

**UNIVERSIDAD NACIONAL DE INGENIERÍA**

**FACULTAD DE CIENCIAS**



**TESIS**

**ANÁLISIS DE ACCIDENTES EN ESTADO TRANSITORIO, EN EL  
REACTOR NUCLEAR RP-10 CON LOS NUEVOS ELEMENTOS  
COMBUSTIBLES DE  $U_3Si_2$  PARA EL PRIMER NÚCLEO DE  
TRABAJO**

**PARA OBTENER EL TÍTULO PROFESIONAL DE INGENIERO FÍSICO**

ELABORADO POR:

Wilder Joel Arévalo Farro

ASESOR:

Dr. Heriberto Abraham Sánchez Córdova

LIMA – PERÚ

2019

## **DEDICATORIA**

*Esta tesis es dedicada al creador del cielo y de la tierra, a Dios, por darme la fuerza e inspiración en este proceso de obtener unos de los anhelos más deseados.*

*A mi madre por su apoyo en todos estos años junto a mis hermanos.*

## **AGRADECIMIENTO**

Quiero expresar mi gratitud a Dios, ya que ha permitido mediante un proceso de evaluación abrirme las puertas y poder realizar todo el proceso investigativo dentro del Instituto Peruano de Energía Nuclear.

Agradecer a mi madre por su amor, trabajo y sacrificio de todos estos años.

Agradecer al Ing. Germán Cáceres Vivanco, jefe de departamento de cálculo y análisis de seguridad, del Instituto Peruano de Energía Nuclear; al ser el co-asesor de la presente, por su orientación y facilidades dentro de las instalaciones y ser guía en códigos de cálculo.

Agradecer al Lic. Mariano Vela por su orientación en temas de protección radiológica dentro de las instalaciones del IPEN.

Agradecer al Dr. Heriberto Sánchez como asesor del presente trabajo de investigación.

Agradecer a todos los integrantes del departamento de cálculo y análisis de seguridad por sus valiosos aportes de datos de cálculo.

Agradecer a la Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional de Ingeniería por brindarme los conocimientos, para mi formación profesional.

## ÍNDICE GENERAL

### Contenido

|  |      |
|--|------|
| DEDICATORIA .....  | II   |
| AGRADECIMIENTO .....   | III  |
| ÍNDICE GENERAL.....  | IV   |
| ÍNDICE DE TABLAS .....   | VII  |
| ÍNDICE DE FIGURAS .....  | IX   |
| RESUMEN .....  | XII  |
| ABSTRACT .....   | XIII |
| LISTA DE ACRÓNIMOS Y SÍMBOLOS .....  | XIV  |
| 1.    CAPÍTULO 1: INTRODUCCIÓN.....  | 1    |
| 1.1 ANTECEDENTES .....   | 1    |
| 1.2 JUSTIFICACIÓN.....   | 1    |
| 1.3 OBJETIVOS .....  | 2    |
| 1.4 PLANTEAMIENTO DEL PROBLEMA .....   | 2    |
| 1.4.1 ACCIDENTE POR INSERCIÓN DE REACTIVIDAD EN EL NÚCLEO DEL REACTOR .....      | 3    |
| 1.4.2 ACCIDENTE POR PÉRDIDA DE CAUDAL EN EL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN PRIMARIO .. | 3    |
| 2.    CAPÍTULO 2: DESCRIPCIÓN DEL REACTOR .....                                  | 5    |
| 2.1 UBICACIÓN DEL REACTOR .....  | 5    |
| 2.2 FINALIDAD DEL REACTOR.....   | 6    |
| 2.3 DISEÑO TERMOHIDRAULICO DEL NÚCLEO.....                                       | 6    |
| 2.3.1 BASES DEL DISEÑO .....   | 6    |
| 3.    CAPÍTULO 3: BASES PARA EL ANÁLISIS DE SEGURIDAD .....                      | 10   |
| 3.1 SEGURIDAD NUCLEAR .....  | 10   |
| 3.2 ESTADOS DE PLANTA.....   | 10   |
| 3.2.1 ESTADOS OPERACIONALES.....   | 10   |
| 3.2.2 ESTADOS ACCIDENTALES.....  | 10   |

|         |   |    |
|---------|---|----|
| 3.3     | PRINCIPIOS FUNDAMENTALES DE LA SEGURIDAD NUCLEAR .....                    | 11 |
| 3.4     | BARRERAS Y NIVELES DE LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD .....                     | 12 |
| 3.4.1   | BARRERAS FÍSICAS .....  | 12 |
| 3.4.2   | NIVELES DE PROTECCIÓN .....   | 12 |
| 4.      | CAPÍTULO 4: IDENTIFICACIÓN Y ANÁLISIS DE EVENTOS INICIANTES .....         | 13 |
| 4.1     | CATEGORIZACIÓN DE EVENTOS .....   | 13 |
| 4.2     | IDENTIFICACIÓN DE LOS EVENTOS INICIANTES POSTULADOS (EIP) .....           | 13 |
| 4.3     | IDENTIFICACIÓN DE LOS EVENTOS INICIANTES BASE DE DISEÑO (EIBD) .....      | 15 |
| 4.4     | EVALUACIÓN DE LOS EVENTOS INICIANTES ENVOLVENTES (EIE) .....              | 16 |
| 4.5     | ANÁLISIS DE LOS ACCIDENTES MÁS ALLÁ DE LA BASE DE DISEÑO (AMBD) .....     | 16 |
| 4.6     | LÍMITES NUMÉRICOS PARA LOS PARÁMETROS RELEVANTES .....                    | 16 |
| 4.7     | DESCRIPCIÓN DE FENÓMENOS TERMOHIDRÁULICO .....                            | 17 |
| 4.7.1   | EBULLICIÓN NUCLEADA .....   | 18 |
| 4.7.2   | FENÓMENOS CRÍTICOS .....  | 19 |
| 4.7.2.1 | INESTABILIDADES DE CAUDAL O REDISTRIBUCIÓN DE CAUDAL .....                | 20 |
| 4.7.2.2 | ALEJAMIENTO DE LA EBULLICIÓN NUCLEADA (DNB) .....                         | 20 |
| 4.8     | MÁRGENES DE SEGURIDAD: EVENTOS BASE DE DISEÑO .....                       | 21 |
| 5.      | CAPÍTULO 5: DESCRIPCIÓN DEL CÓDIGO DE CÁLCULO Y DEL MODELO EMPLEADO ..... | 22 |
| 5.1     | CÓDIGO DE CÁLCULO .....   | 22 |
| 5.2     | MODELO EMPLEADO .....   | 23 |
| 5.3     | MODELO NEUTRÓNICO .....   | 25 |
| 5.4     | MODELO DE REACTIVIDAD .....   | 26 |
| 5.5     | MODELO TERMOHIDRÁULICO .....  | 29 |
| 6.      | CAPÍTULO 6: DESARROLLO DEL ANÁLISIS TRANSITORIO .....                     | 36 |
| 6.1     | DISTRIBUCIÓN DE POTENCIA DEL PRIMER NÚCLEO DE TRABAJO .....               | 38 |
| 6.2     | CONDICIONES E HIPÓTESIS ASUMIDAS .....                                    | 39 |
| 6.3     | CONDICIONES LIMITANTES PARA LA SEGURIDAD TÉRMICA .....                    | 40 |

|       |  |    |
|-------|--|----|
| 6.4   | CÓDIGOS DE CÁLCULO PREVIOS AL ANÁLISIS TRANSITORIO .....   | 40 |
| 6.5   | CÓDIGO PARET V7.5 PARA EL ANÁLISIS TRANSITORIO .....   | 41 |
| 6.6   | EVENTOS POSTULADOS.....  | 42 |
| 6.7   | DETALLES DE DATOS DE ENTRADA, DE LAS TARJETAS EN PARET V7.5 PARA EL RP-10 CON<br>U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> .....                      | 44 |
| 7.    | CAPÍTULO 7: RESULTADOS Y DISCUSIONES.....  | 65 |
| 7.1   | RESULTADOS DE ANÁLISIS TERMOHIDRÁULICO EN ESTADO ESTACIONARIO .....  | 65 |
| 7.2   | RESULTADOS DE ANÁLISIS TRANSITORIO.....  | 68 |
| 7.2.1 | RESULTADOS DE ACCIDENTE POR INSERCIÓN DE REACTIVIDAD EN EL NÚCLEO DEL<br>REACTOR .....   | 68 |
| 7.2.2 | RESULTADOS DE ACCIDENTE POR PÉRDIDA DE CAUDAL EN EL SISTEMA DE<br>REFRIGERACIÓN PRIMARIO.....  | 71 |
| 7.2.3 | RESULTADO DEL DISPARO POR PERIODO PARA UN VALOR MÁXIMO DE REACTIVIDAD<br>DE 200 pcm Y TASA MÁXIMA DE INSERCIÓN DE REACTIVIDAD 10pcm/s..... | 73 |
| 7.3   | ANÁLISIS DE LOS RESULTADOS.....  | 77 |
| 8.    | CAPÍTULO 8: CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES.....  | 82 |
| 9.    | CAPÍTULO 9: REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS .....   | 83 |
| 10.   | ANEXO 01: DIAGRAMA DE FLUJO DEL CONVEC V3.40, CAUDVAP V3.60 Y TERMIC V4.1 .....  | 86 |
| 11.   | ANEXO 02: DATOS DE ENTRADA PARA ANÁLISIS TRANSITORIO POR INSERCIÓN DE<br>REACTIVIDAD .....   | 89 |
| 12.   | ANEXO 03: DATOS DE ENTRADA PARA ANÁLISIS TRANSITORIO POR PÉRDIDA DE CAUDAL....   | 96 |

## ÍNDICE DE TABLAS

|   |           |
|---|-----------|
| Tabla 1: Lista de eventos iniciantes postulados según OIEA .....  | 13        |
| Tabla 2 Parámetro termohidráulicos primarios y secundarios adoptados para el análisis transitorio.....                              | 16        |
| Tabla 3: Correlaciones de transferencia de calor .....  | 34        |
| Tabla 4 Número de elementos que conforma el núcleo .....  | 39        |
| Tabla 5: Tarjeta 1001 .....   | 44        |
| Tabla 6: Tabla 1002.....  | 46        |
| Tabla 7: Tabla 1003.....  | 47        |
| Tabla 8: Datos para el cálculo de Presión de Operación.....   | 48        |
| Tabla 9: Presión atmosférica en centro nuclear “RACSO” según TR16-006-JOR RACSO Meteorological data base para el año 2015 [29]..... | 48        |
| Tabla 10: Tarjeta 1004,1005 y 1006. ....  | 49        |
| Tabla 11: Parámetros iniciales para los accidentes de Base de diseño .....  | 52        |
| Tabla 12: Tarjeta 1007 y 1008 .....   | 53        |
| Tabla 13: Tarjeta 1009.....   | 54        |
| Tabla 14: Tarjeta 1111.....   | 54        |
| Tabla 15: Tarjeta 1112.....   | 55        |
| Tabla 16: Tarjeta 1113.....   | 55        |
| Tabla 17: Tarjeta 1114.....   | 56        |
| Tabla 18: Tarjeta 2001, 2002,2003 y 2004.....   | 56        |
| <i>Tabla 19: Tarjeta 3001,3002 y 3003 .....</i>   | <i>57</i> |
| Tabla 20: Tarjeta 4001.....   | 58        |
| Tabla 21: Tarjeta 5100 y 5101 .....   | 58        |
| Tabla 22: Tarjeta Canal 1 .....   | 60        |
| Tabla 23: Tarjeta 5200 y 5201 .....   | 61        |
| Tabla 24: Tarjeta Canal 2 .....   | 61        |

|   |    |
|---|----|
| Tabla 25: Tarjeta de los neutrones retardados.....  | 61 |
| Tabla 26: Tarjeta de Potencia o Reactividad VS Tiempo .....   | 62 |
| Tabla 27: Tarjeta Flujo másico.....   | 62 |
| Tabla 28: Expansión térmica del clad .....  | 63 |
| Tabla 29: Tarjeta Paso Temporal.....  | 63 |
| Tabla 30: Tarjeta Frecuencia de impresión .....   | 63 |
| Tabla 31: Tarjeta Fracción de flujo másico.....   | 63 |
| Tabla 32: Tarjeta Barra de control de Seguridad.....  | 64 |
| Tabla 33: Caudal y caída de presión en el núcleo del reactor .....  | 65 |
| Tabla 34: Velocidad de refrigerante en los canales de los elementos combustibles de U3Si2 en el núcleo de equilibrio..... | 65 |
| Tabla 35: Potencia ONB para modo de operación I .....   | 65 |
| Tabla 36: Potencia crítica para modo de operación I .....   | 65 |
| Tabla 37: Margen de seguridad para potencia crítica en modo de operación I.....   | 66 |
| Tabla 38: Potencia máxima.....  | 66 |
| Tabla 39: Potencia de operación .....   | 66 |
| Tabla 40: Margen de seguridad para potencia de operación en modo de operación I .....                                     | 66 |
| Tabla 41: Caudal mínimo de refrigerante en el sistema primario de refrigeración .....                                     | 67 |
| Tabla 42: Caída de presión mínima en el núcleo del reactor.....   | 67 |
| Tabla 43: Incrementos de temperatura del refrigerante al pasar por el núcleo del reactor.<br>.....                        | 67 |
| Tabla 44: Temperatura del refrigerante a la salida del núcleo del reactor .....   | 67 |
| Tabla 45: Límites y Condiciones para el modo de operación IV.....   | 67 |
| Tabla 46 Umbral de Disparo y sus Actuaciones en el primer núcleo de trabajo .....   | 67 |
| Tabla 47: Modelo de dos canales con PARET V7.5.....   | 68 |

## ÍNDICE DE FIGURAS

|  |    |
|--|----|
| Figura 1 Diagrama de causa y efecto .....  | 2  |
| Figura 2: Esquema de la ubicación geográfica del centro nuclear RP-10 [6].....           | 5  |
| Figura 3: Estados de Planta [8].....   | 11 |
| Figura 4: Principios Fundamentales de la Seguridad Nuclear [8].....                      | 11 |
| Figura 5: Principio de diseño del Reactor RP-10 .....                                    | 12 |
| Figura 6: Regiones de Transferencia de Calor [11].....                                   | 18 |
| Figura 7: Curva de ebullición de Nukiyama.....   | 19 |
| Figura 8 : Distribución de nodos axiales y radiales.....                                 | 23 |
| Figura 9 : Diagrama de bloque del Modelo PARET V 7.5 [19].....                           | 24 |
| Figura 10 : Transferencia de energía en volumen de control.....                          | 30 |
| Figura 11: Ecuación de transferencia de calor que gobierna en un volumen de control ...  | 30 |
| Figura 12: Distribución de Temperatura .....   | 31 |
| Figura 13: Distribución de Temperatura en el sistema Combustible - vaina - Agua.....     | 32 |
| Figura 14 : Cuadro comparativo de combustibles de óxidos con siliciuros [1] [2] [7]..... | 36 |
| Figura 15 : Elemento Combustible Normal (ECN) .....                                      | 36 |
| Figura 16 : Vista superior e inferior del ECN.....                                       | 37 |
| Figura 17 : Elemento Combustible de Control (ECC).....                                   | 37 |
| Figura 18 : Vista interior del ECC .....   | 37 |
| Figura 19: Placa grilla del núcleo del RP-10.....  | 38 |
| Figura 20: Configuración del primer núcleo de trabajo.....                               | 38 |
| Figura 21: Distribución de potencia del primer núcleo de trabajo, en KW [20].....        | 39 |
| Figura 22: Diagrama de flujo para ejecutar el código PARET V 7.5 .....                   | 42 |
| Figura 23: Distribución axial .....  | 45 |
| Figura 24: Distribución radial .....   | 45 |
| Figura 25: Perfil del Tanque del Reactor RP-10.....                                      | 47 |

|  |    |
|--|----|
| Figura 26: Perfil Combustible-vaina-óxido-agua .....   | 50 |
| Figura 27: Análisis de la densidad del refrigerante a una temperatura de 25 °C y presión determinada. ....   | 52 |
| Figura 28: Análisis de la densidad del refrigerante a una temperatura de 40 °C y a presión determinada. ....                                       | 52 |
| Figura 29: Excursión de potencia y energía acumulada por Inserción de reactividad de 1,5 \$ en 0,3 s. ....   | 68 |
| Figura 30: Régimen del refrigerante debido a la evolución de la potencia térmica .....   | 69 |
| Figura 31: Temperaturas en el combustible, vaina y refrigerante por inserción de reactividad de 1,5 \$ en 0,3 s.....                               | 70 |
| Figura 32: Desarrollo de reactividades por inserción de 1,5 \$ en 0,3 s.....   | 70 |
| Figura 33: Potencia y periodo por inserción de 1,5 \$ en 0,3 s.....  | 71 |
| Figura 34: Desarrollo del flujo másico efectivo de refrigerante por pérdida de caudal. ....  | 71 |
| Figura 35: Potencia por pérdida de caudal en convección forzada. ....  | 72 |
| Figura 36: Temperaturas máximas en el canal caliente en el combustible, vaina y refrigerante por pérdida de caudal.....                            | 72 |
| Figura 37: Reactividad por pérdida de caudal .....   | 73 |
| Figura 38: Evolución de potencia y periodo debido a una inserción de reactividad de 10 pcm/s después de 0,2 s.....                                 | 74 |
| Figura 39: Reactividad debido a la inserción de reactividad de 10 pcm/s después de 0,2 s y tiempo de retardo de caída de barras de 0,2 s.....      | 75 |
| Figura 40: Temperatura en el canal caliente en el combustible, vaina (clad) y refrigerante debido a la inserción de reactividad de 10 pcm/s. ....  | 75 |
| Figura 41: Evolución de la potencia y periodo debido a una tasa de inserción de reactividad de 10 pcm/s con disparo por periodo de 20 s. ....      | 76 |
| Figura 42: Inserción de reactividad de 10 pcm/s (0,01268 \$/s) con $\text{Beff}$ : 788,8 pcm, después de 0,30 s.....                               | 76 |
| Figura 43: Temperatura en el canal caliente en el combustible, vaina (clad) y del refrigerante debido a inserción de reactividad de 10 pcm/s. .... | 77 |

|   |    |
|---|----|
| Figura 44: Diagrama de flujo del CONVEC V 3.40 .....  | 86 |
| Figura 45: Diagrama de flujo del CAUDVAP V 3.60 ..... | 87 |
| Figura 46: Diagrama de flujo del TERMIC V 4.1 .....   | 88 |

## RESUMEN

En el presente trabajo de investigación se estudia el comportamiento del núcleo del RP-10 de tipo piscina para los nuevos elementos combustibles de  $U_3Si_2$ , cuando este es sometido a accidentes de excursiones de potencia por inserciones de reactividad y por pérdida de caudal del refrigerante primario para el primer núcleo de trabajo; así mismo se hace cálculos de importancia de los márgenes de seguridad nuclear para verificar que cumple los criterios de aceptación, de acuerdo a la base de diseño del reactor RP-10.

El método empleado es a través del código de cálculo PARET V7.5 y con cálculos previos utilizados como datos de entrada, que consisten en valores geométricos, parámetros termohidráulicos, cálculos nucleares e hipótesis de acuerdo a los accidentes postulados.

Los resultados muestran que para el accidente por inserción de reactividad de 1,5 \$ en 0,30 s no afecta a los elementos combustibles de siliciuros, dado que la máxima temperatura que se obtiene en la vaina (clad) de la placa combustible es de 230,16 °C y para el accidente por pérdida de caudal refrigerante, la máxima temperatura que alcanza la vaina (clad) es de 98,08 °C por lo que dichos accidentes no afectan la integridad de los elementos combustibles.

Finalmente, los límites y mecanismos de seguridad para los nuevos elementos combustibles de siliciuros para el RP-10, mantienen la integridad de las placas de los elementos combustibles del primer núcleo de trabajo.

**Palabras clave:** RP-10,  $U_3Si_2$ , reactividad, márgenes, base de diseño y PARET v7.5.

## ABSTRACT

In the present work of investigation the behavior is studied of the RP-10 of pool-type with the new fuel elements of  $U_3Si_2$ , when it is subjected to accidents of excursions of power by insertions of reactivity and by loss of flow of the primary coolant for the first core of work; Likewise, important calculations are made of the nuclear safety margins to verify that it meets the acceptance criteria, according to the design basis of the reactor RP-10.

The method used is through the calculation code PARET V7.5 and with previous calculations, used as input data, which consist of geometric values, thermohydraulic parameters, nuclear calculations and hypotheses according to the postulated accidents.

The results show that for the accident by insertion of reactivity of 1,5 \$ in 0,30 s, does not affect the integrity of the fuel elements of silicides, because the maximum temperature that reaches the clad (sheath) of the plate is 230,16 °C. And for the accident due to loss of cooling flow, the maximum temperature reached by the clad is 98,08 °C, so these accidents do not affect the integrity of the fuel elements.

Finally, the limits and safety mechanisms for the new silicide fuel elements for the RP-10, maintain the integrity of the plates of the fuel elements of the first core of work.

Keywords: RP-10,  $U_3Si_2$ , reactivity, margins, design basis and PARET v7.5.

## LISTA DE ACRÓNIMOS Y SÍMBOLOS

| CARÁCTER  | DESCRIPCIÓN   | UNIDADES                            |
|-----------|---|-------------------------------------|
| ALPHA     | Conductividad térmica del material  | W.m <sup>-1</sup> . K <sup>-1</sup> |
| BETA      | Capacidad calorífica volumétrica  | J.m <sup>-3</sup> . K <sup>-1</sup> |
| CLAD      | Revestido   |                                     |
| CAUDVAP   | Programa para distribución de flujo y cálculo de<br>Caída de presión en núcleo de tipo MTR.       |                                     |
| CN        | Canal Normal.   |                                     |
| CNEA      | Comisión Nacional de Energía Atómica.   |                                     |
| CONVEC    | Programa para Análisis Termohidráulico en Núcleo<br>De tipo MTR en régimen de convección natural. |                                     |
| CR        | Canal reducido.   |                                     |
| DNB       | Alejamiento de la Ebullición Nucleada   |                                     |
| DNBR      | Margen al Alejamiento de la Ebullición Nucleada<br>(Departure from Nucleate Boiling Ratio)        |                                     |
| EC        | Elemento Combustible  |                                     |
| ECC       | Elemento Combustible de Control   |                                     |
| ECN       | Elemento Combustible Normal   |                                     |
| ECRI      | Elemento Combustible para Reactores de Investigación  |                                     |
| IAS       | Informes de Análisis de Seguridad del RP-10   |                                     |
| IFLOW     | Parámetro de Flujo  |                                     |
| INVAP     | Investigación Aplicada  |                                     |
| LOFA      | Accidente por Pérdida de Flujo (loss of flow accident)  |                                     |
| MOD-VACIO | Reactividad por vacío del moderador   | \$                                  |
| MOD-TEMP  | Reactividad por temperatura del moderador   | \$                                  |
| MTR       | Reactor de Ensayo de Materiales (Material Testing Reactor)  |                                     |
| NUKEN     | Química Nuclear y Metalurgia (Nuklear chemie und Metallurgie)                                     |                                     |

|                                |   |                   |
|--------------------------------|---|-------------------|
| OIEA                           | Organización Internacional de Energía Atómica   |                   |
| ONB                            | Inicio de la Ebullición Nucleada (Onset of Nucleate Boiling)  |                   |
| PARET                          | Programa para el Análisis de Reactores en Transitorio<br>(Program for the Analysis of Reactor Transients) |                   |
| PCM                            | Partes por cien mil   |                   |
| RACSO                          | El Centro Nuclear OSCAR MIROQUESADA DE LA GUERRA  |                   |
| RD                             | Redistribución de Caudal  |                   |
| RIA                            | Accidentes por Inserción de Reactividad (Reactivity Insertion Accident)                                   |                   |
| RODWITH                        | Es la reactividad asociada con las barras de control  | \$                |
| RODLOC                         | Es la posición de las barras  | m                 |
| ROD-EXPANS                     | Reactividad por expansión de las barras   | \$                |
| RP-10                          | Reactor Peruano de 10 MW  |                   |
| SCRAM                          | Parada rápida del Reactor   |                   |
| SSR-3                          | Seguridad de los Reactores de Investigación<br>Norma de Seguridad de la OIEA                              |                   |
| TERMIC                         | Programa para el análisis Térmico- Hidráulico en núcleo de<br>Tipo MTR en Régimen de Convención Forzada   |                   |
| TRIP                           | Disparo   |                   |
| U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>  | Óxido de Uranio   |                   |
| U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> | Siliciuro de Uranio   |                   |
| $\partial W_i$                 | Variación de Caudal en un canal i   |                   |
| $R_b$                          | Margen de Seguridad para el DNB   |                   |
| $R_R$                          | Margen de Seguridad para la Redistribución de Caudal  |                   |
| $q''_{DNB}$                    | Flujo de Alejamiento de la Ebullición Nucleada  | W.m <sup>-2</sup> |
| $q''_{max}$                    | Flujo Calórico máximo   | W.m <sup>-2</sup> |
| $q''_{RD}$                     | Flujo de Redistribución de Caudal   | W.m <sup>-2</sup> |

|                       |   |                    |
|-----------------------|---|--------------------|
| $q_{ONB}''$           | Flujo de ONB  | W.m <sup>-2</sup>  |
| $C_{i(t)}$            | Concentración de Neutrones del grupo i              |                    |
| $\rho(t)$             | Reactividad Neta del Sistema                        | \$                 |
| $r_C^m$               | Reactividad Total Compensada                        | \$                 |
| $r_{Rod}^m$           | Reactividad por expansión de la barra combustible   | \$                 |
| $\delta\rho_{TMod}^m$ | Reactividad por cambio de temperatura del moderador | \$                 |
| $\delta\rho_{DMod}^m$ | Reactividad por cambio de densidad del moderador    | \$                 |
| $\bar{\rho}$          | Densidad ponderada en volumen                       | Kg.m <sup>-3</sup> |

## CAPÍTULO 1: INTRODUCCIÓN

El Reactor RP-10 de 10 MW de potencia térmica, viene usando combustible de óxido de uranio  $U_3O_8$  diseñado por CNEA y NUKEN. Estos combustibles están próximos a agotarse por lo que se inició un proceso de la nueva puesta en servicio con los nuevos elementos combustibles de  $U_3Si_2$ .

Estos combustibles de  $U_3Si_2$  tienen mejores propiedades nucleares y mecánicas lo que permite generar mayor flujo neutrónico y mayor densidad de potencia, es decir se genera la misma potencia con núcleos más compacto, esto representa un menor costo operativo, además un flujo neutrónico más alto permite realizar otros procesos, como generar molibdeno por fisión o la producción de iridio para uso médico e industrial [1].

El incremento de mayor flujo neutrónico y su duración es mayor que los combustibles de óxidos. La cantidad de combustible en el núcleo de trabajo se reduce de 29 para los combustibles de óxidos a 21 elementos combustibles de siliciuros. Además, el costo de fabricación de estos combustibles es más económico [1].

### 1.1 ANTECEDENTES

- El reactor RP-10 está en operación desde 1988 y ha agotado a la fecha (2019), la disponibilidad de combustible fresco de la partida inicial provista por NUKEM.
- Se calificó el combustible en base a siliciuro ( $U_3Si_2$ ) con una densidad de hasta 4,8 g/cm<sup>3</sup> de uranio. Hoy puede decirse que el uso de Elementos Combustibles (EC) de siliciuro con densidad de 4,8 g/cm<sup>3</sup> de uranio está ampliamente difundido [2].
- A la república de Argentina se le concedió la licitación para fabricar el combustible nuclear para el Reactor de Investigación RP-10 de Perú, que fue fabricado por la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) en su planta de Elementos Combustibles para Reactores de Investigación (ECRI). Se trata de 22 elementos combustibles normal en base a Siliciuro de Uranio y 7 elementos de control [3] [4].

### 1.2 JUSTIFICACIÓN

La justificación del presente trabajo, será por las siguientes razones:

- Desde un marco interno la evaluación de la evolución de los accidentes en estado transitorio en el reactor RP-10 es de carácter de urgencia, por razones de seguridad nuclear, la realización de esta evaluación es importante ya que no se tiene el estudio

en estado transitorio para los nuevos elementos combustibles de siliciuro que se utilizarán en el reactor nuclear RP-10.

- Desde un marco externo, es de vital importancia continuar cubriendo la demanda de radiofármacos para tratamiento contra el cáncer en nuestro país.

### 1.3 OBJETIVOS

- Realizar el análisis de seguridad en el reactor RP-10 con los combustibles de siliciuro de uranio para verificar que la seguridad nuclear en la instalación cumple con los criterios de aceptación del diseño original.
- Conocer el comportamiento del reactor RP-10, con los nuevos elementos combustibles de siliciuro de uranio, ante la ocurrencia de los accidentes postulados, que son inserción de reactividad de 1,5 \$ en 0,30 s y por pérdida de caudal refrigerante primario, usando la línea de cálculo PARET v7.5; con la finalidad de determinar el nivel de seguridad.

### 1.4 PLANTEAMIENTO DEL PROBLEMA

El reactor nuclear del Perú, RP-10, viene operando desde el año 1988 con combustible de óxido de uranio  $U_3O_8$ , y por consiguiente el quemado de los combustibles de óxidos han llegado a su límite, por tanto, se realizará cambio de combustibles hecho de siliciuros, para ello se necesita la evaluación de análisis de accidente en estado transitorio del primer núcleo de trabajo. Se realiza un árbol de causa y efecto para plantear el problema, como muestra la siguiente figura.

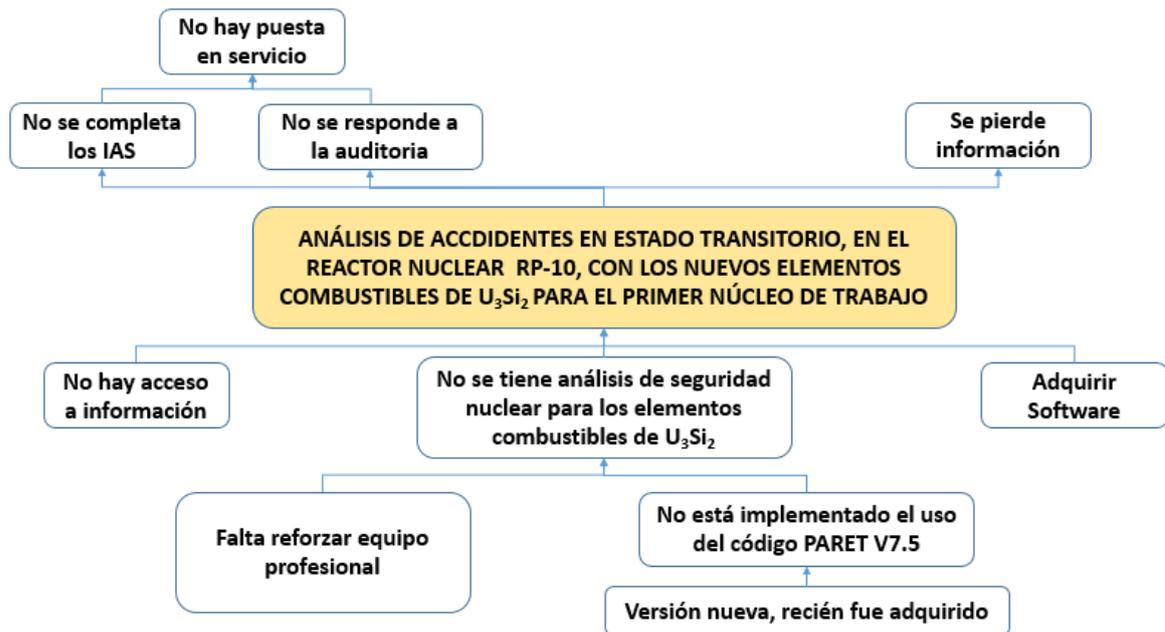


Figura 1 Diagrama de causa y efecto

#### **1.4.1 ACCIDENTE POR INSERCIÓN DE REACTIVIDAD EN EL NÚCLEO DEL REACTOR**

**Descripción del problema:** El accidente de inserción de reactividad (**RIA:** Reactivity Insertion Accident) se produce cuando de forma accidental o intencionada se consigue que el reactor se ponga supercrítico, es decir cuando la cantidad de neutrones generados es mayor que los neutrones absorbidos y fugados.

El caso que podría producir una excursión de potencia por inserción de reactividad, si es que el núcleo estuviera crítico o una subcriticidad menor a los 3000 pcm, es si se ingresa un combustible normal, y que el mismo cayera accidentalmente en la parte central del núcleo que es usada para irradiar muestras. El crecimiento poblacional de neutrones produce una subida en la potencia en un periodo muy corto, sin embargo, lo más importante de analizar no es el valor de potencia que alcanza, sino más bien la velocidad en la que cambia la potencia, y este es un factor que determina si es difícil o fácil de controlar el reactor. La temperatura en el combustible nuclear también se eleva muy rápidamente durante esta evolución transitoria de período corto, al igual que la temperatura del agua refrigerante.

En el diseño se debe garantizar que la temperatura en la placa combustible no alcance la temperatura de blíster y por consiguiente no se supere la temperatura de fusión del material de la vaina (clad) [5].

**Causas que podrían originar este tipo de accidentes:** Las causas posibles que podrían dar origen a este accidente son:

- Criticidad durante la manipulación de un EC.
- Arrastre de un ECC al extraerse una barra de control y posterior caída del mismo.
- Inserción de agua fría.
- Incorrecta manipulación de un experimento.
- Expulsión de una barra de control.

#### **1.4.2 ACCIDENTE POR PÉRDIDA DE CAUDAL EN EL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN PRIMARIO**

**Descripción del Problema:** La reducción del flujo másico desde convección forzada (flujo descendente) del caudal refrigerante o la pérdida total del mismo (**LOFA:** loss of flow accident), hasta el establecimiento lento del régimen en convección natural (flujo ascendente), se produce un aumento en la temperatura de las placas combustibles y del

refrigerante. En esta sección se analiza el accidente provocado por la pérdida total de caudal a través del núcleo del reactor.

