

REVISTA DE LA CNEA

UNA PUBLICACIÓN DE LA COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA

Año XVII - Número 67-68 Julio/Diciembre 2017



PROYECTO CAREM



Guía para autores de artículos

Línea Editorial: Los artículos podrán ser originales o haber sido presentados en eventos científicos o en revistas ajenas al área nuclear que permitan su publicación con la sola mención de esa circunstancia, y estar dirigidos a la comprensión de un lector con formación científica o tecnológica, pero no necesariamente en el área temática del mismo.

Envío: Deberán enviarse por correo electrónico a la dirección revista@cnea.gov.ar.

Formato: Serán preparados en Word for Window ® y la página será tamaño especial 196 mm. X 275 mm. Los márgenes serán: izquierdo y derecho 1,5 cm., superior 1,9 cm. e inferior 2 cm. El tipo de letra será Arial de 10 pt. No deberán sobrepasar las doce páginas.

Título: Constará de no más de diez palabras, debiendo dar indicación concisa del contenido y ser fácilmente identificable para su cita en bibliografías y publicaciones editadas por servicios de información. Podrá ser seguido por un subtítulo separado por dos puntos que contenga información complementaria. Se evitarán las abreviaturas, acrónimos, códigos, símbolos y fórmulas que no sean de uso común.

Datos del (los) autores:

Deben constar los apellidos y nombre(s) propio(s), usándose iniciales sólo en el caso de más de un nombre. Se indicará(n) además la(s) función(es) y/o puesto(s) de trabajo y el(los) organismo(s) a que pertenece(n).

Resúmenes de los artículos:

Cada artículo será precedido por un resumen del contenido, redactado en castellano e inglés, que sea autosuficiente, contenga la información básica y no supere las trescientas palabras, estructurado en no más de dos o tres párrafos. Se utilizarán verbos en voz activa y palabras significativas tomadas del texto que ayuden a la recuperación automática por ordenador. Conviene evitar términos infrecuentes, acrónimos, siglas, abreviaturas o símbolos, y en caso de que se utilicen deben definirse la primera vez que aparezcan en el resumen.

Texto Principal: Los artículos deben seguir un orden lógico y claro, debiéndose indicar la finalidad del trabajo, así como su relación con otros anteriores. Las divisiones y subdivisiones se podrán destacar con títulos apropiados que podrán numerarse. Se utilizarán notaciones normalizadas para cada disciplina, como las establecidas por las normas IRAM u otros organismos de normalización. Las notas a pie de página sólo se incluirán para complementar la información o remitir a las referencias bibliográficas, pero no deben contenerlas.

Las figuras (fotografías, gráficos, diagramas, ilustraciones y mapas) deben numerarse secuencialmente en números arábigos y estar acompañadas por una leyenda explicativa. Las tablas también deben numerarse y tener títulos apropiados. Tanto las figuras como las tablas deben referenciarse en el texto. Su envío se hará en lo posible en formato jpg o bmp.

Los aportes suministrados por otros deben ser claramente reconocidos. Los documentos citados en el texto principal se incluirán en una lista de referencias al final del artículo.

Referato: Serán considerados para su publicación por miembros del Comité Científico y/o se consultará con especialistas del área temática correspondiente sobre su relevancia y originalidad.

Derechos de autor: Los trabajos publicados sólo podrán copiarse con el consentimiento del autor e indicación de su procedencia.

Erratas: Las correcciones y/o comentarios a que dieran lugar se publicarán en la edición posterior en la sección "Aclaraciones y comentarios".

LA REVISTA DE LA
**COMISIÓN NACIONAL
DE ENERGÍA ATÓMICA**



AÑO XVII – NÚMERO 67/68 – JULIO/DICIEMBRE 2017

editorial

El Comité Editorial se complace en presentar el número 67/68 de la Revista de la CNEA con el que se completa su décimo séptimo año de existencia. Este número presenta cinco trabajos enmarcados en uno de los más importantes proyectos de la CNEA: el desarrollo de un reactor CAREM comercial, con potencial significativa incidencia en el campo de los reactores de potencia medianos, tanto en el mercado nacional como el internacional.

El primer artículo propone bases de diseño para el desarrollo de una central nuclear CAREM-480, compuesta por cuatro módulos de 120 MWe cada uno, con el objetivo de que la versión comercial del CAREM sea una central nuclear multi-modular que mantenga las mismas bases de diseño de la seguridad nuclear, con incluso mejoras a la misma basadas en las realimentaciones del diseño del prototipo CAREM-25 en construcción. En base a eso, se elige una configuración donde varios sistemas son compartidos para disminuir los costos y que, además, permite la construcción escalonada por módulos, de manera tal que convivan módulos en operación con otros en fase de construcción. De esa manera coexistirían flujos de caja negativos con otros positivos, lo que permite reducir el riesgo financiero. Dicho trabajo fue presentado en la XLIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear celebrada entre el 21 y el 25 de noviembre de 2016.

