de operación para el reactor RP-10 con refrigeración en convección natural es:

$$P_{op} = 390 \text{ MW}$$

Con esta potencia se garantiza que la operación del reactor está cumpliendo con los márgenes de seguridad.

En el siguiente gráfico se muestra la distribución de temperaturas para la potencia de operación.

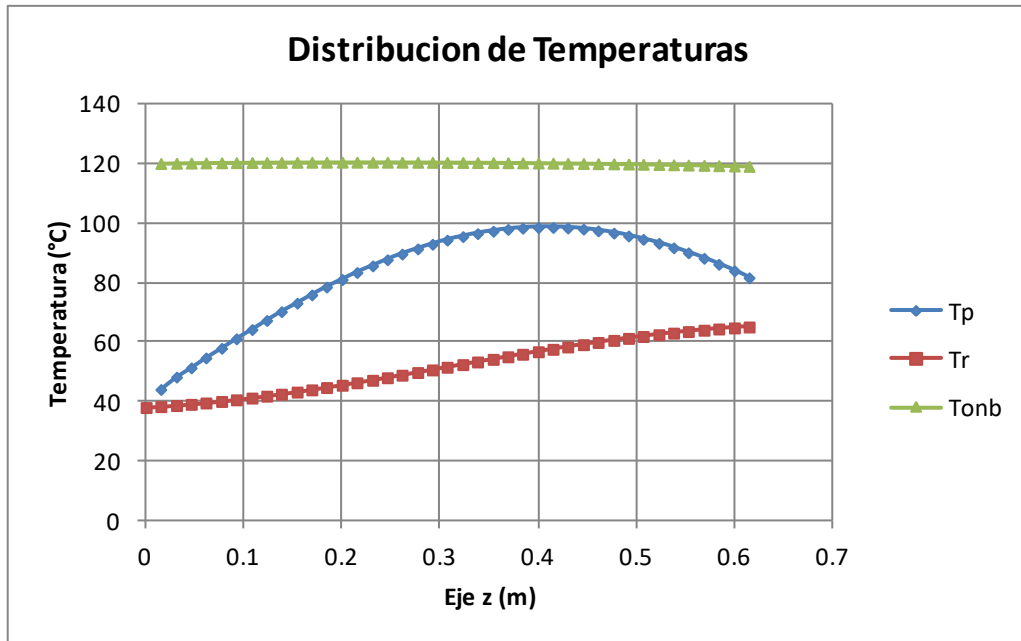


Figura 50: Distribución de temperaturas para potencia de operación en modo de operación IV

### 5.3. LÍMITES Y CONDICIONES DE OPERACIÓN (LCO)

Para garantizar la seguridad del reactor durante la operación, es necesario fijar límites y condiciones que tienen que cumplirse. Cualquier desviación que implique el no cumplimiento de estas condiciones provoca que los sistemas de seguridad del reactor tomen alguna acción para que se recupere las condiciones establecidas por los límites y condiciones y mantener la seguridad en la operación del reactor.

Los límites establecidos para operación normal del reactor son los que se indican a continuación. Estos niveles de seguridad fueron definidos en el diseño original y se mantienen para el nuevo diseño.

Reducción de potencia: La acción que realiza el sistema de seguridad hace que la potencia del reactor se reduzca al 50 % del valor de la potencia de operación.

Introducción de una barra: La acción que realiza el sistema de seguridad hace que se introduzca automáticamente una barra de control.

Caída de todas las barras: La acción que realiza el sistema de seguridad hace que las tres barras de seguridad y las dos barras de control que se encuentran extraídas, caigan simultáneamente. Esta acción es conocida como SCRAM.

Los criterios para definir estos niveles son los siguientes [35]:

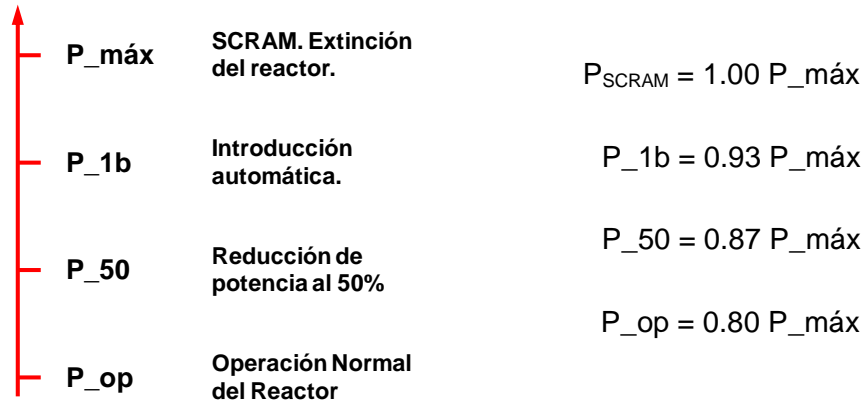


Figura 51: Criterios para determinar los niveles y condiciones de operación

### 5.3.1. LCO Convección forzada

Para el caso de convección forzada, los límites y condiciones termohidráulicos son los siguientes:

- Potencia térmica máxima del reactor.
- Caudal mínimo del refrigerante en el sistema primario de refrigeración.
- Caída de presión mínima en el núcleo del reactor.
- Temperatura del refrigerante a la salida del núcleo.
- Incremento de la temperatura del refrigerante en el núcleo.

Los cuales son determinados en el presente análisis.

### 5.3.1.1. Potencia máxima

Es la potencia determinada en la evaluación anterior. Este valor no debe ser superado nunca en condiciones normales de operación ni en condiciones de accidente base de diseño [7, 10].

Tabla 41: Potencia máxima según el modo de operación

	$P_{\max}$ (MW)
Modo I	12.70
Modo II	11.35
Modo III	7.82

### 5.3.1.2. Caudal mínimo de refrigerante

El caudal mínimo de refrigerante se determina en la condición en la cual el reactor opera a potencia nominal y el caudal de refrigerante se reduce hasta un valor que provoca un incremento en las temperaturas, ocasionando que la temperatura de la pared de la placa combustible alcance la temperatura de ONB en una región de la placa combustible.

El análisis se desarrolla para el canal más exigido, que, en el caso de los elementos combustibles de siliciuro de uranio, se presenta en el canal normal del elemento combustible de control, determinándose la velocidad mínima del refrigerante con la cual se alcanza la condición de temperatura ONB.

Tabla 42: Velocidad mínima del refrigerante en el canal normal del ECC

	Velocidad min. (m/s)
Modo I	2.68
Modo II	2.39
Modo III	1.56

La velocidad mínima para cada modo de operación define el caudal mínimo de refrigerante en el sistema primario de refrigeración, el cual es mostrado en la tabla siguiente:

Tabla 43: Caudal mínimo de refrigerante en el sistema primario de refrigeración

	Qt (m <sup>3</sup> /h)	Qmin (m <sup>3</sup> /h)	%Q
Modo I	1650	1370	83
Modo II	1460	1220	84
Modo III	990	810	81

Para la evaluación de los accidentes en estado transitorio se considera que el caudal mínimo es el 80% del caudal nominal del sistema de primario de refrigeración.

#### 5.3.1.3. Caída de presión mínima en el núcleo

Se evalúa con las mismas condiciones que se consideran para determinar el caudal mínimo, es decir, se evalúa también para la condición en la cual la temperatura de pared alcanza la temperatura de ONB con un valor mínimo de caída de presión.

Tabla 44: Caída de presión mínima en el núcleo del reactor

	dPn (mbar)	dPn_min (mbar)
Modo I	295	190
Modo II	235	155
Modo III	115	70

#### 5.3.1.4. Incremento de la temperatura del refrigerante en el núcleo

Para calcular el incremento de temperatura del refrigerante al atravesar el núcleo, se realiza el balance térmico considerando la potencia térmica del reactor [7, 35].

$$\Delta T = \frac{P_{\text{REACTOR}}}{1.16 \times 10^3 \times Q_t}$$



Donde:

$\Delta T$  : Incremento de temperatura en el refrigerante (°C)

$P_{\text{REACTOR}}$  : Potencia del reactor (Mw)

$Q_t$  : Caudal total (m<sup>3</sup>/h)

El incremento máximo de temperatura del refrigerante en el núcleo, se presenta para el caso que el reactor alcance la potencia máxima, es decir será un límite que no debe ser superado, por lo tanto, produce la extinción del reactor.

$$\Delta T_s = \frac{P_{\text{max}}}{1.16 \times 10^3 \times Q_t}$$

El valor del incremento de temperatura para la potencia de operación, determina el incremento de temperatura normal.

$$\Delta T_n = \frac{P_{\text{op}}}{1.16 \times 10^3 \times Q_t}$$

Para determinar los niveles de reducción de potencia e introducción automática, estos se determinan en intervalos proporcionales entre el valor límite del incremento de temperatura y el valor normal.

Los resultados se muestran en la siguiente tabla.

*Tabla 45: Determinación de los incrementos de la temperatura del refrigerante al atravesar el núcleo del reactor*

	$\Delta T_n$	$\Delta T_{50}$	$\Delta T_{1b}$	$\Delta T_s$
Modo I	5.2	5.7	6.2	6.6
Modo II	5.3	5.8	6.2	6.7
Modo III	5.2	5.7	6.3	6.8

Las condiciones limitantes se consideran para definir los niveles de actuación de los sistemas de control y de seguridad para mantener la operación del reactor en condiciones

seguras. De la misma forma, las condiciones limitantes son consideradas para el análisis de los accidentes base de diseño.

### 5.3.1.5. Temperatura del refrigerante a la salida del núcleo del reactor.

La temperatura del refrigerante a la salida del núcleo, se determina de la misma forma que el incremento de la temperatura. En este caso es una redundancia al incremento de temperatura.

$$T_s = T_E + \Delta T$$

*Tabla 46: Temperatura del refrigerante a la salida del núcleo del reactor*

	$T_{s\_n}$	$T_{s\_50}$	$T_{s\_1b}$	$T_{s\_s}$
Modo I	45.2	45.7	46.2	46.6
Modo II	45.3	45.8	46.2	46.7
Modo III	45.2	45.7	46.3	46.8

### 5.3.1.6. Velocidad Crítica de Miller para el refrigerante

De acuerdo con [30], para las placas de combustible ensambladas en las placas laterales con soportes espaciados longitudinalmente en ambos lados en toda su longitud, la constante es  $K = 15$ .

Los valores que se emplean para este cálculo son los que se indican a continuación:

$$K : 15$$

$$E : 7.11 \cdot 10^{10} \text{ bar}$$

$$t_p : 1.48 \cdot 10^{-3} \text{ m (placa combustible)}$$

$$: 1.27 \cdot 10^{-3} \text{ m (placa guía)}$$

$$b : 3.30 \cdot 10^{-3} \text{ m (canal normal ECN)}$$

:  $3.10 \cdot 10^{-3}$  m (canal normal ECN)

:  $2.69 \cdot 10^{-3}$  m (canal normal ECN)

$\rho$  : 1000 kg/m<sup>3</sup>

$a$  :  $6.72 \cdot 10^{-2}$  m

$\nu$  : 0.287

Las velocidades críticas para los diferentes canales considerados en el cálculo termohidráulico de acuerdo a la geometría de cada uno de ellos son las siguientes:

*Tabla 47: Velocidad crítica en cada canal*

	ECN_cn	ECC_cn	ECC_cr
Vc (m/s)	24.69	23.93	17.69

La velocidad crítica de Miller generalmente es considerada un límite conservador para el diseño de las placas de combustible que resisten el colapso inducido por el flujo.

### **5.3.2. LCO Convección Natural**

Los límites y condiciones de operación para el caso de convección natural son los siguientes:

#### **5.3.2.1. Potencia máxima**

La potencia máxima en convección natural se calcula para la condición de tener un margen de ONB igual a 1.25

### 5.3.2.2. Temperatura de refrigerante a la salida del núcleo

La temperatura del refrigerante a la salida del núcleo se fija en 50°C

El resultado de ambas condiciones se muestra en la siguiente tabla:

Tabla 48: Límites y Condiciones para el modo de operación IV

Parámetro	Modo IV	
	Nom	LS
Potencia (MW)	0.40	0.50
$T_s$ (°C)		50.0

## 5.4. EVALUACION TERMOHIDRAULICA EN LA GESTION DE COMBUSTIBLES

### 5.4.1. Gestión de Núcleos en Convección Forzada

#### 5.4.1.1. Evaluación Hidráulica

Se realiza la evaluación para las configuraciones del núcleo del reactor que tienen la condición de operables, es decir para las configuraciones de los núcleos transitorios y configuraciones del núcleo de trabajo.

No se considera los núcleos previos porque son configuraciones que no pueden ser operables por ser subcríticos.

Tabla 49: Datos hidráulicos de los núcleos durante la puesta en servicio

Núcleo	$Q_t$ (m <sup>3</sup> /h)	$dP_n$ (mbar)	$Q_{ecn}$ (m <sup>3</sup> /h)	$Q_{ecc}$ (m <sup>3</sup> /h)	$Q_{ecn}$ (m <sup>3</sup> /h)	$Q_{ecc}$ (m <sup>3</sup> /h)
08	1650	500.00	545.1	312.6	60.57	62.52
09	1650	495.00	542.3	311.0	60.26	62.20
10	1650	455.00	576.8	297.8	57.68	59.56
11	1650	425.00	612.5	287.5	55.68	57.50

Núcleo	Qt (m3/h)	dPn (mbar)	Qecn (m3/h)	Qecc (m3/h)	Qecn (m3/h)	Qecc (m3/h)
12	1650	390.00	639	275	53.25	55.00
13	1650	365.00	669	265.8	51.46	53.16
14	1650	335.00	689.1	254.3	49.22	50.86
15	1650	315.00	715.3	246.4	47.69	49.28
16	1650	295.00	737.6	238.2	46.10	47.64
17	1650	500.00	545.1	312.6	60.57	62.52

Con estos datos se calcula las velocidades del refrigerante en los canales de los elementos combustibles para cada una de las configuraciones propuestas.