Para el análisis de este accidente se considera que el caudal empieza a disminuir cuando el accidente se inicia, mientras que el reactor aún permanece a plena potencia por un instante. Los mecanismos de seguridad responden posteriormente debido a un retardo natural en la respuesta de la lógica electrónica de seguridad, luego del cual se produce el SCRAM, cayendo las barras de control y produciendo una disminución considerable en la potencia térmica del reactor.

Cuando se da el inicio de este accidente, la velocidad de giro del eje de las bombas decae exponencialmente, a medida que se consume la energía mecánica almacenada en las volantes de inercia de las bombas, disminuye también la velocidad del refrigerante. Cuando la velocidad del refrigerante alcanza velocidades muy bajas, las clapetas se abren y el sentido del flujo se invierte, produciéndose un flujo ascendente debido a la diferencia de densidades producida por la variación de temperaturas en el refrigerante que se da en el núcleo.

Luego del SCRAM (caída de las tres barras de seguridad), la potencia térmica decae súbitamente, mientras que el caudal refrigerante desciende lentamente, esto provoca un estado transitorio (de convección forzada a convección natural) entre la energía entregada por el combustible nuclear y la extraída por el caudal refrigerante, que se manifiesta en la variación de las temperaturas del combustible y del refrigerante (agua desmineralizada) en el tiempo. A través de la ecuación de conservación de la energía, aplicada al modelo propuesto, se modela el comportamiento del estado transitorio, así como de las variables involucradas en el modelo.

En conclusión, ocurrido este accidente, la temperatura máxima que se alcanza en la pared de la placa combustible, debe ser menor que la temperatura de blíster de la vaina de la placa combustible (450 °C), y por consiguiente mucho menor que la temperatura de fusión de la vaina de la placa combustible (660 °C). Como el periodo que dura el pico de temperatura es menor de 1 s, no se considerará la condición limitante que la temperatura de pared sea menor a la temperatura de ONB ni a la temperatura de corrosión [5].

**Causas que podrían originar este tipo de accidentes:** Las causas posibles que podrían dar origen a este accidente son:

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

## CAPÍTULO 2: DESCRIPCIÓN DEL REACTOR

El Reactor RP-10, instalado en el Centro Nuclear “RACSO”, es un reactor del tipo piscina (tanque abierto), que utiliza como combustible el uranio enriquecido al 19,75 % (Low-enriched uranium (LEU)) en  $^{235}\text{U}$ , y es moderado y refrigerado con agua liviana desmineralizada, además el núcleo contiene berilio y grafito como reflector y también cajas de irradiación donde se colocan las muestras. Su potencia nominal es de 10 MW térmicos [6].

### 2.1 UBICACIÓN DEL REACTOR

El reactor está ubicado a 28 Km al norte de la ciudad de Lima a 400 m sobre el nivel del mar y tiene las siguientes coordenadas geográficas, ver figura 2:

Longitud W: 77 00' 45"

Latitud S: 11 47' 42"

Las viviendas ubicadas en las inmediaciones del emplazamiento (hasta aproximadamente 5 km) constituyen grupos aislados de pocas casas. El grupo más cercano a la instalación se encuentra a 1200 m desde el reactor en la dirección noreste (NE), con unos 380 habitantes aproximadamente.

A 4 km. del emplazamiento del RP-10 corre de Este a Oeste el río Chillón cuyo caudal medio es de 0,51 m<sup>3</sup>/s y 70,57 m<sup>3</sup>/s en las épocas de estiaje y avenida respectivamente.

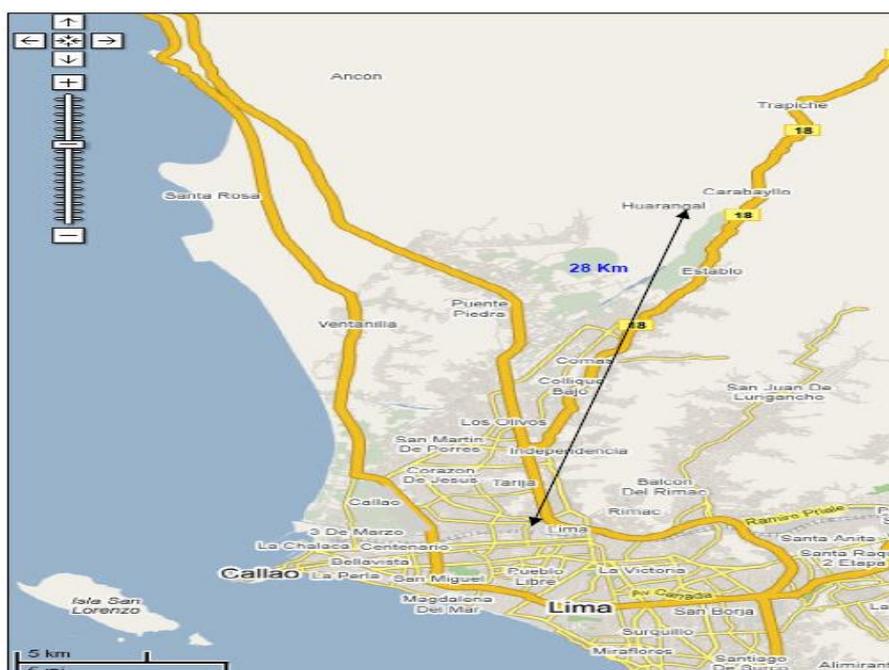


Figura 2: Esquema de la ubicación geográfica del centro nuclear RP-10 [6].

## **2.2 FINALIDAD DEL REACTOR**

La finalidad del RP-10 es la producción de radioisótopos para aplicaciones médicas e industriales, contándose para ello con facilidades internas de irradiación, una columna térmica, cuatro conductos externos de irradiación, un conducto tangencial y un sistema neumático de irradiación. También se usa con fines de investigación en ciencias básicas y aplicadas relacionado con las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear [6].

## **2.3 DISEÑO TERMOHIDRAULICO DEL NÚCLEO**

### **2.3.1 BASES DEL DISEÑO**

Las bases de diseño tomadas en cuenta para el reactor RP-10 se agrupan bajo los siguientes conceptos [7].

- (a) Por el tipo de reactor
- (b) Por el uso del reactor
- (c) Por la operación normal
- (d) Para los transitorios (incidentes y accidentes)

a) Por el tipo de reactor

El reactor RP-10 es de tipo tanque, de baja potencia y los elementos combustibles son del tipo MTR. Esta definición implica las siguientes bases de diseño:

- Sistema de extracción de calor a baja presión.
- Núcleo ubicado dentro de un tanque abierto a la atmósfera y a cierta profundidad cuya altura mínima está dada por las condiciones del blindaje axial.
- Mecanismo de extracción de calor por convección forzada en sentido descendente.
- Los elementos combustibles están constituidos por cajas que contienen placas combustibles.

b) Por el uso del reactor:

Los usos del reactor RP-10 son los siguientes:

- Producción en escala comercial de radioisótopos.
- Experimentación en temas de investigación básica.
- Aplicaciones tecnológicas.
- Entrenamiento de personal en el área reactores nucleares.

Por lo tanto, se establece los siguientes criterios básicos de diseño:

- Se establece que la configuración en el núcleo de trabajo para la potencia nominal de 10 MW, es el uso de 21 elementos combustibles (normales y de control).
- Sumidero de calor: La energía producida no será aprovechada, estableciéndose como sumidero del calor el “medio ambiente”.
- Caudal Total: Por requerimientos de los diversos componentes del núcleo y posibles experimentos, el caudal total a suministrar debe ser la suma de los siguientes términos:

$$Q_T = Q_{er} + Q_{ex} + Q_d \quad (1)$$

Donde:

$Q_{er}$  : Caudal efectivo de refrigeración. Flujo de refrigeración que circula a lo largo de las placas combustibles.

$Q_{ex}$  : Caudal tomado por los elementos que conforman el núcleo y que no es aprovechado para la refrigeración de las placas combustibles.

$Q_d$  : Caudal disponible para realizar experiencias que requieran ser especialmente refrigerados.

- La potencia nominal será de 10 MW.

c) Para la operación normal:

- Visualización del núcleo: La distribución de las corrientes de agua dentro del tanque debe ser tal que permita una adecuada visión del núcleo desde la boca del mismo.
- Flexibilidad del sistema: Por razones de disponibilidad y a fin de satisfacer las necesidades de operación a distintas potencias se ubican 3 ramales cada uno con una bomba y un intercambiador de calor, que sean aislables y la vez sea posible la total combinación de sus componentes.
- Máxima temperatura de vaina para operación nominal: Por razones de confiabilidad del elemento combustible ante los problemas de corrosión la máxima temperatura se fija en 130 °C.
- Límite superior de la velocidad del refrigerante: Para evitar que las placas sufran deformaciones y se comporten en forma inestable (pueden producirse

sobrecalentamientos y posiblemente bloqueos de caudal), la velocidad máxima no es mayor de los dos tercios de la velocidad crítica (función de los cambios de sección de paso, velocidades del refrigerante y presiones entre canales adyacentes). Se selecciona una velocidad que no produzca una pérdida de carga tal que la temperatura de inicio de ebullición nucleada no se incremente.

- Condiciones del sumidero final de calor: Para los cálculos se tomaron como base las condiciones ambientales más exigidas; temperatura de bulbo húmedo base del proyecto: 22 °C.
- Sobre potencia: El sistema de extracción se diseñó para una potencia máxima de 12 MW.
- Condiciones radiológicas: El sistema de extracción de calor del núcleo (líquido activado está aislado del medioambiente. A tal efecto se dispone de un sistema de extracción de calor intermedio denominado secundario.
- Flujo calórico máximo admisible: El flujo calórico máximo es tal que asegura que en Ningún caso, durante la operación nominal, se produzca el inicio de la “ebullición nucleada” (formación de burbujas de vapor en las paredes con fluido subsaturado).
- Instrumentación: El sistema de refrigeración dispone de la suficiente instrumentación como para conocer el estado de los principales parámetros termohidráulicos.

d) Por los transitorios (incidentes y accidentes):

- Potencia límite de los transitorios: El diseño asegura que no se alcancen las condiciones críticas.
- Redistribución de caudal en los canales y fusión de las placas combustibles. Condición limitante para velocidades entre 0.6 y 8 m/s. Para velocidades menores de 0.6 m/s (inclusive en convección natural) condición limitante es:
  - i. Potencia de inicio de “ebullición pulsada” (Inestabilidad hidráulica periódica con expulsión brusca de líquido y vapor).
  - ii. Potencia de quemado (burn out).
- Nivel de agua: se asegura que el nivel de agua no descienda de un límite mínimo Fijado, manteniendo cubiertos los elementos combustibles bajo toda circunstancia.

- Instrumentación: Se han establecido los límites máximos admisibles en los parámetros termohidráulicos medidos. La instrumentación evidencia estos límites e inicia las medidas tendientes a una parada segura del reactor.
- Extracción de calor residual: El sistema de refrigeración debe ser capaz de extraer la potencia residual por medio de la convección natural [7].

## **CAPÍTULO 3: BASES PARA EL ANÁLISIS DE SEGURIDAD**

Se explica la categorización de eventos, los criterios de aceptación establecidos para parámetros representativos de cada secuencia accidental o grupo de secuencias para evaluar la integridad de las dos primeras barreras, matriz combustible y vaina de los elementos combustibles de  $U_3Si_2$ . Finalmente se muestran los márgenes de seguridad adoptado a fin de evitar todo posible daño para las placas combustibles, y de demostrar que, durante situaciones accidentales, el diseño del reactor RP-10 sigue cumpliendo los criterios de seguridad detallados en el capítulo 2 y satisfacer los requisitos para el licenciamiento.

### **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.

### **3.2 ESTADOS DE PLANTA**

#### **3.2.1 ESTADOS OPERACIONALES**

##### **Funcionamiento Normal.**

Es una situación en la que la instalación funciona de acuerdo con los límites y condiciones operacionales especificadas, prestando el servicio que de ella se espera y para el cual fue concebido.

##### **Estado Incidental.**

Es una desviación no deseada del estado normal que, sin embargo, es previsible que ocurra una o más veces durante la vida útil de la planta y que, debido a las precauciones de diseño, no causa un daño significativo a sus componentes o sistemas.

#### **3.2.2 ESTADOS ACCIDENTALES**

##### **Accidente Base de Diseño.**

Es una desviación no deseada de un estado operacional en la cual el daño del combustible y la liberación de sustancias radiactivas o haces directos de radiación, se mantiene dentro de los límites aceptables de seguridad porque la planta está diseñada para enfrentar tal desviación.

### Accidente Severo (condiciones adicionales de diseño).

Es un estado que supera al accidente base de diseño y que implica una grave degradación del núcleo, de manera tal que el nivel de seguridad de la instalación resulta muy seriamente afectado.

En la figura 3 se muestran los estados de planta según la norma SSR-3 [8].

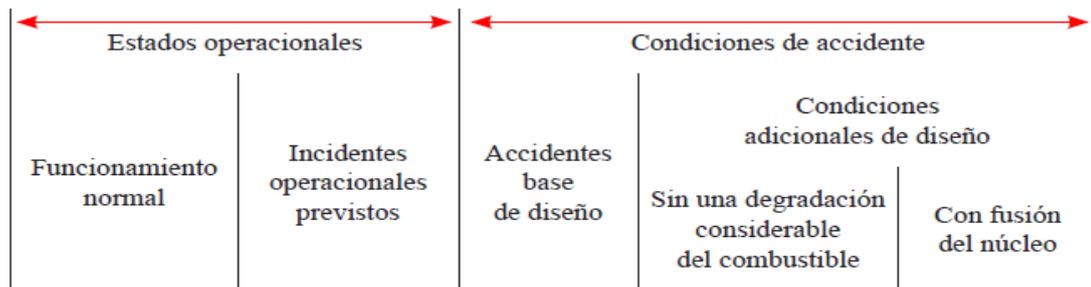


Figura 3: Estados de Planta [8]

### 3.3 PRINCIPIOS FUNDAMENTALES DE LA SEGURIDAD NUCLEAR

- Principios de la Gestión de la Seguridad.
- Principio de Defensa en Profundidad.
- Principios Técnicos Generales.

Ver figura 4.



Figura 4: Principios Fundamentales de la Seguridad Nuclear [8]

### 3.4 BARRERAS Y NIVELES DE LA DEFENSA EN PROFUNDIDAD

#### 3.4.1 BARRERAS FÍSICAS

1. Matriz del combustible.
2. Vainas del combustible.
3. Sistema primario de refrigeración.
4. Edificio de contención.

#### 3.4.2 NIVELES DE PROTECCIÓN

1. Diseño Conservativo.
2. Sistemas de Control.
3. Sistemas de Seguridad.
4. Gestión de Accidentes.
5. Plan de Emergencia.

Y se aplica al reactor nuclear para preservar las tres funciones fundamentales de la seguridad:

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

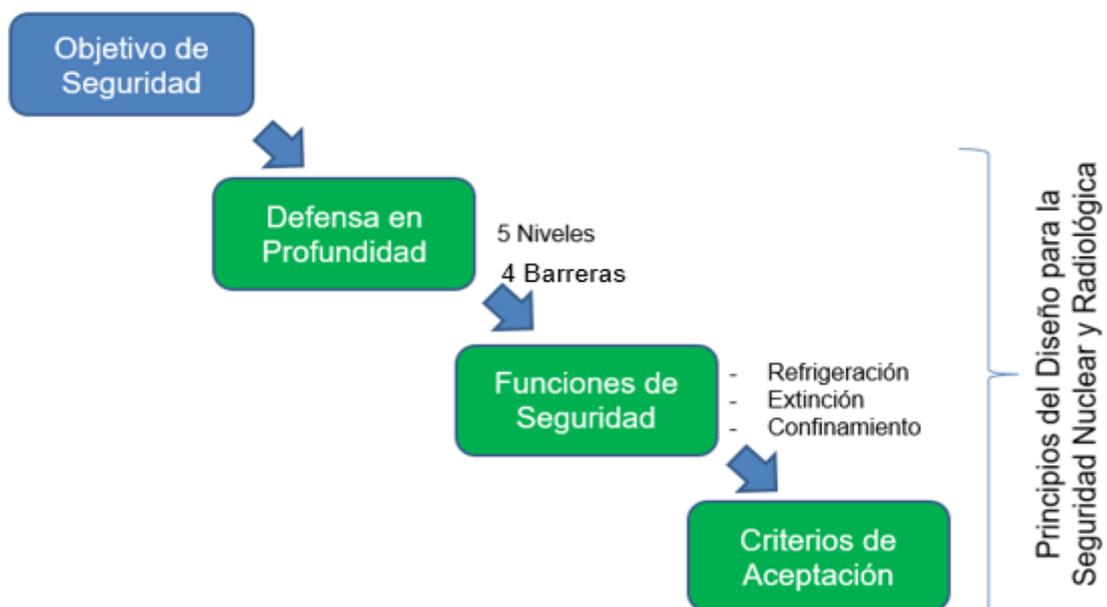


Figura 5: Principio de diseño del Reactor RP-10

## CAPÍTULO 4: IDENTIFICACIÓN Y ANÁLISIS DE EVENTOS INICIANTES

### 4.1 CATEGORIZACIÓN DE EVENTOS

En este capítulo se presenta la identificación y análisis de los eventos iniciantes, así como la evaluación de accidente que pueda ocurrir en el reactor nuclear RP-10 con los elementos combustibles de  $U_3Si_2$ . El objetivo de este análisis es demostrar que durante una situación accidental en base de diseño del reactor RP-10, se sigue cumpliendo los criterios de seguridad como nos indica en el capítulo II y capítulo III.

### 4.2 IDENTIFICACIÓN DE LOS EVENTOS INICIANTES POSTULADOS (EIP)

Los eventos iniciantes postulados (EIP), son aquellos que son capaces de ocasionar incidentes operacionales previstos o condiciones de accidente. Las causas primarias de los EIP pueden ser fallas de equipos, fallas humanas, eventos naturales o inducidos por el ser humano. Se identifican en base:

- A la lista de los eventos recopilados por la OIEA sobre reactores de investigación, referencia [8].
- A la lista de los EIP identificados y definidos en las etapas de diseño del RP-10 y mencionados en los IAS, [9].
- Al informe del Sistema de refrigeración primario por fallas de bombas del RP-10 [10].

Tabla 1: Lista de eventos iniciantes postulados según OIEA

| EIP General  | EVENTO INICIANTE POSTULADO ESPECÍFICO  |
|--|--|
| <b>Pérdida del suministro de energía eléctrica</b> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Pérdida del suministro normal de energía eléctrica.</li> </ul>  |
| <b>Inserción de exceso de reactividad</b>          | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Criticidad durante la manipulación de un EC;                             <ul style="list-style-type: none"> <li>a) Izaje y caída durante la operación</li> <li>b) Izaje y caída durante el recambio o la parada</li> <li>c) Izaje y caída por enganche con una barra de control o seguridad</li> <li>d) Inserción en una posición interna durante en recambio</li> </ul> </li> <li>➤ Accidente durante la puesta en servicio;                             <ul style="list-style-type: none"> <li>a) Inserción en una posición interna</li> </ul> </li> <li>➤ Fallo de las BC o de las guías de las BC;</li> </ul> |

|  |  |
|--|--|
|  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Fallo del mecanismo de control de las barras; <ul style="list-style-type: none"> <li>a) Extracción descontrolada de una BC o de seguridad</li> <li>b) Extracción errónea de la BC más pesada por rotura del motor de accionamiento</li> <li>c) Extracción errónea del banco de barras</li> </ul> </li> <li>➤ Fallo de otros dispositivos de control de la reactividad</li> <li>➤ Posiciones de barras no balanceadas;</li> <li>➤ Fallo o colapso de los componentes estructurales;</li> <li>➤ Inserción de agua fría;</li> <li>➤ Cambios en el moderador;</li> <li>➤ Influencia de experimentos y dispositivos experimentales;</li> <li>➤ Insuficiente reactividad de parada;</li> <li>➤ Expulsión inadvertida de las BC;</li> <li>➤ Errores de mantenimiento de los dispositivos de control de reactividad;</li> <li>➤ Señales espurias en el sistema de control.</li> </ul>   |
| <p><b>Pérdida de caudal</b></p>            | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Falla de las bombas del sistema primario; <ul style="list-style-type: none"> <li>a) Falla del motor de las bombas</li> <li>b) Falla del acople del motor a la volante</li> <li>c) Falla del acople de la volante a la bomba</li> </ul> </li> <li>➤ Reducción del caudal del refrigerante primario; <ul style="list-style-type: none"> <li>a) La reducción es suficiente para producir SCRAM por bajo caudal</li> <li>b) La reducción no es suficiente para producir SCRAM</li> </ul> </li> <li>➤ Influencia de la manipulación incorrecta o fallo de un experimento;</li> <li>➤ Ruptura del confinamiento del refrigerante primario resultante en una pérdida de caudal;</li> <li>➤ Obstrucción de un canal del combustible;</li> <li>➤ Distribución inadecuada de la potencia</li> <li>➤ Reducción del caudal de refrigerante por bypass en el núcleo;</li> <li>➤ Desvió de la presión del sistema respecto de los límites especificados.</li> </ul> |
| <p><b>Pérdida de sumidero de calor</b></p> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Pérdida de suministro eléctrico</li> <li>➤ Falla del motor de las bombas del secundario</li> <li>➤ Rotura de tuberías del sistema secundario</li> <li>➤ Falla de la torre de enfriamiento</li> </ul>  |

|  |   |
|--|---|
| <p><b>Pérdida del refrigerante primario</b></p>                        | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Ruptura del confinamiento del refrigerante (loca externo);</li> <li>➤ Daños en el tanque del reactor;</li> <li>➤ Drenaje del tanque del reactor;</li> <li>➤ Fallo de tubos de haz u otras penetraciones (loca interno);</li> </ul>   |
| <p><b>Manipulación errónea o fallo del equipo o de componentes</b></p> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Fallo de la vaina de un EC;</li> <li>➤ Daño mecánico al núcleo o al combustible (por ejemplo, por manipulación incorrecta del combustible);</li> <li>➤ Fallo del sistema de refrigeración de emergencia;</li> <li>➤ Mal funcionamiento del sistema de control de la potencia del reactor;</li> <li>➤ Criticidad del combustible en el almacenamiento;</li> <li>➤ Fallo de los medios de confinamiento, incluido el sistema de ventilación;</li> <li>➤ Pérdida de refrigerante del combustible durante la transferencia o el almacenamiento;</li> <li>➤ Pérdida o reducción del blindaje adecuado;</li> <li>➤ Fallo de aparatos o materiales experimentales (por ejemplo ruptura de un circuito);</li> <li>➤ Rebase del porcentaje de quemado de los EC.</li> </ul> |
| <p><b>Errores humanos</b></p>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Errores humanos.</li> </ul>  |

### 4.3 IDENTIFICACIÓN DE LOS EVENTOS INICIANTE BASE DE DISEÑO (EIBD)

Cada EIP identificado es analizado para determinar si es aplicable al diseño del RP10, si es eliminado por previsiones de diseño o si su probabilidad de ocurrencia es muy pequeña. Los sucesos así seleccionados se denominan eventos iniciantes base de diseño (EIBD) y conducen a accidentes creíbles que afectarían la seguridad del reactor y que son considerados en su diseño.

Posteriormente se agrupan todos los EIBD que tienen similares consecuencias desde el punto de vista de la seguridad nuclear y se toma como representante del grupo aquel cuyas consecuencias comprenden a las de todos los demás, a éste se le llamará evento envolvente. La identificación de estos eventos envolventes (EIE) reduce la cantidad de análisis necesario, aplicándose asunciones conservativas en su determinación.

Además de los EIBD existen otros sucesos cuya probabilidad de ocurrencia es muy baja y que implicarían daños en el núcleo. A estos eventos se les denomina eventos iniciantes más allá de la base de diseño (EIMBD).

#### 4.4 EVALUACIÓN DE LOS EVENTOS INICIANTE ENVOLVENTES (EIE)

Una vez identificados los eventos iniciantes envolventes (EIE), se definen los respectivos transitorios para un estudio más detallado. La respuesta del reactor a estos transitorios es analizada y evaluada para demostrar que el diseño cumple con los criterios de aceptación con los que se diseñó el RP-10.

#### 4.5 ANÁLISIS DE LOS ACCIDENTES MÁS ALLÁ DE LA BASE DE DISEÑO (AMBD)

De acuerdo a las bases de diseño, bajo las cuales se construyó el RP-10, no debería haber daño del núcleo para los ABD, sin embargo, esto podría ocurrir para los AMBD. En este caso, se evalúa el impacto radiológico, determinándose el término fuente y la dosis en el grupo crítico.

#### 4.6 LÍMITES NUMÉRICOS PARA LOS PARÁMETROS RELEVANTES

Los parámetros relevantes son función de cada familia de eventos y caracterizan la evolución del transitorio desde el punto de vista de la seguridad. Se puede distinguir entre límites de aceptación específicas sobre parámetros primarios que son los directamente vinculados con la integridad de la barrera y parámetros secundarios que no implican directamente un daño en las barreras. Los parámetros primarios incluyen márgenes que aseguran no alcanzar los límites de seguridad, de manera tal de poder absorber las incertezas de cálculo. (Ejemplo: Temperatura de la vaina, DNBR). Los parámetros secundarios implican un criterio más restrictivo.

En función de la categorización de los eventos postulados para el RP-10, se adopta como criterio para el cálculo, que para eventos operacionales previstos y eventos base de diseño, las condiciones iniciales y de borde son conservativas.

Tabla 2 Parámetro termohidráulicos primarios y secundarios adoptados para el análisis transitorio

| PARAMETROS PRIMARIOS                                   | PARAMETROS SECUNDARIOS               | OBSERVACIONES  |
|--|--------------------------------------|--|
|  | Margen al inicio de ebullición Local | Previene la ocurrencia de parámetros primarios                                       |
| Margen a la redistribución (MRD)                       |                                      | Asegura una adecuada refrigeración a potencia y velocidad del refrigerante nominales |
| Margen al alejamiento de la ebullición nucleada (DNBR) |                                      | Asegura una adecuada refrigeración a alta potencia y condiciones accidentales.       |

#### 4.7 DESCRIPCIÓN DE FENÓMENOS TERMOHIDRÁULICO

Cuando se habla de transferencia de calor por convección (forzada o natural), se definen conceptos importantes que se da sobre el fluido y en la superficie de contacto, algunos de estos elementos son: capa límite hidrodinámico y capa límite térmico. Esta capa límite hidrodinámica es el resultado de los efectos viscosos, en donde es descrita debido a las fuerzas viscosas en que se hacen insignificante en la región próxima a la superficie (placa) y la capa límite térmica es debido a la gradiente de temperatura que se genera en la proximidad de la placa, en donde esta gradiente tiende a cero conformes se incrementa la capa límite.

Para nuestro estudio en placas verticales se hará un breve análisis por regiones, lo cual se clasificará de la siguiente manera, ver figura 6 [11].

Región I: En el rango  $\Delta T < 5 \text{ }^\circ\text{C}$ , el transporte de calor es por convección natural o forzada a una sola fase (líquida). El líquido está subenfriado y la temperatura de la pared es inferior a la necesaria para causar nucleación. En esta región por lo tanto no hay burbujas y la transferencia de calor no es eficiente.

Región II: En el rango  $5 \text{ }^\circ\text{C} \leq \Delta T \leq 10 \text{ }^\circ\text{C}$ , la ebullición por nucleación subenfriada (ebullición de convección libre). Se inicia cuando la temperatura de la superficie sólida supera la de temperatura de saturación del líquido correspondiente a la presión del sistema, iniciándose el fenómeno de nucleación. Aunque la temperatura promedio del líquido permanece todavía por debajo de la de saturación, las burbujas de vapor (burbujas aisladas) dentro de éste se condensan y desaparecen, por lo que aquí, no hay generación neta de vapor.

Cuando  $\Delta T = T_{\text{pared}} - T_{\text{sat.líquido}} = 5 \text{ }^\circ\text{C}$ , se suele llamar ONB por sus iniciales en inglés (onset of nucleate boiling).

Región III: Ebullición por nucleación saturada (ebullición en volumen). Esta región se inicia cuando todo el líquido alcanza la temperatura de saturación y continúa generándose vapor por nucleación. Las burbujas ya no se condensan debido a que el líquido también está saturado. Esta forma de transporte de calor es muy eficiente, ya que, un pequeño incremento de la temperatura corresponde a un aumento considerable en el flujo de calor

Región IV: Transferencia de calor por convección forzada a través de una película líquida. A medida que el flujo circula el fenómeno de ebullición se suprime y surge el de vaporación. El espesor de la película líquida que cubre la superficie sólida es suficiente para evitar que la pared se sobrecaliente a una temperatura que permita la nucleación.

Región V: Región deficiente de líquido. A medida que se asciende a través del canal, la película de líquido se va vaporando y se hace más fina, hasta llegar a desaparecer, punto conocido como “secado”. Esta región se extiende desde el punto de secado hasta donde se llega un vapor saturado seco.

Región VI: Transferencia de calor por convección forzada a una sola fase (vapor), [11] [12].

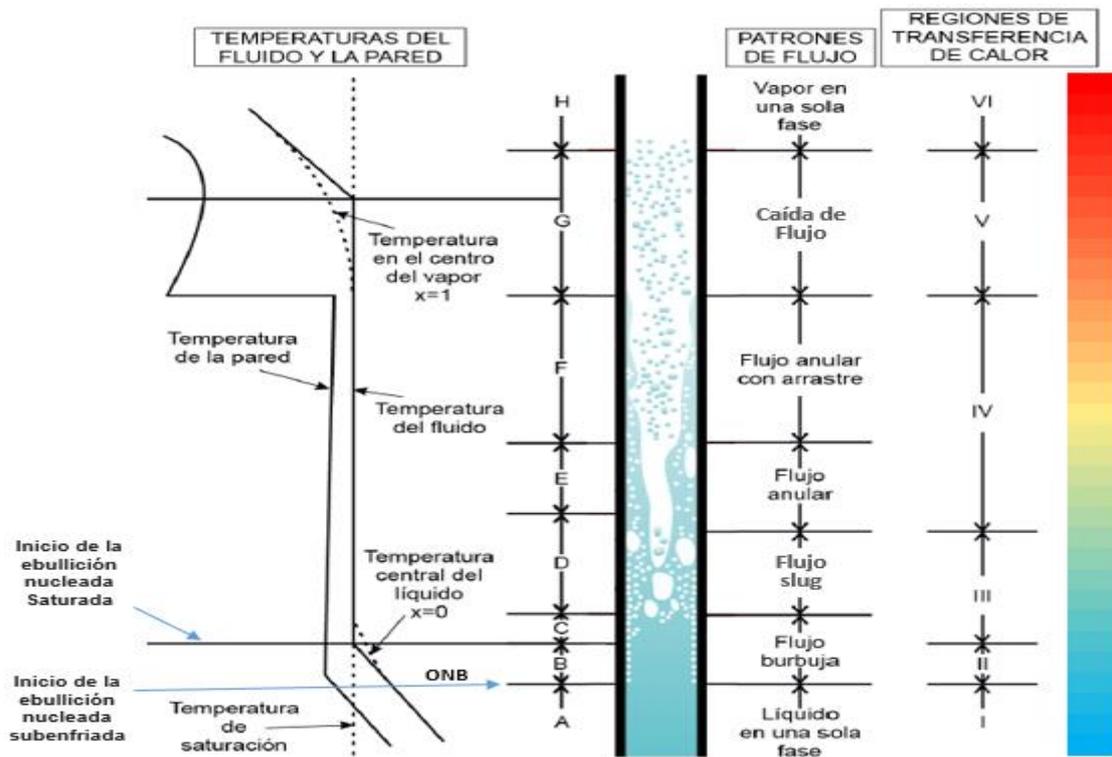


Figura 6: Regiones de Transferencia de Calor [11]

#### 4.7.1 EBULLICIÓN NUCLEADA

La ebullición nucleada es un fenómeno termohidráulico a partir del cual comienza la ebullición del líquido en la capa térmica límite del refrigerante, en esta región, se compone de dos zonas, en la primera se observan las siguientes características: hay una mezcla (agua y burbujas de vapor), debido a que la temperatura en la superficie de la pared se sigue incrementando se consigue la formación de burbujas o centros de nucleación en la proximidad a la superficie de calentamiento, Sin embargo, tanto como la temperatura del líquido sea menor a su temperatura de saturación, las burbujas de vapor dentro de éste se condensan y desaparecen, por lo que aquí, no hay generación neta de vapor,

La segunda zona presenta las siguientes características: a medida que se incrementa la temperatura del líquido y éste alcanza su temperatura de saturación se activan más sitios

de nucleación, el incremento de los sitios de nucleación y de burbujas de vapor provoca una agitación considerable y una turbulencia en el líquido, esta forma de transporte de calor es muy eficiente, ya que, a un pequeño incremento de la temperatura corresponde un aumento considerable en el flujo de calor, aquí si hay generación neta de vapor.

El comienzo de la Ebullición Nucleada (ONB) es un parámetro termohidráulico secundario que no implica destrucción de la vaina, por lo tanto, no es un fenómeno crítico, pero desde el punto de vista del diseño es indeseado ya que podría producirse ruido neutrónico y antecede a la ocurrencia de fenómenos críticos. El mismo se analizará más adelante.