El segundo artículo da cuenta de los significativos avances habidos en el desarrollo del proyecto desde esa Reunión. Algunos de esos avances se describen en los trabajos incluidos en los cuatro siguientes artículos, todos ellos presentados en la XLIV Reunión Anual de la referida Asociación.

En el tercer artículo se efectúa el análisis de la potencia y la cantidad de generadores de vapor helicoidal de paso simple para un reactor CAREM comercial, en el cuarto se hace el análisis preliminar de un generador de vapor helicoidal con recirculación para ese reactor, y en el quinto se establecen conceptos de diseño para la fuente fría pasiva de que deberá disponer cada módulo.

Como es habitual, se incluye la sección “CNEA al Día” con las noticias institucionales más significativas.

Se invita a los integrantes del sector nuclear, con prescindencia del organismo al que pertenezcan o hayan pertenecido, y a quienes estén o hayan estado vinculados a la actividad nuclear bajo cualquier circunstancia, que tengan trabajos que deseen difundir, a que los hagan llegar este Comité Editorial.



Foto de tapa

Prototipo en construcción de la central nuclear argentina CAREM-25.

autoridades nacionales

Presidente de la Nación
Ingeniero Mauricio Macri

Ministro de Energía y Minería
Ingeniero Juan José Aranguren

Secretario de Energía
Ingeniero Alejandro Valerio Srouga

Subsecretario de Energía Nuclear
Licenciado Julián Gadano

autoridades institucionales

Presidente
Licenciado Osvaldo Carlos Calzetta Larrieu

Vice-Presidente
Licenciado Alberto Lamagna

Gerente General
Ingeniero Enrique Cinat

comité asesor

Doctor Carlos Aráoz
Doctor Juan Martín Maldacena

comité editorial

Ingeniero Pascual Francisco Aguirre
Investigador Consulto Roberto Mario Ornstein

Diseño de tapa División Diseños de Contenidos
Departamento de Prensa – Gerencia de
Comunicación Social
Traductora Andrea Carolina Cruz
Impresión VCRE Gráfica S.A.
SIN: 1666-10

sumario

Editorial	3
Autoridades y sumario	4
CAREM escala comercial	5
Multicentral CAREM-480: estado actual del diseño	10
Análisis de potencia y cantidad de generadores de vapor helicoidal de paso simple para un reactor CAREM comercial	16
Análisis preliminar de un generador de vapor helicoidal con recirculación para un reactor CAREM comercial	22
Multicentral CAREM-480. Conceptos de diseño para la fuente fría pasiva	33
CNEA al Día, noticias institucionales	43

Nota: En la página web de la CNEA (www.cnea.gov.ar), en la opción del menú "Comunicación – Publicaciones – Revista de la CNEA", se puede acceder al índice general temático de los artículos publicados en la totalidad de los números de la Revista de la CNEA y a los números anteriores de la Revista.

CAREM escala comercial

DELMASTRO, D.¹; GIL POSADAS, C.¹; DI PACE, M.¹; CHOCRON, M.²; CONTI, M.²; IRIGARAY M.²

1. Gerencia de Área CAREM- Comisión Nacional de Energía Atómica

2. Gerencia de Química - Comisión Nacional de Energía Atómica

La CNEA tiene dos proyectos fundamentales para el desarrollo de la tecnología de reactores nucleares y uno de ellos es el CAREM-25 [1], prototipo de un reactor de potencia comercial.

El CAREM-25 posee varias características innovativas y al momento se encuentra posicionado en el mundo en el pequeño grupo de “*Small Modular Reactors*” (SMRs) que se encuentran en estado avanzado de diseño, y en el caso del CAREM-25, en la fase de construcción.

El prototipo CAREM-25 provee la base para diseñar al reactor CAREM de escala comercial que sería una excelente solución para satisfacer la creciente demanda energética de la Argentina en los años venideros.

En este trabajo se proponen bases de diseño para el desarrollo de una central nuclear CAREM-480, compuesta por cuatro módulos de 120 MWe cada uno.

Un objetivo es que la versión comercial del CAREM sea una central nuclear multi-modular y que mantenga las mismas bases de diseño de la seguridad nuclear, con incluso mejoras a la misma basadas en las realimentaciones del diseño del prototipo. En base a eso, se ha elegido una configuración donde varios sistemas son compartidos para disminuir los costos y que además permita la construcción escalonada por módulos, de manera tal que convivan módulos ya en operación con otros en la fase de construcción. De esa manera coexisten flujos de caja negativos con otros positivos, lo que permite reducir el riesgo financiero.

El CAREM-25 ha permitido que el país forme parte del selecto grupo capaz de diseñar y construir reactores de baja potencia.