En la siguiente tabla se muestran las velocidades que tiene el refrigerante de acuerdo a la configuración del núcleo del reactor. Como se demostró anteriormente la condición restrictiva para convección forzada se produce en el canal normal del ECC.

*Tabla 50: Velocidades en los canales de refrigeración*

Núcleo	Vecn_cn (m/s)	Vecc_cn (m/s)	Vecc_cr (m/s)
08	4.74	4.70	4.30
09	4.72	4.67	4.27
10	4.52	4.47	4.09
11	4.36	4.32	3.94
12	4.17	4.13	3.77
13	4.03	3.99	3.64
14	3.85	3.81	3.48
15	3.73	3.69	3.37
16	3.61	3.57	3.26
17	3.61	3.57	3.26

#### 5.4.1.2. Evaluación Térmica.

Con los resultados obtenidos en la evaluación hidráulica vamos a proceder a realizar los cálculos térmicos para determinar las condiciones de operación del reactor manteniendo las condiciones de seguridad establecidas.

Las condiciones limitantes de potencia para cada una de las configuraciones propuestas en la gestión de núcleos, es decir aquellas potencias con las cuales se alcanza las condiciones de ONB y la potencia crítica para alcanzar los márgenes de seguridad igual a 2.0, son los que se muestran en la siguiente tabla:

*Tabla 51: Potencia ONB y Potencia Crítica para la gestión de núcleos*

Núcleo	Factor Pico de Potencia	Flujo Ter. ONB	Potencia ONB	Flujo Ter. Crítica	Potencia Crítica
08	2.7	159.73	9.95	149.48	9.32
09	2.6	158.93	10.29	149.04	9.65
10	2.5	153.55	11.14	144.55	10.49
11	2.5	149.45	11.63	141.14	10.98
12	2.5	144.15	11.97	136.73	11.36
13	2.5	140.20	12.38	133.41	11.78
14	2.5	135.07	12.63	129.14	12.08
15	2.7	131.58	12.04	125.83	11.51
16	2.5	128.06	13.32	122.11	12.70
17	2.5	128.06	13.32	122.11	12.70

Estas condiciones definen la potencia máxima del reactor. Se observa que en todas las configuraciones la potencia máxima coincide con la potencia crítica. Para estas condiciones los márgenes de seguridad determinados son los que se muestran a continuación:

Tabla 52: Valores de los márgenes de seguridad para la potencia máxima durante la gestión de núcleos

Núcleo	Canal	Vel	M. Redistrib.	M. Saha-Zuber	M. Mirkshak	M. Sudo-Mishima	M. Bernarth
08	CN_ecn	476	2.343	2.200	2.365	2.764	2.000
	CN_ecc	471	2.192	2.080	2.340	2.734	2.000
	CR_ecc	431	3.562	2.643	2.352	2.794	2.324
09	CN_ecn	472	2.341	2.197	2.374	2.777	2.000
	CN_ecc	468	2.194	2.081	2.35	2.749	2.003
	CR_ecc	428	3.563	2.642	2.362	2.81	2.327
10	CN_ecn	452	2.330	2.181	2.420	2.850	2.000
	CN_ecc	448	2.184	2.065	2.396	2.821	2.002
	CR_ecc	409	3.540	2.617	2.409	2.890	2.330
11	CN_ecn	436	2.323	2.169	2.463	2.917	2.003
	CN_ecc	431	2.173	2.050	2.436	2.885	2.000
	CR_ecc	394	3.525	2.599	2.453	2.962	2.337
12	CN_ecn	419	2.310	2.152	2.506	2.986	2.001
	CN_ecc	415	2.164	2.038	2.481	2.955	2.000
	CR_ecc	379	3.507	2.579	2.500	3.039	2.343
13	CN_ecn	403	2.300	2.138	2.554	3.061	2.003
	CN_ecc	399	2.154	2.024	2.528	3.028	2.000
	CR_ecc	364	3.251	2.384	2.698	3.302	2.482
14	CN_ecn	387	2.288	2.122	2.604	3.141	2.004
	CN_ecc	383	2.143	2.009	2.578	3.107	2.000
	CR_ecc	350	3.472	2.541	2.602	3.211	2.36
15	CN_ecn	374	2.283	2.113	2.654	3.219	2.010
	CN_ecc	370	2.137	2.000	2.627	3.183	2.004
	CR_ecc	338	3.461	2.527	2.653	3.296	2.371
16	CN_ecn	361	2.294	2.119	2.724	3.322	2.032
	CN_ecc	357	2.142	2.000	2.694	3.283	2.021
	CR_ecc	326	3.466	2.526	2.722	3.405	2.397
17	CN_ecn	361	2.294	2.119	2.724	3.322	2.032
	CN_ecc	357	2.142	2.000	2.694	3.283	2.021
	CR_ecc	326	3.466	2.526	2.722	3.405	2.397

Luego se define la potencia de operación para cada una de las configuraciones de la gestión de núcleos.

*Tabla 53: Potencia nominal para la gestión de núcleos*

Núcleo	Flujo Ter. Operación (W/cm <sup>2</sup> )	Potencia Operación
08	119.91	7.47
09	119.22	7.72
10	115.74	8.40
11	112.76	8.77
12	109.75	9.11
13	106.73	9.42
14	103.70	9.70
15	100.94	9.23
16	97.68	10.16
17	97.68	10.16

Por razones de operatividad, la potencia se redondea al valor entero inferior y se define la potencia de operación nominal del reactor en cada una de las configuraciones.

*Tabla 54: Potencia nominal de operación para la gestión de núcleos*

Núcleo	Potencia Operación (Mw)	Flujo Ter. Operación (W/cm <sup>2</sup> )	Flujo Ter. Medio (W/cm <sup>2</sup> )	T <sub>p_max</sub> (°C)	T <sub>ONB</sub> (°C)
08	7	112.33	41.60	102.6	123.9
09	7	108.17	41.60	100.8	123.8
10	8	110.27	44.11	103.9	124.2
11	8	102.83	41.13	101.6	124.1
12	9	108.37	43.35	106.8	124.6
13	9	101.93	40.77	104.8	124.6



Núcleo	Potencia Operación (Mw)	Flujo Ter. Operación (W/cm <sup>2</sup> )	Flujo Ter. Medio (W/cm <sup>2</sup> )	T <sub>p_max</sub> (°C)	T <sub>ONB</sub> (°C)
14	9	96.21	38.48	103.7	124.6
15	9	98.39	36.44	106.6	124.8
16	10	96.12	38.45	106.8	124.9
17	10	96.12	38.45	106.8	124.9

En el siguiente gráfico se muestra los valores de la potencia de operación en convección forzada para las diferentes configuraciones de los núcleos transitorios

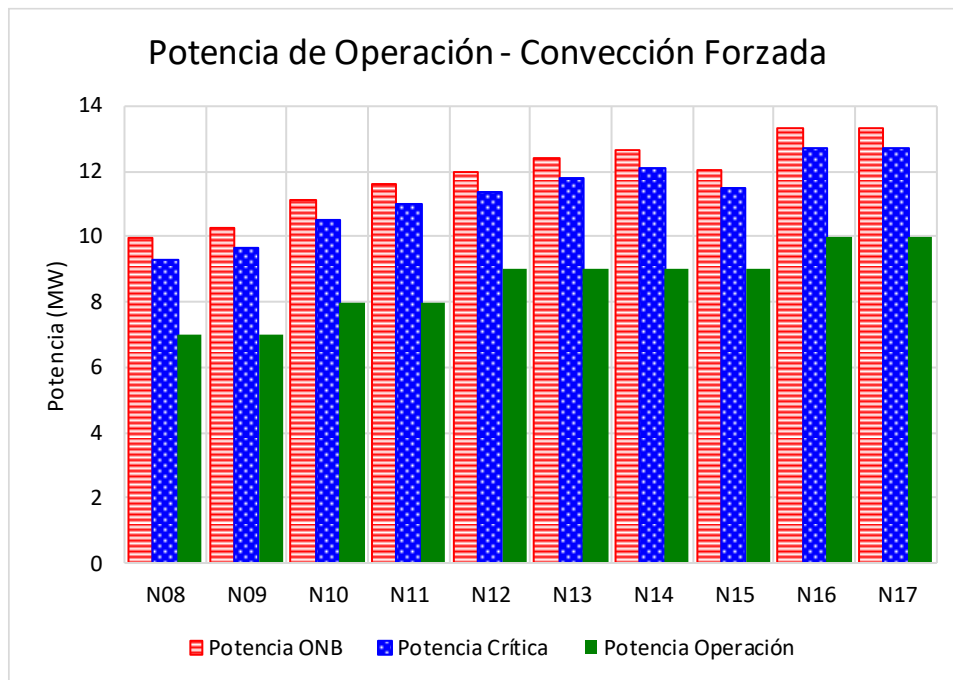


Figura 52: Potencia de operación de los núcleos transitorios en convección forzada

En el siguiente gráfico se muestra los valores de los flujos térmicos máximos de cada configuración de núcleo.

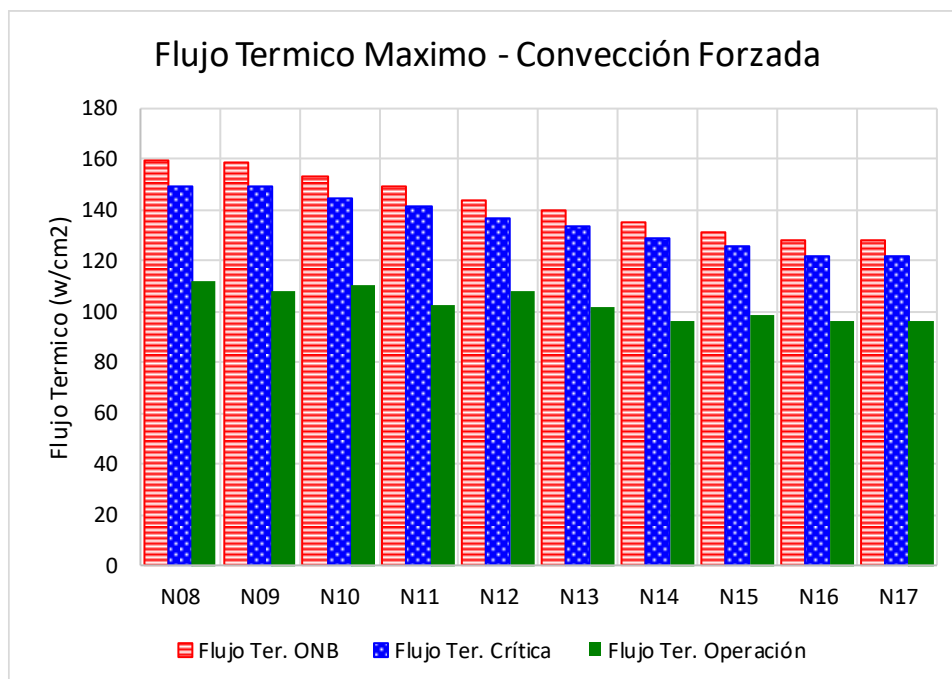


Figura 53: Flujo térmico máximo en los núcleos transitorios en convección forzada

En las siguientes tablas se muestran los márgenes de seguridad para la potencia de operación en el modo de operación I, para todos los núcleos transitorios de la gestión de núcleos.