En la figura 7 se muestran el diagrama de curva de ebullición de Nukiyama [13] [14]

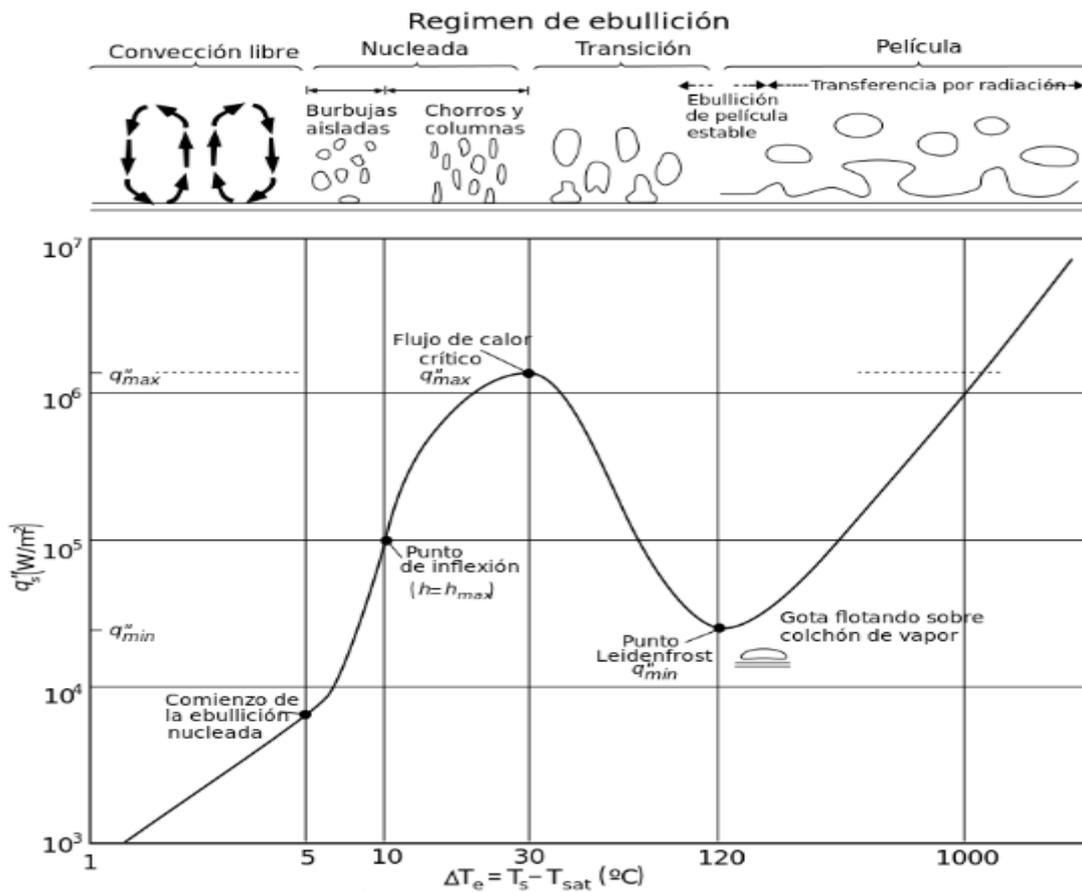


Figura 7: Curva de ebullición de Nukiyama

#### 4.7.2 FENÓMENOS CRÍTICOS

Se denomina fenómenos críticos a aquellas inestabilidades, caracterizadas por la presencia de vapor en el canal, que llevan a la destrucción parcial o total de las placas combustibles involucrados con la consecuente liberación de productos de fisión.

Dicho fenómeno está en función del flujo calórico producido por el combustible en el canal, velocidad en el canal del refrigerante, diámetro hidráulico, longitud activa y total de las placas combustibles y temperatura de entrada del refrigerante.

#### 4.7.2.1 INESTABILIDADES DE CAUDAL O REDISTRIBUCIÓN DE CAUDAL

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

Al alcanzar el reactor una determinada potencia, en algunos canales la temperatura del refrigerante aumenta, como consecuencia 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.

Si se aumenta el número de canales, el caudal total variará poco cuando varía el caudal en un canal y la diferencia de presión permanecerá constante.

La condición necesaria para la redistribución es [15]:

$$\frac{\partial \Delta P_i}{\partial W_i} = 0 \quad (1)$$

Donde:

$\partial \Delta P_i$  : Variación de la diferencia de presión en el núcleo.

$W_i$  : Caudal en un canal.

Las correlaciones que se emplean para el cálculo, son las siguientes:

- a) Correlación de Whittle y Forgan
- b) Correlación de Saha-Zuber

#### 4.7.2.2 ALEJAMIENTO DE LA EBULLCIÓN NUCLEADA (DNB)

Para potencias altas debido a situaciones accidentales, puede aparecer el fenómeno de se denomina “Crisis de Ebullición” o “Apartamiento de la Ebullición Nucleada, DNB” (Departure from nucleate boiling: DNB). El incremento del flujo térmico, produce un incremento en la temperatura de pared del combustible, al llegar a un valor determinado, se produce un incremento brusco de gran valor en la temperatura de pared, originando

que se produzca una gran cantidad de vapor en forma de película en la superficie de la pared, evitando la transferencia de calor entre la pared y el refrigerante, creando una capa aislante de vapor [14] [15].

Las correlaciones que se emplean para el cálculo, son las siguientes:

- a). Correlación de Mirkshark.
- b). Correlación de Sudo-Mishima
- c). Correlación de Bernarth

#### 4.8 MÁRGENES DE SEGURIDAD: EVENTOS BASE DE DISEÑO

Los márgenes de seguridad se establecen a fin de evitar todo posible daño para las placas combustibles, para el reactor RP-10 están basado en que debe generar un flujo térmico menor al 50% del flujo crítico [16] [17] [18].

Es decir, para el flujo de DNB se define el margen de seguridad  $R_b$  y el límite para este valor es igual a 2.0, entonces se cumple que:

$$R_b = \frac{q_{DNB}''}{q_{max}''} \geq 2.0 \quad (2)$$

Y para el flujo de redistribución de caudal, se define el margen de seguridad  $R_R$  y el límite para este valor es igual a 2.0, es decir se cumple que:

$$R_R = \frac{q_{RD}''}{q_{max}''} \geq 2.0 \quad (3)$$

Para el caso de ONB, se recomienda que esta condición no sea alcanzada. Estrictamente se podría definir, en este caso, que el margen tendría que ser mayor que 1.0; pero debido a las fluctuaciones en la generación de calor y en la propagación de errores, se considera que el límite para el margen de ONB sea igual a 1.25.

El margen al ONB es la relación entre el flujo de comienzo de Ebullición Nucleada (ONB) en el canal  $q_{ONB}''$  y el flujo local máximo  $q_{max}''$  :

$$R_{ONB} = \frac{q_{ONB}''}{q_{max}''} \geq 1.25 \quad (4)$$

## **CAPÍTULO 5: DESCRIPCIÓN DEL CÓDIGO DE CÁLCULO Y DEL MODELO EMPLEADO**

### **5.1 CÓDIGO DE CÁLCULO**

El programa de computación PARET v7.5, ha sido desarrollado para predecir el curso y consecuencias de accidentes no destructivos en los núcleos de los reactores de investigación, sustentado bajo la modelación de postulados de accidentes a base de diseño [19].

El manual del código original PARET: “C. F. Obenchain, PARET—A PROGRAM FOR THE ANALYSIS OF REACTOR TRANSIENTS, AEC Research and Development Report, Reactor Technology, IDO-17282, Phillips Petroleum Company, Idaho, January 1969”, en su versión de código en FORTRAN y lenguaje ensamblador se presentó inicialmente al “National Energy Software Center” (NESC), y revisado por última vez en 1973 (abstract 555), posteriormente la versión fue modificada por Argonne National Laboratory – USA. Un borrador del documento fue creado en marzo de 2007 que describe PARET / ANL versión 6.1: ANL/RERTR/TM-16, UNA GUÍA DE USUARIOS DE LA VERSIÓN ANL DEL CÓDIGO PARET, PARET / ANL (versión 6.1, 2007 Rev.), actualizado por A.P. Olson.

Las versiones PARET / ANL del código han sido objeto de extensas comparaciones con el SPERT I, SPERT II (agua ligera y el agua pesada), y los experimentos SPERT IV. Estas comparaciones fueron bastante favorables para una amplia gama de transitorios.

La versión que se está utilizando para este trabajo es el código PARET V7.5 / ANL, Nuclear Engineering División, Argonne National Laboratory, August 14,2012”; este escribe un archivo de texto (ASCII) resumen para cada canal de refrigerante (hasta 50 canales disponible como NCHN, no puede exceder de 50). Los archivos se llaman OUTPUT.ch01 hasta OUTPUT.chnn, donde nn = NCHN.

Requisitos del Sistema:

PARET v7.5 ha sido probado para funcionar en Linux (32 y 64 bits) y sistemas Windows (32 y 64 bits de XP y Windows 7). Se recomienda un mínimo de requisitos del sistema:

- Pentium 4 o posterior
- 1 GB de RAM
- 20 GB de espacio en disco duro (Nota: algunos transitorios del reactor complejas pueden generar archivos de gran tamaño GB)

## 5.2 MODELO EMPLEADO

En resumen, el modelo del PARET consiste de un núcleo representado hasta cincuenta regiones, cada una con diferente generación de potencia, flujo másico de refrigeración, parámetros hidráulicos, coeficientes de realimentación, picos de potencia.

Cada región se representa por una simple placa combustible más su canal de refrigeración asociado. Cada una de estas regiones está pesada por la cantidad de combustible con el propósito de calcular las reactividades de realimentación y potencias en cada región.

La transferencia de calor al interior de cada placa combustible se calcula con la ecuación de conducción, permitiendo discretizar hasta 96 secciones o 97 nodos axiales y hasta 43 secciones o 44 nodos radiales. La fuente de calor se calcula de acuerdo a la cantidad de combustible, factores espaciales (f. de pico) y el nivel de potencia de cada región. La Figura 1 muestra que la región que se trabajará es plana con 21 nodos axiales.

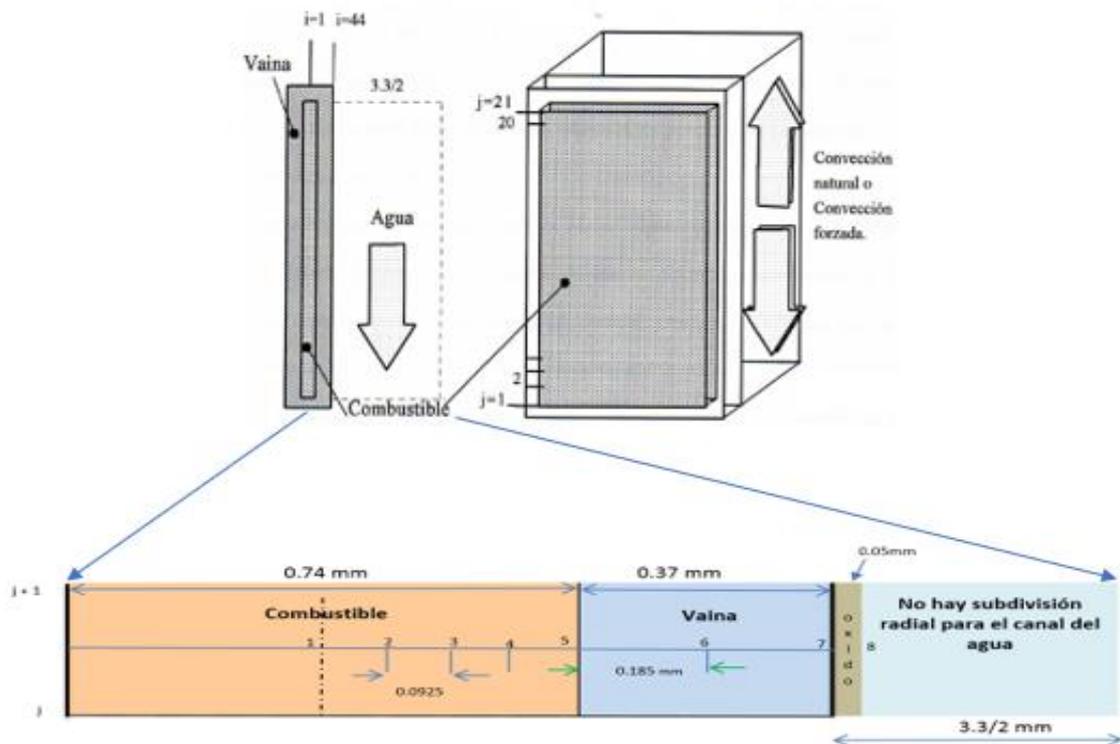


Figura 8 : Distribución de nodos axiales y radiales

La transferencia de calor de la placa al canal refrigerante se calcula con la ecuación de convección. Se emplean correlaciones para diferentes regímenes como por convección natural o forzada, ebullición nucleada, de transición o de película estable. Los cálculos hidrodinámicos están basados en el modelo de la integral del momento, en el que se

representan las leyes de conservación: de masa, momento y energía; que se resuelven para cada región y temporalmente.

El PARET tiene una biblioteca de datos termodinámicos para el agua en estado líquido, doble fase y vapor sobrecalentado. La evolución de la potencia del reactor está gobernada por la solución numérica de las ecuaciones cinéticas de un reactor puntual, a la cual están acopladas las ecuaciones de las reactividades debidas a la realimentación por: Expansión radial de las placas combustibles, variación de la densidad del moderador, variación de la temperatura del combustible y moderador. Así mismo se acoplan las ecuaciones que representan la inserción de reactividad externa en función del tiempo.

La salida del PARET permite conocer para cada paso de tiempo fijado y en cada una de las regiones: la potencia, la energía generada, las reactividades (total, insertada, y las de realimentación), las temperaturas en cada nodo axial del moderador y de la placa combustible, el flujo másico del refrigerante, fracción de vacío, estado del agua, flujo de calor, pérdida de presión. Es decir, resultados termohidráulicos, potencias y reactividades.

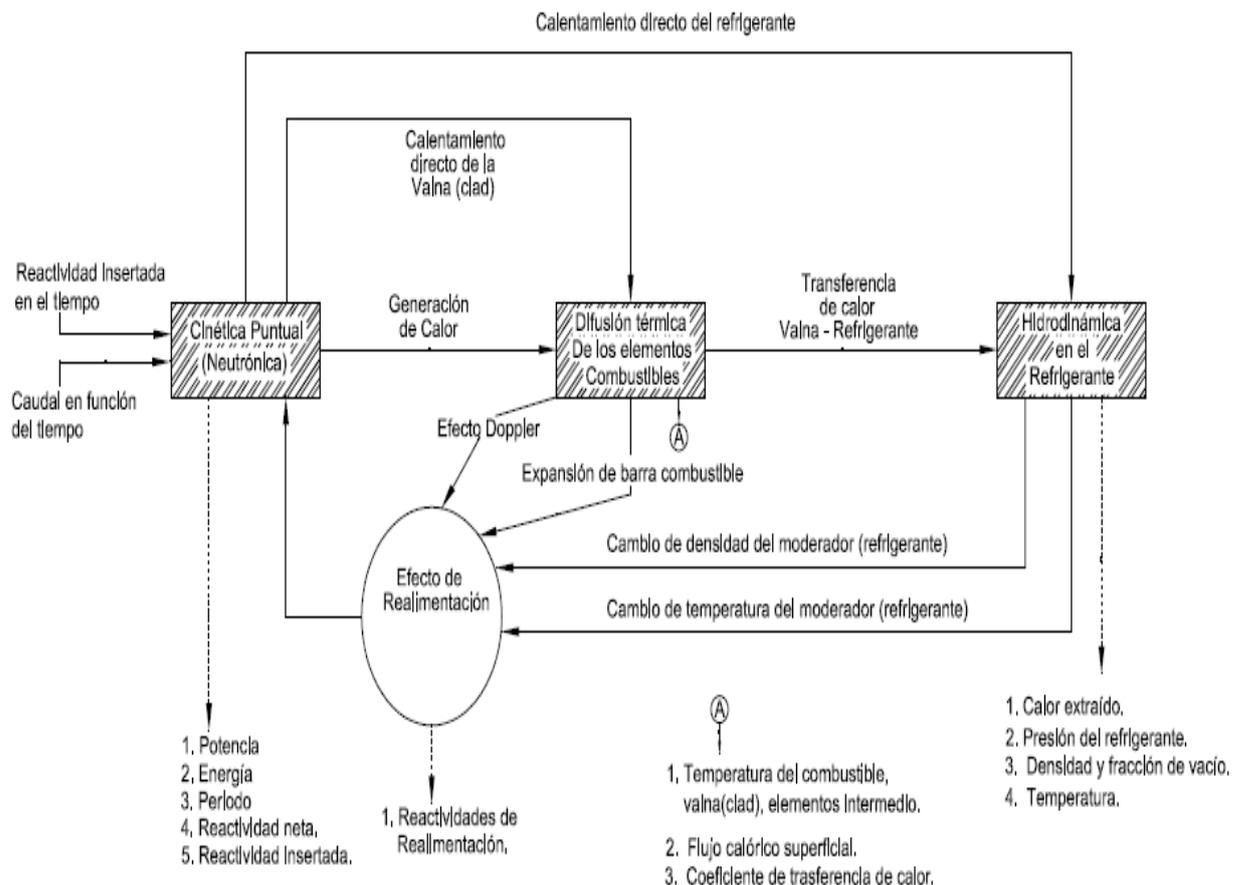


Figura 9 : Diagrama de bloque del Modelo PARET V 7.5 [19].

### 5.3 MODELO NEUTRÓNICO

El código PARET v7.5 utiliza un modelo neutrónico basado en el modelo cinético del reactor puntual, definido por las Ecuaciones (5) y (6), para el cálculo de la densidad de potencia del núcleo.

$$\frac{d\Phi(t)}{dt} = \frac{[\rho(t)-\beta]}{\Lambda} \Phi(t) + \sum_1^6 \lambda_i C_{i(t)} \quad (5)$$

$$\frac{dC_{i(t)}}{dt} = \frac{\beta f_i}{\Lambda} \Phi(t) - \lambda_i C_{i(t)} \quad i = 1,2, \dots, 6 \quad (6)$$

Este sistema de ecuaciones (5) y (6), se encuentran sujeta a las siguientes condiciones:

$$\Phi(t = 0) = \Phi_0 \quad (7)$$

$$C_{i(t=0)} = \frac{\beta_i}{\Lambda \lambda_i} \Phi_0 \quad i = 1,2,3, \dots, 6 \quad (8)$$

Donde:

$t$  : *Tiempo trascurrido*

$\rho(t)$  : *Reactividad neta del sistema (\$)*.

$\Phi(t)$  : *Potencia del reactor (MW)*.

$\Lambda$  : *Tiempo de generación de neutrones prontos.*

$C_{i(t)}$  : *Concentración de precursores del grupo i de neutrones retardados.*

$\lambda_i$  : *Constante de decaimiento de neutrones del grupo i.*

$f_i$  : *Fracción de neutrones retardados del grupo i.*  $f_i = \frac{\beta_i}{\beta}$

$\beta$  : *Fracción efectiva de neutrosnes retardados.*  $\beta = \sum_1^6 \beta_i$

La ecuación de la cinética puntual se puede derivar de la ecuación de difusión de neutrones que conforman un sistema de siete ecuaciones diferenciales ordinarias acopladas y no lineales, usualmente se usan seis ecuaciones para precursores de neutrones y una para potencia. Físicamente estas ecuaciones describen la evolución temporal de la distribución de neutrones y concentración de precursores de neutrones retardados en el núcleo del reactor nuclear.

De esta forma para hallar  $\rho_{(t)}$  en términos de  $\Phi_{(t)}$ , es decir cuando el reactor está crítico, la ecuación (6) se puede integrar hasta el tiempo (t), resultando:

$$C_{i(t)} = \frac{\beta_i \Phi_0}{\lambda_i \Lambda} e^{-\lambda_i t} + \frac{\beta_i}{\Lambda} \int_0^t e^{-\lambda_i(t-t')} \Phi_{t'} dt' \quad (9)$$

Sustituyendo la ecuación (9) en la ecuación (5), se obtiene la ecuación inversa de la cinética puntual, en su forma continua.

$$\rho_{(t)} = \beta + \frac{\Lambda}{\Phi_{(t)}} \frac{d\Phi_{(t)}}{dt} - \frac{1}{\Phi_{(t)}} \sum_{i=1}^6 \lambda_i \beta_i \left[ \frac{\Phi_0}{\lambda_i} e^{-\lambda_i t} + \int_0^t e^{-\lambda_i(t-t')} \Phi_{t'} dt' \right] \quad (10)$$

La ecuación (10) es una ecuación integro-diferencial frecuentemente usada para programar el movimiento de los bancos de barras de control para obtener una variación deseada de la potencia nuclear y durante las pruebas físicas de partida. También es la ecuación base para el desarrollo de un medidor digital de reactividad, la parte integral es conocida como el histórico de la potencia, ya que usa todos los valores de la potencia nuclear existente y la parte diferencial representa el periodo del reactor.

#### 5.4 MODELO DE REACTIVIDAD

La reactividad neta del sistema  $\rho_{(t)}$  se puede expresar como:

$$\rho_{(t)} = r_s^m = r_{introd.}^m - r_{Barras}^m - r_C^m \quad (11)$$

Donde:

$r_s^m$  : es la  $\rho_{(t)}$  de la ecuación en donde se estudia la cinética del reactor, y está dada en dolar.

$r_{introd.}^m$  : es la reactividad positiva insertada, que origina el accidente.

$r_{Barras}^m$  : es la reactividad introducida por las barras de seguridad.

$r_C^m$  : es la reactividad total compensada o reactividad por realimentación desde el inicio del transitorio hasta el tiempo  $t^m$ .

La reactividad total compensada  $r_C^m$ , está dada por:

$$r_C^m = r_{Rod.}^m + \delta\rho_{TMod}^m + \delta\rho_{DMod}^m + \delta\rho_{Dop}^m \quad (12)$$

Donde:

$r_{Rod.}^m$  : Es la reactividad debido a la expansión de la barra combustible.

$\delta\rho_{TMod}^m$  : Es la reactividad debido al cambio de temperatura del moderador.

$\delta\rho_{DMod}^m$  : Es la reactividad debido al cambio de densidad del moderador.

$\delta\rho_{Dop}^m$  : Es la reactividad debido al cambio de temperatura en el combustible.

Reactividad por expansión de la barra combustible:

$$r_{Rod}^m = \frac{2}{V_{Mod}\beta_{eff}} \sum_{k=1}^2 X_{K2} \sum_{j=1}^{21} C_{j,k}(V_{Rod}^o)_{j,k} (y_c)_{j,k}^m - r_{Rod}^o \quad (13)$$

Además

$$r_{Rod}^o = \frac{2}{V_{Mod}\beta_{eff}} \sum_{k=1}^2 X_{K2} \sum_{j=1}^{21} C_{j,k}(V_{Rod}^o)_{j,k} (y_c)_{j,k}^o \quad (14)$$

$$V_{Mod} = \sum_{k=1}^2 X_{K2} \sum_{j=1}^{21} (V_{Mod})_{j,k} \quad (15)$$

Donde:

$X_{K2}$  : Fracción de volumen del núcleo que representa el canal  $k$ .

$(y_c)_{j,k}^m$  : Expansión térmica lineal porcentual de la vaina evaluada a temperatura promedio de la vaina, en el tiempo  $m$ .

$(V_{Mod})_{j,k}$  : Volumen del moderador en el incremento axial  $\Delta Z_{j,k}$

Reactividad por cambio de temperatura del moderador:

$$\delta\rho_{TMod}^m = \frac{1}{V_{Mod}} \sum_{k=1}^2 X_{k2} \alpha_k \sum_{j=1}^{21} W_{F,j,k} (V_{Mod})_{j,k} [(T_{Mod})_{j,k}^m - (T_{Mod})_{j,k}^o] \quad (16)$$

Donde:

$\alpha_k$  : Es el coeficiente global de reactividad por cambio de temperatura del moderador.

Reactividad por cambio de densidad del moderador:

$$\delta\rho_{DMod}^m = \frac{100}{V_{Mod}\bar{\rho}_{ref}} \sum_{k=1}^2 X_{k2} C_k \sum_{j=1}^{21} \delta_{j,k} (V_{Mod})_{j,k} [\bar{\rho}_{ref} - (\bar{\rho})_{j,k}^m] - \rho_{DMod}^o \quad (17)$$

Ademas

$$\rho_{DMod}^o = \frac{100}{V_{Mod}\bar{\rho}_{ref}} \sum_{k=1}^2 X_{k2} C_k \sum_{j=1}^{21} \delta_{j,k} (V_{Mod})_{j,k} [\bar{\rho}_{ref} - (\bar{\rho})_{j,k}^o] \quad (18)$$

Donde :

$\bar{\rho}_{ref}$  : Es el valor de la densidad de moderador en las condiciones iniciales de presión y temperatura antes de iniciarse el accidente.

$$\bar{\rho} = \rho_v \alpha + \rho_l (1 - \alpha) \quad (19)$$

Donde :

$\rho_v$  y  $\rho_l$  : Son las densidades de las fases del vapor y liquido en  $j, k$ .

Reactividad por cambio de temperatura del combustible:

$$\delta\rho_{Dop}^m = \frac{1}{V_{Comb}} \sum_{k=1}^2 X_{k2} \sum_{j=1}^{21} (V_{Comb})_{j,k} (\rho_{Dj,k}^m) - \rho_{Dop}^o \quad (20)$$

Sabiendo que

$$\rho_{Dj,k}^m = D_{j,k} \{ \gamma_0 + \gamma_1 (T_{j,k}^m) + \gamma_2 (T_{j,k}^m)^2 + \gamma_3 (T_{j,k}^m)^n \} \quad (21)$$

$$V_{Comb} = \sum_{k=1}^2 X_{k2} \sum_{j=1}^{21} (V_{Comb})_{j,k} \quad (22)$$

$$T_{j,k}^m = (\bar{u}_{Comb})_{j,k}^m + \gamma_4 \quad (23)$$

Donde :

$D_{j,k}$  : Importancia del efecto Doppler en la cota.

$(V_{Comb})_{j,k}$  : Volumen del combustible en  $\Delta Z_{j,k}$  ( $m^3$ ).

$\gamma_i$  : Coeficientes del polinomio  $\left(\frac{\$}{^\circ C}\right)$ .

$\gamma_0$  : Es cero, ya que no hay un efecto de retroalimentación a inicio del accidente.

$(\bar{u}_{Comb})_{j,k}^m$  : Es la temperatura del combustible en el volumen de la cota, y está dada en  $R$ , entonces el valor de  $\gamma_4$  es  $-273.15$  para que el  $\rho_{Dj,k}^m$  esté en dolar.

$\gamma_1$  : Es  $2.2360^{-3}$ , como referencia del SPERT.

$\gamma_2 = \gamma_3 = 0$  : Considerando que el efecto es lineal.

Aquí el calentamiento del combustible tiene como causa principal el efecto Doppler.

## 5.5 MODELO TERMOHIDRÁULICO

La transferencia de calor dentro de las placas de combustible se basa en la resolución de la siguiente ecuación de conducción unidimensional

$$\frac{\partial}{\partial t} [C_{(T,x)} T_{(x,t)}] = \nabla k_{(T,x)} \nabla T_{(r,t)} + S_{(x,z,t)} \quad (24)$$

Donde:

$C_{(T,x)}$  : Es la capacidad calorífica térmica volumétrica.

$T_{(x,t)}$  : Es la temperatura.

$k_{(T,x)}$  : Es la conductividad térmica.

$S_{(x,z,t)}$  : Es la fuente de calor.

$x$  : Es la coordenada radial.

Para desarrollar esta ecuación se considera un volumen de control de dimensiones  $\Delta x$ ,  $\Delta y$  y  $\Delta z$  dentro de un material dependiente del tiempo, como se muestra en la figura.

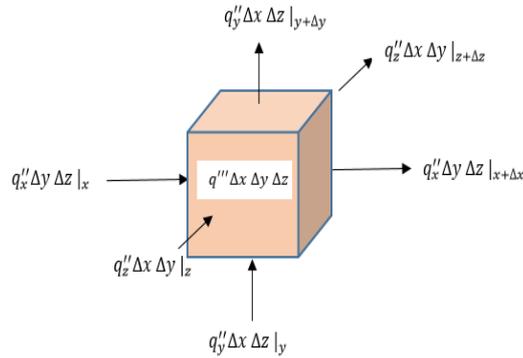


Figura 10 : Transferencia de energía en volumen de control

$$\begin{array}{c}
 \text{Energía generada en el} \qquad \qquad \qquad \text{Energía que sale} \\
 \text{interior del elemento} \qquad \qquad \qquad \text{de la cara derecha} \\
 \\
 \underbrace{-kA \frac{\partial T}{\partial x}}_{\text{Energía que entra}} + \underbrace{q''' A dx}_{\text{Variación de la}} = \underbrace{\rho c A \frac{\partial T}{\partial t} dx}_{\text{energía interna}} - \underbrace{A \left[ k \frac{\partial T}{\partial x} + \frac{\partial}{\partial x} \left( k \frac{\partial T}{\partial x} \right) dx \right]}_{\text{Energía que sale}}
 \end{array}$$

Figura 11: Ecuación de transferencia de calor que gobierna en un volumen de control

Para el comportamiento isotrópico del material, la conductividad es solo función de las propiedades físicas, esto es la temperatura y la presión del elemento, por lo que la ecuación anterior se transforma en :

$$\nabla k \nabla T(r) + q'''(r) = \rho c \frac{dT}{dt} \tag{25}$$

Si la conductividad es constante:

$$\nabla^2 T(r) + \frac{q'''(r)}{k} = \frac{1}{\alpha} \frac{dT}{dt} = \frac{\rho c}{k} \frac{dT}{dt} \tag{26}$$

La cantidad  $\alpha = \frac{k}{\rho c}$  se le conoce con el nombre de difusividad térmica y es una propiedad física del material.

Para problemas de estado estacionario la ecuación general viene dada por la siguiente expresión :

$$-\frac{\partial q''_x}{\partial x} - \frac{\partial q''_y}{\partial y} - \frac{\partial q''_z}{\partial z} + q'' = 0 \quad (27)$$

Con la ley de Fourier de conducción de calor se tiene que:

$$q''_x = -k \frac{\partial T}{\partial x} \quad (28)$$

$$q''_y = -k \frac{\partial T}{\partial y} \quad (29)$$

$$q''_z = -k \frac{\partial T}{\partial z} \quad (30)$$

y considerando la generación de calor y la conductividad térmica constante.

$$\frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 T}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 T}{\partial z^2} + \frac{q'''}{k} = 0 \quad (31)$$

$$\nabla^2 T(r) + \frac{q'''}{k} = 0 \quad (32)$$

En una coordenada se tiene:

$$\frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + \frac{q'''}{k} = 0 \quad (33)$$

Para casos sin generación interna de calor, dependiente del tiempo obtenemos la ecuación de Fourier :

$$\nabla^2 T(r) = \frac{1}{\alpha} \frac{dT}{dt} \quad (34)$$

Y para estado estacionario y sin generación de calor obtenemos la ecuación de Laplace :

$$\nabla^2 T(r) = 0 \quad (35)$$

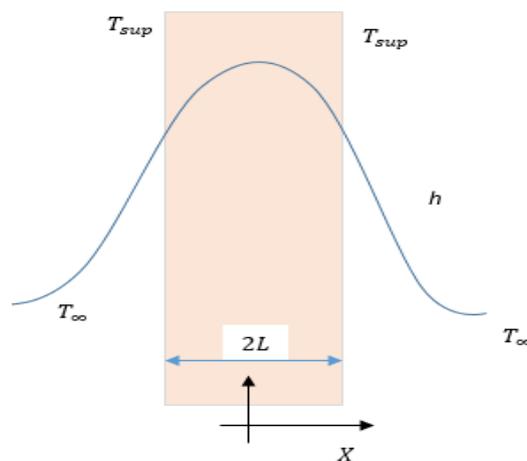


Figura 12: Distribución de Temperatura

$$T = T_{\infty} + \frac{q'''L}{h} + \frac{q'''L^2}{2k} \left[ 1 - \left( \frac{x}{L} \right)^2 \right] \quad (36)$$

$$T_{sup} = T_{\infty} + \frac{q'''L}{h} \quad (37)$$

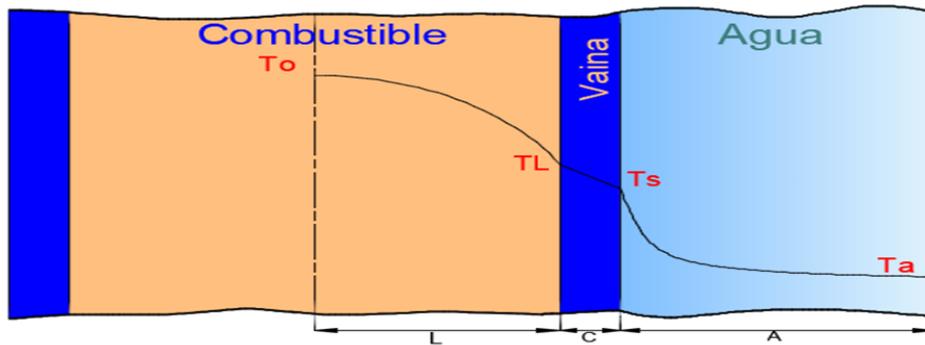


Figura 13: Distribución de Temperatura en el sistema Combustible - vaina - Agua

Analizando para el combustible y la vaina, con sus respectiva conductividad térmica del combustible y de la vaina. Las ecuaciones a resolver son :

Para el combustible

$$\frac{d^2T_c}{dx^2} + \frac{q_c'''}{k_c} = 0 \quad (38)$$

cuya solución general será:

$$T_c(x) = \frac{q'''}{2k_c} (L^2 - x^2) + \frac{q'''LC}{K_V} + T_s \quad (39)$$

Para la vaina

$$\frac{d^2T_v}{dx^2} + \frac{q_v'''}{k_v} = 0 \quad (40)$$

Suponiendo que la generación de calor solo se produce en el combustible y no en la vaina:

$$q_v''' = 0 \quad (41)$$

$$\frac{d^2T_v}{dx^2} = 0 \quad (42)$$

La solución de la ecuación para la vaina será:

$$T_v(x) = \frac{q'''}{k_v} L[(L + c) - x] + T_s \quad (43)$$

$T_C(x)$  y  $T_V(x)$  nos dan la distribución de temperatura a dentro del combustible y de la vaina respectiva

Ahora para analizar la distribución de temperatura en el refrigerante, se tiene que tomar las condiciones de contorno entre la vaina y el refrigerante:

$$-K_V \frac{dT_V}{dx} |_{x=L+C} = h(T_V |_{x=L+C} - T_R) \quad (44)$$

$T_R$  : Es temperatura del refrigerante

Resolviendo las ecuaciones y usando las condiciones de frontera se obtiene la distribución de temperatura en el refrigerante:

$$T_R(x) = T_C(x) - \frac{q'''}{2k_c}(L^2 - x^2) - q'''L \left[ \frac{C}{K_V} + \frac{1}{h} \right] \quad (45)$$

$$T_R(x) = \frac{q'''}{2k_c}(L^2 - x^2) + \frac{q'''LC}{K_V} + T_S - \frac{q'''}{2k_c}(L^2 - x^2) - q'''L \left[ \frac{C}{K_V} + \frac{1}{h} \right] \quad (46)$$

$$T_R(x) = T_S + \frac{q'''LC}{K_V} - q'''L \left[ \frac{C}{K_V} + \frac{1}{h} \right] \quad (47)$$

El coeficiente de transferencia de calor  $h$ , para convección forzada depende de varios parámetros

$$h = h(L, k, u^\infty, \mu, \rho, Cp, \dots) \quad (48)$$

Donde  $L$  es una dimensión característica del sistema,  $k$  la conductividad térmica del fluido,  $u^\infty$  la velocidad con la que se aproxima el fluido al sistema,  $\mu$  la viscosidad del fluido,  $\rho$  la densidad del fluido,  $Cp$  el calor específico a presión constante del fluido)

Entonces

$$h = h(x) \quad (49)$$

Por lo tanto, la distribución de temperatura en el refrigerante será:

$$T_R(x) = T_S + \frac{q'''LC}{K_V} - q'''L \left[ \frac{C}{K_V} + \frac{1}{h(x)} \right] \quad (50)$$

La transferencia de calor entre el clad y el refrigerante puede ocurrir por convección natural o forzada, nucleado, transición o ebullición completamente desarrollada. PARET v7.5 usa varias correlaciones de transferencia de calor para estimar la convección transferencia de calor. Las correlaciones consideradas en este estudio se resumen en la Tabla 3 [19].