Parte del retorno de la inversión del CAREM-25, para que sea dentro de parámetros aceptables, está dado por el diseño, ingeniería y construcción del CAREM a escala comercial. Las dos primeras etapas pueden iniciarse en paralelo con la construcción y puesta en marcha del CAREM-25 para que el cronograma de la construcción y operación del CAREM escala comercial no se prolongue.

Por lo tanto, las autoridades del proyecto CAREM-25 han decidido dar los primeros pasos para empezar el diseño conceptual del CAREM comercial y explorar algunas opciones del mismo.

Otro objetivo -y no menos importante- es que la implementación del mismo consolide a la industria nuclear argentina de centrales de potencia al estandarizarse el diseño, la fabricación de los diversos componentes y la construcción de centrales nucleares CAREM.

CAREM Commercial Power Reactor

CNEA has two fundamental projects for the development of nuclear reactor technology and one of them is the CAREM-25 [1], a prototype of a commercial power reactor.

The CAREM-25 has several innovative features and at the moment is positioned in the world in the small group of Small Modular Reactors (SMRs) that are in advanced state of design, and in the case of CAREM-25, in the construction phase.

The CAREM-25 prototype provides the basis for the design of the commercial scale CAREM reactor that would be an excellent solution to meet Argentina's growing energy demand in the coming years.

This paper proposes the design bases for the development of a CAREM-480 nuclear power plant, composed of four modules of 120 MWe each.

One aim for the commercial version of CAREM is to be a multi-modular nuclear power plant and to maintain the same design bases for nuclear safety. Improvements are included, which are based on the prototype design experience. Therefore, in the chosen configuration, several systems are shared to reduce costs. Thus, it is possible to construct staggeredly the modules. This enables the modules already in operation to coexist with others in the construction phase. In this way, negative cash flows are offset by positive ones, thus reducing the financial risk.

The CAREM-25 has given Argentina the opportunity to be part of a selected group of countries capable of designing and building small nuclear power reactors.

Part of CAREM-25 return on investment, to be within acceptable parameters, is given by the design, engineering and construction of CAREM on a commercial scale. The first two stages can be initiated in parallel with the construction and commissioning of the CAREM-25, so that the schedule of the construction and operation of the CAREM commercial scale will not take too long.

Therefore, the authorities of the CAREM-25 project have decided to take the first steps to begin the conceptual design of the commercial CAREM and to explore some options regarding them.

Another objective is that its implementation consolidates the Argentine nuclear power plants industry by standardizing the design, manufacturing of the various components and construction of CAREM nuclear power plants.

1. BASES DE DISEÑO CONCEPTUAL

Con el fin de hacer el CAREM escala comercial competitivo en el campo de los SMRs, para este análisis se decidió considerar una central nuclear CAREM-480 compuesta de cuatro módulos de 120 MWe cada uno. Un criterio es aumentar la potencia de cada módulo a 120 MWe para hacer uso de la economía de escala relacionada con el tamaño para bajar los costos de capital y de operación. Otro criterio es analizar la posibilidad de tener sistemas o partes de los mismos en común para disminuir el costo total del MW generado. Además, se analizan opciones para mejorar la implementación de los criterios de seguridad nuclear de la misma.

1.1 Diseño del núcleo y del circuito primario

Las características más notables del CAREM-25 y que se mantienen en el CAREM comercial son que el circuito primario es integrado y que el refrigerante se transporta por circulación natural. La diferencia de temperatura entre la entrada y la salida de los generadores de vapor, que residen dentro del Recipiente de Presión (RPR), genera a su vez una diferencia de densidad, que es la fuerza impulsora del transporte en el primario del reactor.

Con respecto al núcleo, en principio se propone uno con un diámetro equivalente de aproximadamente 2,40 metros. La altura del mismo es de 2,20 metros.

Uno de los objetivos buscados con el núcleo para el CAREM comercial es aumentar el “burn-up” y la duración del ciclo de combustible.

2.2 Seguridad Nuclear

2.2.1 Comportamiento ante eventos

- **Pérdida de fuente fría (*Loss of HeatSink* - LOHS):** al igual que en el CAREM-25, el módulo comercial dispone de un Sistema de Extracción del Calor Residual (SECR) basado en condensadores pasivos que utilizan la convección natural. Una Pileta Anular Interna Superior (PIAS) recibe el calor de decaimiento del reactor entregado por los condensadores. A su vez, la energía es transferida por intermedio de una estructura metálica a una Pileta Anular Externa Superior a la contención (PEAS) que sirve como un sumidero de calor cuasi permanente, debido a que puede ser fácilmente mantenido. Esto permite prolongar fácilmente el período de gracia. De esta manera bajan los requerimientos del sistema de refrigeración en parada, el cual no sería necesario utilizar para

asegurar la seguridad de la planta ante este tipo de eventos.