Tabla 55: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 08

Núcleo	Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
08	Velocidad (cm/s)	474	470	430
	Temp pared máx. (°C)	102.3	102.6	101.8
	Temp ONB (°C)	124.0	123.9	124.2
	Margen Redistribución	3.111	2.915	4.738
	Margen Saha-Zuber	2.922	2.767	3.517
	Margen Mirkshak	3.211	3.184	3.174
	Margen Sudo-Mishima	3.761	3.730	3.781
	Margen Bernarth	2.747	2.760	3.157

Tabla 56: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 09

Núcleo	Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
09	Velocidad (cm/s)	472	467	427
	Temp pared máx. (°C)	100.4	100.8	100.1
	Temp ONB (°C)	123.9	123.8	124.1
	Margen Redistribución	3.220	3.012	4.893
	Margen Saha-Zuber	3.023	2.858	3.630
	Margen Mirkshak	3.338	3.308	3.295
	Margen Sudo-Mishima	3.913	3.881	3.932
	Margen Bernarth	2.854	2.863	3.271

Tabla 57: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 10

Núcleo	Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
10	Velocidad (cm/s)	452	447	409
	Temp pared máx. (°C)	103.5	103.9	103.1
	Temp ONB (°C)	124.3	124.2	124.4
	Margen Redistribución	3.053	2.855	4.639
	Margen Saha-Zuber	2.859	2.702	3.431
	Margen Mirkshak	3.233	3.203	3.198
	Margen Sudo-Mishima	3.816	3.784	3.845
	Margen Bernarth	2.706	2.712	3.116

Tabla 58: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 11

Núcleo	Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
11	Velocidad (cm/s)	436	432	394
	Temp pared máx. (°C)	101.2	101.6	100.9
	Temp ONB (°C)	124.2	124.1	124.4
	Margen Redistribución	3.180	2.979	4.826
	Margen Saha-Zuber	2.971	2.813	3.560
	Margen Mirkshak	3.447	3.418	3.408
	Margen Sudo-Mishima	4.095	4.062	4.128
	Margen Bernarth	2.843	2.853	3.273

Tabla 59: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 12

Núcleo	Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
12	Velocidad (cm/s)	417	413	377
	Temp pared máx. (°C)	106.3	106.8	105.9
	Temp ONB (°C)	124.7	124.6	124.9
	Margen Redistribución	2.910	2.726	4.417
	Margen Saha-Zuber	2.711	2.567	3.248
	Margen Mirkshak	3.221	3.193	3.194
	Margen Sudo-Mishima	3.853	3.820	3.899
	Margen Bernarth	2.595	2.600	3.006

Tabla 60: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 13

Núcleo	Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
13	Velocidad (cm/s)	403	399	364
	Temp pared máx. (°C)	104.4	104.8	104.0
	Temp ONB (°C)	124.7	124.6	124.8
	Margen Redistribución	3.007	2.816	4.560
	Margen Saha-Zuber	2.796	2.647	3.346
	Margen Mirkshak	3.405	3.376	3.375
	Margen Sudo-Mishima	4.099	4.064	4.150
	Margen Bernarth	2.704	2.709	3.134

Tabla 61: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 14

Núcleo	Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
14	Velocidad (cm/s)	385	381	348
	Temp pared máx. (°C)	103.2	103.7	102.8
	Temp ONB (°C)	124.7	124.6	124.8
	Margen Redistribución	3.066	2.870	4.650
	Margen Saha-Zuber	2.843	2.691	3.403
	Margen Mirkshak	3.576	3.546	3.546
	Margen Sudo-Mishima	4.339	4.303	4.401
	Margen Bernarth	2.782	2.785	3.234

Tabla 62: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 15

Núcleo	Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
15	Velocidad (cm/s)	373	369	337
	Temp pared máx. (°C)	106.1	106.6	105.6
	Temp ONB (°C)	124.9	124.8	125.0
	Margen Redistribución	2.918	2.732	4.424
	Margen Saha-Zuber	2.701	2.557	3.231
	Margen Mirkshak	3.462	3.432	3.439
	Margen Sudo-Mishima	4.222	4.185	4.292
	Margen Bernarth	2.649	2.649	3.091

Tabla 63: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 16

Núcleo	Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
16	Velocidad (cm/s)	361	357	326
	Temp pared máx. (°C)	106.3	106.8	105.8
	Temp ONB (°C)	125.0	124.9	125.1
	Margen Redistribución	2.905	2.718	4.400
	Margen Saha-Zuber	2.684	2.540	3.208
	Margen Mirkshak	3.518	3.487	3.496
	Margen Sudo-Mishima	4.314	4.277	4.393
	Margen Bernarth	2.651	2.649	3.099

Tabla 64: Margen de seguridad para potencia de operación del núcleo 17

Núcleo	Canal	ECN - CN	ECC -CN	ECC - CR
17	Velocidad (cm/s)	361	357	326
	Temp pared máx. (°C)	106.3	106.8	105.8
	Temp ONB (°C)	125.0	124.9	125.1
	Margen Redistribución	2.905	2.718	4.400
	Margen Saha-Zuber	2.684	2.540	3.208
	Margen Mirkshak	3.518	3.487	3.496
	Margen Sudo-Mishima	4.314	4.277	4.393
	Margen Bernarth	2.651	2.649	3.099

En el siguiente grafico se muestra el margen de seguridad para flujo crítico que se obtiene para la gestión de combustible propuesta. En este caso se considera el menor valor del margen de seguridad para cada configuración del núcleo.

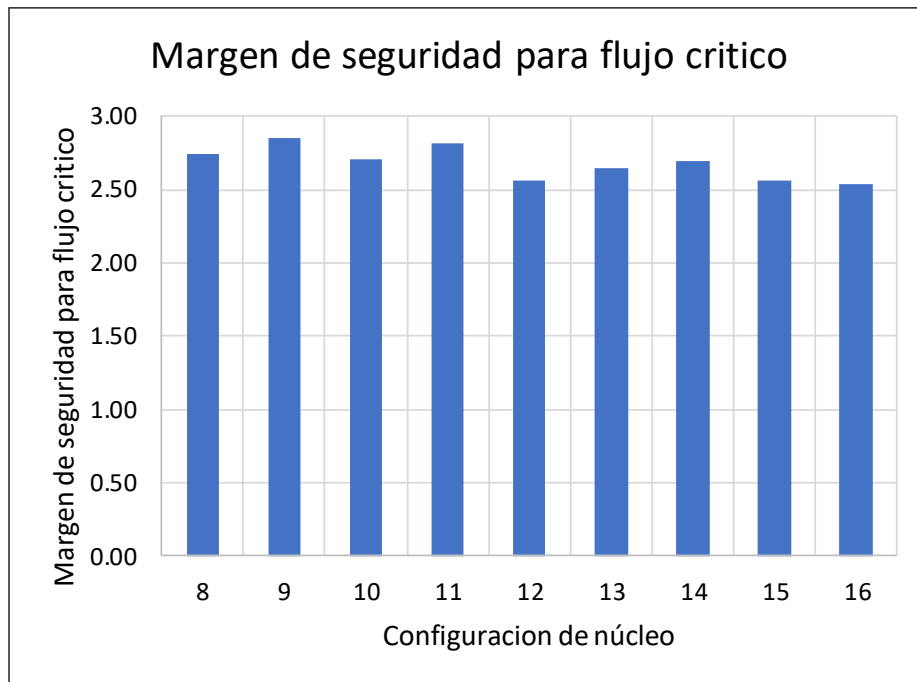


Figura 54: Margen de seguridad para flujo critico en cada configuración del núcleo

A continuación, se muestran los márgenes de ONB para los núcleos transitorio en modo de operación I y para cada uno de los canales [6]. Los resultados se encuentran en la siguiente tabla:

Tabla 65: Márgenes de ONB para cada canal y núcleos transitorios

Núcleo	Parámetro	ECN	ECC	
			CN	CR
08	Flujo max. ONB (watt/cm <sup>2</sup> )	161.049	159.733	163.259
	Margen para ONB	1.50	1.48	1.52
09	Flujo max. ONB (watt/cm <sup>2</sup> )	160.516	158.935	162.371
	Margen para ONB	1.48	1.47	1.50
10	Flujo max. ONB (watt/cm <sup>2</sup> )	155.136	153.552	156.988
	Margen para ONB	1.44	1.42	1.45
11	Flujo max. ONB (watt/cm <sup>2</sup> )	150.756	149.445	152.467
	Margen para ONB	1.47	1.45	1.48
12	Flujo max. ONB (watt/cm <sup>2</sup> )	145.470	144.156	147.211
	Margen para ONB	1.54	1.33	1.56
13	Flujo max. ONB (watt/cm <sup>2</sup> )	141.516	140.199	143.134
	Margen para ONB	1.39	1.38	1.40
14	Flujo max. ONB (watt/cm <sup>2</sup> )	136.359	135.070	138.046
	Margen para ONB	1.42	1.40	1.43
15	Flujo max. ONB (watt/cm <sup>2</sup> )	132.877	131.582	134.503
	Margen para ONB	1.35	1.34	1.37
16	Flujo max. ONB (watt/cm <sup>2</sup> )	129.359	128.057	130.923
	Margen para ONB	1.35	1.33	1.36

En el siguiente grafico se muestra el margen de seguridad para ONB que se obtiene para la gestión de combustible propuesta. En este caso se considera el menor valor del margen de seguridad para cada configuración del núcleo.

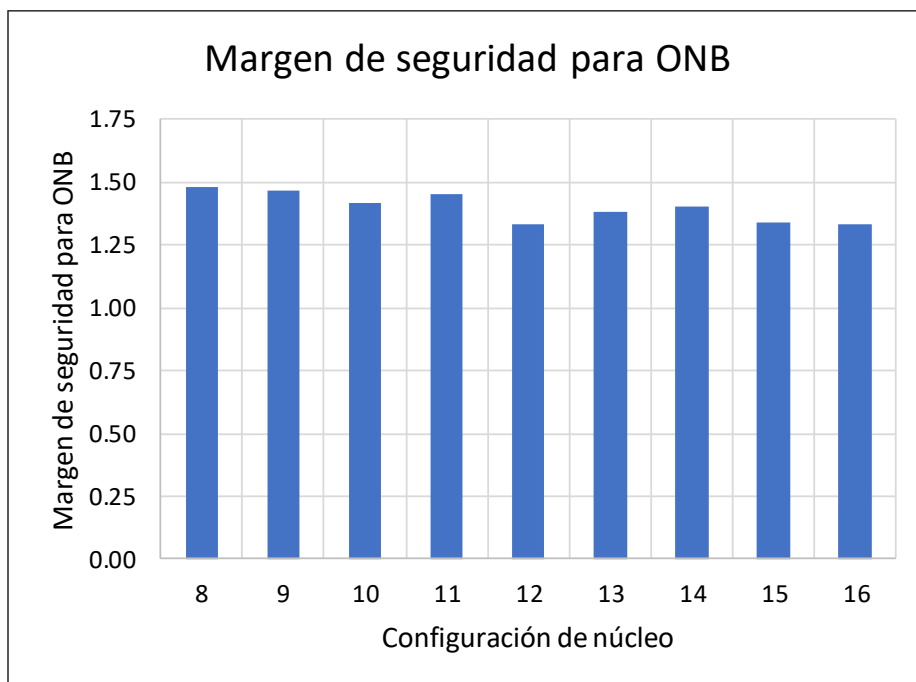


Figura 55: Margen de seguridad para flujo crítico en cada configuración del núcleo

#### 5.4.2. Gestión de Núcleos en Convección Natural.

##### 5.4.2.1. Evaluación Termohidráulica.

Se realiza la evaluación para cada configuración de la gestión de núcleos en convección natural, para lo cual se consideran los elementos combustibles normales y los elementos combustibles de control.

Según la metodología de cálculo empleada, primero se determina el número de elementos combustibles equivalente de cada tipo de combustible para cada configuración, luego se determina la potencia máxima que puede generar el núcleo del reactor, este valor sirve para determinar el valor de la potencia de operación con la cual se determina la potencia nominal.

Para la evaluación con los elementos combustibles normales, se uniformizan todos los combustibles, considerando que existen solo elementos combustibles normales en el núcleo. Los resultados obtenidos son mostrados en la siguiente tabla.



*Tabla 66: Potencia máxima para la gestión de núcleos en convección natural para el elemento combustible normal.*

<b>Núcleo</b>	<b>ECN</b>	<b>ECC</b>	<b>EC_eq</b>		<b>P_max (kW)</b>
08	9	5	12.82	13	300
09	9	5	12.82	13	313
10	10	5	13.82	14	348
11	11	5	14.82	15	374
12	12	5	15.82	16	398
13	13	5	16.82	17	423
14	14	5	17.82	18	447
15	15	5	18.82	19	438
16	16	5	19.82	20	494

Del mismo modo, para la evaluación con los elementos combustibles de control, se uniformizan todos los combustibles, considerando que existen solo elementos combustibles de control en el núcleo. Los resultados obtenidos son mostrados en la siguiente tabla:

*Tabla 67: Potencia máxima para la gestión de núcleos en convección natural para el elemento combustible de control*

<b>Núcleo</b>	<b>ECN</b>	<b>ECC</b>	<b>EC_eq</b>		<b>P_max (kW)</b>
08	9	5	16.77	17	306
09	9	5	16.77	17	319
10	10	5	18.08	18	351
11	11	5	19.38	19	370
12	12	5	20.69	21	409
13	13	5	22.00	22	428
14	14	5	23.31	23	448
15	15	5	24.62	25	450
16	16	5	25.92	26	504

En el siguiente grafico se muestra la potencia máxima calculada para cada tipo de elemento combustible en cada una de las configuraciones del núcleo propuestas en la gestión de combustibles

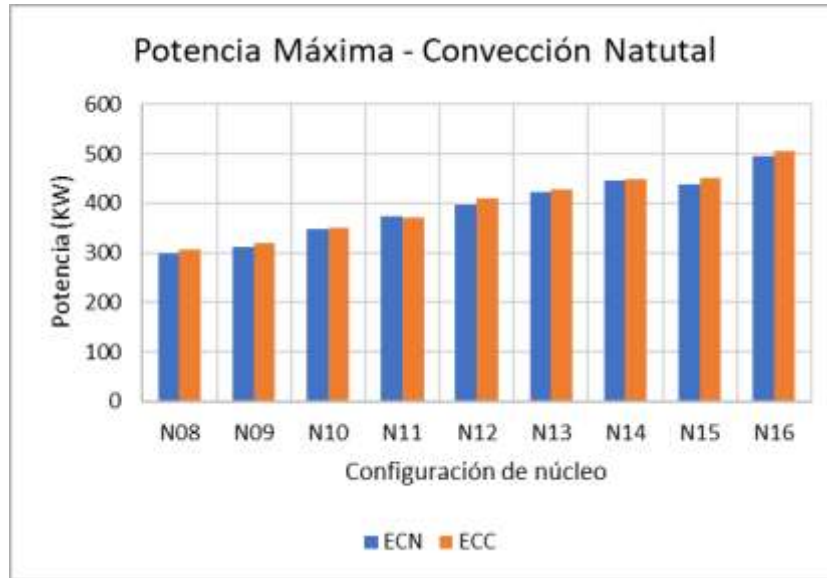


Figura 56: Potencia máxima para convección natural para las configuraciones de núcleos

El resultado de los márgenes de seguridad, para la potencia máxima en convección natural, para toda la gestión de combustibles, se muestra en las siguientes tablas.