Tabla 3: Correlaciones de transferencia de calor

|  | Correlaciones |
|--|---------------|
| Transferencia de calor monofásica                          | Sieder-Tate   |
| Transferencia de calor de dos fases                        | McAdams       |
| Salida de ebullición nucleada y la inestabilidad del flujo | Bernath       |

### SIEDER-TATE

El coeficiente de transferencia de calor se obtiene del número de Nusselt de la siguiente manera:

$$Nu = 0.027Re^{0.8}Pr^{1/3} \left( \frac{\mu_b}{\mu_w} \right)^{0.14} \quad (51)$$

Esta relación es válida siempre y cuando que:

- $\frac{L}{D} > 60$ , Donde  $D$  es el diámetro equivalente exterior de la placa.
- $Re > 10000$
- $\mu_b$  : Es la viscosidad evaluada a la temperatura del fluido.
- $\mu_w$  : Es la viscosidad evaluada a la temperatura de la pared.

### MCADAMS

$$q'' = 0.074(T_w - T_{sat})^{3.86} \quad (52)$$

Esta correlación es válida para 2.06 - 6.21 Bar, velocidades de 0.3 - 11 m / s

### BERNATH

$$q_c = h_c[(T_w)_c - (T_b)_c] \quad (53)$$

Donde:

$$h_c = \frac{0.067D}{D + \frac{\xi}{\pi}} + 0.65 * 10^{-4} \frac{U}{D^{0.6}} \quad (54)$$

$$(T_w)_c = 57 \ln(14.5P) - \frac{54P}{P + 1.034214} - \frac{U}{1.2192} \quad (55)$$

Donde:

$h_c$  : Es el coeficiente de transferencia de calor (crítico)  $\left( \frac{MW}{m^2 \cdot ^\circ C} \right)$

$(T_w)_c$  : Es la temperatura de la pared (crítico) ( $^{\circ}C$ )

$(T_b)_c$  : Es la temperatura del refrigerante (crítico) ( $^{\circ}C$ )

$D$  : Es el diámetro hidráulico (m).

$\xi$  : Es el perímetro calentado (m).

$U$  : Velocidad del refrigerante ( $\frac{m}{s}$ )

$P$  : Presión absoluta (Bar)

## CAPÍTULO 6: DESARROLLO DEL ANÁLISIS TRANSITORIO

Basándose en los requisitos de seguridad de reactores de investigación [8] y en las bases de diseño, se realiza el diseño termohidráulico, a través del cual se definen los parámetros termohidráulico y las condiciones limitantes para que el reactor opere en forma segura.

Como el reactor nuclear RP-10 fue diseñado a inicio, en los años 80, para operar con elementos combustibles de óxido de uranio  $U_3O_8$ , y que ahora van a ser reemplazados totalmente por elementos combustibles de siliciuro de uranio  $U_3Si_2$ , se realizó previamente al análisis transitorio, un estudio del comportamiento hidráulico y térmico en condiciones estable.

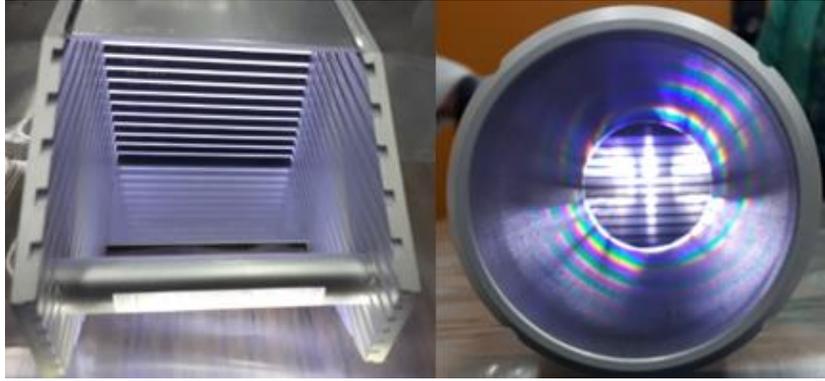
|                                    | $U_3O_8$        | $U_3Si_2$        |
|------------------------------------|-----------------|------------------|
|                                    | U3O8            | U3Si2            |
| Combustible                        | <b>U3O8-Al.</b> | <b>U3Si2-Al.</b> |
| Tipo                               | <b>MTR.</b>     | <b>MTR.</b>      |
| Peso de U235 por placa (g)         | <b>17.5</b>     | <b>27</b>        |
| Enriquecimiento de U235 (%)        | <b>19.75</b>    | <b>19.75</b>     |
| Densidad U (g/cm3)                 | <b>2.3</b>      | <b>4.8</b>       |
| N° placas                          |                 |                  |
| ECN (placas)                       | <b>16</b>       | <b>17</b>        |
| ECC (placas)                       | <b>12</b>       | <b>13</b>        |
| Flujo neutrónico térmico (n/cm2.s) | <b>1.47E+14</b> | <b>1.82E+14</b>  |
| Reactividad (ppm)                  | <b>5500</b>     | <b>6200</b>      |
| Factor pico de potencia            | <b>2.5</b>      | <b>2.8</b>       |
| Ciclo de combustible (días)        | <b>7</b>        | <b>21</b>        |

*Figura 14 : Cuadro comparativo de combustibles de óxidos con siliciuros [1] [2] [7].*

Vistas de los elementos combustible normal y control de  $U_3Si_2$ :



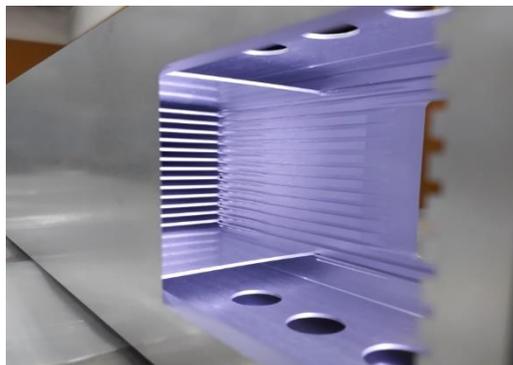
*Figura 15 : Elemento Combustible Normal (ECN)*



*Figura 16 : Vista superior e inferior del ECN*



*Figura 17 : Elemento Combustible de Control (ECC)*



*Figura 18 : Vista interior del ECC*

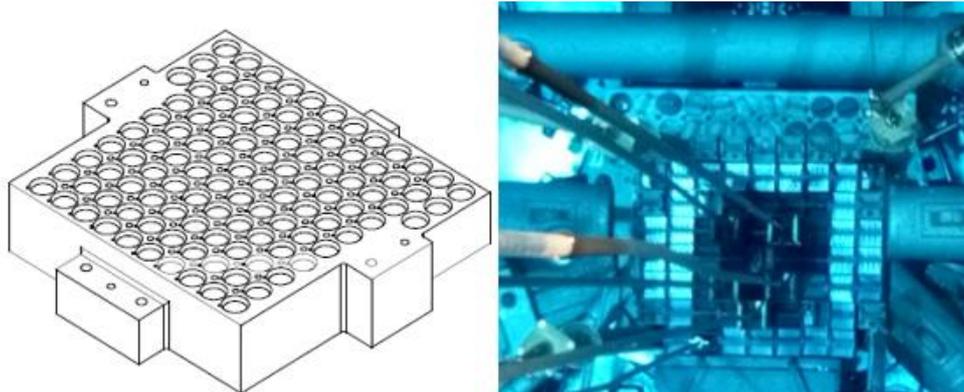


Figura 19: Placa grilla del núcleo del RP-10

### 6.1 DISTRIBUCIÓN DE POTENCIA DEL PRIMER NÚCLEO DE TRABAJO

En la figura 20 se muestra la configuración del primer núcleo de trabajo con  $U_3Si_2$ , que estaría operando a potencia de 10 MW; para llegar a ello se inició desde los núcleos previos que corresponden desde el núcleo 01 hasta el núcleo 07 y luego los transitorios desde el núcleo 08 hasta el núcleo 16, hasta llegar al primer núcleo de trabajo que también se llama, núcleo de trabajo 17 [20].

|    | A  | B  | C   | D   | E   | F   | G   | H  | I  | J |
|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|----|----|---|
| 1  | TN | BE | BE  | BE  | BE  | BE  | BE  | BE | CF | X |
| 2  | BE | BE | ECN | ECN | ECC | ECN | ECN | BE | BE | X |
| 3  | CI | BE | ECN | ECC | ECN | ECC | ECN | BE | CI | X |
| 4  | BE | BE | CI  | ECN | CI  | ECN | CI  | BE | BE | X |
| 5  | BE | BE | ECN | ECC | ECN | ECC | ECN | BE | BE | X |
| 6  | BE | BE | ECN | ECN | CI  | ECN | ECN | BE | BE | X |
| 7  | BE | BE | BE  | BE  | BE  | BE  | BCF | BE | BE | X |
| 8  | CI | BE | BE  | BE  | BE  | BE  | BE  | BE | CI | X |
| 9  | X  | X  | X   | X   | X   | X   | X   | X  | X  | X |
| 10 | X  | X  | X   | X   | X   | X   | X   | X  | X  | X |

Figura 20: Configuración del primer núcleo de trabajo

La configuración del núcleo consiste en el arreglo geométrico de un determinado número de elementos (ECN, ECC, grafito, berilio y caja de irradiación) en la grilla del núcleo y gestionar la reactividad y control de reactividad en condiciones de seguridad, así como satisfacer los parámetros requeridos (flujo neutrónico, potencia, etc.).

Para llegar a la configuración de trabajo, hay una gestión del núcleo que se realiza en dos etapas:

- Gestión de núcleos previos al núcleo de arranque de operación:

En esta etapa se inicia con un núcleo sin fuente de neutrones tanto intrínsecos como fuente externa, es decir el núcleo tiene una reactividad infinita negativa; se

gestiona desde el núcleo 01 hasta el núcleo 07 (aquí se llega al primer núcleo crítico), donde se llega a una reactividad positiva mayor a 600pcm.

- Gestión de núcleos de operación transitorios:

En esta etapa se inicia con el núcleo 8, que sería el núcleo de arranque a potencia de 7 MW hasta llegar al núcleo 16 y posteriormente el núcleo 17 que sería el primer núcleo de trabajo a 10 MW.

Se llama núcleo de trabajo a aquel núcleo pseudo en equilibrio, en la que alcanza un quemado de combustible promedio igual en las demás siguientes configuraciones e igual flujo promedio en la caja central.

*Tabla 4 Número de elementos que conforma el núcleo*

| Elementos | ECN | ECC | Be | GR | CI | BCF |
|-----------|-----|-----|----|----|----|-----|
| Cantidad  | 16  | 5   | 40 | 0  | 8  | 1   |

En la figura 21 se muestra la distribución de potencia del primer núcleo de trabajo a 10 MW, en donde se observa en la posición F6 que el ECN es el más caliente 584.171 KW.

|          | C       | D       | E       | F        | G       |
|----------|---------|---------|---------|----------|---------|
| <b>2</b> | 464.473 | 468.216 | 357.328 | 446.491  | 434.393 |
| <b>3</b> | 504.178 | 395.436 | 511.066 | 378.316  | 471.801 |
| <b>4</b> |         | 481.524 |         | 565.0770 |         |
| <b>5</b> | 516.156 | 302.479 | 569.938 | 477.428  | 558.655 |
| <b>6</b> | 495.944 | 514.162 |         | 584.171  | 502.768 |
| <b>7</b> |         |         |         |          |         |

*Figura 21: Distribución de potencia del primer núcleo de trabajo, en KW [20].*

Haciendo un análisis de la geometría, parámetros termohidráulicos y parámetros nucleares [20] [21], se inicia el estudio del presente trabajo haciendo uso de códigos en convención natural como en convención forzado, cuyos resultados serían datos de entrada para los análisis transitorios con el código PARET V7.5.

## 6.2 CONDICIONES E HIPÓTESIS ASUMIDAS

Se asume las siguientes hipótesis, basadas en el diseño original considerando las características del diseño actual [7] [9] [21].

- El calor es generado únicamente en el combustible nuclear como consecuencia de las reacciones nucleares y todo este calor es transferido al refrigerante, a través de

la vaina (clad) y capa de óxido de la placa, mediante mecanismos de transferencia de calor en estado estable.

- La distribución del flujo térmico tiene forma cosenoidal truncado en el sentido axial de la placa combustible. Se considera una longitud extrapolada adicional en cuyos extremos el flujo térmico tiene valor igual a cero.
- El refrigerante es agua liviana. Del caudal total del sistema primario, una fracción (caudal efectivo) refrigera las placas combustibles y otra fracción refrigera los reflectores y a los otros elementos presentes en el núcleo.
- 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.
- Los factores de incertidumbre son tratados estadísticamente, excepto los factores de incertidumbre de flujos térmicos críticos (DNB y RD) y del ONB, los cuales son tratados multiplicativamente.
- 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.

### 6.3 CONDICIONES LIMITANTES PARA LA SEGURIDAD TÉRMICA

Las condiciones limitantes son establecidas para prevenir los posibles daños que afectarían a las placas combustibles y garantizar su integridad, De acuerdo a las bases de diseño, las condiciones limitantes para mantener la operación segura del reactor, son las siguientes [21]:

- Temperatura de pared menor que la temperatura de corrosión:

$$T_p \leq 130^\circ\text{C} \quad (56)$$

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

$$T_p \leq T_{ONB} \quad (57)$$

### 6.4 CÓDIGOS DE CÁLCULO PREVIOS AL ANÁLISIS TRANSITORIO

Para los cálculos termohidráulicos en convección natural se usa el código CONVEC V 3.40. Los datos del código son: [22].

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 V 3.60. Los datos del código son: [23].

Código : **CAUDVAP V 3.60**

Autor : P. Abbate, C. Mazufri.

Compañía : INVAP: Nuclear Engineering Division.

Año : 2003

Para el cálculo termohidráulico en convección forzada se usa el código TERMIC V 4.1. Los datos del código son: [24].

Código : **TERMIC V 4.1**

Autor : P Abbate, C. Mazufri

Compañía : INVAP, Nuclear Engineering Division.

Año : 2003

El diagrama de flujo para los códigos empleados en estado estable: CONVEC, CAUDVAP y TERMIC, se puede detallar en el anexo 01.

## **6.5 CÓDIGO PARET V7.5 PARA EL ANÁLISIS TRANSITORIO**

Los resultados efectuados con los códigos CONVEC, CAUDVAP y TERMIC se analizan y son utilizados como datos de entrada para el código PARET V 7.5, así como también se necesitará datos de la siguiente lista:

- Cálculo Neutrónico (Distribución de potencia).
- Cálculo de factor de pico.
- Calibración de barras de control.
- Determinación del coeficiente de reactividad por vacío.
- Determinación de reactividad por temperatura.
- Cálculo de parámetros Cinéticos.
- Medición del tiempo de caída libre de las barras de seguridad y de control.
- Medición de tiempo de retardo.

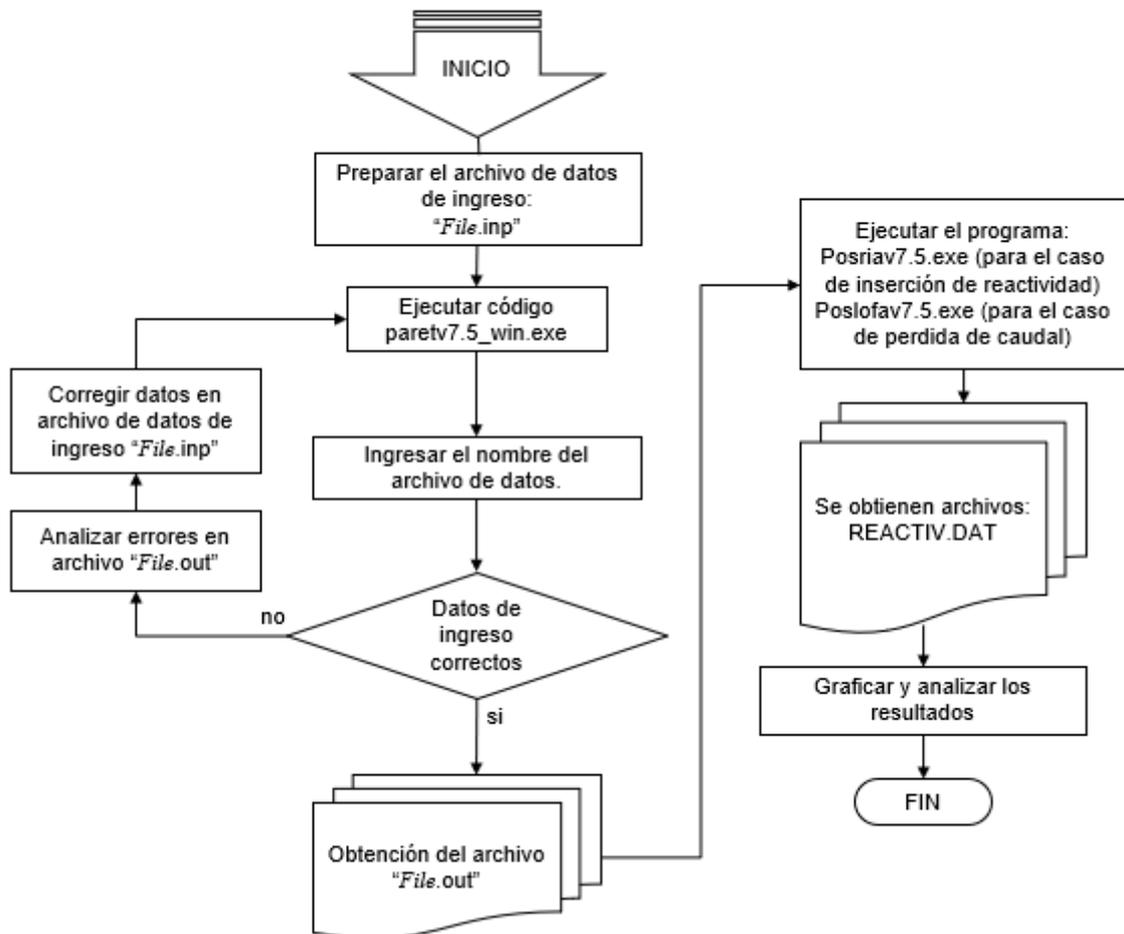


Figura 22: Diagrama de flujo para ejecutar el código PARET V 7.5

## 6.6 EVENTOS POSTULADOS

En el presente trabajo se analizará dos eventos postulados accidentales

### A. Accidente por inserción de reactividad en el núcleo del reactor.

Los datos de entrada consisten en datos calculados o medidos que se indican a continuación.

- Estado inicial crítico con Potencia térmica de 50 W.
- Refrigeración por convección natural.
- Temperatura inicial 25°C.
- Modelo del núcleo de 2 canales: caliente, y frío basados en el primer núcleo de trabajo.
- El canal caliente con factor de pico total de 2,5 [25], que representa 1 EC con el 5,04% del combustible total sin quemado. Conservadoramente, se ha adoptado el máximo valor del factor de pico total.

- El canal frío con factor de pico total de 2,01 que representa 20 EC con el 94,96% del combustible total sin quemado.
- Accidente de inserción de reactividad de 1.5\$ en 0.30s.

Los datos que se consideran para el análisis del accidente en la configuración del primer núcleo de trabajo, son los siguientes:

- Beta efectivo (fracción de neutrones retardados) : 788,80 [26]
- Tiempo de vida de los neutrones pronto : 46,43  $\mu$ s [26]
- Peso total solo de 3 barras de seguridad : -8,6929 \$ [20].
- Tiempo máximo de caída libre de barras de seguridad : 1,000 s [27].
- Tiempo (x2) máx. retardo de actuación de caída de barras : 0,200 s [27].
- Coeficiente de reactividad por vacío del moderador : -0,242659 \$/%v [28].
- Coeficiente de reactividad por temperatura del moderador : -1,77789E-2 \$/°C [28].
- Flujo másico inicial efectivo : 107,4852 Kg/m<sup>2</sup>.s [16].
- Potencia máxima de operación (para el TRIP) : 12,0 MW [21]

#### **B. Accidente por pérdida de caudal en el sistema de refrigeración primario.**

Los datos de entrada consisten en: datos generales y evaluados; datos de hipótesis de cálculo y datos calculados o medidos que se actualizan para cada núcleo.

Los datos de entrada principales son:

- Estado inicial crítico con Potencia térmica de 10 MW.
- Refrigeración por convección forzada modo I.
- Temperatura inicial 40 °C.
- Modelo de núcleo de 2 canales: caliente y frío basados en el primer núcleo de trabajo.
- El canal caliente con factor de pico total de 2,5 que representa 1 EC con el 5,04% del combustible total sin quemado. Conservadoramente, se ha adoptado el máximo valor del factor de pico total.
- El canal frío con factor de pico total de 2,01 que representa 20 EC con el 94,96% del combustible total sin quemado.
- Accidente de pérdida de caudal por corte de energía eléctrica en los motores.

Los datos que se consideran, para el análisis del accidente en la configuración del núcleo 17, son los siguientes:

- Beta efectivo (fracción de neutrones retardados) : 788,80 [26]
- Tiempo de vida de los neutrones pronto : 46,43  $\mu$ s [26]
- Peso total solo de 3 barras de seguridad : -8,6929 \$ [20].
- Tiempo máximo de caída libre de barras de seguridad : 1,000 s [27].
- Tiempo (x2) máx. retardo de actuación de caída de barras : 0,200 s [27].
- Mínimo coeficiente de reactividad por vacío del moderador : -0,242659  $\$/\%$ v [28].
- Coeficiente de reactividad por temperatura del moderador : -1,77789E-2  $\$/\text{°C}$  [28].
- Flujo másico inicial efectivo : 3583,737 Kg/m<sup>2</sup>.s [16].
- Caudal mínimo (conservador) (para el TRIP) : 83% [21]

## 6.7 DETALLES DE DATOS DE ENTRADA, DE LAS TARJETAS EN PARET V7.5 PARA EL RP-10 CON U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>

Tabla 5: Tarjeta 1001

| INFORMACIÓN GENERAL |      |    |    |       |       |        |
|---------------------|------|----|----|-------|-------|--------|
| 1001                | NCHN | NZ | NR | IGEOM | IPROP | IRXSWT |
|                     | -2   | 21 | 8  | 0     | 1     | 1      |

### 1) NCHN = -2

Número de canales radialmente concéntricos en que se modela el núcleo. El signo “-” es porque los datos se dan en unidades SI.  $1 \leq \text{NCHN} \leq 50$ .

- Se modela con 2 canales o regiones.

### 2) NZ = 21

Número de nodos axiales.  $1 \leq \text{NZ} \leq 97$ .

- Se subdivide para 20 secciones axiales, entonces habrá 21 puntos de nodo axial.

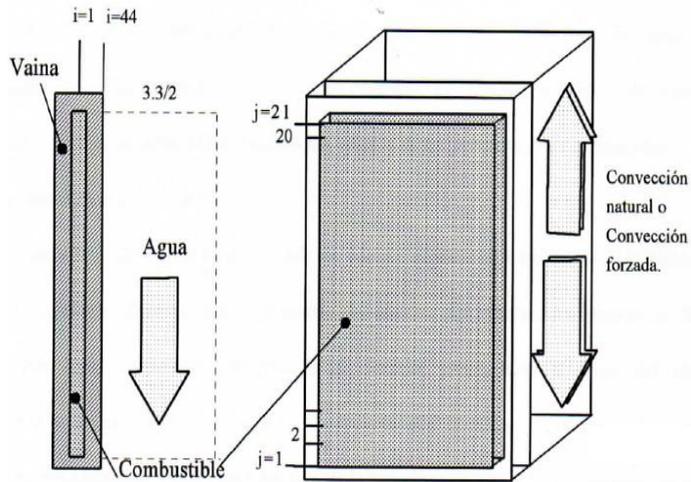


Figura 23: Distribución axial

**3) NR = 8**

Número de puntos de nodos radiales, donde  $2 \leq NR \leq 44$ .

- Se subdivide para 7 secciones radiales, entonces habrá 8 nodos radiales.

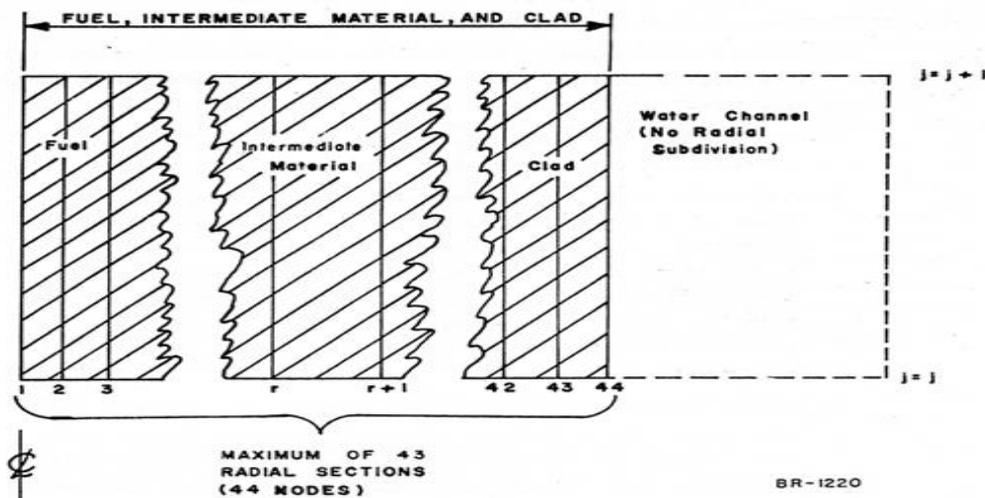


Figura 24: Distribución radial

**4) IGEOM = 0**

Código de geometría: 0 para plana

1 para cilíndrico

- Se modela con geometría plana

**5) IPROP = 1**

Código de operación: 0 nivel de potencia se especifica en Tabla 9

1 reactividad se especifica en Tabla 9

## 6) IRXSWT = 1

Opción para el cálculo de la fracción de vacío (“vapor”) y calidad del agua.

0: La fracción de vacío y calidad de agua es 0.0 en sub-enfriado.

1: Permite que el código calcule la fracción de vacío y calidad de agua en estado sub-enfriado y de saturación.

Tabla 6: Tabla 1002

| INFORMACIÓN GENERAL |      |       |        |        |        |        |
|---------------------|------|-------|--------|--------|--------|--------|
| 1002                | IPOP | KINTS | IDLYGP | KINPRT | ISUPPR | MAXHCC |
|                     | 1    | 0     | 6      | -1     | 0      | 30     |

## 7) IPOP = 1

Código presión moderador: 0 Se especifica la presión de entrada.

1 Se especifica la presión de salida.

- Con IPOP=1, presión del agua a la salida al núcleo (parte superior del núcleo, debido a que es un RIA).
- Para un LOFA se considera IPOP =0 ,donde se especifica la presión de entrada (parte superior del núcleo debido a que es un LOFA)

## 8) KINTS = 0

Reduce el paso de tiempo para los cálculos cinéticos cuando sea necesario y expande al paso de tiempo especificado para los cálculos hidrodinámicos.

## 9) IDLYGP = 6

Número de grupos de neutrones retardados. Donde  $1 \leq IDLYGP \leq 30$

## 10) KINPRT = -1

Imprime después de cada paso cinético.

## 11) ISUPPR = 0

Opción de impresión de temperatura media.

0: No imprime el detalle de las temperaturas media en nodos axiales en cada paso de tiempo.

## 12) MAXHCC = 30



Tabla 8: Datos para el cálculo de Presión de Operación.

| <b>Datos para cálculo de la presión de operación del núcleo</b>                                      |   |
|--|---|
| Nivel máximo de agua en tanque del reactor   | 11.00 m                                 |
| Distancia que desciende para producir scram  | 0.50 m                                  |
| Nivel al punto medio de la placa combustible (núcleo)  | 1.30 m                                  |
| Distancia desde el punto medio de la placa combustible hasta el nivel superior del núcleo            | 0.350 m                                 |
| Altura de agua desde el nivel superior del núcleo hasta la superficie libre de la pileta del reactor | 8.85 m<br>(11.00 – 0.50 - 1.30 – 0.350) |
| Presión atmosférica en centro nuclear “RACSO”  | 9.62E4 Pa                               |

Tabla 9: Presión atmosférica en centro nuclear “RACSO” según TR16-006-JOR RACSO Meteorological data base para el año 2015 [29].

| Year | Month | Day | Hour | Atmospheric Pressure (Hpa) | Temperature (°C) | Relative Humidity (%) | Wind Direction | Wind Speed (m/s) |
|------|-------|-----|------|----------------------------|------------------|-----------------------|----------------|------------------|
| 2015 | 12    | 26  | 19   | 960.3                      | 23.6             | 77                    | SSW            | 2.2              |
| 2015 | 12    | 27  | 07   | 961.0                      | 22.2             | 87                    | SSW            | 1.3              |
| 2015 | 12    | 27  | 13   | 959.7                      | 24.4             | 79                    | SSW            | 2.7              |
| 2015 | 12    | 27  | 19   | 959.9                      | 23.3             | 80                    | SSE            | 0.9              |
| 2015 | 12    | 28  | 07   | 962.3                      | 22.7             | 82                    | S              | 0.0              |
| 2015 | 12    | 28  | 13   | 961.5                      | 31.3             | 52                    | SSW            | 4.9              |
| 2015 | 12    | 28  | 19   | 961.8                      | 25.9             | 68                    | SSW            | 2.2              |
| 2015 | 12    | 29  | 07   | 964.4                      | 22.8             | 83                    | SSW            | 0.0              |
| 2015 | 12    | 29  | 13   | 962.9                      | 30.5             | 57                    | SSW            | 5.4              |
| 2015 | 12    | 29  | 19   | 962.9                      | 25.9             | 70                    | SSW            | 2.7              |
| 2015 | 12    | 30  | 07   | 963.7                      | 22.2             | 84                    | SSE            | 0.4              |
| 2015 | 12    | 30  | 13   | 962.4                      | 28.8             | 60                    | SSW            | 4.0              |
| 2015 | 12    | 30  | 19   | 962.1                      | 24.1             | 74                    | SSW            | 2.7              |
| 2015 | 12    | 31  | 07   | 962.4                      | 21.3             | 85                    | SSW            | 2.2              |
| 2015 | 12    | 31  | 13   | 960.9                      | 26.8             | 66                    | SSW            | 3.6              |
| 2015 | 12    | 31  | 19   | 961.1                      | 22.9             | 77                    | SSW            | 3.1              |

❖ Presión absoluta del agua a la salida del núcleo en convección natural con:

$\rho = 997.08 \text{ Kg/m}^3$  (ver ítem 32).

$g = 9.7812 \text{ m/s}^2$  (ver ítem 27).

$\text{PRESUR} = (997.08 \times 9.7812 \times 8.85) + 9.62\text{E}4 \text{ Pa}$ .

$\text{PRESUR} = 1.82511\text{E}5 \text{ Pa}$ .

❖ Presión absoluta del agua a la entrada del núcleo en convección forzada con:

$\rho = 992.25 \text{ Kg/m}^3$  (ver ítem 32).

$g = 9.7812 \text{ m/s}^2$  (ver ítem 27).

$\text{PRESUR} = (992.25 \times 9.7812 \times 8.85) + 9.62\text{E}4 \text{ Pa}$ .

$\text{PRESUR} = 1.82093\text{E}5 \text{ Pa}$

**16) ENTHIN = -25**

Temperatura de la entalpía del agua a la entrada en °C. El signo “-” es por darse el dato en temperatura, si se da el valor de la entalpía se da un valor positivo.

**17) RS**

Semiespesor o radio de la placa incluyendo el clad en m.

*Tabla 10: Tarjeta 1004, 1005 y 1006.*

| INFORMACIÓN GENERAL |        |         |           |        |           |        |
|---------------------|--------|---------|-----------|--------|-----------|--------|
| 1004                | RF     | RC      | PW        | FW     | AL        | ALDDIN |
|                     | *****  | *****   | *****     | *****  | *****     | 0.0200 |
| 1005                | ALDDEX | BBEFF   | EL        | GRAV   | QW        |        |
|                     | 0.0200 | 0.00825 | 6.5558E-5 | 9.7812 | 1.0131E-2 |        |
| 1006                | TRANST | RXXCON  | RXXEXP    | RHOREF | GAMMA0    |        |
|                     | 1.5000 | 0.8000  | 1.0000    | 997.08 | 0.0000    |        |

**18) RF**

Semiespesor o radio del fuel en m.

**19) RC**

Distancia radial de la parte interna del clad en m.

**20) PW**

Ancho de la placa en el canal refrigerante en m.

**21) FW**

Ancho de fuel (activo) en m.