- **“Station Black-Out” (SBO):** en el escenario de accidente que sucede debido al evento combinado de “*Loss of Off Site Power*” (LOOP) y a la no disponibilidad de energía generada por la central nuclear, la primera etapa es similar a la Pérdida de Fuente Fría. Si el tiempo que dura el SBO se prolonga demasiado, el agua contenida en la PEAS se evaporará eventualmente.

La configuración permite mitigar este escenario rellenando las PEAS con medios autónomos (autobombas), que tendrán disponible agua de distintos reservorios. Por lo que, aún en ausencia de energía eléctrica, se puede extender el período de gracia en forma considerable hasta que se restablezca el suministro eléctrico.

Aunque esto permita mantener refrigerados a los 4 módulos, el evento en que los 4 módulos fallen en forma simultánea en generar electricidad es de muy baja probabilidad.

- **Pérdida de refrigerante (*Loss of Coolant Accident* - LOCA):** el primer sistema en actuar es el SECR. Luego actúa el Sistema de Inyección de Seguridad (SIS), basado en un acumulador de media presión análogo al del CAREM-25. Este sistema debe cumplir con el criterio de diseño de mantener el núcleo cubierto durante al menos 36 horas frente a accidentes de pérdida de refrigerante (LOCA). El sistema descarga en una sola etapa; de esta manera se simplifica la operatoria del sistema de forma tal que su funcionamiento sea totalmente pasivo.

Durante la despresurización del reactor producida por un LOCA, se genera una señal de apertura en las válvulas de disparo que se encuentran conectadas a la línea que comunica el acumulador con el recipiente del reactor (RPR). Esta señal es generada por el sistema de protección del reactor.

Cuando la presión dentro del reactor cae por debajo de un determinado valor, el disco de ruptura se rompe produciéndose la inyección de agua al RPR.

La contención primaria frente a un evento por pérdida de refrigerante y ausencia de corriente eléctrica permite transferir calor por condensación sobre estructuras metálicas hacia la Pileta Externa Anular Inferior (PEAI).

Al comienzo del evento, una Pileta de Supresión limita el aumento de presión en la contención. En la cámara de aire de la misma se acumulan los gases no condensables (aire) y de esta manera disminuye la concentración de los mismos en el recinto seco. Esto disminuye la resistencia a la difusión del vapor hacia la superficie de la contención para que condense con

la pared fría que está en contacto con la PEAS.

Luego de la actuación del SIS, el condensado que ha sido canalizado hacia sumideros en el foso del reactor es tomado por bombas de recirculación, tratado y re-inyectado al Sistema Primario.

2.2.2 Sistemas: conceptos y características generales

Los siguientes son algunos de los sistemas y componentes principales de seguridad de la planta:

- **Sistema de Extracción del Calor Residual (SECR):** en caso de LOHS, este sistema permite remover el calor de decaimiento en forma pasiva. El caudal de vapor proveniente del domo del RPR es condensado en intercambiadores de calor, retornando líquido al RPR. La circulación se establece mediante convección natural. Los intercambiadores se encuentran sumergidos en la PIAS, a la cual se entrega el calor.
- **Pileta Interna Anular Superior (PIAS):** Su función es la de recibir el calor de decaimiento proveniente del primario. La potencia absorbida por ésta se transfiere a través de estructuras metálicas a la PEAS. También recibe la descarga de las válvulas de alivio y seguridad del RPR.
- **Pileta Externa Anular Superior (PEAS):** pileta que rodea a la contención a la altura de las piletas del SECR (PIAS) y que recibe calor de la misma en caso de LOHS.
- **Contención (CI):** la contención tiene como objetivo contener material radiactivo, evitando liberaciones del mismo. Es capaz de transferir calor desde la PIAS al exterior en caso de LOHS y falla de sistemas activos. Además, en caso de LOCA, es capaz de condensar vapor transfiriendo calor a la PEAI y direccionar el condensado al sumidero para reposición al RPR.
- **Pileta Externa Anular Inferior (PEAI):** pileta que rodea a la contención y que recibe calor del vapor que se condensa en caso de LOCA. Se analizará la conveniencia de unificarla con la PEAS.
- **Sistema Autónomo de Enfriamiento de las Piletas Externas:** Permite por medios autónomos refrigerar y reponer inventario de la PEAS y la PEAI.
- **Pileta de Supresión:** permite en caso de LOCA limitar la presión al comienzo del evento. También reduce la concentración de aire en el recinto seco, reduciendo la resistencia a la condensación.
- **Blindaje del Reactor (BR):** se blindo el RPR mediante un recinto de hormigón que lo circunscribe especialmente a la altura del núcleo. El espacio entre el recipiente del reactor y el blindaje es parcialmente inundable en caso de LOCA.
- **Primer Sistema de Extinción (PSE):** para detener la reacción de fisión, las barras caen por acción de la gravedad en el núcleo.