Tabla 68: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N08 al N10

Variable	N08		N09		N10	
	ECN	ECC	ECN	ECC	ECN	ECC
Pot. Máxima	300	306	313	319	348	351
Margen mínimo de ONB	1.25	1.25	1.25	1.25	1.25	1.25
Margen DNB (Fabrega)	6.78	6.14	6.75	6.12	6.79	6.13
Margen DNB (Sudo)	6.45	6.42	6.43	6.41	6.44	6.41
Margen ONVG (Saha-Zuber)	2.68	2.57	2.68	2.56	2.68	2.56

*Tabla 69: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N11 al N13*

Variable	N11		N12		N13	
	ECN	ECC	ECN	ECC	ECN	ECC
Pot. Máxima	374	370	398	409	423	428
Margen mínimo de ONB	1.25	1.25	1.25	1.25	1.25	1.25
Margen DNB (Fabrega)	6.78	6.14	6.80	6.16	6.8	6.16
Margen DNB (Sudo)	6.43	6.41	6.43	6.43	6.42	6.43
Margen ONVG (Saha-Zuber)	2.67	2.56	2.67	2.57	2.66	2.57

*Tabla 70: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N14 al N16*

Variable	N14		N15		N16	
	ECN	ECC	ECN	ECC	ECN	ECC
Pot. Máxima	447	448	438	450	494	504
Margen mínimo de ONB	1.25	1.25	1.25	1.25	1.25	1.25
Margen DNB (Fabrega)	6.81	6.14	6.79	6.16	6.77	6.16
Margen DNB (Sudo)	6.43	6.39	6.4	6.43	6.43	6.43
Margen ONVG (Saha-Zuber)	2.66	2.55	2.65	2.57	2.68	2.57

Finalmente, la potencia de operación del reactor en convección natural para cada una de las configuraciones del núcleo consideradas en la gestión de combustibles, es la que se muestra en la siguiente tabla;

Tabla 71: Potencia de operación para la gestión de núcleos en convección natural

Núcleo	Potencia (kW)
N08	240
N09	250
N10	270
N11	290
N12	310
N13	330
N14	350
N15	350
N16	390

En el siguiente gráfico se muestra los valores de la potencia de operación en convección natural para las diferentes configuraciones de los núcleos transitorios.

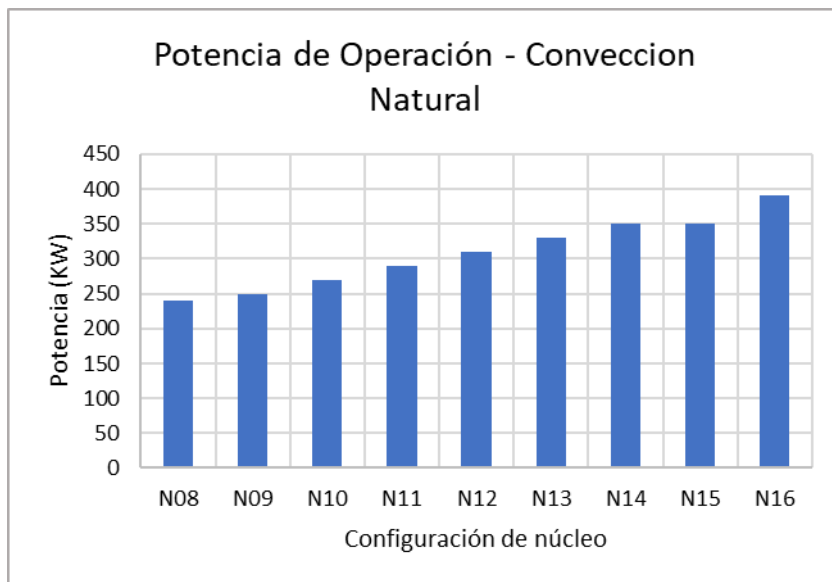


Figura 57: Potencia de operación para convección natural para las configuraciones de núcleos

Los márgenes de seguridad que se tienen para la potencia de operación en convección natural para las configuraciones de núcleo propuestas en la gestión, se muestran a continuación:

*Tabla 72: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N08 al N10*

Variable	N08		N09		N10	
	ECN	ECC	ECN	ECC	ECN	ECC
Pot. Máxima	240	240	250	250	270	270
Margen mínimo de ONB	1.56	1.62	1.56	1.59	1.61	1.62
Margen DNB (Fabrega)	8.49	7.85	8.46	7.82	8.78	7.98
Margen DNB (Sudo)	7.49	7.54	7.48	7.53	7.60	7.62
Margen ONVG (Saha-Zuber)	2.98	2.86	2.97	2.85	2.98	2.88

*Tabla 73: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N11 al N13*

Variable	N11		N12		N13	
	ECN	ECC	ECN	ECC	ECN	ECC
Pot. Máxima	290	290	310	310	330	330
Margen mínimo de ONB	1.61	1.59	1.61	1.65	1.6	1.62
Margen DNB (Fabrega)	8.75	7.84	8.73	8.11	8.72	7.98
Margen DNB (Sudo)	7.63	7.52	7.61	7.68	7.59	7.59
Margen ONVG (Saha-Zuber)	3.01	2.85	3.00	2.89	2.99	2.86

*Tabla 74: Márgenes de seguridad para potencia máxima en convección natural del N14 al N16*

Variable	N14		N15		N16	
	ECN	ECC	ECN	ECC	ECN	ECC
Pot. Máxima	350	350	350	350	390	390
Margen mínimo de ONB	1.6	1.6	1.56	1.61	1.59	1.62
Margen DNB (Fabrega)	8.7	7.86	8.51	7.91	8.68	7.98
Margen DNB (Sudo)	7.58	7.52	7.46	7.54	7.54	7.57
Margen ONVG (Saha-Zuber)	2.99	2.84	2.95	2.84	2.97	2.85

## 6. CONCLUSIONES

El diseño termohidráulico, se realiza cumpliendo los requisitos de seguridad indicados en la normativa nacional e internacional, empleando modelos y criterios conservadores para garantizar la seguridad del reactor en todas las configuraciones del núcleo del reactor y en todos los modos de operación.

El reactor RP-10, empleando elementos combustibles de siliciuro de uranio, para la configuración de núcleo 16, puede alcanzar una potencia de operación de 10 MW en el modo de operación I, 8 MW en el modo de operación II y 5.5 MW en el modo de operación III.

Con la potencia de operación definida para cada modo de operación, la temperatura de pared que se alcanza a lo largo del canal más exigido, siempre está por debajo de la temperatura de ONB. Esto también se consigue en todos los núcleos propuestos en la gestión de núcleos.

Para el caso de los márgenes de seguridad, para los flujos críticos de potencia de operación en cada modo de operación, se alcanzan valores que están muy por encima del valor límite de 2.0. Esto significa que el flujo térmico máximo que se alcanza en el núcleo del reactor está por debajo del 50 % del valor del flujo térmico que causa daño y destrucción a las placas combustibles de los elementos combustibles. Esto también se consigue en todos los núcleos propuestos en la gestión de núcleos.

Para el caso del margen de ONB, el valor que se alcanza para la potencia de operación en cada modo de operación, siempre está por encima del valor recomendado de 1.25.

La velocidad crítica del refrigerante para cada uno de los canales de refrigeración en función de su geometría, tiene un valor muy superior a las velocidades del refrigerante en estos canales.

Con los argumentos anteriores, se demuestra que los elementos combustibles de siliciuro de uranio cumplen con los criterios de seguridad en las condiciones de operación establecidas en los diferentes modos de operación, incluyendo a todos los núcleos comprendidos en la gestión de núcleos.

Los márgenes de seguridad resultantes del análisis termohidráulico, para la potencia de operación, son mayores que los requeridos por las condiciones limitantes, lo que significa que la seguridad está garantizada por exceso. Los parámetros térmicos e hidráulicos, para la potencia de operación, no producen ninguna condición de inseguridad en el núcleo del reactor.

Finalmente se expresa que es un acierto la propuesta de cambio de óxido de elementos combustibles de uranio a elementos combustibles de siliciuro de uranio debido a las grandes ventajas y bondades que poseen estos últimos. La operación del reactor será totalmente segura y el proceso de producción será más económico.



## 7. GLOSARIO

### **Accidente**

Cualquier evento involuntario, incluidos errores de funcionamiento, fallas de equipos y otros percances, cuyas consecuencias o posibles consecuencias no son despreciables desde el punto de vista de la protección o la seguridad.

### **Balance térmico**

Es el conjunto de cálculos que se realiza para determinar la potencia térmica que ingresa a un sistema, la potencia térmica que se genera internamente y la potencia térmica que es disipada al medio ambiente

### **Barras de Control, BC**

Las barras de control, propiamente dichas, sirven para controlar y compensar la reactividad del núcleo: a) para la subida de potencia, b) para variar la potencia, c) para mantener la criticidad a potencia estable y d) para el apagado del núcleo del reactor. Las barras de control están constituidas por el material absorbente de In-Cd-Ag dentro de una cubierta o vaina de acero inoxidable. Las barras de control están unidas en pares a manera de un tenedor y se ubican en cada extremo de los ECC y se desplazan por dentro de las placas guías de los EC.

### **Barras de Seguridad, BS**

Son barras de control que tienen función de seguridad. Las barras de seguridad cuando el reactor está en operación se encuentran totalmente extraídas del núcleo, por encima de la altura "activa" de las placas combustibles, para que, en caso de algún accidente, las BS caigan por gravedad para apagar rápidamente el núcleo. Cuando el reactor está apagado, las BS sirven para mantener apagado el núcleo, bajo cualquier circunstancia.

### **Caída de presión**

Es la pérdida de presión en un sistema debido a la fricción del fluido con las superficies en contacto y debido a las singularidades producidos por cambio de sección transversal y cambio de dirección del fluido.

### **Canal de refrigeración**

Canal rectangular por donde fluye el refrigerante. Formado por dos placas paralelas las cuales pueden ser placas combustibles o placas estructurales de los elementos presentes en una configuración de núcleo. En el caso de los elementos combustibles se presentan canal normal de refrigeración, formado por dos placas combustibles y canal reducido de refrigeración formado por una placa combustible y una placa guía de la barra de control.

### **Caudal de refrigerante**

Flujo volumétrico del refrigerante, el cual es producido por las bombas del sistema de refrigeración.

### **Clad**

Cubierta metálica que protege el meat. Se define como la segunda barrera de contención de la defensa en profundidad.

### **Código de cálculo**

Software diseñado y desarrollado para realizar los cálculos y evaluaciones en una determinada condición de las instalaciones del reactor. Comprende un conjunto de instrucciones y datos de ingreso a ser procesados automáticamente y proporcionar resultados que permiten realizar las evaluaciones de seguridad, operatividad, etc.

### **Convección natural**

Proceso en el cual se transfiere calor entre dos sustancias a diferentes temperaturas, una en estado sólido y la otra en estado líquido o gaseoso, en el cual se establece un flujo del refrigerante debido solo a la diferencia de densidades en el fluido producido por un gradiente de temperatura. No interviene ningún equipo o maquina (bomba, ventilador, succionador, etc.)

### **Convección forzada**

Proceso en el cual se transfiere calor entre dos sustancias a diferentes temperaturas, una en estado sólido y la otra en estado líquido o gaseoso, en el cual se establece un flujo del refrigerante debido al impulso que es proporcionado por un equipo o maquina (bomba, ventilador, succionador, etc.)

## **Combustible nuclear**

Material nuclear fisionable con el cual se construyen los elementos combustibles para cargarlos dentro del núcleo del reactor de una central nuclear con fines civiles o de un reactor nuclear de investigación.

## **Cultura de la seguridad**

Conjunto de características y actitudes en las entidades y los individuos que hace que, con carácter de máxima prioridad, las cuestiones de protección y seguridad reciban la atención que requiere su importancia.

## **Elemento Combustible, EC**

Ensamble constituido por placas combustibles y elementos estructurales que forman un conjunto que puede ser cargado y descargado del núcleo del reactor. Se presentan de dos tipos: elemento combustible normal y elemento combustible de control.

## **Elemento Combustible de Control, ECC**

Ensamble constituido por placas combustibles y placas guías para las barras de control. Debido a las placas guías y barras de control, tienen menos placas combustibles que los ECN. En el ECC los marcos y las placas guías tienen mucho mayor longitud que las placas combustibles para servir de guías para el desplazamiento de las barras de control por encima de las placas combustibles cuando se “extraen” del núcleo.

## **Elemento Combustible Normal, ECN**

Ensamble constituido por placas combustibles que están sujetas lateralmente, mediante repujado, a dos marcos o placas laterales. Los marcos y las placas combustibles externas están sujetas mediante tornillos por la parte inferior a una boquilla y por la parte superior los marcos están sujetos a un pin que se usa como asa para la sujeción y manipulación por la parte superior del ECN.