**22) AL**

Longitud de fuel (activo) en m.

**23) ALDDIN**

Longitud de la placa no activa a la entrada en m. (no aprovisionado de combustible).

**24) ALDDEX**

Longitud de la placa no activa a la salida en m.

**25) BBEFF = 0.007888**

Fracción de neutrones retardados efectivo.

**26) EL = 4.643E5**

Tiempo de generación de neutrones pronto en s.

**27) GRAV = 9.7812**

Aceleración de la gravedad en m/s<sup>2</sup>.

El cálculo de la aceleración de la gravedad se hizo de acuerdo por la organización Internacional de Metrología Legal OIML 127 (Thulin, A.1992), con exactitud de 0.01% y por la Asociación Internacional de Geodesia en el GRS80 (Geodetic Reference System of 1980) [30].

$$g = 9.7803(1 + 0.0053024 (\sin \varphi)^2 - 0.0000058 (\sin 2\varphi)^2 - 3.086 * 10^{-6}H) \quad (58)$$

Donde, g en m/s<sup>2</sup>,  $\Phi$  la latitud en °. Las constantes tienen en cuenta la forma de la tierra. El Centro Nuclear “RACSO” se encuentra en la latitud  $\Phi = 11^\circ 47' 42'' = 11.79583^\circ$  y H es la altitud sobre el nivel medio del mar, en metros (m), H=400 m. Luego: g = 9.7812 m/s<sup>2</sup> [31] [32].

**28) QW = 1.1013E-2**

Fracción de calor generada en el moderador

$$QW = (1 - QR_{meat}) * \frac{\text{Volumen del meat}}{\text{volumen del refrigerante}} \quad (59)$$

$$QW = 1.1013 * 10^{-2} \quad (60)$$

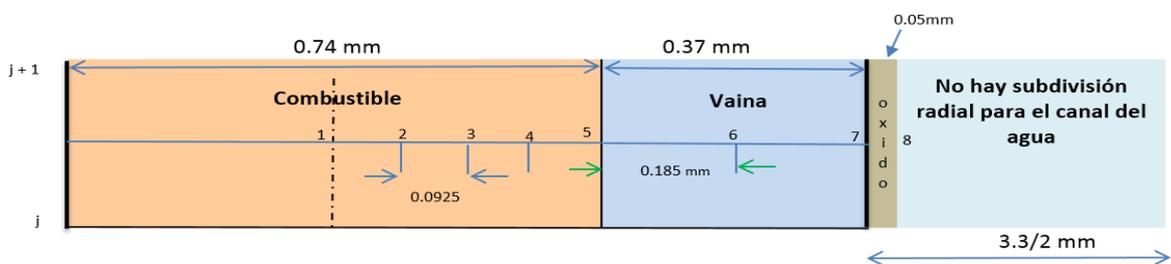


Figura 26: Perfil Combustible-vaina-óxido-agua

**29) TRANST = 1.5**

Tiempo del transitorio en s.

**30) RXXCON = 0.8**

Constante  $C_2$  en la ecuación de generación de vacío.

**31) RXXEXP = 1.0**

Exponente  $n$  en la ecuación de generación de vacío [19].

Ecuación de generación de vacío ("vapor")

$$\frac{\partial R}{\partial t} + C_2 V \frac{\partial R}{\partial Z} + \frac{R}{\tau} = \lambda K (q'')^n \quad (61)$$

$$k = \frac{v_g}{\left(\frac{t_m}{2}\right) \lambda_v} \quad (62)$$

El código PARET tiene la opción de estimar la fracción de volumen de vapor formado en el régimen de ebullición subenfriada o asumir que esta sea cero para otras condiciones que no se la ebullición saturada.

R: Fracción de vacío en la posición axial  $z$  en  $t$ .

$\lambda$  : Fracción del flujo calorífico superficial que produce vacío.

$q''$  : Flujo calorífico en la posición axial  $z$

$n$  : Exponente de la fuente.

$\tau$  : Tiempo de vida de la burbuja ( $\mu s$ ).

$c_2$  : Parámetro de distribución de flujo.

$V$  : Velocidad del flujo refrigerante.

$\lambda_v$  : Calor latente de vaporización

$v_g$  : Volumen específico vapor saturado.

$t_m$  : Espesor del canal de refrigeración (3.3mm)

Los términos  $n$ ,  $\lambda$ ,  $\tau$  y  $C$  son datos de entrada para el PARET.

**32) RHOREF = 997.08**

Tomando como referencia del NIST (Instituto Nacional de Estándares y Tecnología), en su link <http://webbook.nist.gov/chemistry/fluid/>

Con datos iniciales de temperatura a 25 °C y a una presión total estimada, se tiene una densidad. Para los casos de accidentes a base de diseño:

Tabla 11: Parámetros iniciales para los accidentes de Base de diseño

| Accidente base de diseño | Temperatura (°C) | Presión (Pa) | Densidad (kg/m <sup>3</sup> ) |
|--------------------------|------------------|--------------|-------------------------------|
| RIA                      | 25               | 1.82511E5    | 997.08                        |
| LOFA                     | 40               | 1.82093E5    | 992.25                        |

**Isothermal Data for T = 25.000 C**

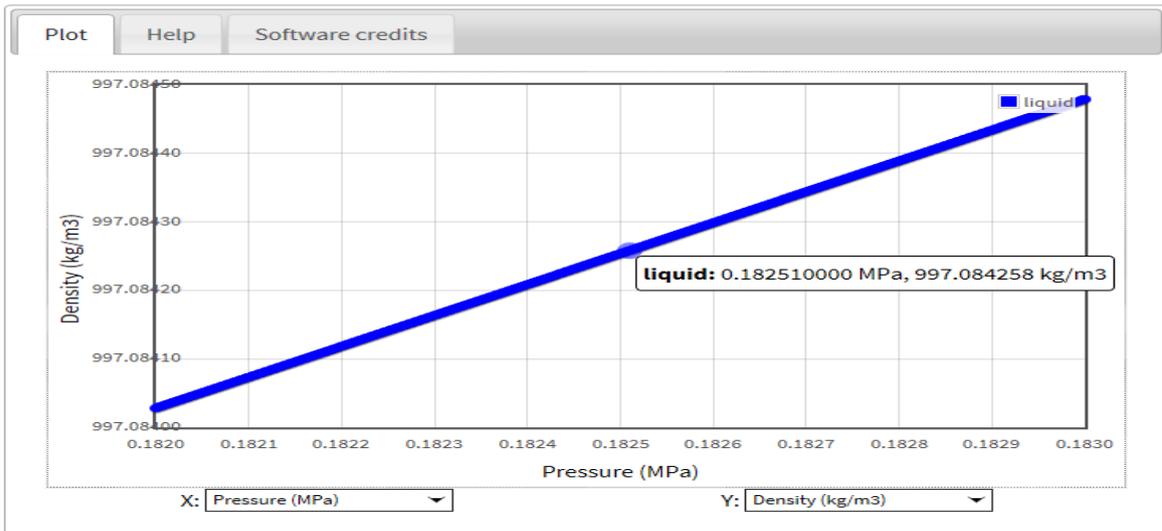


Figura 27: Análisis de la densidad del refrigerante a una temperatura de 25 °C y presión determinada.

**Isothermal Data for T = 40.000 C**

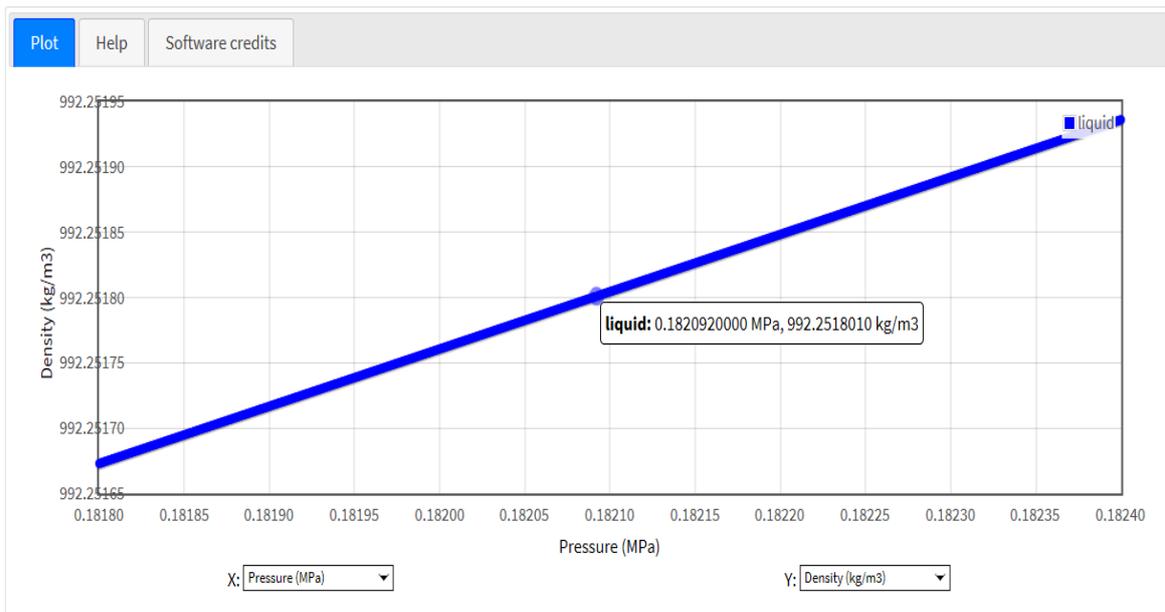


Figura 28: Análisis de la densidad del refrigerante a una temperatura de 40 °C y a presión determinada.

Tabla 12: Tarjeta 1007 y 1008

| INFORMACIÓN GENERAL |          |        |        |         |        |        |
|---------------------|----------|--------|--------|---------|--------|--------|
| 1007                | GAMMA1   | GAMMA2 | GAMMA3 | GAMMA4  | DOPPN  | EPS3   |
|                     | 2.2360-3 | 0.0000 | 0.0000 | -273.15 | 1.0000 | 0.0010 |
| 1008                | DNBQPD   | TAUUNB | TAUUTB | ALAMNB  | ALAMTB | ALAMFB |
|                     | 0.0000   | 0.001  | 0.001  | 0.05    | 0.05   | 0.05   |

Ecuación de coeficiente de realimentación de reactividad por temperatura del fuel

$$(R_D)_{j,k} = D_{j,k} \{ \gamma_0 + \gamma_1(\bar{u}_M + \gamma_4) + \gamma_2(\bar{u}_M + \gamma_4)^2 + \gamma_3(\bar{u}_M + \gamma_4)^n \} \quad (63)$$

33) **GAMMA0** = 0.0

34) **GAMMA1** = 2.236E-3

35) **GAMMA2** = 0.0

36) **GAMMA3** = 0.0

37) **GAMMA4** = -273.15

38) **DOPPN** = 1.0 (exponente n)

Los valores de la gamma y DOPPN son tomados como referencia de la tesis de MSc. Lázaro M. Gerardo, "Análisis de Transitorios por Inserciones de Reactividad en Reactores de Investigación". Tesis de grado de Maestría en Ciencias. Universidad Nacional de Ingeniería. Lima, 1995, [33].

39) **EPS3** = 0.001

Límite superior para la prueba de paso de tiempo cinético en s.

Valor tomado como referencia del manual de PARET v7.5 [19].

40) **DNBQPD** = 0.0

El código usa el flujo de calor calculado internamente [19].

41) **TAUUNB** = 0.001

Tiempo de colapso de las burbujas en el régimen de ebullición nucleada en s.

Valor tomado como referencia del manual de PARET v7.5 [19].

42) **TAUUTB** = 0.001

Tiempo de colapso de las burbujas en el régimen de ebullición transitoria en s.

Valor tomado como referencia del manual de PARET v7.5 [19].

**43) ALAMNB = 0.05**

Fracción de flujo de calor en la superficie del clad para producir vapor en la región de ebullición nucleada subenfriada. Valor tomado como referencia del manual de PARET v7.5 [19].

**44) ALAMTB = 0.05**

Análogo al anterior en la región de ebullición de transición.

Valor tomado como referencia del manual de PARET v7.5 [19].

**45) ALAMFB = 0.05**

Análogo al anterior en la región de ebullición de película.

Valor tomado como referencia del manual de PARET v7.5 [19].

*Tabla 13: Tarjeta 1009*

| CONSTANTES EN EL COEFICIENTE DE CONVECCION NATURAL |        |         |  |  |  |  |
|--|--------|---------|--|--|--|--|
| 1009   | HTTCON | HTTEXP  |  |  |  |  |
|  | 1.4    | 0.33333 |  |  |  |  |

**46) HTTCON = 1.4 (  $\delta$  )**

Representa la relación entre el coeficiente de transferencia de calor por convección natural y el coeficiente de transferencia de calor por convección forzado.

Valor tomado como referencia del manual de PARET v7.5 [19].

**47) HTTEXP = 0.333 (n)**

Referencia de la tesis de MSc. Lázaro M. Gerardo, "Análisis de Transitorios por Inserciones de Reactividad en Reactores de Investigación". Tesis de grado de Maestría en Ciencias. Universidad Nacional de Ingeniería. Lima, 1995, [33].

*Tabla 14: Tarjeta 1111*

| DATOS SOBRE LOS CANALES DE REFRIGERACIÓN |       |          |          |          |  |  |
|--|-------|----------|----------|----------|--|--|
| 1111                                     | PSUBC | FACT2(1) | FACT2(2) | FACT2(3) |  |  |
|  | ***** | 1.0000   | 1.0000   | 1.0000   |  |  |

**48) PSUBC**

Calculo del área total de la sección de los canales de refrigeración

49) **FACT2(1) = 1.0**

50) **FACT2(2) = 1.0**

51) **FACT2(3) = 1.0**

Los FACT2 (i), i=1, 2,3; son valores por defecto dado del manual PARET v7.5 [19].

*Tabla 15: Tarjeta 1112*

| OPCIONES DE MODELOS DE TRANSFERENCIA DE CALOR |       |       |       |      |     |      |     |    |
|---|-------|-------|-------|------|-----|------|-----|----|
| 1112  | IONEP | ITWOP | IMODE | ICHF | IHT | QAVE | ETA | CP |
|   | 1     | 1     | 1     | 0    | 0   |      |     |    |

52) **IONEP = 1**

Modelo de transferencia de calor de simple fase de Seider-Tate.

53) **ITWOP = 1**

Modelo de transferencia de calor de dos fase de Mc Adams.

54) **IMODE = 1**

Modelo de transición de una a dos fases de Bergless-Roshenov.

55) **ICHF = 0**

Modelo de DNB en estado estacionario original del programa.

56) **IHT = 0**

Subrutina de transferencia de calor de simple fase original del programa.

**QAVE, ETA y CP** no son considerados porque **ICHF = 0**. Manual PARET v7.5 [19].

*Tabla 16: Tarjeta 1113*

| DATOS DEL SISTEMA DE SEGURIDAD DEL REACTOR |         |       |       |       |     |      |
|--|---------|-------|-------|-------|-----|------|
| 1113                                       | RDARATE | TDLAY | POWTP | FLOTP | OPT | POWO |
|  | 0.9919  | 0.200 | 12.00 | 83.0  |     |      |

57) **RDARATE = 0.9919**

Velocidad de caída de barras en SCRAM, 0.615m en 0.620s en m/s.

58) **TDLAY = 0.200**

Tiempo de retardo antes del movimiento de caída en s.

**59) POWTP = 12.0**

Potencia máxima para SCRAM en MW.

**60) FLOTP = 83.0**

Porcentaje de caudal de refrigeración para SCRAM.

**OPT** y **POW0** no se usan en este modo.

*Tabla 17: Tarjeta 1114*

| ALTURAS DE AGUA RESPECTO A PLACAS COMBUSTIBLES |        |        |  |  |  |  |
|--|--------|--------|--|--|--|--|
| 1114   | HNCTOP | HNCBOT |  |  |  |  |
|  | 0.000  | 0.000  |  |  |  |  |

**61) HNCTOP = 0.0**

Altura desde la parte superior del núcleo hasta la superficie libre del tanque en m.

**62) HNCBOT = 0.0**

Altura desde la parte inferior del núcleo hasta la superficie libre del tanque en m.

*Tabla 18: Tarjeta 2001, 2002, 2003 y 2004*

| CONDUCTIVIDAD TERMICA Y CAPACIDAD CALORICA VOLUMETRICA |                                   |           |           |           |           |  |
|--|-----------------------------------|-----------|-----------|-----------|-----------|--|
| 2001   | PROPIEDADES TERMICAS DEL MEAT     |           |           |           |           |  |
|  | ALPHA1(1)                         | ALPHA2(1) | ALPHA3(1) | ALPHA4(1) | ALPHA5(1) |  |
|  | 0.0000                            | 0.0000    | 50.0000   | 0.0000    | 0.0000    |  |
| 2002   | BETA1(1)                          | BETA2(1)  | BETA3(1)  | BETA4(1)  | BETA5(1)  |  |
|  | 0.0000                            | 1.2240+3  | 2.3178+6  | 0.0000    | 0.0000    |  |
| 2003   | PROPIEDADES TERMICAS DEL ALUMINIO |           |           |           |           |  |
|  | ALPHA1(2)                         | ALPHA2(2) | ALPHA3(2) | ALPHA4(2) | ALPHA5(2) |  |
|  | 0.0000                            | 0.0000    | 165.0     | 0.0000    | 0.0000    |  |
| 2004   | BETA1(2)                          | BETA2(2)  | BETA3(2)  | BETA4(2)  | BETA5(2)  |  |
|  | 0.0000                            | 1.2420+3  | 2.4084+6  | 0.0000    | 0.0000    |  |

**63) ALPHA1(1) = ALPHA2(1) = ALPHA4(1) = ALPHA5(1) = 0**

**64) ALPHA3(1) = 50.0** w/m-K

**65) BETA1(1) = BETA4(1) = BETA5(1) = 0**

**66) BETA2(1) = 1.2240E+3**

**67) BETA3(1) = 2.3178E+6**

68) ALPHA1(2) = ALPHA2(2) = ALPHA4(2) = ALPHA5(2) = 0

69) ALPHA3(2) = 165.0

70) BETA1(2) = BETA4(2) = BETA5(2) = 0

71) BETA2(2) = 1.2420E+3

72) BETA3(2) = 2.4084E+6

Tabla 19: Tarjeta 3001,3002 y 3003

| DESCRIPCIÓN RADIAL DE LA MALLA |                           |    |       |       |  |  |
|--------------------------------|---------------------------|----|-------|-------|--|--|
| 3001                           | MATERIAL COMBUSTIBLE      |    |       |       |  |  |
|                                | AINCR                     | KK | ICOMP | QR    |  |  |
|                                | *****                     | 5  | 1     | 0.949 |  |  |
| 3002                           | MATERIAL ALUMINIO (Vaina) |    |       |       |  |  |
|                                | AINCR                     | KK | ICOMP | QR    |  |  |
|                                | *****                     | 7  | 2     | 0.0   |  |  |
| 3003                           | CAPA DE OXIDO             |    |       |       |  |  |
|                                | AINCR                     | KK | ICOMP | QR    |  |  |
|                                | *****                     | 8  | 3     | 0.0   |  |  |

73) AINCR

Incremento radial del combustible en m.

74) KK = 5

Nodo final del combustible.

75) ICOMP = 1

Código de identificación del combustible.

76) QR = 0.949

Fracción de fuente de calor correspondiente al combustible

77) AINCR

Incremento radial de la vaina de aluminio en m.

78) KK=7

Nodo final de la vaina de aluminio.

79) ICOMP = 2

Código de identificación de la vaina de aluminio.

**80) QR = 0.0**

Fracción de fuente de calor en la vaina de aluminio.

**81) AINCR = 0.500E-4**

Incremento radial del combustible en m.

**82) KK = 8**

Nodo final del combustible.

**83) ICOMP = 3**

Código de identificación del combustible.

**84) QR = 0.0** Fracción de fuente de calor correspondiente al combustible

*Tabla 20: Tarjeta 4001*

| DESCRIPCIÓN AXIAL DE LA MALLA |           |    |  |  |  |  |
|-------------------------------|-----------|----|--|--|--|--|
| 4001                          | DZ        | KJ |  |  |  |  |
|                               | 2.92857-2 | 21 |  |  |  |  |

**85) DZ = 2.92857E-2**

Incremento axial (= .615/21) en la longitud activa m.

**86) KJ = 21**

Número de nodos axiales.

*Tabla 21: Tarjeta 5100 y 5101*

| INFORMACIÓN EN LOS CANALES INDIVIDUALES |                              |        |          |           |          |          |
|---|------------------------------|--------|----------|-----------|----------|----------|
| 5100                                    | DATOS CANAL                  |        |          |           |          |          |
|   | IFLOW                        | DELP   | RN       | BM        | ALOSCN   | ALOSCX   |
|   | 1                            | 0      | 2.3900-3 | 0.50445-1 | 0.087616 | 0.975194 |
| 5100                                    | SIGIN                        | SIGEX  | DVOID    | DTMP      |          |          |
|   | 0.704                        | 0.704  | 0.264824 | 19.6994-3 |          |          |
| 5101                                    | DATOS DE CANAL tarjetas 510X |        |          |           |          |          |
|   | ALPPIN                       | ALPPEX | DEEIN    | DEEEX     |          |          |
|   | 0.27230                      | 0.0500 | 0.0709   | 0.0709    |          |          |

**87) IFLOW = 1**

Modelo de flujo forzado. El valor está dado en tabla 10.

**88) DELP = 0**

Caída de presión inicial en Pa. Para IFLOW = 1 → DELP = 0.

**89) RN**

Distancia radial hasta el centro del canal de refrigeración en m.

**90) BM**

Fracción de núcleo del canal 1.

**91) ALOSCN**

Coeficiente de pérdidas a la entrada.

**92) ALOSCX = 0.975194**

Coeficiente de pérdidas a la salida.

**93) SIGIN**

Razón de áreas a la entrada.

**94) SIGEX**

Razón de áreas a la salida.

**95) DVOID**

Coeficiente de realimentación por vacío en \$ / % vacío.

**96) DTMP**

Coeficiente de realimentación por temperatura en \$ / °C.

**97) ALPPIN**

Longitud del plenum de entrada en m.

**98) ALPPEX**

Longitud del plenum de salida en m.

**99) DEEIN**

Díámetro de entrada en el plenum inferior.

**100) DEEEX**

Díámetro de salida en el plenum superior

Tabla 22: Tarjeta Canal 1

| DISTRIBUCION AXIAL DE LA FUENTE EN EL CANAL 1<br>CON FACTOR DE PICO 2.5 |         |           |           |          |  |  |
|---|---------|-----------|-----------|----------|--|--|
| 5102  | PFQ(I)  | VOIDVC(I) | DOPPLR(I) | TEMPC(I) |  |  |
|   | 0.79660 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5103  | 1.20375 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5104  | 1.45478 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5105  | 1.68534 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5106  | 1.89217 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5107  | 2.07237 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5108  | 2.22339 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5109  | 2.34312 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5110  | 2.42986 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5111  | 2.48240 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5112  | 2.50000 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5113  | 2.48240 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5114  | 2.42986 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5115  | 2.34312 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5116  | 2.22339 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5117  | 2.07237 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5118  | 1.89217 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5119  | 1.68534 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5120  | 1.45478 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5121  | 1.20375 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5122  | 0.79660 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |

**101) PFQ**

Razón entre la potencia en cada nodo respecto a la potencia promedio.

**102) VOIDVC**

Factor de peso por realimentación por densidad de refrigerante.

**103) DOPPLR**

Factor de peso por realimentación por temperatura de combustible.

**104) TEMPC**

Factor de peso por realimentación por temperatura del refrigerante.

Tabla 23: Tarjeta 5200 y 5201

| DATOS CANAL 2 |         |        |          |           |          |          |  |
|---------------|---------|--------|----------|-----------|----------|----------|--|
| 5200          | IFLOW   | DELP   | RN       | BM        | ALOSCN   | ALOSCX   |  |
|               | 1       | 0      | 2.3900-3 | 9.49555-1 | 0.087616 | 0.975194 |  |
| 5200          | SIGIN   | SIGEX  | DVOID    | DTMP      |          |          |  |
|               | 0.704   | 0.704  | 0.264824 | 19.6994-3 |          |          |  |
| 5201          | ALPPIN  | ALPPEX | DEEIN    | DEEEX     |          |          |  |
|               | 0.27230 | 0.0500 | 0.0709   | 0.0709    |          |          |  |

Tabla 24: Tarjeta Canal 2

| DISTRIBUCION AXIAL DE LA FUENTE EN EL CANAL 2<br>CON FACTOR DE PICO 2.01 |         |           |           |          |  |  |
|--|---------|-----------|-----------|----------|--|--|
| 5202   | PFQ(I)  | VOIDVC(I) | DOPPLR(I) | TEMPC(I) |  |  |
|  | 0.71038 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5203   | 1.07347 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5204   | 1.29734 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5205   | 1.50294 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5206   | 1.68739 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5207   | 1.84808 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5208   | 1.98276 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5209   | 2.08953 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5210   | 2.16689 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5211   | 2.21374 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5212   | 2.22943 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5213   | 2.21374 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5214   | 2.16689 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5215   | 2.08953 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5216   | 1.98276 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5217   | 1.84808 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5218   | 1.68739 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5219   | 1.50294 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5220   | 1.29734 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5221   | 1.07347 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |
| 5222   | 0.71038 | 1.0000    | 1.0000    | 1.0000   |  |  |

Tabla 25: Tarjeta de los neutrones retardados

| INFORMACIÓN DE LOS NEUTRONES RETARDADOS |          |          |          |          |          |          |
|---|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| 6001                                    | FRACT(I) | DECAY(I) | FRACT(I) | DECAY(I) | FRACT(I) | DECAY(I) |
|   | 0.0380   | 0.0127   | 0.2130   | 0.0317   | 0.1880   | 0.1150   |
| 6002                                    | FRACT(I) | DECAY(I) | FRACT(I) | DECAY(I) | FRACT(I) | DECAY(I) |
|   | 0.4070   | 0.3110   | 0.1280   | 1.4000   | 0.0260   | 3.8700   |

**105) FRACT (I)**

Es la fracción de los neutrons retardados para el grupo I.

**106) DECAY (I)**

Es la constante de decaimiento de neutrones retardada para el grupo I.

*Tabla 26: Tarjeta de Potencia o Reactividad VS Tiempo*

| TABLA 9 POTENCIA O REACTIVIDAD vs TIEMPO |          |         |          |         |          |         |  |
|--|----------|---------|----------|---------|----------|---------|--|
| 9000                                     | NTBL9    |         |          |         |          |         |  |
|  | 3        |         |          |         |          |         |  |
| 9001                                     | REACC(I) | TBL9(I) | REACC(I) | TBL9(I) | REACC(I) | TBL9(I) |  |
|  | 0.0      | 0.0     | 1.5      | 0.3     | 1.5      | 100.0   |  |

Inserción positiva de reactividad en “rampa” de \$1.5 en 0.3s.

**107) REACC**

Es o bien potencia (en MW) si IPROP es cero o reactividad (en \$) si IPROP es la unidad.

- para la opción de reactividad, este se inserta externamente reactividad, y la primera entrada en la tabla, Y1 debe ser negativo o cero

**108) TBL9**

Es el tiempo (s) que transcurre de la inserción de reactividad o de potencia.

*Tabla 27: Tarjeta Flujo másico*

| TABLA 10 FLUJO MASICO vs TIEMPO |           |          |           |          |  |  |  |
|---------------------------------|-----------|----------|-----------|----------|--|--|--|
| 10000                           | NTBL10    |          |           |          |  |  |  |
|                                 | 2         |          |           |          |  |  |  |
| 10001                           | AMFRIN(I) | TBL10(I) | AMFRIN(I) | TBL10(I) |  |  |  |
|                                 | 0.67035   | 0.000    | 0.67035   | 100.00   |  |  |  |

**109) AMFRIN(I)**

Es la velocidad másica en kg/s.m<sup>2</sup>, es positiva si el flujo es ascendente o negative si es descendente.

Tabla 28: Expansión térmica del clad

| TABLA 11 EXPANSION LINEAL TERMICA vs TEMPERATURA CLAD |           |           |           |           |           |           |
|---|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| 11000   | NTBL11    |           |           |           |           |           |
|   | 13        |           |           |           |           |           |
| 11001   | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) |
|   | 0.0000    | 298.15    | 0.0565    | 323.15    | 0.1155    | 348.15    |
| 11002   | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) |
|   | 0.1755    | 373.15    | 0.2370    | 398.15    | 0.2988    | 423.15    |
| 11003   | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) |
|   | 0.3630    | 448.15    | 0.4270    | 473.15    | 0.4940    | 498.15    |
| 11004   | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) |
|   | 0.5625    | 523.15    | 0.6300    | 548.15    | 0.7013    | 573.15    |
| 11005   | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) | YYCLAD(I) | YCTEMP(I) |
|   | 0.7680    | 598.15    |           |           |           |           |

Tabla 29: Tarjeta Paso Temporal

| TABLA 14 PASO TEMPORAL vs TIEMPO |           |          |           |          |           |          |
|----------------------------------|-----------|----------|-----------|----------|-----------|----------|
| 14000                            | NTBL12    |          |           |          |           |          |
|                                  | 6         |          |           |          |           |          |
| 14001                            | TINCRR(I) | TBL14(I) | TINCRR(I) | TBL14(I) | TINCRR(I) | TBL14(I) |
|                                  | 0.00010   | 0.0000   | 0.00001   | 0.4500   | 0.00001   | 0.5500   |
| 14002                            | TINCRR(I) | TBL14(I) | TINCRR(I) | TBL14(I) | TINCRR(I) | TBL14(I) |
|                                  | 0.00001   | 0.5800   | 0.00001   | 0.6500   | 0.00010   | 1.0000   |

Tabla 30: Tarjeta Frecuencia de impresión

| TABLA 16 FRECUENCIA DE IMPRESION VS TIEMPO |          |          |          |          |          |          |
|--|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| 16000                                      | NTBL16   |          |          |          |          |          |
|  | 6        |          |          |          |          |          |
| 16001                                      | TOPFQ(I) | NPOFQ(I) | TBL16(I) | TOPFQ(I) | NPOFQ(I) | TBL16(I) |
|  | 0.0100   | 1        | 0.0000   | 0.0100   | 1        | 0.4500   |
| 16002                                      | TOPFQ(I) | NPOFQ(I) | TBL16(I) | TOPFQ(I) | NPOFQ(I) | TBL16(I) |
|  | 0.0001   | 1        | 0.4900   | 0.0010   | 1        | 0.6200   |
| 16003                                      | TOPFQ(I) | NPOFQ(I) | TBL16(I) | TOPFQ(I) | NPOFQ(I) | TBL16(I) |
|  | 0.0100   | 50       | 0.7000   | 0.1000   | 500      | 1.0000   |

Tabla 31: Tarjeta Fracción de flujo másico

| TABLA 17 FRACCION DE FLUJO MÁSICO vs TIEMPO |           |          |           |          |  |  |
|---|-----------|----------|-----------|----------|--|--|
| 17000                                       | NTBL17    |          |           |          |  |  |
|   | 2         |          |           |          |  |  |
| 17001                                       | FLOWRT(I) | TBL17(I) | FLOWRT(I) | TBL17(I) |  |  |
|   | 1.0000    | 1.0000   | 1.0000    | 100.0    |  |  |

Esta tabla se usa para el caso de accidente de LOFA. IFLOW = 4.

Tabla 32: Tarjeta Barra de control de Seguridad

| TABLA 18 PESO DE BARRA DE CONTROL vs POSICIÓN |           |           |           |           |           |           |
|---|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| 18000   | NTBL18    |           |           |           |           |           |
|   | 20        |           |           |           |           |           |
| 18001   | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) |
|   | 0.0000    | 0.0000    | -0.4250   | 0.054     | -0.8963   | 0.092     |
| 18002   | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) |
|   | -1.3860   | 0.118     | -1.7987   | 0.141     | -2.2977   | 0.166     |
| 18003   | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) |
|   | -2.7412   | 0.191     | -3.2463   | 0.210     | -3.7268   | 0.233     |
| 18004   | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) |
|   | -4.2165   | 0.253     | -5.2883   | 0.275     | -6.1723   | 0.299     |
| 18005   | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) |
|   | -6.6589   | 0.323     | -7.1301   | 0.350     | -7.5860   | 0.377     |
| 18006   | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) |
|   | -8.0387   | 0.403     | -8.5562   | 0.434     | -8.9196   | 0.471     |
| 18007   | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) | RODWTH(I) | RODLOC(I) |
|   | -9.3724   | 0.509     | -9.6588   | 0.615     |           |           |

## CAPÍTULO 7: RESULTADOS Y DISCUSIONES

En este capítulo se presentan los resultados obtenidos, desde el análisis en condición estable, hasta el estudio en situación de estado transitorio para el primer núcleo de trabajo, como se muestran en las siguientes tablas.