- **Segundo Sistema de Extinción (SSE):** caracterizado por ser un sistema diverso al PSE. Inyecta una solución borada al RPR por acción de la gravedad, siendo un sistema del tipo "Make-up Tank".
- **Válvulas de alivio y seguridad del RPR:** reducen presión por venteo de vapor. Descargan a la PIAS. Permiten despresurizar al RPR en caso de falla del SECR.
- **Sistema de Refrigeración de Emergencia:** en caso de LOCA, permite inyectar de forma activa agua al reactor. Luego del período de gracia, inyecta agua del sumidero, el cual recoge el agua proveniente de la condensación del vapor sobre la pared interna de la contención metálica y puede ser suplementado mediante un tanque externo a la contención.
- **Sistema de Inyección de Seguridad (SIS):** en caso de LOCA, permite inyectar de forma pasiva agua al reactor mediante tanques acumuladores presurizados con un gas inerte.
- **Sistema de Inundación del Recinto:** se prevé que en caso de accidente severo se inunde el blindaje del reactor por medios autónomos para refrigerar el RPR.
- **Sistema Control de Hidrógeno en la Contención:** se prevé la existencia de recombinadores de H₂ convenientemente ubicadas en la contención.
- **Válvulas de Seguridad y Alivio:** las válvulas de seguridad y alivio reducen presión y enfrían por venteo de vapor en caso de ligeros transitorios no controlables. Descargan ambos en la Pileta Interna Anular Superior que pertenece al SECR. Permiten despresurizar el reactor en caso de falla del SECR.
- **Generadores Diesel de Emergencia:** son accionados en caso de pérdida de suministro de energía eléctrica externa para accionar los sistemas necesarios.

2.3 "Lay-out"

Se consideraron varias configuraciones de "lay-out". Luego de evaluarlas, se decidió explorar más detenidamente una configuración de 4 módulos de 120 MWe. Cada uno cuenta con su recipiente de presión y su contención, porque permite una construcción y puesta en marcha escalonada de los mismos. Por otra parte, algunos sistemas estarán dedicados exclusivamente a cada módulo, mientras que otros o parte de ellos se compartirán.

El "lay-out" de cada módulo de 120 MWe está basado en el CAREM-25, pero existen diferencias debidas a las mejoras en la implementación de los sistemas de seguridad y al hecho que se comparten algunos sistemas.

La ventaja de esta configuración es que permite la modularidad, o sea que coexistan módulos en operación con otros todavía en la fase de construcción. De esta manera, se permite acotar el CAPEX (*Capital Expenditure*)

del proyecto si se compara con la misma cantidad de módulos individuales de la misma potencia. Pero lo más importante es que el flujo de caja negativo de este CAPEX para los módulos en construcción se reparte mejor en el tiempo y convive con flujos positivos por la venta de electricidad de los módulos que ya están operando, lo que permite disminuir el riesgo financiero y/o tener un costo de generación por MW más bajo. Esto hace más atractivo al diseño para competir en el mercado internacional de energía nuclear.

2.3.1 Algunas características del “lay-out”

Los cuatro módulos de 120 MWe cada uno de la planta nuclear CAREM-480 están dispuestos en arreglo rectangular. Hay una pileta de combustibles quemados compartida cada dos módulos como lo muestra la Fig. 1. Los elementos de combustibles quemados se transportan a estas piletas por medio de un canal de transferencia que tiene cada módulo y que desembocan en la pileta

correspondiente.

Mientras algunos sistemas y servicios se comparten entre dos o más módulos, otros serán de uso general para toda la central. También habrá sistemas dedicados exclusivamente para cada módulo.

Existirán dos edificios nucleares paralelos. Cada uno de ellos alojará dos módulos con sus contenciones correspondientes, una pileta de elementos de combustibles gastados con sus respectivos canales de transferencia, y los sistemas nucleares correspondientes a dichos módulos. Entre ambos edificios nucleares se ubicará el edificio auxiliar que alojará servicios y sistemas comunes, las salas de control principal y de control secundario, y las oficinas administrativas.

Para permitir un período de gracia prolongado se ubican alrededor de las contenciones las Piletas Externas Anulares con un volumen adecuado para actuar como Sumidero Final de Calor por un tiempo largo. Las mismas podrán ser rellenas o refrigeradas por medios autónomos.