## **Factores de Incertidumbre**

Son factores que se toman en cuenta con la finalidad de considerar las desviaciones de los procesos de cálculo, medición y fabricación. Se define un factor de incertidumbre igual a:

$$f_i = 1 \pm g_i$$

Donde  $g_i$  es el porcentaje de incertidumbre

### **Factor pico de potencia, Kt o FPP**

Es la relación entre el flujo térmico de potencia máxima con el flujo térmico de potencia promedio presente en el núcleo del reactor. Se determina mediante evaluación neutrónica de la distribución espacial de la potencia generada en el núcleo, este valor se emplea en la evaluación termohidráulica.

### **Flujo de calor, Flo**

Es la cantidad de calor que se genera en el núcleo del reactor como consecuencia de las fisiones producidas en el combustible. Se define como la potencia térmica por unidad de área en la superficie de las placas combustibles ( $w/cm^2$ ).

### **Flujo neutrónico**

Es el número de neutrones generado en el núcleo del reactor de acuerdo a la distribución espacial de fisiones en el combustible. Se define como el número de neutrones que atraviesan la unidad de superficie por unidad de tiempo ( $n/cm^2.s$ ).

### **Límites y condiciones de operación, LCO**

Son requisitos mínimos impuestos al funcionamiento de los sistemas de seguridad que establecen límites de parámetros, la capacidad funcional y los niveles de rendimiento de los equipos y el personal aprobados por el organismo regulador para la operación segura de una instalación autorizada

### **Margen de seguridad**

Son valores máximos o mínimos de determinadas variables del proceso, adoptadas en el diseño termohidráulico del núcleo, que se consideran necesarios para preservar la integridad de las barreras que impiden la liberación accidental de productos de fisión.

### **Meat**

Es el material nuclear unido a algunos materiales conglomerantes para conseguir una estructura metálica robusta. Se define como la primera barrera de contención de la defensa en profundidad.

### **Modelo matemático**

Conjunto de ecuaciones matemáticas concebido para representar un modelo conceptual, entendiéndose por modelo conceptual a la representación analítica o cuantificación de un sistema real y de las maneras en que tienen lugar fenómenos en ese sistema, y que se emplea para predecir o evaluar el comportamiento del sistema real en condiciones especificadas (frecuentemente hipotéticas).

### **Moderador neutrónico**

Es el material o sustancia empleada en el núcleo del reactor para reducir la energía cinética de los neutrones generados en la fisión, la reducción de la energía se produce mediante colisiones elásticas entre los neutrones y los átomos del moderador, logrando termalizarlos para continuar con la reacción en cadena de fisiones.

### **Modo de operación**

Está definido por el funcionamiento del sistema de refrigeración de reactor, toma en cuenta el número de bombas que están encendidas en el sistema primario y en el sistema secundario, así como también el número de intercambiadores habilitados y el número de torres de enfriamiento en funcionando. A cada una de las diferentes combinaciones que se obtienen, se define como un modo de operación. Cuando no se emplean las bombas de refrigeración, se define el modo de operación en convección natural.

### **Núcleo del reactor**

Es el lugar donde se producen las fisiones que liberaran energía y generan neutrones. Está constituido por los elementos que se encuentran sujetos a la grilla del reactor. Los elementos pueden ser EC, elementos reflectores de grafitos o berilios, cajas de dispositivos de irradiación, caja de barra de regulación, etc. En los cálculos neutrónicos se considera solo la altura "activa" del núcleo en donde es posible encontrar material fisil como el U235.

### **Núcleos de Trabajo**

Son las configuraciones del núcleo del reactor que alcanzan la configuración con el número completo de elementos combustibles, elementos reflectores, cajas de irradiación, etc. El núcleo de trabajo es la configuración con la cual se diseña el núcleo del reactor y sus demás instalaciones auxiliares para la máxima potencia y las aplicaciones o usos previstos del reactor.

### **Núcleos Previos**

Son las configuraciones del núcleo del reactor diseñadas para la puesta en servicio de un reactor, en las cuales ingresan EC en el núcleo de acuerdo a una gestión planificada. Los primeros núcleos previos son subcríticos, terminando en la configuración con la cual se alcanza la primera criticidad.

### **Núcleos Transitorios**

Son las configuraciones del núcleo del reactor luego de alcanzarse la primera criticidad, en estas configuraciones se continúa ingresando EC en el núcleo, pero también empiezan a ingresar elementos reflectores y cajas de irradiación, hasta lograr la configuración de los núcleos de trabajo. Los núcleos transitorios pueden operar a altas potencias del orden de los MW y su potencia va aumentando conforme se adicionan más EC.

### **Parámetros termohidráulicos**

Variables del proceso propio de la operación del reactor, los cuales deben ser evaluados y controlados para mantener la seguridad del reactor.

### **Placa combustible**

Está formada por el material nuclear que se encuentra encapsulado herméticamente dentro de una cubierta metálica. Un conjunto de placas combustibles son parte de un combustible nuclear.

### **Potencia térmica**

Es la potencia que se genera en forma de calor como consecuencia de las reacciones de fisión que ocurren en el combustible nuclear.

### **Reactividad**

Es una medida de la desviación de la criticidad de un medio donde se desarrolla una reacción nuclear en cadena. Matemáticamente se calcula por la expresión

$$\rho = \frac{\Delta K}{K_{eff}} = \frac{(K_{eff} - 1)}{K_{eff}}$$

Donde  $K_{eff}$  es el factor de multiplicación neutrónica.

$\rho = 0$  : reactor crítico

$\rho > 0$  : supercrítico

$\rho < 0$  : subcrítico

### **Reflectores o Elementos Reflectores**

Ensamble constituido por un bloque de material reflector de neutrones y otras partes estructurales que forman un conjunto que puede ser cargado y descargado del núcleo del reactor. Están ubicados alrededor del arreglo formado por los EC, su función es reflejar los neutrones y evitar que fuguen al exterior, de esta manera contribuyen a mejorar la reactividad en el núcleo del reactor. Se presentan de dos tipos: elemento reflector de berilio y elemento reflector de grafito.

### **Refrigerante**

Es la sustancia o material empleado en el sistema de refrigeración, su función es extraer el calor generado en el núcleo del reactor. para luego transportarlo a otro medio. El objetivo es mantener las temperaturas por debajo de los valores que causarían alguna modificación importante en las partes estructurales del núcleo del reactor.

### **Seguridad**

Es la protección de las personas y el medio ambiente contra los riesgos asociados a las radiaciones, así como la seguridad de las instalaciones y actividades que dan lugar a esos riesgos. El término "seguridad" comprende la seguridad tecnológica de las instalaciones nucleares, la seguridad radiológica, la seguridad de la gestión de los desechos radiactivos, y la seguridad en el transporte de material radiactivo; en este contexto no comprende los aspectos de la seguridad que no se relacionan con las radiaciones.

### **Seguridad Nuclear**

Proponer y lograr condiciones operativas adecuadas para la prevención de accidentes nucleares que pudieren suceder en instalaciones nucleares y de la mitigación de las consecuencias radiológicas de estos accidentes en el caso que efectivamente ocurran, a los efectos de impedir - en la medida de lo posible - la exposición a radiaciones ionizantes de miembros del público, de trabajadores de las instalaciones y del medio ambiente en general.

## **Sistema de refrigeración**

Sistema auxiliar más importante del reactor. Su función es extraer el calor generado en el núcleo del reactor y transportarlo hasta el sumidero final. Emplea agua como fluido refrigerante y está formado por dos circuitos. La configuración con la que opera, define el modo de operación del sistema. Se define como la tercera barrera de contención de la defensa en profundidad.



## 8. NOMENCLATURA

a	: Ancho activo de la placa
a1	: Ancho del canal de agua.
b	: Espesor del canal de refrigeración.
$C_p$	: Calor específico del agua.
$D_c$	: Diámetro calefactor.
$D_h$	: Diámetro hidráulico
DNB	: Apartamiento de la ebullición nucleada (Departure from Nucleate Boiling)
$dP_n$ , $\Delta P_n$	: Caída de presión producida por el refrigerante al pasar por el núcleo.
$dT_n$ , $\Delta T_n$	: Incremento de la temperatura del refrigerante en el núcleo del reactor.
EC	: Elemento combustible
ECC	: Elemento combustible de control.
ECN	: Elemento combustible normal.
$F_{lm}$	: Flujo calórico medio en el núcleo del reactor.
$F_{lo}$	: Flujo calórico máximo en el núcleo del reactor.
$h_c$	: Coeficiente de convección térmica.
K	: Coeficiente de conductividad térmica.
$K_t$	: Factor pico de potencia.
L	: Semilongitud en sentido axial del meat.
$L_p$	: Semilongitud de extrapolación.
$N_{ECC}$	: Número de ECC en el núcleo del reactor.

$N_{ECeq}$	: Número de elementos combustibles equivalente.
$N_{ECN}$	: Número de ECN en el núcleo del reactor.
$N_p$	: Número de placas combustibles en el núcleo.
$N_{pECC}$	: Número de placas en un ECC.
$N_{pECN}$	: Número de placas en un ECN.
$Nu$	: Número de Nusselt.
ONB	: Inicio de la ebullición nucleada (Onset of Nucleate Boiling)
$P_c$	: Perímetro calefactor.
$P_{crit}$	: Potencia del reactor que corresponde al 50% del flujo calórico crítico.
$P_h$	: Perímetro hidráulico.
$P_{max}$	: Potencia máxima que puede alcanzar el reactor.
$P_n$	: Potencia térmica generada en el núcleo del reactor.
$P_{ONB}$	: Potencia del reactor con la cual se alcanza el ONB
$P_{op}$	: Potencia de operación del reactor
$Q_t$	: Caudal total del sistema primario de refrigeración.
$R_b$	: Margen de seguridad al flujo térmico de Burn Out o DNB.
$Re$	: Número de Reynolds.
$R_{onb}$	: Margen para el ONB.
$R_r$	: Margen de seguridad a la redistribución de caudal.
$S_c$	: Área calefactora de una placa combustible.
$S_t$	: Área calefactora total presente en el núcleo.
$T_E$	: Temperatura del refrigerante a la entrada al núcleo.

$T_{eb}$  : Temperatura de la pared que produce ebullición del refrigerante.

$t_m$  : Espesor del meat.

$T_{ONB}$  : Temperatura de ONB.

$t_p$  : Espesor de la placa combustible

$T_p$  : Temperatura de pared de la placa combustible.

$T_s$  : Temperatura de refrigerante a la salida del núcleo.

$T_{sat}$  : Temperatura de saturación del refrigerante.

$T_z, T_r$  : Temperatura del refrigerante.

$V_{crit}$  : Velocidad critica del refrigerante con la que se alcanza el ONB.

$V_{cn\_ecc}$  : Velocidad del refrigerante en el canal normal del ECC.

$V_{cn\_ecn}$  : Velocidad del refrigerante en el canal normal del ECN.

$V_{cr\_ecc}$  : Velocidad del refrigerante en el canal reducido del ECC.

$V_{max}$  : Velocidad máxima del refrigerante en el canal caliente.

$V_r$  : Velocidad del refrigerante.

$\delta$  : Densidad del refrigerante.

$\rho$  : Reactividad.

## 9. BIBLIOGRAFIA

- [1] G. Cáceres, *“Proyecto de Adquisición de los Elementos Combustibles a Base de  $U_3Si_2$  para el Reactor RP-10”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, DRN-CAS-GN-006-1, Lima, 2018.
- [2] NUREG 1313. *“Safety Evaluation Report. U.S. Nuclear Regulatory Commission”*. July 1988
- [3] A. Gallardo, *“Comparación de Parámetros Neutrónicos y Evaluación de Núcleos del RP-10 con EC de Óxido o de Siliciuro”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, 2017
- [4] OIEA, *“Normas de Seguridad: Seguridad de los Reactores de Investigación”*, Requisitos de Seguridad Específicos SSR-3, Viena, 2016
- [5] IAEA, *“Safety Standards: “Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report”*, Specific Safety Guide SSG-20, Vienna, 2012.
- [6] G. Cáceres, *“Informe de Análisis de Seguridad del Reactor RP-10: Capítulo 5”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, DRN-CAS-AS-105-1, Lima, 2018.
- [7] G. Cáceres, *“Diseño Termohidráulico del Núcleo del Reactor RP-10 con Elementos Combustibles de Siliciuro de Uranio ( $U_3Si_2$ ), con Sistema de Refrigeración por Convección Forzada”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, DRN CAS PO 014 1, Lima, 2018.
- [8] G. Cáceres, *“Procedimiento de Evaluación de los Parámetros Termohidráulicos del Núcleo del Reactor RP-10”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, DRN CAS PO 019 1, Lima, 2018.
- [9] Ley 28028, *“Ley de Regulación del Uso de Fuentes de Radiación Ionizante”*, Comisión Permanente del Congreso de la República. 2003
- [10] IAEA, *“Safety Standard. Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Research Reactors”*. Safety Guide NS-G-4.4, Vienna, 2008.