### 7.1 RESULTADOS DE ANÁLISIS TERMOHIDRÁULICO EN ESTADO ESTACIONARIO

*Tabla 33: Caudal y caída de presión en el núcleo del reactor*

| Modo          | Qt<br>(m <sup>3</sup> /h) | Qefe<br>(m <sup>3</sup> /h) | Q ecn<br>(m <sup>3</sup> /h) | Q ecc<br>(m <sup>3</sup> /h) | ΔP<br>(mbar) |
|---------------|---------------------------|-----------------------------|------------------------------|------------------------------|--------------|
| <b>Modo I</b> | 1650                      | 975.8                       | 46.10                        | 47.64                        | 295          |

*Tabla 34: Velocidad de refrigerante en los canales de los elementos combustibles de U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> en el núcleo de equilibrio*

| Velocidad<br>(m/s) | ECN  | ECC  |      |
|--------------------|------|------|------|
|                    |      | CN   | CR   |
| <b>Modo I</b>      | 3.61 | 3.57 | 3.26 |

*Tabla 35: Potencia ONB para modo de operación I*

| MODO I                            | ECN    | ECC    |        |
|-----------------------------------|--------|--------|--------|
|                                   | CN     | CN     | CR     |
| <b>Flo_ONB (w/cm<sup>2</sup>)</b> | 135.83 | 134.46 | 137.47 |
| <b>P_ONB (MW)</b>                 | 13.46  | 13.32  | 13.62  |
| <b>Tp_max (°C)</b>                | 126.2  | 126.1  | 126.4  |
| <b>T_ONB (°C)</b>                 | 126.2  | 126.1  | 126.4  |

*Tabla 36: Potencia crítica para modo de operación I*

| Potencia Crítica                  |        |
|-----------------------------------|--------|
|                                   | Modo I |
| <b>Pot_crit (MW)</b>              | 12.70  |
| <b>Fl_crit (w/cm<sup>2</sup>)</b> | 122.11 |
| <b>Tp_max (°C)</b>                | 122.6  |
| <b>T_ONB (°C)</b>                 | 125.9  |

Tabla 37: Margen de seguridad para potencia critica 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       | 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 38: Potencia máxima.

|                                  | Modo I |
|----------------------------------|--------|
| <b>FI_max (w/cm<sup>2</sup>)</b> | 122.11 |
| <b>Pot_max (MW)</b>              | 12.70  |

Tabla 39: Potencia de operación

|                               | Modo I |
|-------------------------------|--------|
| <b>Flo (W/cm<sup>2</sup>)</b> | 96.12  |
| <b>Pn (MW)</b>                | 10     |
| <b>FIm (W/cm<sup>2</sup>)</b> | 38.45  |
| <b>Tp_max (°C)</b>            | 106.8  |
| <b>T_ONB (°C)</b>             | 124.9  |

Tabla 40: 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    |

Tabla 41: Caudal mínimo de refrigerante en el sistema primario de refrigeración

|               | <b>Qt</b><br>(m <sup>3</sup> /h) | <b>Qmin</b><br>(m <sup>3</sup> /h) | <b>%Q</b> |
|---------------|----------------------------------|------------------------------------|-----------|
| <b>Modo I</b> | 1650                             | 1370                               | 83        |

Tabla 42: Caída de presión mínima en el núcleo del reactor.

|               | <b>dPn</b><br>(mbar) | <b>dPn_min</b><br>(mbar) |
|---------------|----------------------|--------------------------|
| <b>Modo I</b> | 295.00               | 190.00                   |

Tabla 43: Incrementos de temperatura del refrigerante al pasar por el núcleo del reactor.

|               | <b>ΔTn</b> | <b>ΔT_50</b> | <b>ΔT_1b</b> | <b>ΔT_s</b> |
|---------------|------------|--------------|--------------|-------------|
| <b>Modo I</b> | 5.2        | 5.7          | 6.2          | 6.6         |

Tabla 44: Temperatura del refrigerante a la salida del núcleo del reactor

|               | <b>Ts_n</b> | <b>Ts_50</b> | <b>Ts_1b</b> | <b>Ts_s</b> |
|---------------|-------------|--------------|--------------|-------------|
| <b>Modo I</b> | 45.2        | 45.7         | 46.2         | 46.6        |

Tabla 45: Límites y Condiciones para el modo de operación IV

| <b>Parámetro</b>    | <b>Modo IV</b> |           |
|---------------------|----------------|-----------|
|                     | <b>Nominal</b> | <b>LS</b> |
| Potencia (MW)       | 0.40           | 0.50      |
| T <sub>s</sub> (°C) | 39             | 50        |

Tabla 46 Umbrales de Disparo y sus Actuaciones en el primer núcleo de trabajo

| <b>Parámetro</b>                        | <b>Umbral de Disparo</b> | <b>Actuación</b>          |
|---|--------------------------|---------------------------|
| Diferencia Temperatura Agua Núcleo (°C) | 5.7                      | Reducción de potencia     |
|   | 6.2                      | Introducción de una barra |
| Temperatura salida agua (°C)            | 45.7                     | Reducción de potencia     |
|   | 46.2                     | Introducción de una barra |

## 7.2 RESULTADOS DE ANÁLISIS TRANSITORIO

### 7.2.1 RESULTADOS DE ACCIDENTE POR INSERCIÓN DE REACTIVIDAD EN EL NÚCLEO DEL REACTOR

La tarjeta de dato de entrada figura en el anexo 02

Tabla 47: Modelo de dos canales con PARET V7.5

|         | Potencia (KW) | Factor de Pico total Kt | Factor de Pico Radial Kr | %combustible |
|---------|---------------|-------------------------|--------------------------|--------------|
| canal 1 | 584.171       | 2.50                    | 1.90                     | 5.04         |
| canal 2 | 470.791       | 2.01                    | 1.53                     | 94.96        |

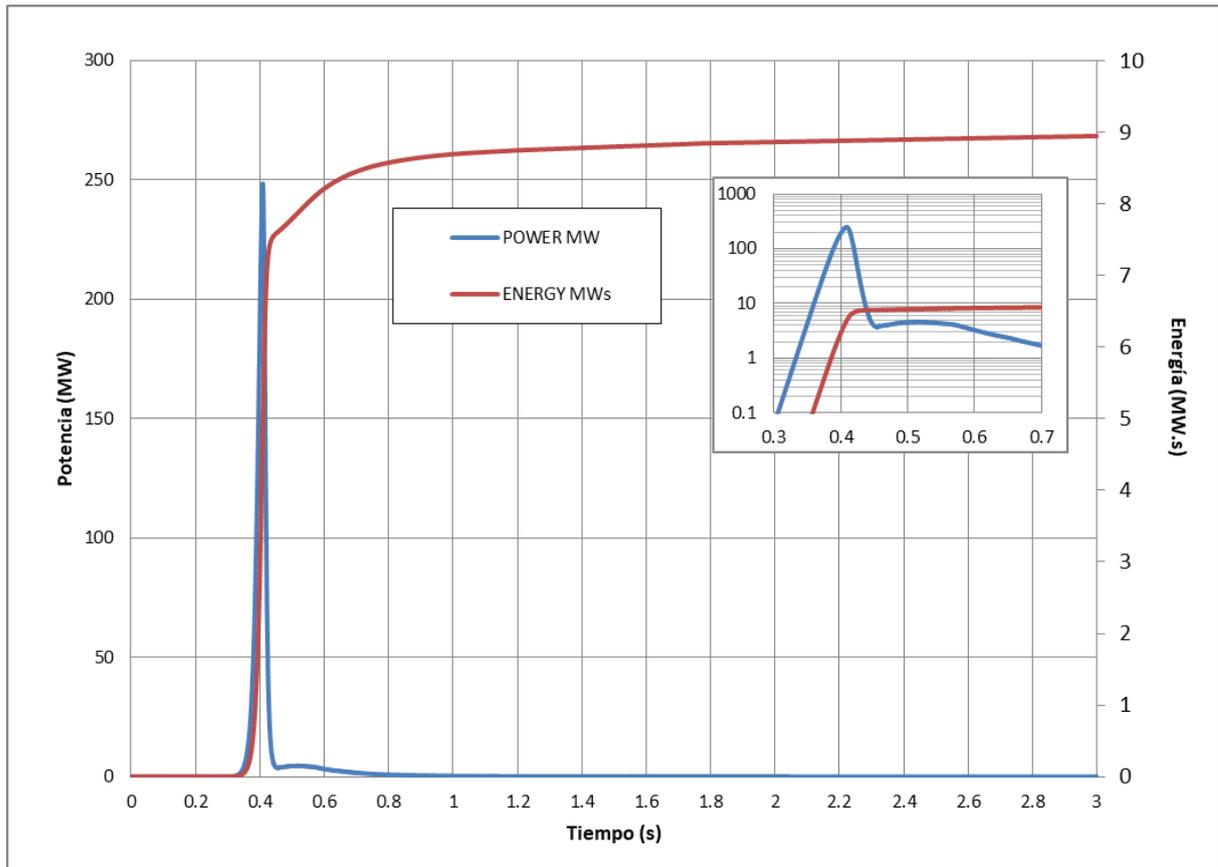


Figura 29: Excursión de potencia y energía acumulada por Inserción de reactividad de 1,5 \$ en 0,3 s.

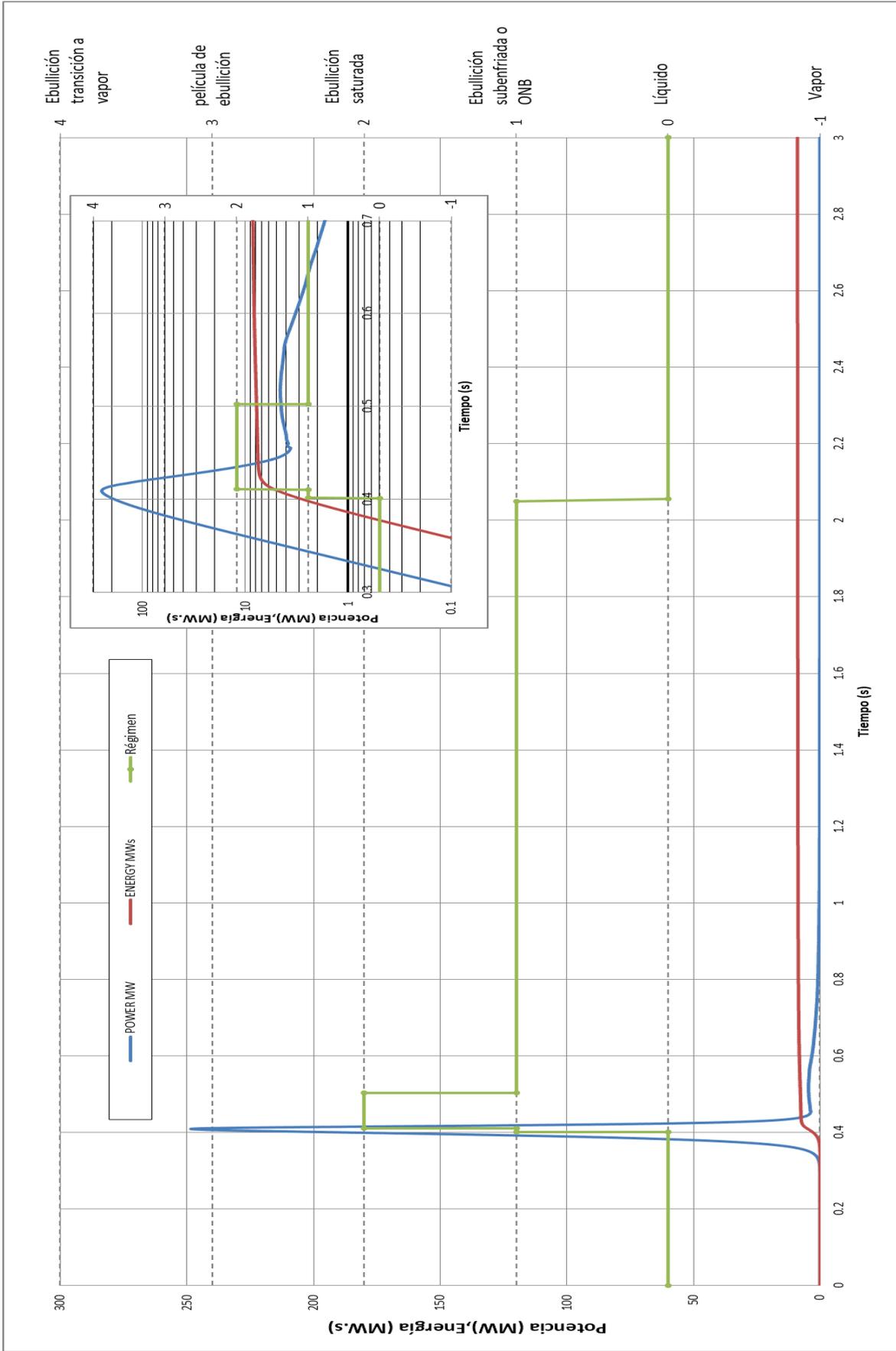


Figura 30: Régimen del refrigerante debido a la evolución de la potencia térmica

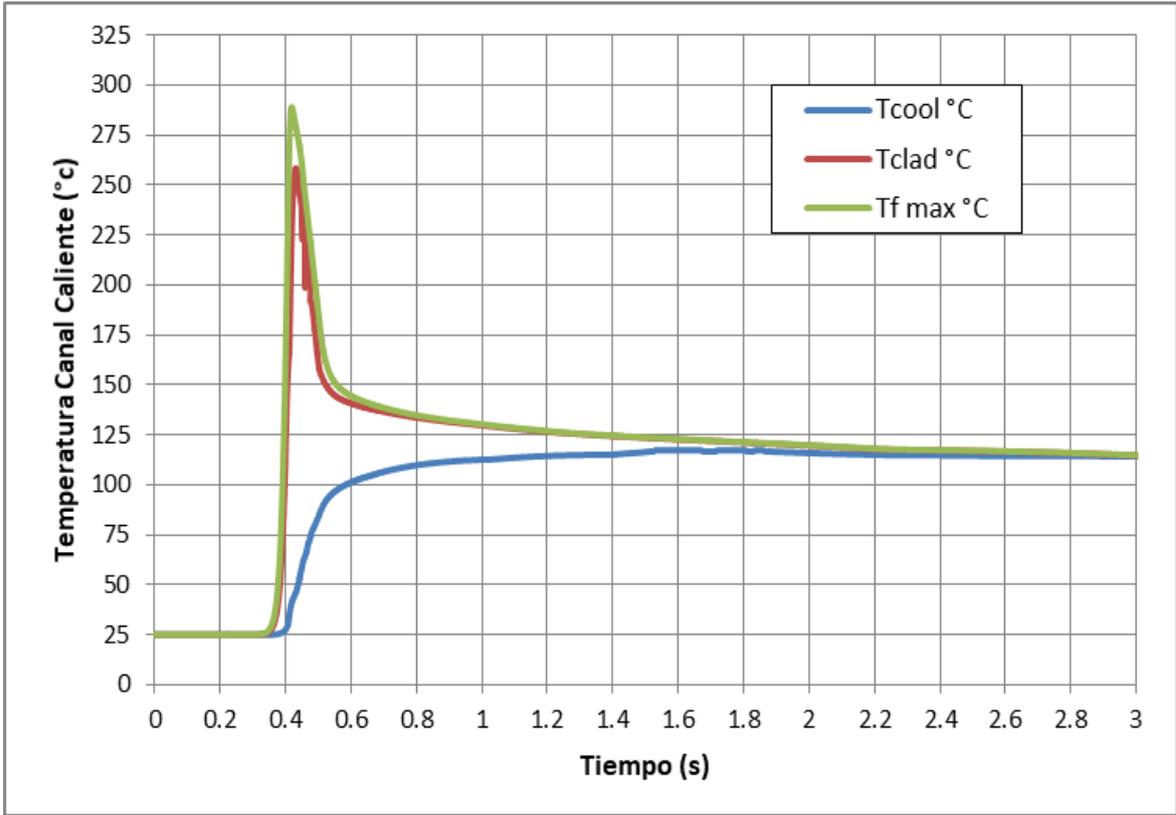


Figura 31: Temperaturas en el combustible, vaina y refrigerante por inserción de reactividad de 1,5 \$ en 0,3 s.

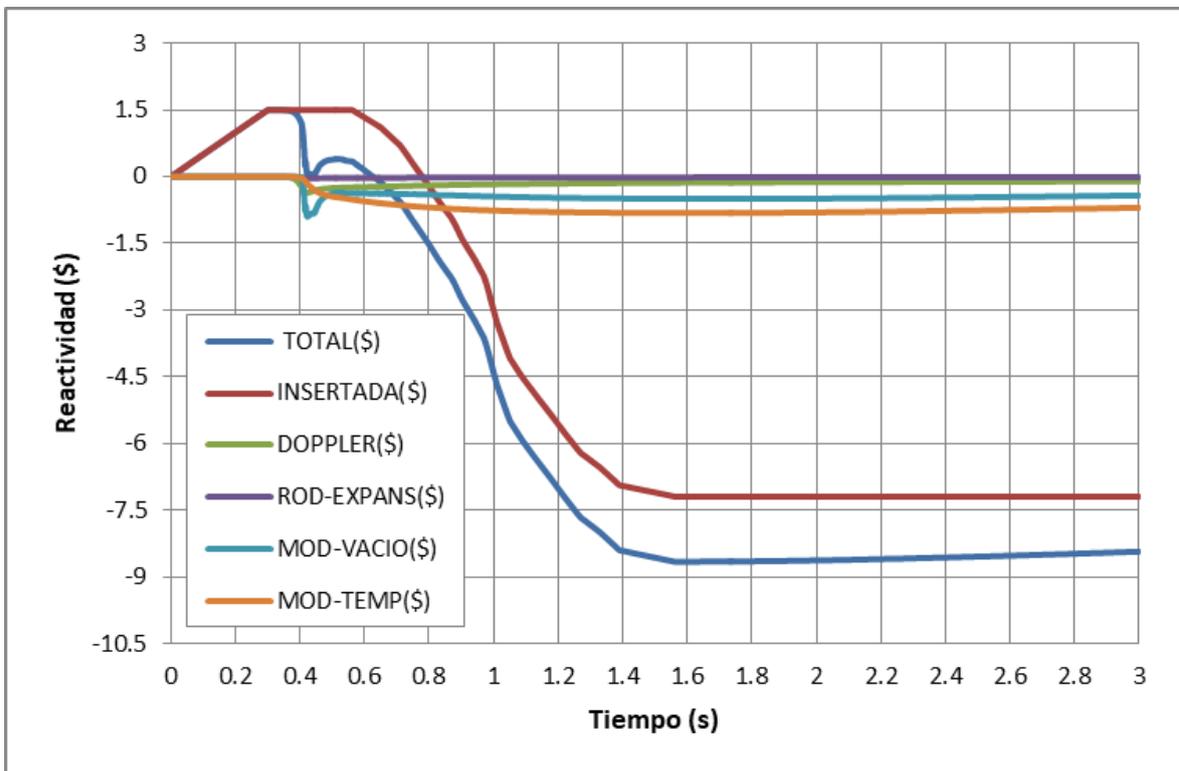


Figura 32: Desarrollo de reactividades por inserción de 1,5 \$ en 0,3 s.

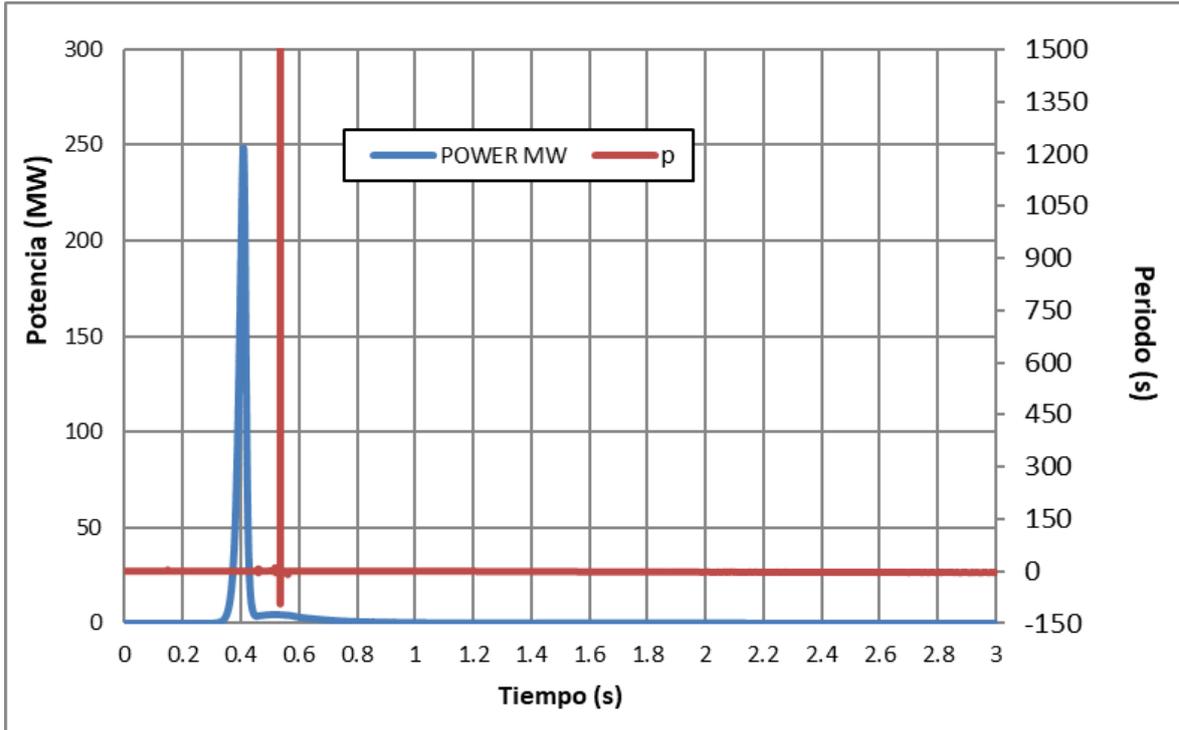


Figura 33: Potencia y periodo por inserción de 1,5 \$ en 0,3 s.

## 7.2.2 RESULTADOS DE ACCIDENTE POR PÉRDIDA DE CAUDAL EN EL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN PRIMARIO.

La tarjeta de dato de entrada figura en el anexo 03.

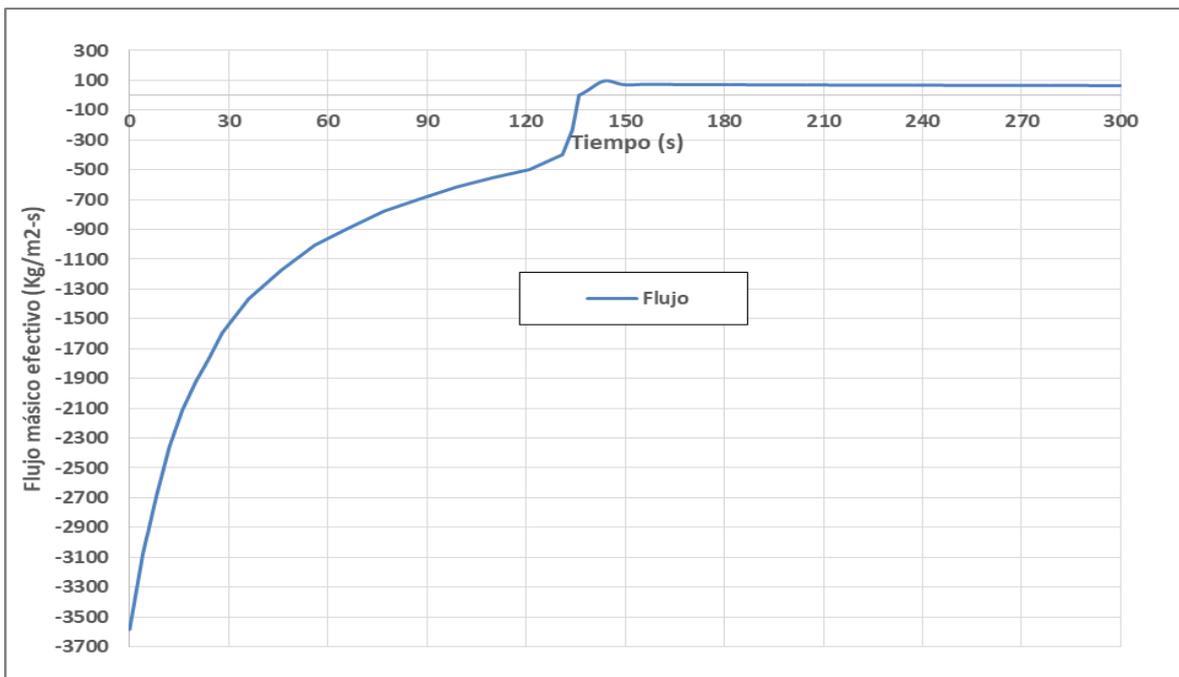


Figura 34: Desarrollo del flujo másico efectivo de refrigerante por pérdida de caudal.

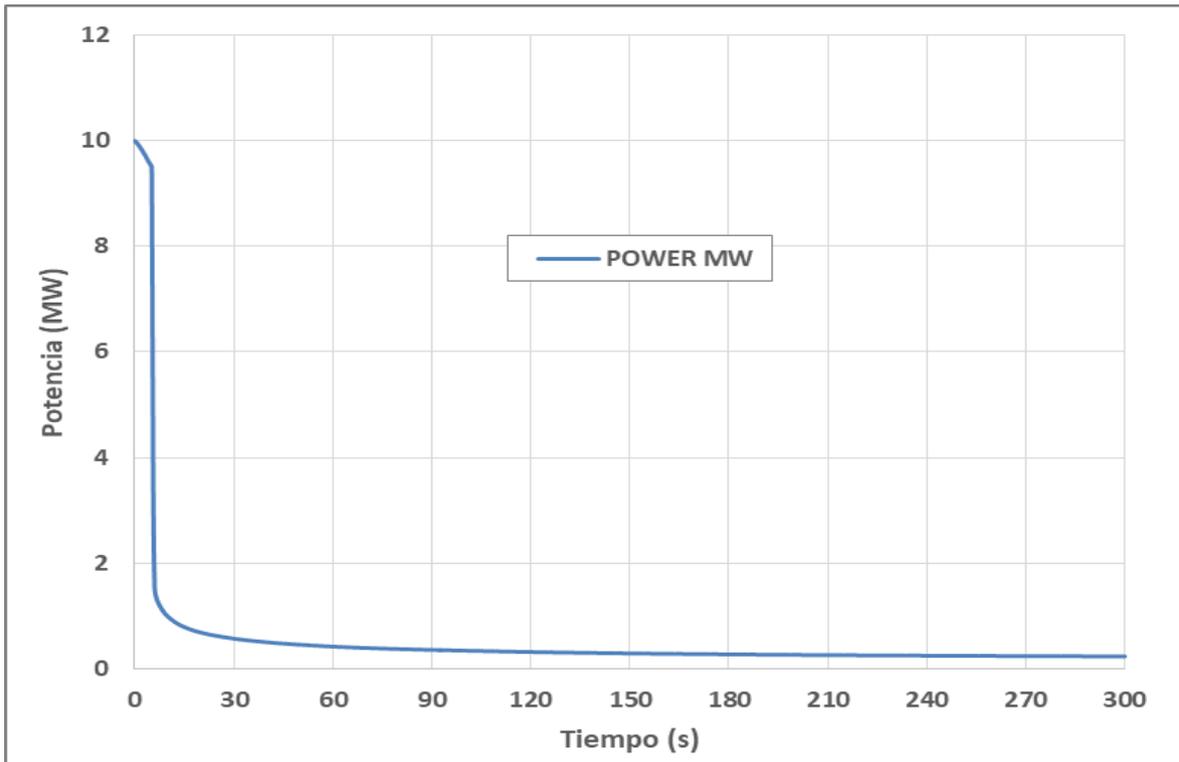


Figura 35: Potencia por pérdida de caudal en convección forzada.

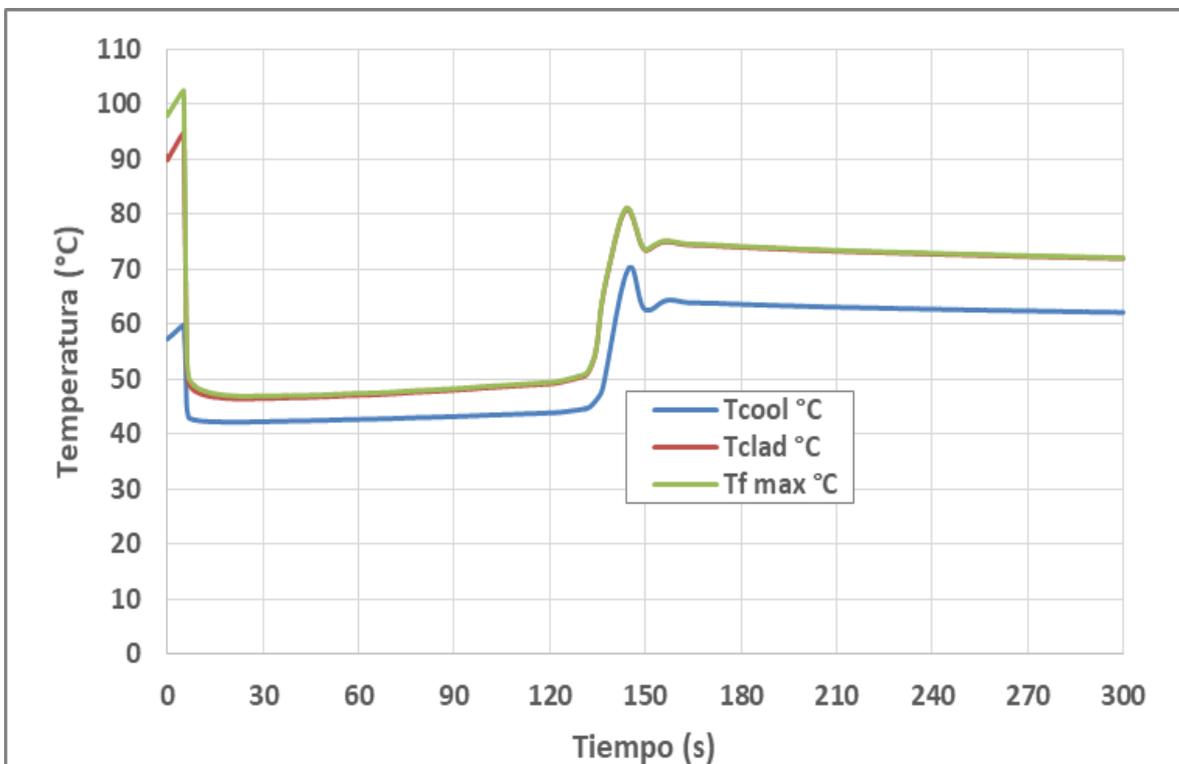


Figura 36: Temperaturas máximas en el canal caliente en el combustible, vaina y refrigerante por pérdida de caudal.

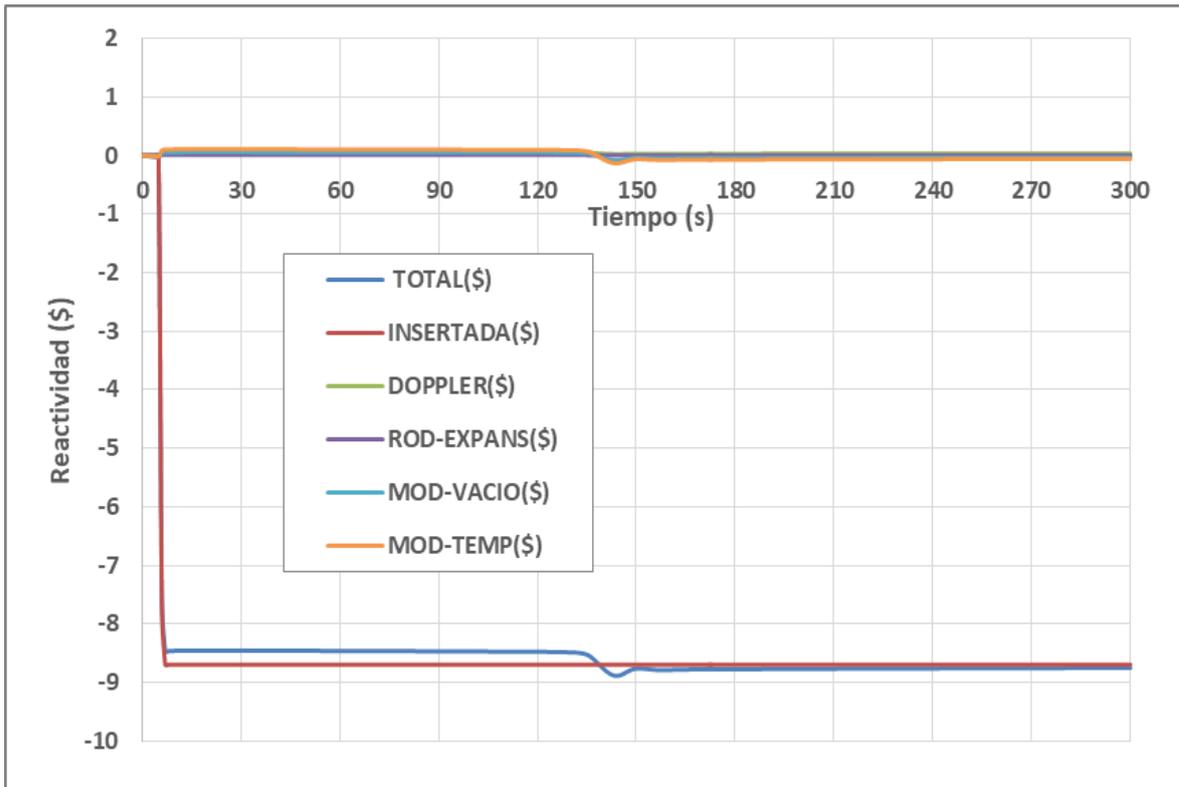


Figura 37: Reactividad por pérdida de caudal

### 7.2.3 RESULTADO DEL DISPARO POR PERIODO PARA UN VALOR MÁXIMO DE REACTIVIDAD DE 200 pcm Y TASA MÁXIMA DE INSERCIÓN DE REACTIVIDAD 10pcm/s

La ecuación para determinar el periodo del reactor, está definida por:

$$T = \frac{\Lambda}{K - 1} \quad (64)$$

Y la tasa:

$$Tasa \left( \frac{\%}{s} \right) = \frac{271}{T} (\%/s) \quad (65)$$

Donde:

$\Lambda$  : vida media entre generaciones de neutrones, 0.086 s.