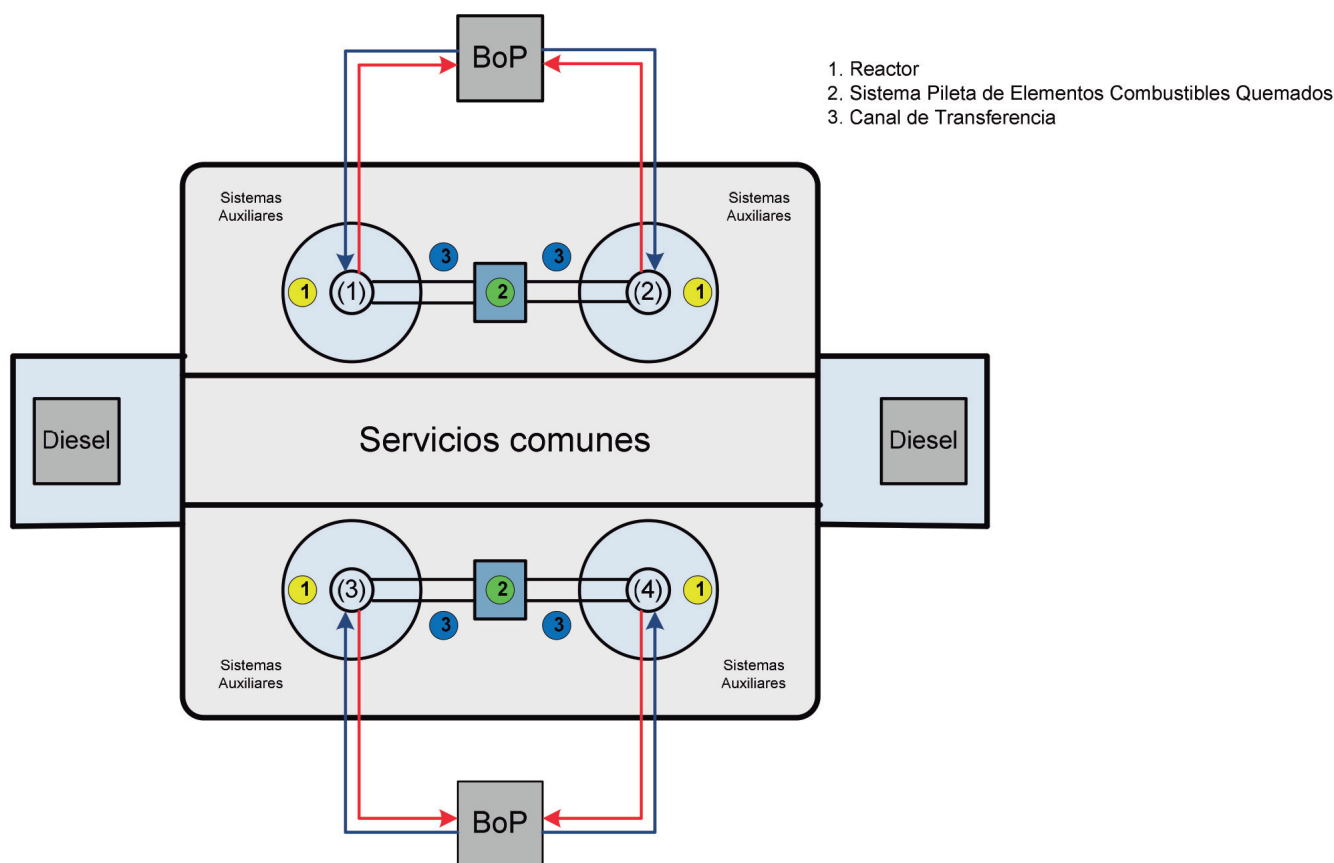


Figura 1. “Lay-out” de la Central Nuclear multi-modular CAREM-480

2.3.2 Sistemas Auxiliares del CAREM-480

Los siguientes son algunos de los sistemas compartidos entre los 4 o entre dos módulos. Estarán localizados en el edificio nuclear auxiliar:

- **Sistema de Enfriamiento, Reposición y Purificación de la PEAS y PEAI:** dado el aumento de temperatura de las piletas por la transferencia de calor y la consecuente evaporación del agua contenida en la misma, se requiere de la reposición de agua y de un Sistema de Refrigeración y Purificación asociado.
- **Sistema de Enfriamiento, Reposición y Purificación de la PIAS:** a los efectos de mantener la temperatura, el nivel y la calidad del agua el sistema repone agua en caso de evaporación en operación normal.
- **Sistema de Gestión de Corrientes Gaseosas Radioactivas:** los gases provenientes del sistema primario se gestionan y almacenan hasta un decaimiento aceptable antes de ser evacuados como efluentes gaseosos.
- **Sistema Canal de Transferencia (CT):** permite transferir elementos de combustibles e internos del reactor hacia la Pileta de Elementos Combustibles Quemados correspondiente.
- **Sistema Pileta de EECC Quemados:** permite almacenar los combustibles quemados y alojar internos del reactor. Posee un sistema de enfriamiento y purificación continua.
- **Sistema de Purificación y Control de Volumen:** el sistema consiste de intercambiadores de calor y válvulas de reducción de presión con los fines de establecer el control de presión y volumen durante transitorios y operación normal. Y además mantener la calidad del agua y concentración de aditivos requeridos.
- **Sistema de Refrigeración de Parada:** su función principal es la remoción de calor de decaimiento en parada. Este sistema no se clasificará como Sistema de Seguridad.
- **Sistema de Calentamiento en Arranque:** su función es llevar el sistema primario a la temperatura de parada caliente previa criticidad.
- **Sistema de Vapor Auxiliar:** durante la operación de calentamiento en arranque recibe calor de la caldera auxiliar e intercambia energía con el Sistema de Calentamiento en Arranque.