- [11] IPEN - OIEA - INVAP. *“Planos y Especificaciones Técnicas para la Fabricación de los Elementos Combustibles de  $U_3Si_2$ ”*, DRN-CAS-GN-005-1, Lima, 2018.
- [12] INVAP, *“Especificaciones Técnicas Barras de Control”*, 2018.
- [13] O. Anaya, *“Especificaciones Técnicas del Reflector de Berilio. Instituto Peruano de Energía Nuclear”*, DRN DOR ET 002 1, Lima, 2013.
- [14] O. Anaya, *“Especificaciones Técnicas del Reflector de Grafito. Instituto Peruano de Energía Nuclear”*, DRN DOR ET 001 1, Lima, 2013.
- [15] G. Cáceres, *“Informe de Análisis de Seguridad del Reactor RP-10. Capítulo 6”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, DRN-CAS-AS-106-1, Lima, 2018.
- [16] IAEA, *“Good Practices for Water Quality Management in Research Reactors and Spent Fuel Storage Facilities”*, NP-T-5.2, Vienna, 2011.
- [17] C. Babiche, *“Informe de Análisis de Seguridad del Reactor RP-10. Capítulo 10”*. Instituto Peruano de Energía Nuclear. DRN-CAS-AS-110-1, Lima, 2019
- [18] S. Glasstone, A. Sesonske, *“Ingeniería de Reactores Nucleares”*, Editorial Reverté S.A., Edición en español, 1978.
- [19] P. Abatte, C. Mazufri, *“TERMIC V 4.1: A Program for the Thermal-Hydraulic Analysis of a MTR Core in Forced Convection”*, Vol I, II y III, Rev III, 2003.
- [20] J. Guarnizo, A. Ramón, J. Niño de Guzmán, A. Salazar, R. Michuy, *“Sistema de Adquisición de Datos: SAD”*, IPEN/OIEA, Lima, 1994.
- [21] C. Mazufri, *“Thermal-Mechanical Design Evaluation. Design Report of the Silicide Fuel Assemblies for the RP10 Reactor”*, September 2013.
- [22] IAEA, *“Research Reactor Core Conversion Guidebook Volume 4: Fuels”*, TECDOC 643, Vienna, April 1992
- [23] C. Babiche, *“Propiedades de las Aleaciones de Aluminio”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, DRN-DMR-GN-031-1, Lima, 2018.
- [24] G. Cáceres, *“Determinación del Factor Pico Empleando el Análisis Termohidráulico en el Reactor RP-10”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, DRN-CAS-PO-017-1, Lima, 2018.

- [25] A. Zúñiga, *“Informe de Análisis de Seguridad del Reactor RP-10. Capítulo 15”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, DRN-CAS-AS-115-1, Lima, 2018.
- [26] P. Abatte, C. Mazufri, *“CONVEC V 3.40: A Program for Thermal-Hydraulic Analysis of a MTR Core in Natural Circulation Regime”*, Vol I y II, Rev II, 2002.
- [27] P. Abatte, C. Mazufri, *“CAUDVAP V 3.60: A Computer Program for Flow Distribution and Pressure Drop Calculation in a MTR Type Core”*, Vol I y II – Rev II, 2000.
- [28] Frank M. White, *“Mecánica de Fluidos”*, Editorial McGRAW-HILL, Quinta edición. Traducción al español, 2004
- [29] G. Cáceres, *“Análisis Hidráulico en el Elemento Combustible de Control de  $U_3Si_2$ ”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Lima, 2019.
- [30] D. Miller, *“Critical Flow Velocities for Collapse of Reactor Parallel-Plate Fuel Assemblies”*, Transactions of the ASME, Journal of Engineering for Power, 1960.
- [31] C. Mazufri, *“Design Report of the Silicide Fuel Assemblies for the RP10 Reactor - Thermal-Mechanical Design Evaluation”*, April 2014.
- [32] G. Cáceres, *“Procedimiento para Realizar la Calibración de Potencia Térmica Versus Corriente de la Cámara de Marcha IV”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, DRN CAS PO 018 1, Lima. 2018.
- [33] F. Kreith Frank, *“Principios de Transferencia de Calor”*. Editorial Herrero Hermanos, Susesores, México, 1970
- [34] Y. Cengel, A. Ghajar, *“Transferencia de Calor y Masa”*, Editorial Mc Graw Hill, Cuarta Edición, México, 2007.
- [35] G. Cáceres, *“Criterios Para Definir los Niveles de Seguridad en el RP-10”*, Instituto Peruano de Energía Nuclear, DRN-CAS-ME-453-2, Lima, 2018.

## 10. ANEXOS

Los anexos considerados en el presente trabajo son empleados para mejorar la comprensión y proporcionar información adicional de los cálculos y conceptos empleados en el análisis de la seguridad.

Anexo I: Comparativo Entre  $U_3O_8$  y  $U_3Si_2$

Anexo II: Estequiometría del meat.

Anexo III: Datos de Ingreso para los Códigos de Cálculo

## Anexo I

### Comparativo Entre $U_3O_8$ y $U_3Si_2$

El reactor RP-10 fue diseñado originalmente utilizando óxido de uranio como combustible nuclear. Al agotarse este combustible, debía adquirirse una nueva carga de combustible, pero por razones técnicas, se decidió reemplazar el combustible original por una mejor alternativa de acuerdo al estado de arte actual. El nuevo combustible nuclear elegido es a base de siliciuro de uranio, el cual será utilizado en el reactor RP-10.

Las características de diseño propias de ambos tipos de combustibles, tienen algunas diferencias que hace que el comportamiento de estos en el núcleo del reactor, sean diferentes entre sí. Sin embargo, la seguridad del reactor no debe ser afectada negativamente por el cambio de combustible.

En la siguiente tabla se muestran las semejanzas y diferencias de diseño más relevantes existentes entre ambos combustibles nucleares.

*Tabla I.1. Características de diseño entre el óxido de uranio  $U_3O_8$  y el siliciuro de uranio  $U_3Si_2$*

Combustible nuclear	$U_3Si_2$ -Al.	$U_3O_8$ -Al
Tipo	MTR.	MTR
Enriquecimiento de $U^{235}$	19.75%	19.75%
Número de placas combustibles en:		
ECN	17	16
ECC	13	12
Densidad ( $g/cm^3$ )	4.8	2.3
Datos del Meat		
Masa $U^{235}$ (g)	27	17.5
Masa $U_{TOTAL}$ (g)	136.71	88.76
Espesor del meat (mm)	0.74	1
Longitud del meat (mm)	615	615
Ancho del meat (mm)	62.75	62.75



Combustible nuclear	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al.	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> -Al
Espesor de placa combustible		
Placas internas (mm)	1.48	1.76
Placas externas (mm)	1.64	1.9
Espesor de la vaina		
Placas internas (mm)	0.37	0.38
Placas externas (mm)	0.45	0.45
Ancho total del canal (mm)	67.2	67.2
Longitud total de las placas		
Placas internas (mm)	655	655
Placas externas (mm)	745	750
Espesor del canal de agua		
Canal normal en elemento normal (mm)	3.3	3.3
Canal normal en elemento de control (mm)	3.1	3.3
Canal reducido en elemento de control (mm)	2.69	2.4

## Anexo II

### Estequiometria del siliciuro de uranio.

De las fichas de liberación de los elementos combustibles, se tiene la composición en peso de cada uno de los elementos que componen el meat del elemento combustible, las cuales se presentan en la siguiente tabla:

*Tabla II.1. Composición en peso de los elementos del meat*

Elemento	Porcentaje
U	73.72%
Al	20.31%
Si	5.97%

El enriquecimiento de uranio en su isotopo  $U^{235}$  es de 19.75%. Adicionalmente la densidad del U en el meat es igual a:

$$\delta = 4.8 \text{ g/cm}^3$$

Considerando los isotopos del uranio  $U^{235}$  y  $U^{238}$ , la composición en peso resulta como se muestra en la siguiente tabla:

*Tabla II.2. Composición en peso de los elementos del meat*

Elemento	Porcentaje
U235	14.56%
U238	59.16%
Al	20.31%
Si	5.97%

Con estos datos se determina que la masa de uranio total en el meat es definida por el producto de la densidad por el volumen. La geometría del meat es la que se indica a continuación:

Largo	$L = 61.5 \text{ cm}$
Ancho	$a = 6.275 \text{ cm}$
Espesor	$t = 0.074 \text{ cm}$
Volumen	$V = 28.558 \text{ cm}^3$

La masa de uranio total resulta igual a:

$$m_U = 137.0761 \text{ g}$$

De acuerdo a la tabla de composición en peso, la masa de cada uno de los componentes del meat son mostrados a continuación:

*Tabla II.3. Masa de los elementos del meat*

Elemento	Masa
U <sup>235</sup>	27.07 g
U <sup>238</sup>	110.00 g
Al	37.76 g
Si	11.09 g

Para el cálculo del volumen de cada elemento del meat, se emplean las densidades reales de cada uno de ellos:

*Tabla II.4. Composición en peso y masa de los elementos del meat*

Elemento	Masa	Densidad	Volumen	% Vol
U	137.08 g	19.1 g/cm <sup>3</sup>	7.18 cm <sup>3</sup>	25.13%
Al	37.76 g	2.7 g/cm <sup>3</sup>	13.99 cm <sup>3</sup>	48.98%
Si	11.09 g	2.3 g/cm <sup>3</sup>	4.82 cm <sup>3</sup>	16.89%

El volumen de los componentes del meat suman 91.0%, con lo que se determina que el porcentaje de porosidad resulta igual a:

$$\text{Porosidad} = 9.0\%$$

La densidad total del meat es:

$$\delta = 6.51 \text{ g/cm}^3$$

La masa total de uranio en cada uno de los elementos combustibles se determina en función al número de placas y la masa en cada una de las placas.

La densidad total de uranio presente en cada elemento combustible se determina en función de la masa de uranio y el volumen total del elemento combustible correspondiente a la zona activa.

En la siguiente tabla se muestra el resumen de los datos estequiométricos para el combustible de  $U_3Si_2$  empleado en el RP-10.

Tabla II.5. Datos estequiométricos de los combustibles de  $U_3Si_2$

Densidad	6.5108 g/cm <sup>3</sup>			
Densidad del Uranio	4.8 g/cm <sup>3</sup>			
Enriquecimiento	19.75 % U235			
Composición $U_3Si_2$ -Al	U: 73.72366	U <sup>235</sup> : 14.56042%	235.4	27.07 g
		U <sup>238</sup> : 59.16324%	238.4	110 g
	Al: 20.3108%		27	37.76 g
	Si: 5.96527%		29	11.09 g
	B: 2 ppm		11	
Masa U235 por ECN	460.2 g			
Masa U235 por ECC	352.9 g			
Densidad total de uranio por combustible				
ECN	0.74179 g/cm <sup>3</sup>			
ECC	0.74691 g/cm <sup>3</sup>			

## **Anexo III**

### **Datos de Ingreso para los Códigos de Cálculo**

La estructura de los datos se divide en dos partes. La primera es para convección forzada y la segunda es para convección natural

Para convección forzada se presenta primero la estructura de ingreso de datos para el análisis hidráulico considerando todo el núcleo del reactor y los componentes que están presentes en su configuración, luego se realiza el análisis en el elemento combustible de control debido a que por sus características propias de diseño presenta diferentes canales de refrigeración. A continuación, se presenta la estructura de ingreso de datos para el análisis térmico, en este caso se consideran el canal normal del elemento combustible normal y los canales normal y reducido del elemento combustible de control.

Finalmente, para convección natural, se presenta la estructura de ingreso de datos para el análisis termohidráulico, considerando primero el número equivalente de elementos combustibles normales en el núcleo y a continuación considerando el número equivalente de elementos combustibles normales.

```

Reactor RP10 (Núcleo: U3Si2
* EVALUACION HIDRAULICA DEL NÚCLEOS U3Si2
* German Caceres Vivanco / Abril 2017
* FLFLAG = 0 FLUJO ASCENDENTE
* 1 FLUJO DESCENDENTE
1
* AREA DEL PLENUM DE INGRESO Y SALIDA
* 0.84*0.84 1.05^2*pi/4
0.7056 0.8659
* PRESION Y TEMPERATURA DE REFERENCIA (Pa, oC)
2.00E+05 50
*
* DEFINICION DE ELEMENTOS
* ELEMENTO COMBUSTIBLE NORMAL
[SFA-Si]
* LONGITUDES
0.045 0.655 0.015 0.1823 0.075
* AREA
5.0400E-03 3.5482E-03 5.0400E-03 2.0268E-03 2.9899E-03
* DIAMETRO HIDRAULICO
7.0886E-02 6.2911E-03 7.0886E-02 5.0800E-02 6.1700E-02
* FORMA DE SECCION
* 1 Rectangulo; 0 Circulo
1 1 1 10 0
* COEFICIENTE DE SINGULARIDADES
0 0 0 0.05 0 0
*
[CFA-Si]
0.065 0.655 0.015 0.1823 0.075
5.1448E-03 3.6812E-03 5.1448E-03 2.0268E-03 2.9899E-03
7.1575E-02 6.5155E-03 7.1575E-02 5.0800E-02 6.1700E-02
1 1 1 10 0
0 0 0 0.05 0 0
*
[AGUJERO]
0.2
0.000201062
0.016
0
*
```

[CAJA IRRAD]

0.7683 0.085 0.053

5.1800E-03 1.2566E-03 7.8540E-05

7.1944E-02 4.0000E-02 1.0000E-02

1 0 0 0 0

\*

[CANAL SFA-SFA]

0.7773 0.20

0.000249984 2.0106E-04

0.007049746 1.60E-02

1 10

0 0.1 0

\*

[CANAL SFA-CFA]

0.7773 0.20

0.00022042 2.0106E-04

0.00625471 1.60E-02

1 10

0 0.1 0

\*

[CANAL SFA-CI]

0.7773 0.20

0.000192192 2.0106E-04

0.005486497 1.60E-02

1 10

0 0.1 0

\*

[CANAL SFA-Gr]