$K$  : Factor de multiplicación de neutrones  $K = \frac{1}{1 - \rho}$

$\rho$  : reactividad (pcm)

Reemplazando valores:

$$K = \frac{1}{1 - \frac{\rho}{100000}} = \frac{1}{1 - \frac{200}{100000}} = 1.002004008 \quad (66)$$

$$T = \frac{0.086 \text{ s}}{1.002004008 - 1} = 42.914 \text{ s} \quad (67)$$

$$Tasa \left( \frac{\%}{s} \right) = \frac{271}{42.914} = 6.315 \% / s \quad (68)$$

Entonces para una tasa de inserción de reactividad de 10 pcm/s en el primer núcleo de trabajo a potencia de 50 W en modo IV; y fijando un disparo por periodo de 40 s (debido al valor máximo de reactividad de 200 pcm [27]), se tiene las siguientes gráficas:

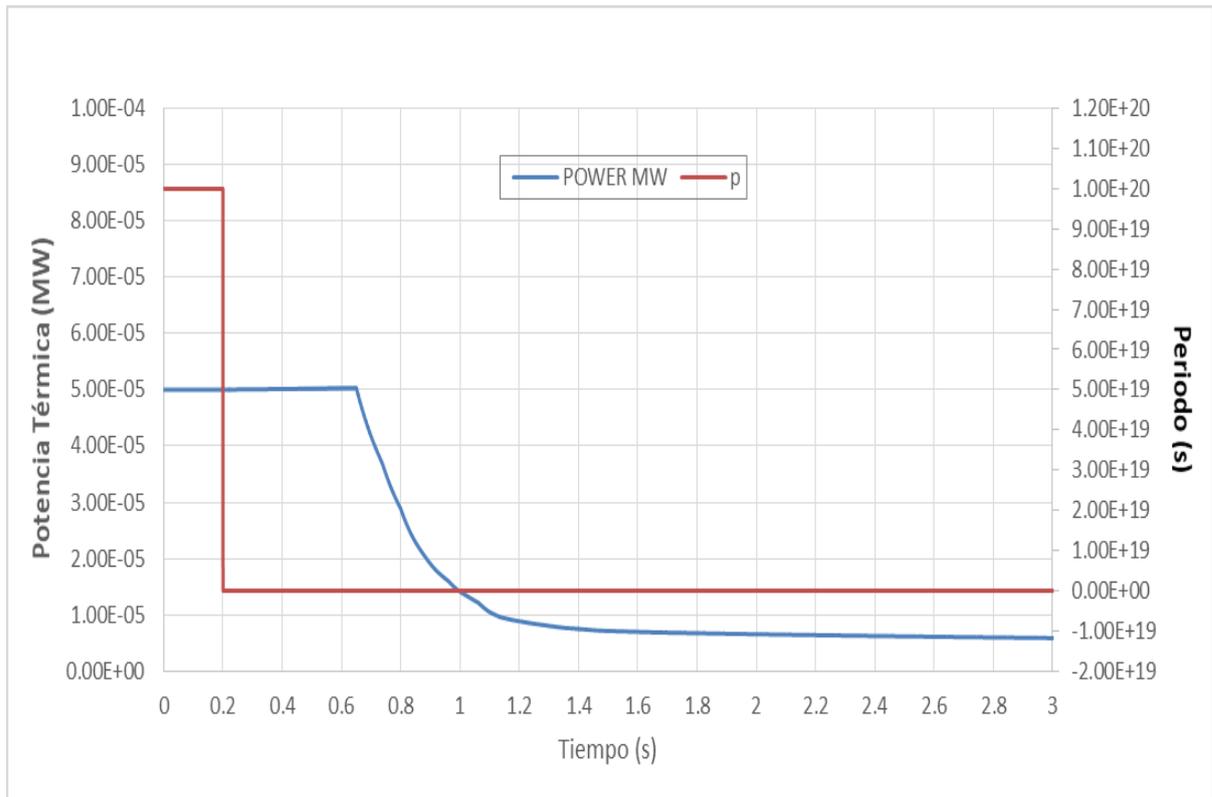


Figura 38: Evolución de potencia y periodo debido a una inserción de reactividad de 10 pcm/s después de 0,2 s

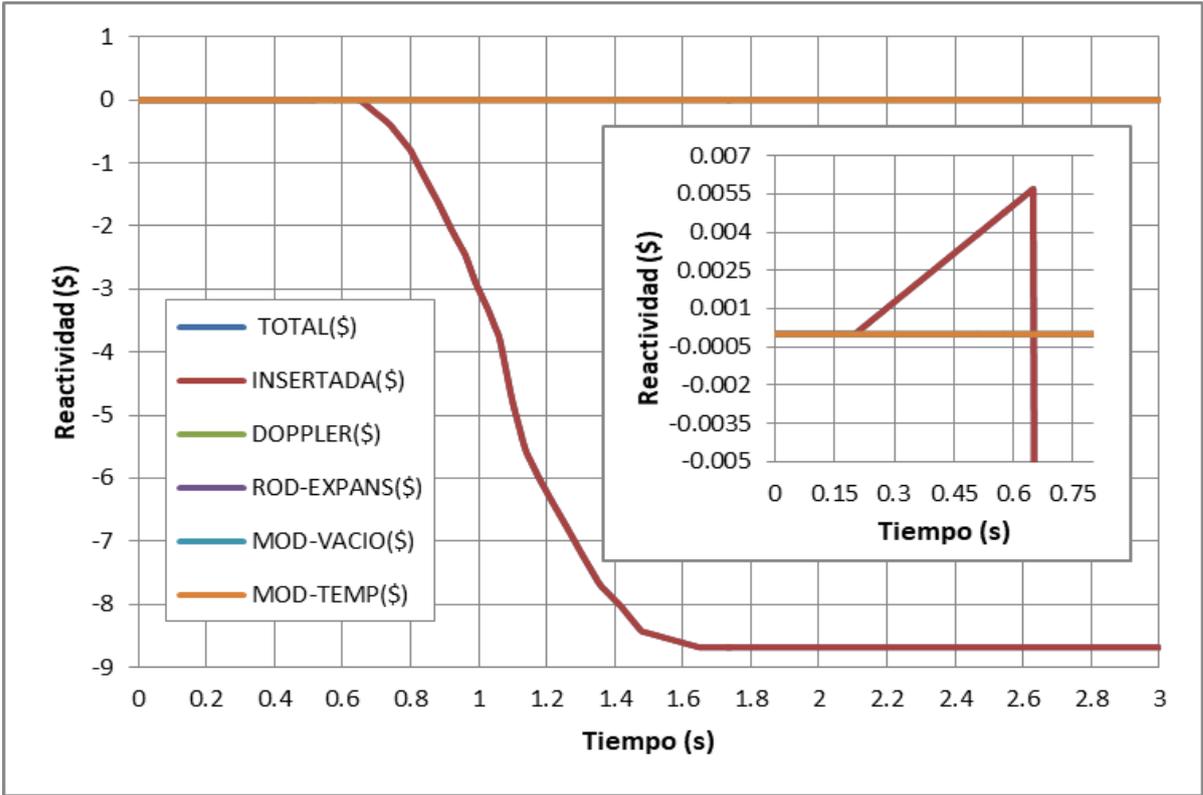


Figura 39: Reactividad debido a la inserción de reactividad de 10 pcm/s después de 0,2 s y tiempo de retardo de caída de barras de 0,2 s

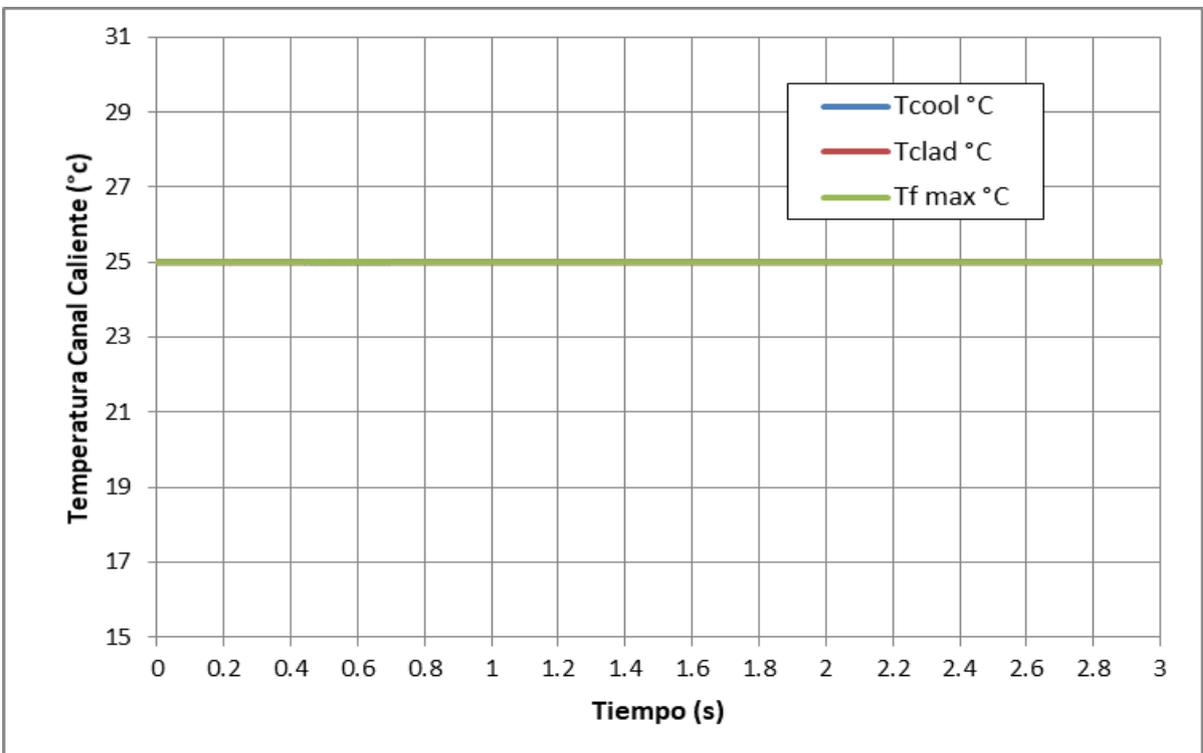


Figura 40: Temperatura en el canal caliente en el combustible, vaina (clad) y refrigerante debido a la inserción de reactividad de 10 pcm/s.

Y para otro evento con un disparo por periodo de 20 s con tasa de inserción de reactividad de 10 pcm/s en el primer núcleo de trabajo en modo IV y a potencia de 50 W, se tiene las siguientes gráficas:

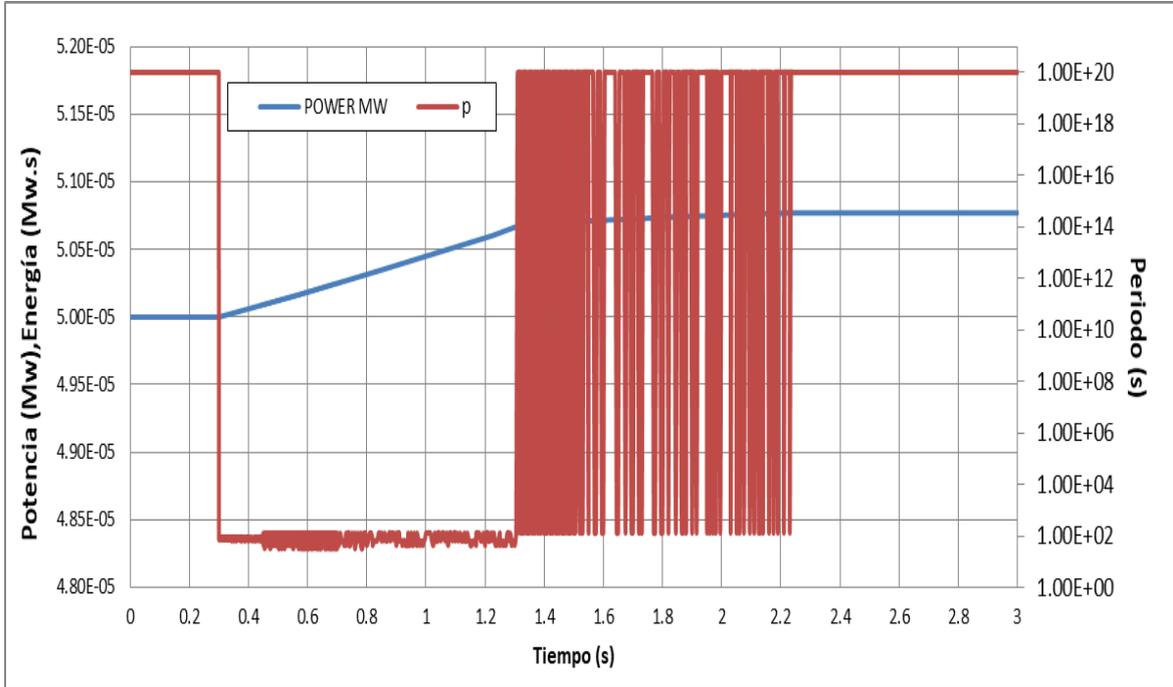


Figura 41: Evolución de la potencia y periodo debido a una tasa de inserción de reactividad de 10 pcm/s con disparo por periodo de 20 s.

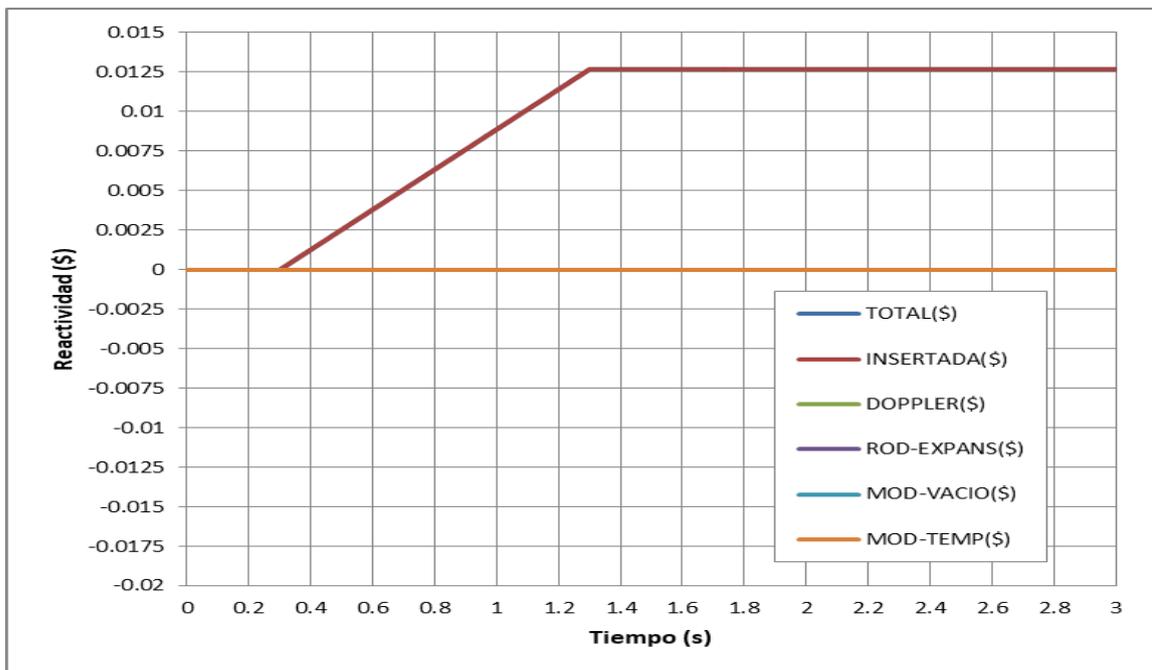


Figura 42: Inserción de reactividad de 10 pcm/s (0,01268 \$/s) con Beff: 788,8 pcm, después de 0,30 s.

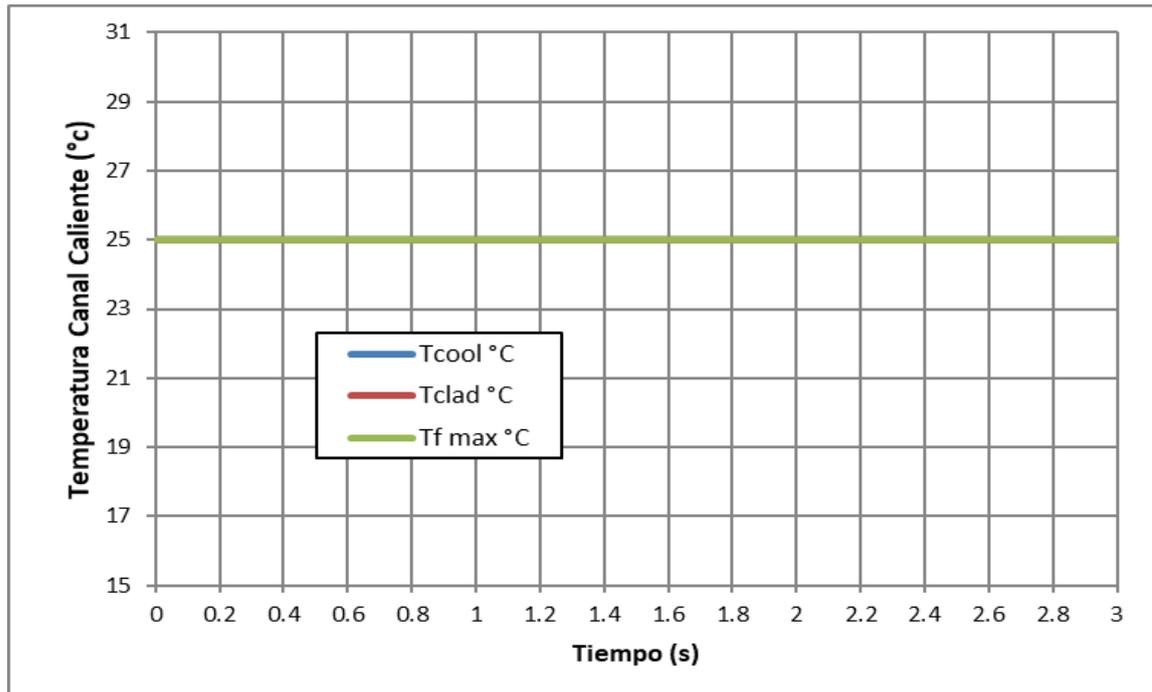


Figura 43: Temperatura en el canal caliente en el combustible, vaina (clad) y del refrigerante debido a inserción de reactividad de 10 pcm/s.

### 7.3 ANÁLISIS DE LOS RESULTADOS

Para el postulado por inserción de reactividad de 1,5 \$ en 0,3 S.

- En la Figura 29, se observa que debido a la inserción de 1,5 \$ en 0,3 s en el primer núcleo de trabajo en convención natural se inicia una excursión de potencia, la cual es pronunciada a partir de los 0,3 s aproximadamente, alcanzando 12,0 MW a los 0,362 s, en que los sistemas de seguridad activan la caída de las barras de seguridad, con el retardo de 0,20 s las barras comienzan a caer a los 0,562 s. Esta excursión de potencia alcanza un pico de 248,5 MW en 0,408 s aproximadamente, luego del cual decae la potencia. El rápido decaimiento inmediatamente después del pico de potencia se debe a los mecanismos de realimentación inherente del sistema, la reactividad negativa de realimentación, ver Figura 32, debido sobre todo a la generación de vacío (del refrigerante) por alcanzarse el régimen de ebullición nucleada y luego una ebullición de transición, lo cual hace disminuir la potencia. Notar que la potencia tiene un pequeño crecimiento alrededor de 0,587 s, debido a que al disminuir rápidamente la potencia, el combustible (fuel) y la vaina (clad) se enfrían rápidamente, produciendo menos vacío, por lo tanto disminuye la reactividad negativa por vacío, poniéndose la reactividad total supercrítico, ver Figura 32, hasta que el peso de la reactividad negativa de las barras de seguridad que se están insertando desde los 0,562 s, ponen

definitivamente cada vez más subcrítico al reactor, por lo cual la potencia decae permanentemente.

- En la Figura 29, también se muestra la evolución de la energía acumulada generada por la excursión de potencia. Se observa que hasta los 0,414 s el crecimiento es rápido, para luego crecer lentamente.
- En la Figura 30, se observa los diferentes estados del refrigerante al ser sometido a una excursión de potencia y por ende variación en la temperatura, alcanzando un estado de ebullición nucleada saturada.
- En la Figura 31 se observa que, debido a la excursión de potencia, que libera una gran cantidad de energía, las temperaturas del combustible ( $T_{comb}$ ) y vaina ( $T_{pared}$ ) se incrementan rápidamente a partir de los 0,351 s, alcanzando picos en el canal más caliente de 288,96 °C para el combustible alrededor de 0,419 s y de 258,41 °C para la vaina alrededor de 0,431 s, después estos valores disminuyen continuamente. La evolución de dichas temperaturas está relacionada directamente con la evolución de la potencia y de la energía, ver Figuras 29 y 31.
- En la Figura 31, se observa que la temperatura del agua siempre crece. La ebullición nucleada subenfriada empieza cuando la temperatura de la placa ( $T_{pared}$ ) alcanza los 126,342°C alrededor de los 0,401 s, también la temperatura del agua alcanza el valor de 27,897 °C. Durante la ebullición nucleada aumenta grandemente la transferencia de calor al agua, por lo que se observa un crecimiento acelerado de la temperatura del agua, incluso mientras decae la temperatura de la placa. Luego, la temperatura del agua sigue creciendo debido a la energía residual. Por lo tanto, es recomendable enfriar el moderador, con lo cual todas las temperaturas se enfriarán más rápido y se asegurará la integridad de los elementos combustibles. En el otro canal se tienen menores temperaturas y no se grafican.
- La reactividad insertada al inicio se debe al accidente propiamente dicho de una inserción de 1,5 \$ en 0,3 s, y luego, a la inserción de reactividad negativa debida a las barras de seguridad. La reactividad total resulta de la suma de las reactividades insertadas y de realimentación. La reactividad total al inicio crece debido a la reactividad positiva insertada por el accidente, lo cual produce la excursión de potencia, luego, debido a la reactividad negativa de los coeficientes de inserción de reactividad negativa se logra detener el crecimiento de la potencia. La reactividad total después vuelve a crecer junto con la potencia, ver Figura 32, por breve tiempo hasta que finalmente la reactividad negativa insertada por las barras de seguridad, ponen subcrítico al reactor, insertándose totalmente las barras de seguridad a los 1,562 s, quedando subcrítico permanentemente el núcleo del reactor.

- Finalmente, se tiene que en un accidente de inserción de reactividad de 1,5 \$ en 0,3 s, la temperatura máxima que alcanza la vaina es de 258,41 °C, menor que los 450 °C, límite para evitar el ampollamiento de la vaina de las placas combustibles y mucho menor de los 660 °C de la temperatura de fusión del aluminio, razón por la cual, los sistemas de seguridad de extinción del reactor (barras de seguridad) y el diseño nuclear del núcleo (coeficientes de realimentación negativos) aseguran la integridad de los elementos combustibles en caso de dicho accidente de inserción de reactividad.

Para el postulado por pérdida de caudal del refrigerante primario:

A continuación, se analiza la evolución del accidente de pérdida de caudal

- En la Figura 34, se observa la evolución del flujo de pérdida de caudal hasta los 136 s, en que se da la inversión de flujo, pasando de convección forzada con flujo de arriba hacia abajo a flujo por convección natural de abajo hacia arriba. El caudal de "trip" se alcanza a los 5,12 s, cuando el flujo se reduce al 83 %, para que después de 0,2 s se produzca el inicio de la caída de las barras de seguridad que introducirá reactividad negativa. Notar que a los 131 s la evolución de pérdida de caudal se acelera en que se aproxima al cambio de flujo lo cual disminuye la refrigeración de las placas combustibles.
- En la Figura 35, se observa que la potencia decrece primero lentamente hasta los 4,07 s de 10,0 a 9,55 MW, lo cual se debe a que al disminuir la refrigeración, por pérdida de caudal, se produce una elevación de la temperatura de la placa combustible (fuel y clad) y del agua refrigerante, ver Figura 36, que genera una pequeña reactividad negativa debida a la realimentación, ver Figura 37, que pone subcrítico al reactor. Desde los 5,32 s, se da la caída de barras hasta los 6,32 s, ver Figura 37, en que la potencia decae violentamente de 9,55 a 1,53 MW, después de los 6,0 s la potencia decae lentamente.
- En la figura 34 y 36, se observa que al inicio del accidente por pérdida de caudal refrigerante, las temperaturas del combustible (fuel), vaina (clad) y refrigerante (cool) se incrementan leve y rápidamente, alcanzando picos en el canal caliente, de 102,48 °C en el fuel, de 94,82 °C en la vaina, y de 59,89 °C para el agua refrigerante, alrededor de 5,13 s; después, debido a la caída de las barras de seguridad la potencia decae violentamente junto con las temperaturas. Luego, las temperaturas crecen lentamente hasta los 132 s, cuando se aproxima a la inversión de flujo. Después, las temperaturas nuevamente se elevan debido a que la refrigeración es por convección natural produciéndose otro pico de temperaturas a los 146 s, luego del cual, debido a que la potencia residual es cada vez menor, se observa que

finalmente las temperaturas siguen decayendo. Para los otros canales las temperaturas son menores y para dar claridad a la Figura 3, no se incluyen.

- En la Figura 37, se observa que al inicio la reactividad que es la suma de los efectos de las reactividades por temperatura del combustible (efecto doppler), por vacío y temperatura del moderador (agua), introducen muy poca reactividad negativa. Después, a los 6,32 s en que se introducen las barras y baja la potencia y bajan las temperaturas, ver Figura 37, la reactividad de realimentación crece un poco y es positiva. También se observa la reactividad insertada por la caída de barras de 5,32 a 6,32 s, después del cual es constante. La reactividad total varía según la realimentación de los otros factores que insertan reactividad.

Entonces, se tiene que en un accidente de pérdida de caudal (LOFA), con una potencia inicial de 10 MW, la temperatura máxima que alcanza la vaina es 94,82 °C, menor que los 450 °C, límite para evitar el ampollamiento de la vaina de las placas combustibles y mucho menor de los 660 °C de la temperatura de fusión del aluminio, razón por la cual, las volantes de inercia de las bombas del sistema primario y la caída de barras aseguran la integridad de los elementos combustibles en caso de LOFA por interrupción de energía eléctrica en las bombas del sistema de refrigeración primario.

Para los casos de disparo por periodo se tiene lo siguiente:

- En la Figura 38 se tiene la evolución de la potencia y el periodo debido a una inserción de reactividad de 10 pcm/s después de 0,2 s en el primer núcleo de trabajo a 50 W y en modo IV, y también considerando la reactividad máxima relativa a experimentos de 200 pcm [27], lo cual se obtiene un periodo de 42,914 s y una tasa de 6,315 %/s. Como resultado se tiene que, luego de transcurrido 0,45 s, se observa un periodo de 32,2 s, lo cual es menos de 40 s (tiempo de disparo que se le asignó a la tarjeta), y por ende se da inicio a la caída de barras de seguridad (SCRAM), ver Figura 39, pero con un tiempo de retardo de 0,2. De modo que a los 0,65 se da inicio la caída de barras de seguridad haciendo que la evolución de la potencia disminuya, como se muestra en la Figura 38. Además las temperaturas del combustible, vaina (clad) y del refrigerante se mantienen a 25 °C, ver Figura 40.
- Para el caso de la misma configuración del núcleo, en modo IV, pero insertando disparo por periodo de 20 s, se tiene que, el periodo mínimo alcanzado es de 32,18 s, ver Figura 41, lo cual es superior al disparo por periodo, por tanto, no van a caer las barras de seguridad, y el sistema aumenta ligeramente el flujo neutrónico sin

producir daño, ya que el periodo en el tiempo se hace muy grande. En la figura 42 se observa la inserción de reactividad de 10 pcm/s es decir 0,01268  $\beta$ /s después de 0,3 s; y la evolución de la temperatura en el combustible, vaina (clad) y refrigerante se mantienen como a inicio de 25° C, sin producir daño en el combustible.

De los resultados obtenidos se ha considerado que el reactor es sin fuente, pero que realmente por efecto de los berilios hay un remante de fotoneutrones que actúan como fuente de neutrones.

## CAPÍTULO 8: CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

- Los límites y mecanismos de seguridad y el diseño del RP-10 mantienen la integridad de las placas de los EC del primer núcleo de trabajo para el caso de soportar un accidente de inserción de reactividad de 1,5 \$ en 0,3 segundos.
  - Los efectos de fusión de la placa combustible que alcanza en el canal caliente no llegan a darse en este accidente por inserción de reactividad de 1,5 \$ en 0,30 s, por cuanto la máxima temperatura alcanzada por la vaina es de 258,41 °C, por debajo de las temperaturas de ampollamiento (blister) del aluminio que es de 450°C y para fusión que es de 660 °C. En los demás canales las temperaturas son menores.
  - No es posible que se produzcan daños en el núcleo del reactor RP-10 por inserción de reactividad debido a la manipulación de muestras (blancos) para experimentos o porta muestras con blancos para producción de radioisótopos, ya que su tasa de inserción de reactividad máxima es de 10 pcm/s.
  - Se recomienda en caso de accidente de inserción de reactividad, refrigerar el núcleo debido a la alta temperatura del agua que resulta al final.
  - Los límites, mecanismos de seguridad y el diseño del RP-10 aseguran la integridad de las placas de los EC del primer núcleo de trabajo para los elementos combustibles de siliciuros, para el caso de soportar un accidente de pérdida de caudal (LOFA) por parada de las bombas a la potencia inicial de 10 MW, en el modo de refrigeración I (con tres bombas en el sistema primario).
  - A la potencia inicial de 10 MW y en caso de LOFA, la temperatura máxima de la vaina (clad) de aluminio de la placa combustible que alcanza en el canal caliente es de 94,82 °C, mucho menor que el límite de 450°C, por lo tanto, la integridad de los elementos combustibles no sufriría ningún deterioro.
  - El diseño de las volantes de inercia de las bombas de refrigeración, aseguran la refrigeración del núcleo del reactor durante el tiempo necesario para el decaimiento suficiente de la potencia.
  - De acuerdo a los resultados obtenidos para disparo por periodo se tiene que, debido a que sus periodos mínimos alcanzado es de 32,18 s, hace que si se considera el periodo de 20 s, está dentro de lo establecido por la norma AR 4.9.2 Operación de Reactores de Investigación, que a la letra dice “mayor a 20 s durante los cambios de potencia, luego de alcanzar la condición crítico “.
- Po lo tanto el reactor RP-10, es regulable o controlable, es decir los límites y mecanismo de seguridad mantienen la integridad de las placas combustibles.

## CAPÍTULO 9: REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] IPEN."INFORME DE CAMBIO DE COMBUSTIBLE EN EL REACTOR RP-10".Código DRN CAS GN 004-1. Lima, Perú. Octubre 2018.
- [2] IPEN."PLANOS Y ESPECIFICACIONES TÉCNICAS PARA LA FABRICACIÓN DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE  $U_3Si_2$  (IPEN-INVAP-OIEA)".Código DRN CAS GN 005-1.Lima, Perú. Octubre 2018.
- [3] INVAP. *Argentina fabricará combustible para un reactor de investigación en Perú*. Obtenido de <http://www.invap.com.ar/es/sala-de-prensa/1112-argentina-fabricara-combustible-para-un-reactor-de-investigacion-en-peru-.html>.
- [4] Télam. *Argentina Fabricará el combustible para un reactor nuclear en Perú*. Obtenido de América Economía: <https://www.americaeconomia.com/negocios-industrias/argentina-fabricara-el-combustible-para-un-reactor-nuclear-en-peru>. 07 de Febrero de 2014.
- [5] Aguirre A., Álvaro.*INFORME DE SEGURIDAD DEL RP-10 - CAPITULO 16: ANÁLISIS DE SEGURIDAD*. Instituto Peruano de Energía Nuclear, Departamento de Cálculo, análisis y seguridad., Lima. (2013).
- [6] Arrieta B.,Rolando. *INFORME DE SEGURIDAD DEL RP-10 - CAPITULO 1: INTRODUCCIÓN Y DESCRIPCIÓN GENERAL DE LA INSTALACIÓN*. Instituto Peruano de Energía Nuclear, Departamento de Cálculo, análisis y seguridad., Lima. Septiembre 2013.
- [7] Llamas M., Ivan. *INFORME DE SEGURIDAD DEL RP-10 - CAPÍTULO 5 : EL REACTOR*. Lima. (2013).
- [8] Organismo Internacional De Energía Atómica.SEGURIDAD DE LOS REACTORES DE INVESTIGACIÓN. *Nº SSR-3 Norma de Seguridad del OIEA*. Viena, Austria: OIEA. (2017).
- [9] Aguirre A., Álvaro. *INFORME DE SEGURIDAD DEL RP-10 - CAPÍTULO 16 : ANÁLISIS DE SEGURIDAD*. Lima. (2013).
- [10] Cáceres V., Germán. *Calculo Hidraulico En El Sistema Primario De Refrigeración Por Fallo En Las Bombas*. DRN CAS ME 399 1 Lima, Perú. Diciembre 2016
- [11] Collier, John g.; Thome, John r. *CONVECTIVE BOILING AND CONDENSATION*. New York: Oxford University Press. (1994).
- [12] Incropera, Frank P.; De witt, David. *FUNDAMENTOS DE TRANSFERENCIA DE CALOR*. México: PRENTICE HALL HISPANOAMERICANA, S. A. (1999).
- [13] Abato, H. A. Obtenido de [https://es.wikipedia.org/wiki/Archivo:Curva\\_de\\_ebullicion.svg](https://es.wikipedia.org/wiki/Archivo:Curva_de_ebullicion.svg). (12 de Agosto de 2012).
- [14] Glasstone, Samuel; Sesonske, Alexander. *"Ingeniería de Reactores Nucleares"*. España: Reverté S.A. (1978).
- [15] Hilal, Roberto. *"Análisis Determinista De Seguridad De Reactores Nucleares De Investigación"*.Centro Atómico Bariloche.Argentina.Junio 2012.