Otros Sistemas compartidos

- Sistema de tratamiento y almacenaje de residuos líquidos activos.

- Transporte y almacenaje de resinas agotadas.
- Gestión de residuos sólidos activos.
- Laboratorio activo.
- Taller caliente.
- Taller de descontaminación.
- Lavandería.
- Vestuario.
- Laboratorio.
- Taller de mantenimiento.
- Almacén.
- Planta de agua desmineralizada y potabilizadora.
- Caldera auxiliar.
- Toma y descarga de agua.
- Gestión de residuos no activos.

2.3 Balance of Plant (BOP)

Para optimizar la distribución, se plantea un edificio de turbina cada dos módulos.

2. CONCLUSIONES

Considerando el estado de avance del reactor CAREM-25, ya en su etapa de construcción, la experiencia adquirida por todos los participantes en el proyecto y la capacidad de organización y gestión, se ha propuesto analizar una base de diseño conceptual para una central nuclear de escala comercial con cuatro módulos de 120 MWe cada uno.

El diseño se basa en el CAREM-25, a la vez que se adopta una configuración multi-modular con módulos de mayor potencia para disminuir el costo de generación por MW. Se optimiza la implementación de los criterios de seguridad.

REFERENCIAS:

1. Boado Magan, H.; Delmastro D.F.; Markiewicz, M.; Lopasso, E.; Diez, F.; Gimenez, M.; Rauschert, A.; Halpert, S.; Chocron, M.; Dezzutti, J.C.; Pirani, H.; Balbi, C.; Fittipaldi, A.; Schlamp, M.; Murmis, G.M.; Lis, H. 2011. "CAREM Project Status", *Science and Technology of Nuclear Installations*, Article id, 140373.

Trabajo presentado en la XLIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 21 al 25 de noviembre de 2016.

Multicentral CAREM-480: estado actual del diseño

GIL POSADAS, C.¹; DELMASTRO, D.¹; BERGALLO, J.²; DAVERIO, H.³

¹Gerencia de Área CAREM – Comisión Nacional de Energía Atómica

²Gerencia Pilcaniyeu - Comisión Nacional de Energía Atómica

³Gerencia de Reactores Nucleares - Comisión Nacional de Energía Atómica

La CNEA tiene un proyecto líder fundamental para el desarrollo de la tecnología de reactores nucleares de potencia: el diseño, construcción y puesta en marcha del prototipo CAREM-25.

El CAREM-25 posee varias características innovativas y al momento se encuentra posicionado en el mundo en el pequeño grupo de “*Small Modular Reactors*” (SMRs) que se encuentran en estado avanzado de diseño, y en el caso del CAREM25, en la fase de construcción.

Dado el avance del proyecto CAREM-25, se comenzó el diseño conceptual de la Central Nuclear CAREM-480. El objetivo final del proyecto CAREM Comercial [1] es tener un diseño que sea competitivo globalmente en el campo de la industria nuclear, tanto desde el punto de vista del diseño como económico.

Desde la XLIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN) 2016, el proyecto CAREM Comercial ha tenido avances significativos en su diseño conceptual.

Las tareas más relevantes en ese período se centraron en un diseño más detallado para los Generadores de Vapor (GVs), el de la Pileta Interna Anular Superior (PIAS) y el de la Pileta Externa Anular Superior (PEAS). El dimensionamiento de estos componentes tiene un impacto notable en las dimensiones del Recipiente de Presión (RPR), la contención y obviamente en los costos de la Central Nuclear CAREM-480.

Los GV son componentes cruciales para la remoción de la potencia del primario. De la experiencia y construcción del CAREM-25 se han extraído enseñanzas muy valiosas para ser aplicadas en el diseño de los GV del CAREM-480. Se han simulado varios escenarios de termo-hidráulica y mecánicos para ver su impacto en las dimensiones, tanto en de los GV como en el RPR, y por carácter transitivo, en los costos. Para ello se usaron dos códigos complementarios: el IREP [2] y el CARES simplificado.

Se parametrizaron variables con la intención de llegar a valores optimizados o de compromiso para dimensionar los GV y por lo tanto el RPR y su correspondiente impacto en los costos.