0.7773 0.20

0.000234528 2.0106E-04

0.006635394 0.016

1 10

0 0.1 0

\*

[CANAL SFA-Be]

0.7773 0.20

0.00026141 2.0106E-04

0.00735428 0.016

1 10

0 0.1 0

\*

[CANAL CI-CI]

0.7773 0.20

0.0001344 2.0106E-04

0.003884393 0.016

1 10

0 0.1 0

[CANAL Gr-CI]

0.7773 0.20

0.000176736 2.0106E-04

0.005061893 0.016

1 10

0 0.1 0

[CANAL Gr-Gr]

0.7773 0.20

0.000219072 2.0106E-04

0.006218337 0.016

1 10

0 0.1 0

[CANAL Gr-Be]

0.7773 0.20

0.00024595 2.0106E-04

0.00694191 0.016

1 10

0 0.1 0

[CANAL Be-Be]

0.7773 0.20

0.00027283 2.0106E-04

0.00765737 0.016

1 10

0 0.1 0

[CANAL ECC-Be]

0.7773 0.20

0.00023184 2.0106E-04

0.00656306 0.016

1 10

0 0.1 0

[CANAL CI-Be]

0.7773 0.20

0.00020362 2.0106E-04



```

0.00579855 0.016
1 10
0 0.1 0
*
[CANAL-Lat]
0.7773 0.20
6.5600E-05 2.0106E-04
1.5845E-03 0.016
1 10
0 0.01 0
*
[CANAL-Ala]
0.13 0.07
2.9899E-03 3.1416E-04
0.0617 0.02
0 0
*
* NUMERO DE ELEMENTOS DE LA CONFIGURACION N8
* 16 SFA Si
* 5 CFA Si
* 28 Agujeros
* 9 cajas irradiacion
* 4 canal SFA-SFA
* 9 canal SFA-CFA
* 10 canal SFA-CI
* 3 canal SFA-Gr
* 2 canal SFA-Be
* 0 canal CI-CI
* 5 canal Gr-CI
* 17 canal Gr-Gr
* 5 canal Gr-Be
* 4 canal Be-Be
* 1 canal CFA-Be
* 1 canal CI-Be
* 62 canal lateral
* 6 agujeros del ala
[END]
* NUMERO DE TIPO DE CANALES
16 5 27 9 4 9 8 0 7 0 0 0 0 24 1 8 62 6

```

```

CFA Reactor RP10 (CFA de U3Si2)
* EVALUACION HIDRAULICA EN EL COMBUSTIBLE DE CONTROL U3Si2
* German Caceres Vivanco / Abril 2017
* FLUJO DESCENDENTE
* FLFLAG = 0 FLUJO ASCENDENTE
* 1 FLUJO DESCENDENTE
1
* AREA DEL PLENUM DE INGRESO Y SALIDA
* area = 67.2*76.56
5.14483E-03 5.14483E-03
* PRESION Y TEMPERATURA DE REFERENCIA (Pa, oC)
2.00E+05 50
* ELEMENTO COMBUSTIBLE DE CONTROL
[C-NORMAL]
* LONGITUDES
0.655
* AREA
2.0832E-04
* DIAMETRO HIDRAULICO
5.9266E-03
* FORMA DE SECCION
* 1: Rectangulo; 0: Circulo
10
0.1 0
[C-REDUCIDO]
0.655
1.8077E-04
5.1729E-03
10
0.1 0
[C-BARRA]
0.72
4.0992E-04
1.1185E-02
10
1 0
[END]
* NUMERO DE TIPO DE CANALES
12 2 2

```

```

Termic en el Nucleo del RP10 (elemento normal)
* CANAL NORMAL SFA (U3Si2) [b = 3.3 mm]
* Evaluación Termohidráulica Núcleo U3Si2
* Germán Cáceres Vivanco / Enero 2020
* UNC=0 --> tratamiento multiplicativo de factores de incertidumbre
* UNC=1 --> tratamiento estadístico de factores de incertidumbre
*
* PERFI=0 --> distribución axial de potencia dada por usuario
* PERFI=1 --> distribución axial de potencia cosenoidal interna
*
* tratamiento perfil axial
* estadístico pot cosenoidal
* UNC PERFI
050 1 1
*
* NESCUR=0 --> flujo de arriba a abajo
* NESCUR=1 --> flujo de abajo a arriba
*
* NCOTP=0 --> busca potencia para alcanzar temperatura = T = TCOMT
* NCOTP=1 --> busca potencia para alcanzar temperatura = TONB
* NCOTP=2 --> calcula con potencia dada por usuario en FIO (card 500)
* NCOTP=3 --> busca potencia para alcanzar mínimo DNBR
*
* NGEOM=0 --> combustible tipo placa
* NGEOM=1 --> combustible tipo barra
*
* TCOMT=0 --> si NCOTP = 1 o 2
* TCOMT=T --> T(°C) = máxima temperatura de vaina, si NCOTP = 0
*
* flujo busca combustible Tp max
* abajo TONB tipo placa <= TONB
* NESCUR NCOTP NGEOM TCOMT
100 0 2 0 0.0
*
* Numero de tramos en la semilongitud activa
* N < 100
* N = 60
* Velocidad de refrigerante
* NV1 = 361 cm/s velocidad inicial
* NV2 = 361 cm/s velocidad final

```

```

* NVP = 10 cm/s incremento de velocidad
* N NV1 NV2 NVP
* (cm/s] (cm/s] (cm/s]
200 60 361 361 10
*
* Factores Incertidumbre
* DTE (°C) Uranio Potencia HT-area Ch-gap Velocidad Homogenea
* 300 0 1 1 1 1 1 1
300 0.50 1.02 1.02 1.05 1.06 1.10 1.08
* Espesor-Meat HT-corr Pres. Nivel-Pisc Densidad Fr.loss Form loss
* 301 1 1 1 1 1 1 1
301 1.10 1.10 1.00 1.04 1.00 1.05 1.05
* MARGENES ADICIONAL
* ONB-corr DNBR-corr PRD-corr Var.-Pot. Var.-Temp (°C)
* 390 1 1 1 1 0
390 1.10 1.10 1.06 1.05 1.00
*
* a = 6.275 cm ancho meat
* a1 = 6.72 cm ancho canal distancia entre marcos
* b1 = 0.33 cm espesor canal normal
* b2 = cm espesor canal reducido
* tp = 0.148 cm espesor de placa
* L= 30.75 cm semilongitud meat
* m = 0.074 cm espesor de meat
* N= 60 numero de tramos
* dz= 0 cm longitud de tramo
* PB= 0.176701195 cm
* Pc= 12.55 cm perimetro calefactor
* dL= 8 cm delta de longitud extrapolada
* LP= 38.75 cm semilongitud extrapolada
* HL = 939 (1099.75.-160.75) cm nivel sup. tanque - nivel sup. meat
* Datos Geometricos
* DZ PB PC L LP HL
* (cm) (cm) (cm) (cm) (cm) (cm)
400 0 0.176701195 12.55 30.75 38.75 939.0
*
* L0 = 4.5 cm tramo superior ECN
* b0 = 7.5 cm distancia entre placa externas
* S0 = 50.4 cm2 area caja superior
* Ph0 = 28.44 cm perimetro caja superior

```

```

* Dh0 = 7.088607595 cm diametro equivalente caja superior
*
* L1 = 32.75 cm semilongitud placas internas (Pl Int)
* S1 = 2.2176 cm2 area canal refrigerante
* Ph1 = 14.1 cm perimetro canal refrigerante
* Dh1 = 0.629106383 cm diametro equivalente canal refrigerante
*
* Caja superior interior EC Interior canal Placas
* L0 S0 D0 L1 S1 D1
* (cm) (cm2) (cm) (cm) (cm2) (cm)
410 4.5 50.4 7.088607595 32.75 2.2176 0.629106383
*
* L3 = 1.5 cm long adicional (a Pl Int) inferior placa externa
* S3 = 50.4 cm2 area caja inferior
* Dh3 = 7.088607595 cm diametro equivalente caja inferior
*
* L4 = 18.25 cm longitud cilindrica interna adaptador
* S4 = 20.26829916 cm2 area interna adaptador
* Dh4 = 5.08 cm diametro interno adaptador
*
* Caja inferior interior EC y Boquilla
* L3 S3 D3 L4 S4 D4
* (cm) (cm2) (cm) (cm) (cm2) (cm)
420 1.5 50.4 7.088607595 18.25 20.26829916 5.08
*
* L5 = 7.5 cm longitud cilindrica interna grilla soporte
* S5 = 29.89924414 cm2 area interna grilla soporte
* D5 = 6.17 cm diametro interno grilla soporte
* PO, DB = 0.0 <--> NGEOM = 0
*
* Parte inferior grilla
* L5 S5 D5 NP PO DB
* (cm) (cm2) (cm)
430 7.5 29.89924414 6.17 17 0.0 0.0
*
* TE = 38 °C temperatura ingreso
* KP = 1 factor de potencia
* TE FIO
* (°C) (W/cm2)
500 38.0 96.11502123

```

```

* KP
510 1.0
*
* THCFU = 0.5 w/cm-C K meat (fuel)
* THCCL = 1.65 w/cm-C K Al6061 (clad)
* THCOX = 0.05 w/cm-C K Al2O3 (oxido)
*
* THCFU THCCL THCOX
* (W/cm-C) (W/cm-C) (W/cm-C)
710 0.5 1.65 0.05
*
* ESPFU = 0.074 cm espesor meat (fuel)
* ESPCL = 0.037 cm espesor vaina (clad)
* ESPOX = 0.005 cm espesor oxido Al (oxido)
*
* ESPFU ESPCL ESPOX
* (cm) (cm) (cm)
720 0.074 0.037 0.005

```

```

Termic en el Nucleo del RP10 (elemento de control)
* CANAL NORMAL CFA (U3Si2) [b = 3.1 mm]
* Evaluación Termohidráulica Núcleo U3Si2
* Germán Cáceres Vivanco / Enero 2020
* UNC=0 --> tratamiento multiplicativo de factores de incertidumbre
* UNC=1 --> tratamiento estadístico de factores de incertidumbre
*
* PERFI=0 --> distribución axial de potencia dada por usuario
* PERFI=1 --> distribución axial de potencia cosenoidal interna
*
* tratamiento perfil axial
* estadístico pot cosenoidal
* UNC PERFI
050 1 1
*
* NESCUR=0 --> flujo de arriba a abajo
* NESCUR=1 --> flujo de abajo a arriba
*
* NCOTP=0 --> busca potencia para alcanzar temperatura = T = TCOMT
* NCOTP=1 --> busca potencia para alcanzar temperatura = TONB
* NCOTP=2 --> calcula con potencia dada por usuario en FIO (card 500)
* NCOTP=3 --> busca potencia para alcanzar mínimo DNBR
*
* NGEOM=0 --> combustible tipo placa
* NGEOM=1 --> combustible tipo barra
*
* TCOMT=0 --> si NCOTP = 1 o 2
* TCOMT=T --> T(°C) = máxima temperatura de vaina, si NCOTP = 0
*
* flujo busca combustible Tp max
* abajo TONB tipo placa <= TONB
* NESCUR NCOTP NGEOM TCOMT
100 0 2 0 0.0
*
* Numero de tramos en la semilongitud activa
* N < 100
* N = 60
* Velocidad de refrigerante
* NV1 = 357 cm/s velocidad inicial
* NV2 = 357 cm/s velocidad final

```

```

* NVP = 10 cm/s incremento de velocidad
* N NV1 NV2 NVP
* (cm/s] (cm/s] (cm/s]
200 60 357 357 10
*
* Factores Incertidumbre
* DTE (°C) Uranio Potencia HT-area Ch-gap Velocidad Homogenea
* 300 0 1 1 1 1 1 1
300 0.50 1.02 1.02 1.05 1.06 1.10 1.08
* Espesor-Meat HT-corr Pres. Nivel-Pisc Densidad Fr.loss Form loss
* 301 1 1 1 1 1 1 1
301 1.10 1.10 1.00 1.04 1.00 1.05 1.05
* MARGENES ADICIONAL
* ONB-corr DNBR-corr PRD-corr Var.-Pot. Var.-Temp (°C)
* 390 1 1 1 1 0
390 1.10 1.10 1.06 1.05 1.00
*
* a = 6.275 cm ancho meat
* a1 = 6.72 cm ancho canal distancia entre marcos
* b1 = 0.31 cm espesor canal normal
* b2 = 0.269 cm espesor canal reducido
* tp = 0.148 cm espesor de placa
* L= 30.75 cm semilongitud meat
* m = 0.074 cm espesor de meat
* N= 60 numero de tramos
* dz= 1.025 cm longitud de tramo
* PB= 0.165992032 cm
* Pc= 12.55 cm perimetro calefactor
* dL= 8 cm delta de longitud extrapolada
* LP= 38.75 cm semilongitud extrapolada
* HL = 939 (1099.75.-160.75) cm nivel superior tanque - nivel superior
meat
* Geometrical data
* DZ PB PC L LP HL
* (cm) (cm) (cm) (cm) (cm) (cm)
400 1.025 0.165992032 12.55 30.75 38.75 939.0
*
* L0 = 4.5 cm tramo superior ECN
* b0 = 7.656 cm distancia entre placa externas
* S0 = 51.44832 cm2 area caja superior