- [16] Cáceres V., Germán."DISEÑO TERMOHIDRAULICO DEL NÚCLEO DEL REACTOR RP-10 CON ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE SILICIUROS DE URANIO ( $U_3Si_2$ ), CON SISTEMA DE REFRIGERACIÓN POR CONVENCIÓN FORZADA". IPEN.Código: DRN CAS PO 014-1 Julio 2018.
- [17] Nieto M., Manuel; Vertullo, Alicia.Puesta en Servicio del RP-10. *CÁLCULO TERMOHIDRÁULICO DEL NÚCLEO DE ARRANQUE,NÚCLEO TRANSITORIOS Y NÚCLEO DE TRABAJO DEL REACTOR RP-10* . IPEN. Lima, Perú. (1988).
- [18] IPEN. *CAPÍTULO XV : Especificaciones Técnicas Sobre Límite y Condiciones de Operación*.
- [19] A.P.Olson. A USER GUIDE TO THE PARET / ANL CODE VERSION 7.5. Chicago. (14 de Agosto de 2012).
- [20] Ticona V, Braulio." *Cálculo Neutrónico de los Núcleos de Trabajo con Elementos Combustibles de  $U_3Si_2$* " DRN CAS ME 461-1. IPEN.Lima, Perú. Julio 2018.
- [21] Cáceres V., Germán. *INFORME DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD DEL RP-10 - CAPÍTULO 5 : EL REACTOR*.Código :DRN CAS AS 105-2.IPEN. Lima, Perú. (2019).
- [22] Abatte, P. A PROGRAM FOR THERMAL-HYDRAULIC ANALYSIS OF A MTR CORE IN NATURAL CIRCULATION REGIME. *CONVEC V 3.40*. Argentina: INVAP,Nuclear Engineering Division. (2002).
- [23] Abbate, P., & Mazufri, C."A COMPUTER PROGRAM FOR FLOW DISTRIBUTION AND PRESSURE DROP CALCULATION IN A MTR TYPE CORE. *CAUDVAP V 3.60*". Nuclear Engineering Division- INVAP .Argentina. (2003).
- [24] Abbate, P., & Mazufri, C."A PROGRAM FOR THE THERMAL-HYDRAULIC ANALYSIS OF A MTR CORE IN FORCED CONVECTION. *TERMIC V 4.1*". Nuclear Engineering Division- INVAP.Argentina. (2003).
- [25] Cáceres V., Germán."Determinación del Factor de Pico Empleando el Análisis Termohidráulico en el Reactor RP-10".Código:DRN CAS PO 017-1.IPEN. Lima, Perú. (2018).
- [26] Aguirre A., Álvaro."Cálculo de los Parámetros Cinéticos para los núcleos de Trabajo con Elementos Combustible de  $U_3Si_2$ ".Código: DRN CAS ME 463-2 Lima. (2018).
- [27] Cáceres V., Germán. *INFORME DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD DEL RP-10 - CAPÍTULO 17 : Límites y Condiciones Operacionales*.Código :DRN CAS AS 117-1.IPEN. Lima, Perú. (2018).
- [28] Ticona V, Braulio." *Cálculo Neutrónico de los Coeficientes de Realimentación de los Núcleos de Trabajo con Elementos Combustibles de  $U_3Si_2$* " DRN CAS ME 462-2. IPEN.Lima, Perú. 2019.
- [29] Osoreo R. José M.: "Meteorological Data Base 1994-2015 Nuclear Center RACSO". Código: TR16-006-JOR. Laboratory of Radioecology – IPEN. Lima, Perú 2016.
- [30] Metrólogos Asociados: "LA GUIA METAS- Aceleración de la Gravedad". Metas, S.A. de C.V. Mayo, 2002.
- [31] H. Moritz: GEODETIC REFERENCE SYSTEM 1980.

- [32] Caputo, Michele. : "THE GRAVITY FIELD OF THE EARTH". ACADEMIC PRESS New York London 1967.
- [33] Lázaro Moreyra, Gerardo: Tesis de Maestría "Análisis de Transitorios por Inserción de Reactividad en Reactores de Investigación". Universidad Nacional de Ingeniería, Lima Perú. 1995.

**ANEXO 01: DIAGRAMA DE FLUJO DEL CONVEC V3.40, CAUDVAP V3.60 Y  
TERMIC V4.1**

A continuación, se presentan los diferentes diagramas de flujo, de los códigos utilizados previos al análisis transitorio.

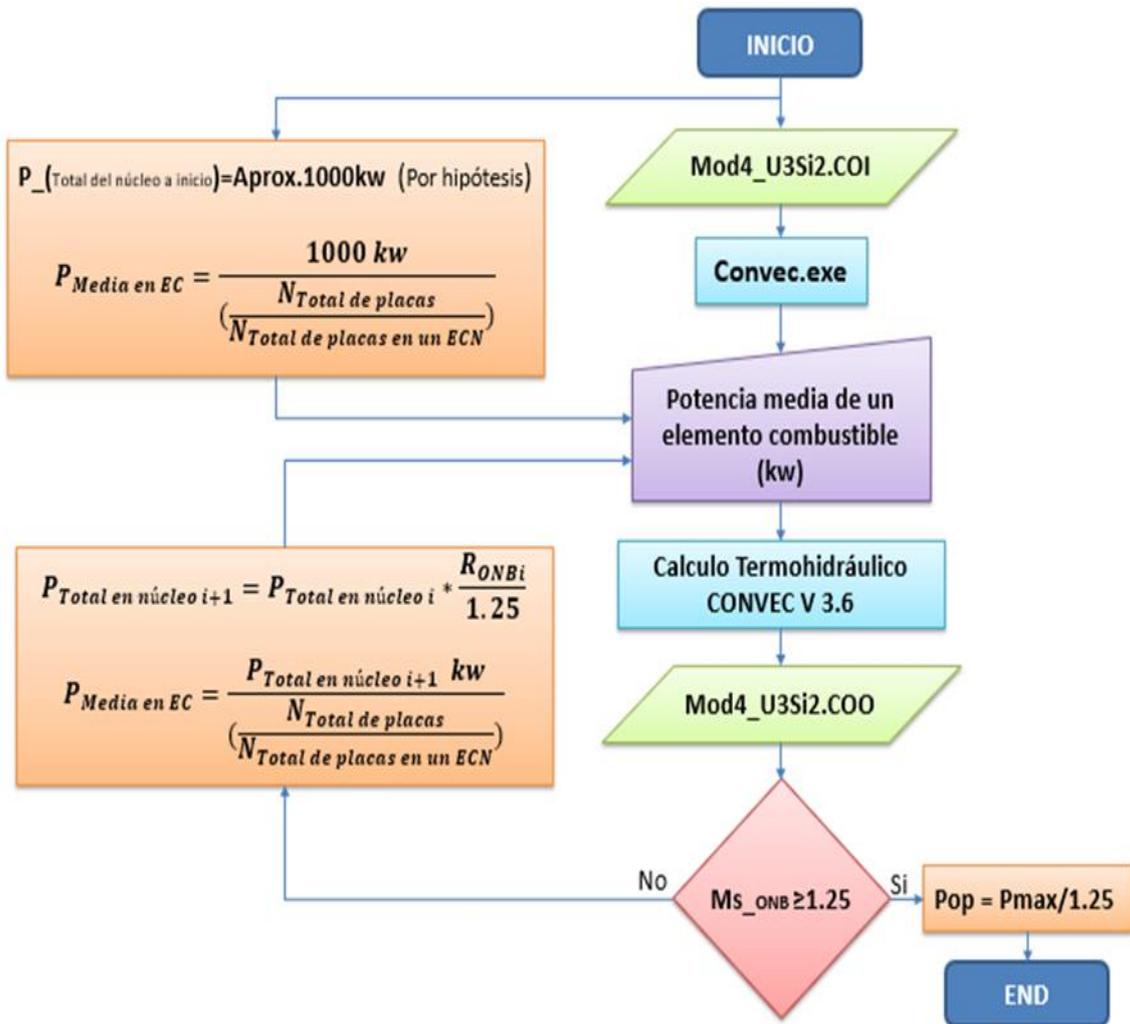


Figura 44: Diagrama de flujo del CONVEC V 3.40

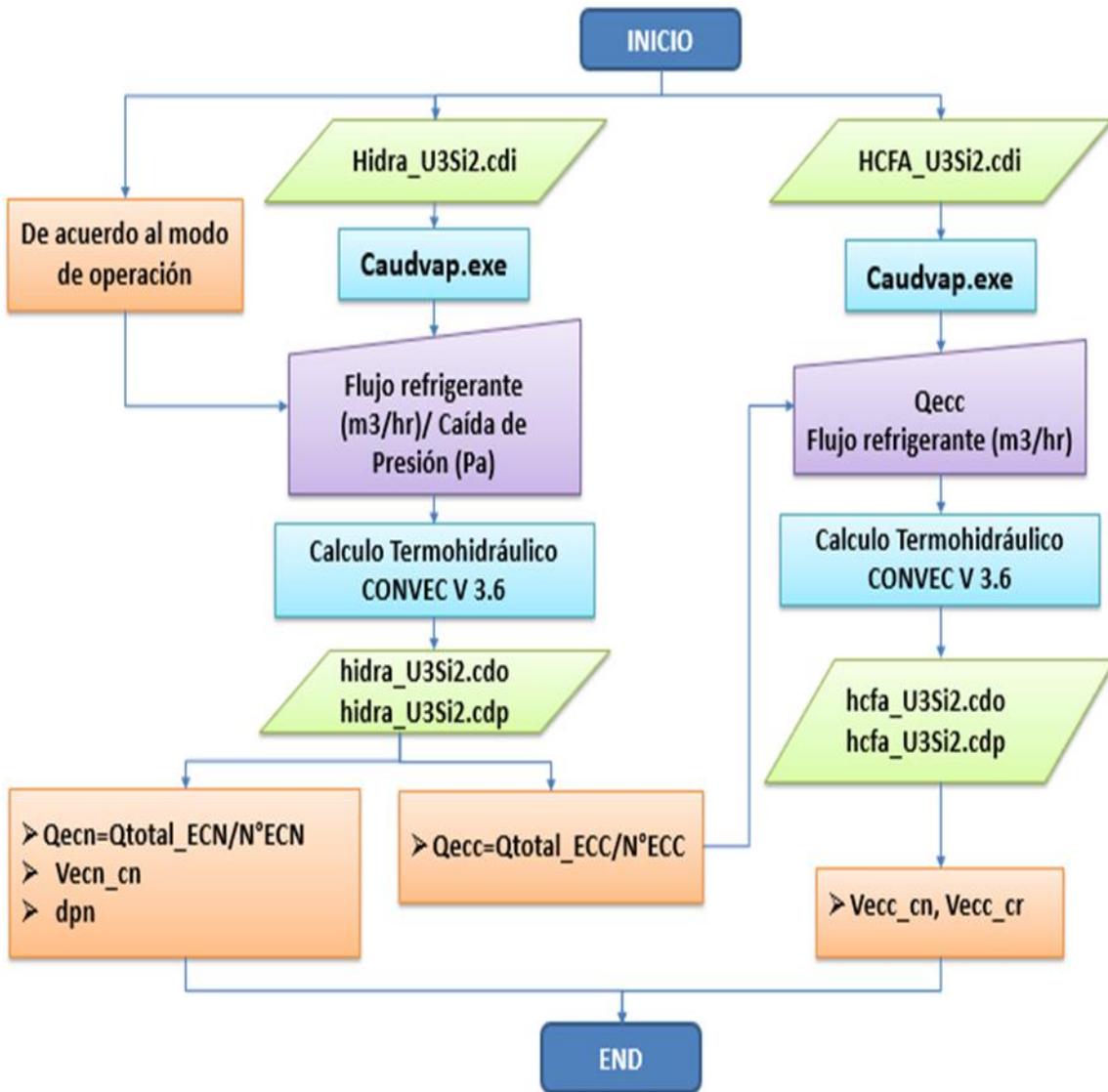


Figura 45: Diagrama de flujo del CAUDVAP V 3.60

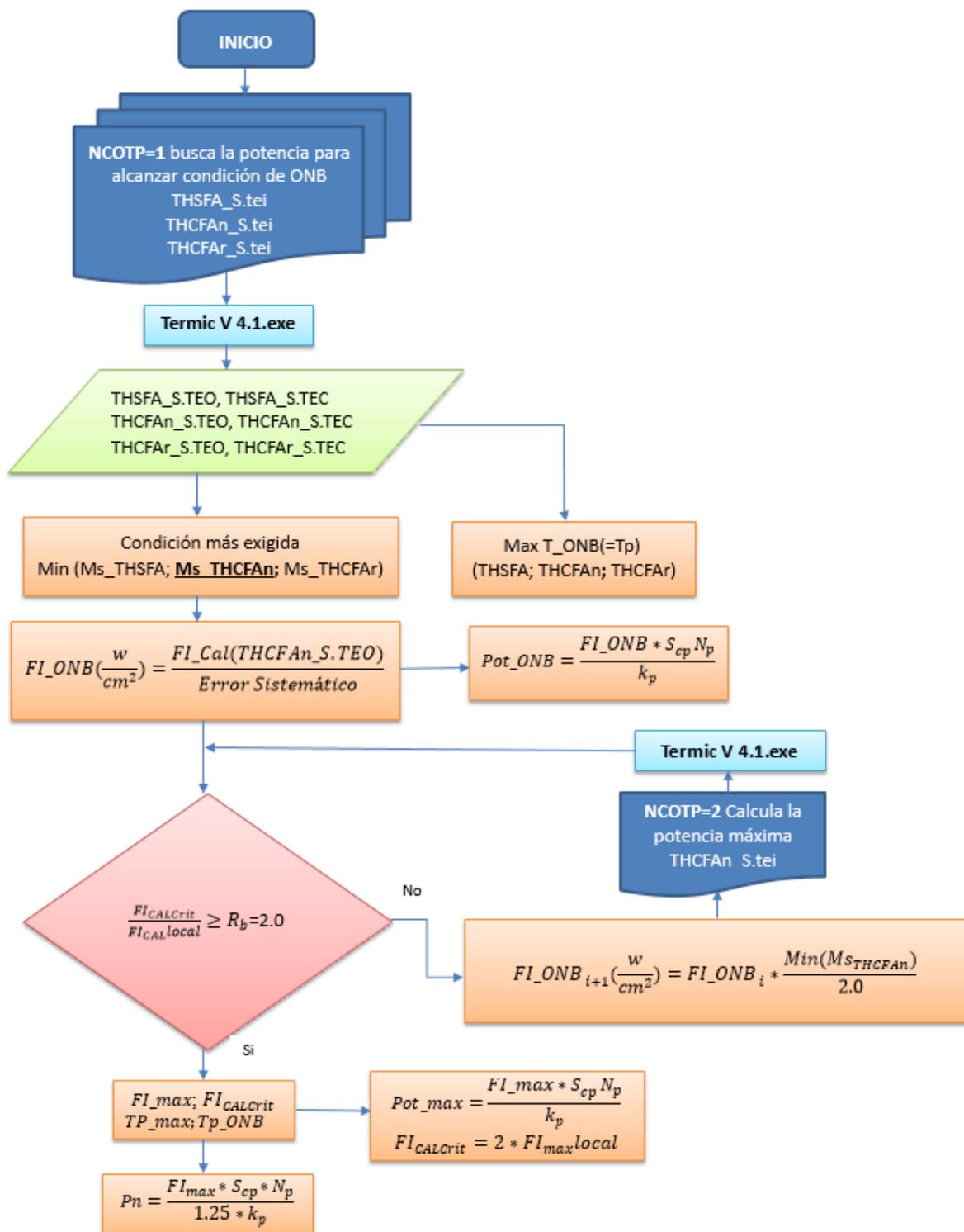


Figura 46: Diagrama de flujo del TERMIC V 4.1

## ANEXO 02: DATOS DE ENTRADA PARA ANÁLISIS TRANSITORIO POR INSERCIÓN DE REACTIVIDAD

Datos de entrada para Análisis Transitorio por inserción de reactividad de 1.5\$ a 0.30 s para los elementos combustibles de siliciuro del RP-10

```

0 000          0
*PARET: LEU Full Power Transient - 21 Elem. Core -InreSi3U2
! 16 ECN y 5 ECC MODO IV  1.5$ 0.3s  Potencia 50 W  Temp 25°c
!*****
!*****INFORMACIÓN GENERAL*****
!*****
!-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7-----
!  NCHN  NZ  NR  IGEOM  IPROMP
!
!           IRXSWT
1001, -2  21  8  0  1  1
!  IPOP  IDLYGP  ISUPPR
!   KINTS  KINPRT  MAXHCC
1002, 1  0  6  -1  0  30
!-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7-----
!  POWER  PF  PRESUR  ENTHIN  RS
1003, 50.000-6  9.62389-3  182511.  -25.0  7.9000-4
!  RF  RC  PW  FW  AL  ALDDIN
1004, 3.7000-4  7.4000-4  0.0672  0.06275  0.615  0.0200
!  ALDDEX  BBEFF  EL  GRAV  QW
1005, 0.0200  0.0078880  4.643-5  9.7812  1.1013-2
!  TRANST  RXXCON  RXXEXP  RHOREF  GAMMA0
1006, 2.0000  0.8000  1.0  997.08  0.0
!  GAMMA1  GAMMA2  GAMMA3  GAMMA4  DOPPN  EPS3
1007, 2.3073-3  0.0  0.0  -273.15  1.0  0.001
!  DNBQDP  TAUUNB  TAUUTB  ALAMNB  ALAMTB  ALAMFB

```

```

1008, 0.0    0.001    0.001    0.05    0.05    0.05
!*****
!*****CONSTANTES EN EL COEFICIENTE DE CONVECCION NATURAL*****
!*****
!-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7
!  HTTCON  HTTEXP
1009, 1.400  0.33333
!*****
!*****DATOS SOBRE LOS CANALES DE REFRIGERACIÓN*****
!  PSUBC   FACT2(1)  FACT2(2)  FACT2(3)
1111, 0.074626  1.00    1.00    1.00
!*****
!*****OPCIONES DE MODELOS DE TRANSFERENCIA DE CALOR*****
!*****
!-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7-----8-----9
!  IONEP ITWOP IMODE ICHF IHT  QAVE ETA    CP
1112, 1  1  1  0  0
!*****
!*****DATOS DEL SISTEMA DE SEGURIDAD DEL REACTOR*****
!*****
!  RDRATE  TDLAY  POWTP  FLOTP  OPT  POW0
1113, 0.6150  0.200  12.00  83.0
!*****
!*****ALTURAS DE AGUA RESPECTO A PLACAS COMBUSTIBLES*****
!*****
!  HNCTOP  HNCBOT  REL_T  RET_T  FINF  PHI
1114,  0.0  0.0
!1115, 0.0001  36000
!*****
!*****PROPIEDADES TÉRMICAS DE LOS MATERIALES DEL elemento combustible*****

```

!\*\*\*\*\*

2001, 0.0 0.0 50.0 0.0 0.0  
2002, 0.0 1.2240+3 2.3178+6 0.0 0.0  
2003, 0.0 0.0 165.0 0.0 0.0  
2004, 0.0 1.2420+3 2.4084+6 0.0 0.0  
2005, 0.0 0.0 16.8 0.00 0.00  
2006, 0.0 0.0 3.975+6 0.00 0.00  
3001, 0.925-4 5 1 0.949  
3002, 1.850-4 7 2 0.0  
3003, 0.500-4 8 3 0.00  
4001, 2.92857-2 21

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

! IFLOW DELP RN BM ALOSCN ALOSCX  
5100, 1 0.0 2.3900-3 0.50445-1 0.087616 0.087616

! SIGIN SIGEX DVOID DTMP  
5100, 0.704 0.704 0.2426593 1.77789-2

! ALPPIN ALPPEX DEEIN DEEEX  
5101, 0.27230 0.0500 0.0709 0.0709

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*DISTRIBUCIÓN AXIAL DEL FLUJO EN EL CANAL 1\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

! PFQ VOIDVC DOPPLR TEMPC  
5102, 0.79660 1.0000 1.0000 1.0000  
5103, 1.20375 1.0000 1.0000 1.0000  
5104, 1.45478 1.0000 1.0000 1.0000  
5105, 1.68534 1.0000 1.0000 1.0000  
5106, 1.89217 1.0000 1.0000 1.0000  
5107, 2.07237 1.0000 1.0000 1.0000  
5108, 2.22339 1.0000 1.0000 1.0000  
5109, 2.34312 1.0000 1.0000 1.0000

5110, 2.42986 1.0000 1.0000 1.0000  
5111, 2.48240 1.0000 1.0000 1.0000  
5112, 2.50000 1.0000 1.0000 1.0000  
5113, 2.48240 1.0000 1.0000 1.0000  
5114, 2.42986 1.0000 1.0000 1.0000  
5115, 2.34312 1.0000 1.0000 1.0000  
5116, 2.22339 1.0000 1.0000 1.0000  
5117, 2.07237 1.0000 1.0000 1.0000  
5118, 1.89217 1.0000 1.0000 1.0000  
5119, 1.68534 1.0000 1.0000 1.0000  
5120, 1.45478 1.0000 1.0000 1.0000  
5121, 1.20375 1.0000 1.0000 1.0000  
5122, 0.79660 1.0000 1.0000 1.0000

!\*\*\*\*\*

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

! IFLOW DELP RN BM ALOSCN ALOSCX  
5200, 1 0.0 2.3900-3 9.49555-1 0.087616 0.087616

! SIGIN SIGEX DVOID DTMP  
5200, 0.704 0.704 0.2426593 1.77789-2

! ALPPIN ALPPEX DEEIN DEEEX  
5201, 0.27230 0.0500 0.0709 0.0709

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*DISTRIBUCIÓN AXIAL DEL FLUJO EN EL CANAL 2\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

! PFQ VOIDVC DOPPLR TEMPC  
5202, 0.64199 1.0000 1.0000 1.0000  
5203, 0.97012 1.0000 1.0000 1.0000  
5204, 1.17243 1.0000 1.0000 1.0000  
5205, 1.35824 1.0000 1.0000 1.0000  
5206, 1.52493 1.0000 1.0000 1.0000

|       |         |        |        |        |
|-------|---------|--------|--------|--------|
| 5207, | 1.67015 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5208, | 1.79186 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5209, | 1.88835 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5210, | 1.95826 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5211, | 2.00060 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5212, | 2.01478 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5213, | 1.82786 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5214, | 1.78918 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5215, | 1.72531 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5216, | 1.63715 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5217, | 1.52594 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5218, | 1.39326 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5219, | 1.24096 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5220, | 1.07120 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5221, | 0.88636 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5222, | 0.58656 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*INFORMACIÓN DE LOS NEUTRONES RETARDADOS \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

|       |        |        |        |        |        |        |
|-------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
| 6001, | 0.0357 | 0.0124 | 0.2147 | 0.0305 | 0.1961 | 0.1110 |
| 6002, | 0.3920 | 0.3010 | 0.1187 | 1.1400 | 0.0428 | 3.0100 |

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* POTENCIA O REACTIVIDAD vs TIEMPO \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

9000, 3

|       |        |        |        |        |        |        |
|-------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
| 9001, | 0.0000 | 0.0000 | 1.5000 | 0.3000 | 1.5000 | 100.00 |
|-------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* FLUJO MASICO vs TIEMPO \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

10000, 2

10001, 107.48522 0.0 107.48522 100.0

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* EXPANSION LINEAL TERMICA vs TEMPERATURA CLAD \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

11000, 13

11001, 0.0000 298.15 0.0565 323.15 0.1155 348.15

11002, 0.1755 373.15 0.2370 398.15 0.2988 423.15

11003, 0.3630 448.15 0.4270 473.15 0.4940 498.15

11004, 0.5625 523.15 0.6300 548.15 0.7013 573.15

11005, 0.7680 598.15

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* CAIDA DE PRESION TOTAL vs TIEMPO \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

12000, 2

12001, 0.0000 0.0000 0.0000 0.0000

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* PASO TEMPORAL vs TIEMPO \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

14000, 6

14001, 0.00005 0.0000 0.00001 0.4500 0.00001 0.5500

14002, 0.00001 0.5800 0.00001 0.6500 0.00001 1.0000

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* FRECUENCIA DE IMPRESION VS TIEMPO \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

16000, 6

16001, 0.0010 10 0.0000 0.0100 1 0.4500

```

16002, 0.0001    1    0.4900    0.0001    1    0.6200
16003, 0.0100   500    0.7000    0.0100    500    1.0000
!*****
!*****
!***** FRACCION DE FLUJO MASICO VS TIEMPO *****
!*****
!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7
17000, 2
17001, 1.0000    0.00    1.0000    100.0
!*****
!***** PESO DE BARRA DE CONTROL vs POSICION *****
!*****
!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7
18000, 20
18001, 0.0000    0.000    -0.3895    0.054    -0.8066    0.092
18002, -1.2474    0.118    -1.6188    0.141    -2.0679    0.166
18003, -2.4671    0.191    -2.9217    0.210    -3.3541    0.233
18004, -3.7948    0.253    -4.7595    0.275    -5.5551    0.299
18005, -5.9930    0.323    -6.4171    0.350    -6.8274    0.377
18006, -7.2349    0.403    -7.7006    0.434    -8.0277    0.471
18007, -8.4351    0.509    -8.6929    0.615

```

## ANEXO 03: DATOS DE ENTRADA PARA ANÁLISIS TRANSITORIO POR PÉRDIDA DE CAUDAL

Datos de entrada para Análisis Transitorio por pérdida de caudal en el sistema de refrigeración primario, para los elementos combustibles de siliciuro del RP-10

```

0 000          0

*PARET: LEU Full Power Transient - 21 Elem. Core -Si3U2.

! 16 ECN y 5 ECC

!*****
!*****INFORMACIÓN GENERAL*****
!*****
!----1----2----3----4----5----6----7----

! NCHN NZ NR IGEOM IPROMP

!          IRXSWT

1001,-2 21 8 0 1 1

! IPOP IDLYGP ISUPPR

! KINTS KINPRT MAXHCC

1002,0 0 6 -1 0 30

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

! POWER PF PRESUR ENTHIN RS

1003,10.000 9.62389-3 182093. -40.0 7.9000-4

! RF RC PW FW AL ALDDIN

1004,3.7000-4 7.4000-4 0.0672 0.06275 0.615 0.0200

! ALDDEX BBEFF EL GRAV QW

1005,0.0200 0.0078880 4.643-5 9.7812 1.1013-2

! TRANST RXXCON RXXEXP RHOREF GAMMAO

1006,300.0 0.8000 1.0 993.00 0.0

! GAMMA1 GAMMA2 GAMMA3 GAMMA4 DOPPN EPS3

1007,2.3073-3 0.0 0.0 -273.15 1.0 0.001

! DNBQDP TAUUNB TAUUTB ALAMNB ALAMTB ALAMFB

```

```

1008, 0.0    0.001    0.001    0.05    0.05    0.05
!*****
!*****CONSTANTES EN EL COEFICIENTE DE CONVECCION NATURAL*****
!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7
!  HTTCON  HTTEXP
1009, 7.500  0.33333
!*****
!*****
!*****
!*****DATOS SOBRE LOS CANALES DE REFRIGERACIÓN*****
!  PSUBC  FACT2(1)  FACT2(2)  FACT2(3)
1111, 0.074626  1.00    1.00    1.00
!*****
!*****
!*****OPCIONES DE MODELOS DE TRANSFERENCIA DE CALOR*****
!----1----2-----3----4----5----6----7-----8----9
!  IONEP ITWOP IMODE ICHF IHT  QAVE ETA    CP
1112, 1  1  1  0  2
!*****
!*****
!*****DATOS DEL SISTEMA DE SEGURIDAD DEL REACTOR*****
!*****
!  RDRATE  TDLAY  POWTP  FLOTP  OPT  POW0
1113, 0.6150  0.200  12.00  83.0
!*****
!*****
!*****
!*****ALTURAS DE AGUA RESPECTO A PLACAS COMBUSTIBLES*****
!*****
!  HNCTOP  HNCBOT  REL_T  RET_T  FINF  PHI

```

```

1114, 0.0 0.0
!*****
!*****
!1115, 0.0001 36000
!*****
!*****PROPIEDADES TÉRMICAS DE LOS MATERIALES DEL elemento combustible*****
!*****
2001, 0.0 0.0 50.0 0.0 0.0
2002, 0.0 1.2240+3 2.3178+6 0.0 0.0
2003, 0.0 0.0 165.0 0.0 0.0
2004, 0.0 1.2420+3 2.4084+6 0.0 0.0
2005, 0.0 0.0 16.8 0.00 0.00
2006, 0.0 0.0 3.975+6 0.00 0.00
3001, 0.925-4 5 1 0.949
3002, 1.850-4 7 2 0.0
3003, 0.500-4 8 3 0.00
4001, 2.92857-2 21
!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7
! IFLOW DELP RN BM ALOSCN ALOSCX
5100, 4 -29500.00 2.3900-3 0.50445-1 0.087616 0.087616
! SIGIN SIGEX DVOID DTMP
5100, 0.704 0.704 0.2426593 1.77789-2
! ALPPIN ALPPEX DEEIN DEEEX
5101, 0.27230 0.0500 0.0709 0.0709
!*****
!*****DISTRIBUCIÓN AXIAL DEL FLUJO EN EL CANAL 1*****
!*****
! PFQ VOIDVC DOPPLR TEMPC
5102, 0.79660 1.0000 1.0000 1.0000
5103, 1.20375 1.0000 1.0000 1.0000

```

5104, 1.45478 1.0000 1.0000 1.0000  
5105, 1.68534 1.0000 1.0000 1.0000  
5106, 1.89217 1.0000 1.0000 1.0000  
5107, 2.07237 1.0000 1.0000 1.0000  
5108, 2.22339 1.0000 1.0000 1.0000  
5109, 2.34312 1.0000 1.0000 1.0000  
5110, 2.42986 1.0000 1.0000 1.0000  
5111, 2.48240 1.0000 1.0000 1.0000  
5112, 2.50000 1.0000 1.0000 1.0000  
5113, 2.48240 1.0000 1.0000 1.0000  
5114, 2.42986 1.0000 1.0000 1.0000  
5115, 2.34312 1.0000 1.0000 1.0000  
5116, 2.22339 1.0000 1.0000 1.0000  
5117, 2.07237 1.0000 1.0000 1.0000  
5118, 1.89217 1.0000 1.0000 1.0000  
5119, 1.68534 1.0000 1.0000 1.0000  
5120, 1.45478 1.0000 1.0000 1.0000  
5121, 1.20375 1.0000 1.0000 1.0000  
5122, 0.79660 1.0000 1.0000 1.0000

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

! IFLOW DELP RN BM ALOSCN ALOSCX  
5200, 4 -29500.00 2.3900-3 9.49555-1 0.087616 0.087616

! SIGIN SIGEX DVOID DTMP  
5200, 0.704 0.704 0.2426593 1.77789-2

! ALPPIN ALPPEX DEEIN DEEEX  
5201, 0.27230 0.0500 0.0709 0.0709

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*DISTRIBUCIÓN AXIAL DEL FLUJO EN EL CANAL 2\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

! PFQ VOIDVC DOPPLR TEMPC

|       |         |        |        |        |
|-------|---------|--------|--------|--------|
| 5202, | 0.64199 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5203, | 0.97012 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5204, | 1.17243 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5205, | 1.35824 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5206, | 1.52493 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5207, | 1.67015 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5208, | 1.79186 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5209, | 1.88835 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5210, | 1.95826 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5211, | 2.00060 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5212, | 2.01478 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5213, | 1.82786 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5214, | 1.78918 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5215, | 1.72531 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5216, | 1.63715 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5217, | 1.52594 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5218, | 1.39326 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5219, | 1.24096 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5220, | 1.07120 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5221, | 0.88636 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |
| 5222, | 0.58656 | 1.0000 | 1.0000 | 1.0000 |

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*INFORMACIÓN DE LOS NEUTRONES RETARDADOS \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

|       |        |        |        |        |        |        |
|-------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
| 6001, | 0.0357 | 0.0124 | 0.2147 | 0.0305 | 0.1961 | 0.1110 |
| 6002, | 0.3920 | 0.3010 | 0.1187 | 1.1400 | 0.0428 | 3.0100 |

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* POTENCIA O REACTIVIDAD vs TIEMPO \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

9000, 3

9001, 0.0000 0.0000 0.0000 0.3000 0.0000 9000.00

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* FLUJO MASICO vs TIEMPO \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

10000, 2

10001, -3583.737 0.0 -3583.737 9000.0

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* EXPANSION LINEAL TERMICA vs TEMPERATURA CLAD \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

11000, 13

11001, 0.0000 311.15 0.0271 323.15 0.0855 348.15

11002, 0.1451 373.15 0.2062 398.15 0.2677 423.15

11003, 0.3315 448.15 0.3953 473.15 0.4619 498.15

11004, 0.5300 523.15 0.5972 548.15 0.6681 573.15

11005, 0.7347 598.15

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* CAIDA DE PRESION TOTAL vs TIEMPO \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

12000, 2

12001, 0.0000 0.0000 0.0000 0.0000

!\*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\* PASO TEMPORAL vs TIEMPO \*\*\*\*\*

!\*\*\*\*\*

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

14000, 6

14001, 0.005 0.0 0.0005 8.200 0.00001 8.39

14002, 0.0005 8.42 0.0005 110.00 0.0005 500.00

!\*\*\*\*\*

\*\*\*\*\* FRECUENCIA DE IMPRESION VS TIEMPO \*\*\*\*\*

\*\*\*\*\*

16000, 5

16001, 1.0 100 0.00 0.005 1 8.20

16002, 0.0001 5 8.39 0.01 100 8.42

16003, 1.0 1000 10.0

\*\*\*\*\*

\*\*\*\*\* FRACCION DE FLUJO MASICO VS TIEMPO \*\*\*\*\*

\*\*\*\*\*

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

17000, 20

17001, 1.0000 0.000 0.8588 4.000 0.7530 8.000

17002, 0.6587 12.000 0.5886 16.000 0.5365 20.000

17003, 0.4928 24.000 0.4449 28.000 0.3812 36.000

17004, 0.3269 46.000 0.2806 56.000 0.2494 66.000

17005, 0.2168 77.000 0.1937 88.000 0.1715 99.000

17006, 0.1541 110.000 0.1390 121.000 0.1110 131.000

17007, 0.0645 134.000 0.0000 136.000

\*\*\*\*\*

\*\*\*\*\* PESO DE BARRA DE CONTROL vs POSICION \*\*\*\*\*

\*\*\*\*\*

!----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7

18000, 20

18001, 0.0000 0.000 -0.3895 0.054 -0.8066 0.092

18002, -1.2474 0.118 -1.6188 0.141 -2.0679 0.166

18003, -2.4671 0.191 -2.9217 0.210 -3.3541 0.233

18004, -3.7948 0.253 -4.7595 0.275 -5.5551 0.299

18005, -5.9930 0.323 -6.4171 0.350 -6.8274 0.377

18006, -7.2349 0.403 -7.7006 0.434 -8.0277 0.471

18007, -8.4351 0.509 -8.6929 0.615