```



```

* Ph0 = 28.752 cm perimetro caja superior
* Dh0 = 7.157529215 cm diametro equivalente caja superior
*
* L1 = 32.75 cm semilongitud placas internas (Pl Int)
* S1 = 2.0832 cm2 area canal refrigerante
* Ph1 = 14.06 cm perimetro canal refrigerante
* Dh1 = 0.592660028 cm diametro equivalente canal refrigerante
*
* Caja superior interior EC Interior canal Placas
* L0 S0 D0 L1 S1 D1
* (cm) (cm2) (cm) (cm) (cm2) (cm)
410 4.5 51.44832 7.157529215 32.75 2.0832 0.592660028
*
* L3 = 1.5 cm long adicional (a Pl Int) inferior placa externa
* S3 = 51.44832 cm2 area caja inferior
* Dh3 = 7.157529215 cm diametro equivalente caja inferior
*
* L4 = 18.25 cm longitud cilindrica interna adaptador
* S4 = 20.26829916 cm2 area interna adaptador
* Dh4 = 5.08 cm diametro interno adaptador
*
* Caja inferior interior EC y Boquilla
* L3 S3 D3 L4 S4 D4
* (cm) (cm2) (cm) (cm) (cm2) (cm)
420 1.5 51.44832 7.157529215 18.25 20.26829916 5.08
*
* L5 = 7.5 cm longitud cilindrica interna grilla soporte
* S5 = 29.89924414 cm2 area interna grilla soporte
* D5 = 6.17 cm diametro interno grilla soporte
* PO, DB = 0.0 <--> NGEOM = 0
*
* Parte inferior grilla
* L5 S5 D5 NP PO DB
* (cm) (cm2) (cm)
430 7.5 29.89924414 6.17 13 0.0 0.0
*
* TE = 38 °C temperatura ingreso
* KP = 1 factor de potencia
* TE FIO
* (°C) (W/cm2)

```

500 38.0 91.49932812

\* KP

510 1.0

\*

\* THCFU = 0.5 w/cm-C K meat (fuel)

\* THCCL = 1.65 w/cm-C K Al6061 (clad)

\* THCOX = 0.05 w/cm-C K Al2O3 (oxido)

\*

\* THCFU THCCL THCOX

\* (W/cm-C) (W/cm-C) (W/cm-C)

710 0.5 1.65 0.05

\*

\* ESPFU = 0.074 cm espesor meat (fuel)

\* ESPCL = 0.037 cm espesor vaina (clad)

\* ESPOX = 0.005 cm espesor oxido Al (oxido)

\*

\* ESPFU ESPCL ESPOX

\* (cm) (cm) (cm)

720 0.074 0.037 0.005

```

Termic en el Nucleo del RP10 (elemento normal)
* CANAL NORMAL SFA (U3Si2) [b = 3.3 mm]
* Evaluación Termohidráulica Núcleo U3Si2
* Germán Cáceres Vivanco / Enero 2020
* UNC=0 --> tratamiento multiplicativo de factores de incertidumbre
* UNC=1 --> tratamiento estadístico de factores de incertidumbre
*
* PERFI=0 --> distribución axial de potencia dada por usuario
* PERFI=1 --> distribución axial de potencia cosenoidal interna
*
* tratamiento perfil axial
* estadístico pot cosenoidal
* UNC PERFI
050 1 1
*
* NESCUR=0 --> flujo de arriba a abajo
* NESCUR=1 --> flujo de abajo a arriba
*
* NCOTP=0 --> busca potencia para alcanzar temperatura = T = TCOMT
* NCOTP=1 --> busca potencia para alcanzar temperatura = TONB
* NCOTP=2 --> calcula con potencia dada por usuario en FIO (card 500)
* NCOTP=3 --> busca potencia para alcanzar mínimo DNBR
*
* NGEOM=0 --> combustible tipo placa
* NGEOM=1 --> combustible tipo barra
*
* TCOMT=0 --> si NCOTP = 1 o 2
* TCOMT=T --> T(°C) = máxima temperatura de vaina, si NCOTP = 0
*
* flujo busca combustible Tp max
* abajo TONB tipo placa <= TONB
* NESCUR NCOTP NGEOM TCOMT
100 0 2 0 0.0
*
* Numero de tramos en la semilongitud activa
* N < 100
* N = 60
* Velocidad de refrigerante
* NV1 = 361 cm/s velocidad inicial
* NV2 = 361 cm/s velocidad final

```

```

* NVP = 10 cm/s incremento de velocidad
* N NV1 NV2 NVP
* (cm/s] (cm/s] (cm/s]
200 60 361 361 10
*
* Factores Incertidumbre
* DTE (°C) Uranio Potencia HT-area Ch-gap Velocidad Homogenea
* 300 0 1 1 1 1 1 1
300 0.50 1.02 1.02 1.05 1.06 1.10 1.08
* Espesor-Meat HT-corr Pres. Nivel-Pisc Densidad Fr.loss Form loss
* 301 1 1 1 1 1 1 1
301 1.10 1.10 1.00 1.04 1.00 1.05 1.05
* MARGENES ADICIONAL
* ONB-corr DNBR-corr PRD-corr Var.-Pot. Var.-Temp (°C)
* 390 1 1 1 1 0
390 1.10 1.10 1.06 1.05 1.00
*
* a = 6.275 cm ancho meat
* a1 = 6.72 cm ancho canal distancia entre marcos
* b1 = 0.33 cm espesor canal normal
* b2 = cm espesor canal reducido
* tp = 0.148 cm espesor de placa
* L= 30.75 cm semilongitud meat
* m = 0.074 cm espesor de meat
* N= 60 numero de tramos
* dz= 0 cm longitud de tramo
* PB= 0.176701195 cm
* Pc= 12.55 cm perimetro calefactor
* dL= 8 cm delta de longitud extrapolada
* LP= 38.75 cm semilongitud extrapolada
* HL = 939 (1099.75.-160.75) cm nivel sup. tanque - nivel sup. meat
* Datos Geometricos
* DZ PB PC L LP HL
* (cm) (cm) (cm) (cm) (cm) (cm)
400 0 0.176701195 12.55 30.75 38.75 939.0
*
* L0 = 4.5 cm tramo superior ECN
* b0 = 7.5 cm distancia entre placa externas
* S0 = 50.4 cm2 area caja superior
* Ph0 = 28.44 cm perimetro caja superior

```

```

* Dh0 = 7.088607595 cm diametro equivalente caja superior
*
* L1 = 32.75 cm semilongitud placas internas (Pl Int)
* S1 = 2.2176 cm2 area canal refrigerante
* Ph1 = 14.1 cm perimetro canal refrigerante
* Dh1 = 0.629106383 cm diametro equivalente canal refrigerante
*
* Caja superior interior EC Interior canal Placas
* L0 S0 D0 L1 S1 D1
* (cm) (cm2) (cm) (cm) (cm2) (cm)
410 4.5 50.4 7.088607595 32.75 2.2176 0.629106383
*
* L3 = 1.5 cm long adicional (a Pl Int) inferior placa externa
* S3 = 50.4 cm2 area caja inferior
* Dh3 = 7.088607595 cm diametro equivalente caja inferior
*
* L4 = 18.25 cm longitud cilindrica interna adaptador
* S4 = 20.26829916 cm2 area interna adaptador
* Dh4 = 5.08 cm diametro interno adaptador
*
* Caja inferior interior EC y Boquilla
* L3 S3 D3 L4 S4 D4
* (cm) (cm2) (cm) (cm) (cm2) (cm)
420 1.5 50.4 7.088607595 18.25 20.26829916 5.08
*
* L5 = 7.5 cm longitud cilindrica interna grilla soporte
* S5 = 29.89924414 cm2 area interna grilla soporte
* D5 = 6.17 cm diametro interno grilla soporte
* PO, DB = 0.0 <--> NGEOM = 0
*
* Parte inferior grilla
* L5 S5 D5 NP PO DB
* (cm) (cm2) (cm)
430 7.5 29.89924414 6.17 17 0.0 0.0
*
* TE = 38 °C temperatura ingreso
* KP = 1 factor de potencia
* TE FIO
* (°C) (W/cm2)
500 38.0 96.11502123

```

\* KP  
510 1.0  
\*  
\* THCFU = 0.5 w/cm-C K meat (fuel)  
\* THCCL = 1.65 w/cm-C K Al6061 (clad)  
\* THCOX = 0.05 w/cm-C K Al2O3 (oxido)  
\*  
\* THCFU THCCL THCOX  
\* (W/cm-C) (W/cm-C) (W/cm-C)  
710 0.5 1.65 0.05  
\*  
\* ESPFU = 0.074 cm espesor meat (fuel)  
\* ESPCL = 0.037 cm espesor vaina (clad)  
\* ESPOX = 0.005 cm espesor oxido Al (oxido)  
\*  
\* ESPFU ESPCL ESPOX  
\* (cm) (cm) (cm)  
720 0.074 0.037 0.005

-- CONVEC CASO RP10 - U3Si2 (ECN) : ABR 2017 / G. Cáceres

0.0033 SEPARA = Distancia entre placas (m)  
0.06720 ANCHO = Ancho del canal  
0.06275 ANCHOA = Ancho activo (m)  
2.22E-04 AREA = Area del canal (m2)  
6.29E-03 DHIDRA = Diametro hidraulico (m)  
0.615 HC = Longitud activa de placa (m)  
17 NPLAC = Numero de placas en el elemento combustible  
40 NN = Numero de nodos axiales  
0.08 EXTLON = Distancia extrapolada (m)  
38.0 TEM = Temperatura agua pileta  
8.85 DELTAH = Altura de agua sobre la parte superior del núcleo (m)  
2.03E-03 AREABO = Area de flujo zona inferior (m2)  
5.04E-03 AREACA = Area de flujo zona superior (m2)  
7.09E-02 DHICAJ = Diametro hidraulico zona superior (m)  
0.1823 LBO = Longitud zona inferior (m)  
0.0508 DBO = Diametro zona inferior (m)  
0.045 LBIN = Longitud zona superior (m)  
0.655 HCL = Longitud total placa combustible  
0.015 LDOWN = Longitud entre la zona inferior y las placas (m)  
20 NCAJ = Numero de elementos combustibles en el núcleo  
0.346 DTUB = Diametro de tuberia de nucleo a clapeta (m)  
5.1 LTUB = Longitud de tuberia de nucleo a clapeta (m)  
2.5 PEAKF = Factor Pico  
1 IOPT = Salida opcional 1=SI  
1 IFL = 1: Agua 2: Aire  
50.0 THKFU = Conductividad termica combustible (w/m.C)  
165.0 THKCL = Conductividad termica vaina (w/m.C)  
5.0 THKOX = Conductividad termica oxido (w/m.C)  
0.00037 ESPFU = semiespesor combustible (m)  
0.00037 ESPCL = Espesor vaina (m)  
5.00E-05 ESPOX = Espesor oxido (m)  
0 LCHIM = Longitud de Chimenea (m)  
1.0 ARCHI = Area Chimenea (m2)  
1.0 DHCHI = Diametro chimenea (m)  
1 IPERF = 1: Coseno 0: Uniforme  
1.0 FQF = Incertidumbre de flujo de calor  
1.0 FER = Incertidumbre en la entalpia  
1.0 FHT = Incertidumbre en transferencia de calor

-- CONVEC CASO RP10 - U3Si2 (ECC) : JUN 2013 / G. Cáceres

0.0031    SEPARA = Distancia entre placas (m)  
0.06720    ANCHO = Ancho del canal  
0.06275    ANCHOA = Ancho activo (m)  
2.08E-04    AREA = Area del canal (m2)  
5.93E-03    DHIDRA = Diametro hidraulico (m)  
0.615    HC = Longitud activa de placa (m)  
13    NPLAC = Numero de placas en el elemento combustible  
40    NN = Numero de nodos axiales  
0.08    EXTLON = Distancia extrapolada (m)  
38.0    TEM = Temperatura agua pileta  
8.85    DELTAH = Altura de agua sobre la parte superior del núcleo (m)  
2.03E-03    AREABO = Area de flujo zona inferior (m2)  
4.83E-03    AREACA = Area de flujo zona superior (m2)  
6.91E-02    DHICAJ = Diametro hidraulico zona superior (m)  
0.1823    LBO = Longitud zona inferior (m)  
0.0508    DBO = Diametro zona inferior (m)  
0.065    LBIN = Longitud zona superior (m)  
0.655    HCL = Longitud total placa combustible  
0.015    LDOWN = Longitud entre la zona inferior y las placas (m)  
26    NCAJ = Numero de elementos combustibles en el núcleo  
0.346    DTUB = Diametro de tuberia de nucleo a clapeta (m)  
5.1    LTUB = Longitud de tuberia de nucleo a clapeta (m)  
2.5    PEAKF = Factor Pico  
1    IOPT = Salida opcional 1=SI  
1    IFL = 1: Agua 2: Aire  
50.0    THKFU = Conductividad termica combustible (w/m.C)  
165.0    THKCL = Conductividad termica vaina (w/m.C)  
5.0    THKOX = Conductividad termica oxido (w/m.C)  
0.00037    ESPFU = semiespesor combustible (m)  
0.00037    ESPCL = Espesor vaina (m)  
5.00E-05    ESPOX = Espesor oxido (m)  
0    LCHIM = Longitud de Chimenea (m)  
1.0    ARCHI = Area Chimenea (m2)  
1.0    DHCHI = Diametro chimenea (m)  
1    IPERF = 1: Coseno 0: Uniforme  
1.0    FQF = Incertidumbre de flujo de calor  
1.0    FER = Incertidumbre en la entalpia  
1.0    FHT = Incertidumbre en transferencia de calor