Como se presentó en la reunión anual de la AATN del año 2016, el sumidero de calor se compone de dos reservorios de agua. Uno interno a la contención, Pileta Interna Anular Superior (PIAS), y otro externo a la misma, Pileta Externa Anular Superior (PEAS). Se diseñan dichas piletas para que la transferencia de calor se haga en forma radial de adentro hacia afuera, evitando la acumulación de calor dentro de la contención, que de otra forma debería ser extraído posteriormente por medios activos.

En el marco del desarrollo que se viene realizando en la formulación de la ingeniería conceptual del reactor CAREM con características comerciales, se ha ido avanzando en dos planos bien definidos. Por un lado, retomar los trabajos de modelado y estimación de costos desarrollados mediante la herramienta desarrollada en CNEA como es el IREP, a fin de poder entender las realimentaciones de las modificaciones de diseño y de los parámetros de funcionamiento del reactor en cuanto a su impacto económico. Por otro lado, se ha venido desarrollando un estudio de competitividad de las diferentes fuentes de generación de energía de manera de poder encontrar los rangos de aplicabilidad de esta tecnología en la satisfacción de las demandas futuras de potencia de nuestra red eléctrica.

CAREM-480 Nuclear Power Plant: Progress in its Conceptual Design

CNEA has a leading project for the development of nuclear power reactor technology: the design, construction and commissioning of the CAREM-25 prototype. CAREM25 has several innovative features and at the moment is positioned in the world in the small group of Small Modular Reactors (SMRs) that are in an advanced state of design, and in the case of CAREM25, it is in the construction phase.

Given the progress of the CAREM-25 project, there started the conceptual design of the CAREM-480 Nuclear Power Plant. The final objective of the CAREM Commercial project [1] is to have a design that is globally competitive in the nuclear industry, both from an economic and design points of view. Since the last annual meeting of the Argentine Association of Nuclear Technology, the CAREM Commercial project has made significant progress in its conceptual design. The most relevant tasks during that period focused on a more detailed design for the Steam Generators (SGs), the Upper Internal Pool (PIAS) and the Superior External Pool (PEAS). The dimensioning of these components has a notable impact on the dimensions of the pressure vessel, the containment and obviously on the costs of the CAREM-480 Nuclear Power

Plant. SGs are crucial components for the removal of power from the primary system. From the experience and construction of the CAREM-25, valuable lessons have been learned to be applied in the design of the SGs of CAREM-480. Several scenarios of thermo-hydraulic and mechanical have been simulated to see their impact on the dimensions, both in the steam generators as in the pressure vessel and by transitive nature on the costs. Two complementary codes were used: the IREP [2] and the simplified CARES.

Variables were parameterized with the intention of reaching optimized values or commitment to size GV and therefore the pressure vessel and their corresponding impact on costs. As presented at the annual meeting of the AATN in 2016, the heat sink is composed of two water reservoirs—one, internal to the containment, upper annular internal pool (PIAS), and another one external to the same upper annular outer pool (PEAS). These pools are designed so that the heat transfer is done in a radial way from inside out, avoiding the accumulation of heat inside the containment, which would otherwise have to be removed later by active means.

In the framework of the development that has been carried out in the formulation of the conceptual engineering of the CAREM reactor with commercial characteristics, progress has been made on two well-defined planes. On the one hand, to resume the modeling and cost estimation work carried out using the tool developed at CNEA, such as the IREP, in order to be able to understand the feedback of the design modifications and reactor operating parameters in terms of their economic impact. On the other hand, a study of the competitiveness for different sources of energy generation has been developed to be able to find the ranges of applicability of this technology in the satisfaction of future power demands of our electricity grid.

1 PROGRESOS EN EL DISEÑO DE LOS GENERADORES DE VAPOR

Se introdujeron modificaciones en el diseño de los Generadores de Vapor (GVs) del CAREM escala comercial basadas en la experiencia ganada en el proyecto CAREM-25, a fin de simplificar aspectos de operación y maniobras de arranque.

También se elaboró un nuevo diseño de GV donde el secundario entra en la parte inferior y emerge en la porción superior del GV. De esa manera se evita el “stress” térmico presente en la placa tubo y en la placa que separa las dos placas del “plenum” de los GV del CAREM-25.

Otra característica innovativa es la producción de vapor saturado -en lugar de vapor sobrecalentado- y la adición de un tanque separador del líquido y el vapor a la salida de los GV y externa al Recipiente de Presión (RPR). De esta manera, el líquido saturado que se separa en el tanque se recircula al GV, teniéndose así un mayor control en la operación.

De esta forma existe en el tanque separador un nivel que puede ser controlado de una manera similar a los GV con tubos en “U” de los PWRs. Esto permitiría eliminar equipos especiales como el botellón de arranque del prototipo.

El objetivo es encontrar variantes de diseño que permitan concebir un módulo CAREM capaz de entregar 120 MWe como mínimo.

Para el diseño se usaron dos códigos complementarios:

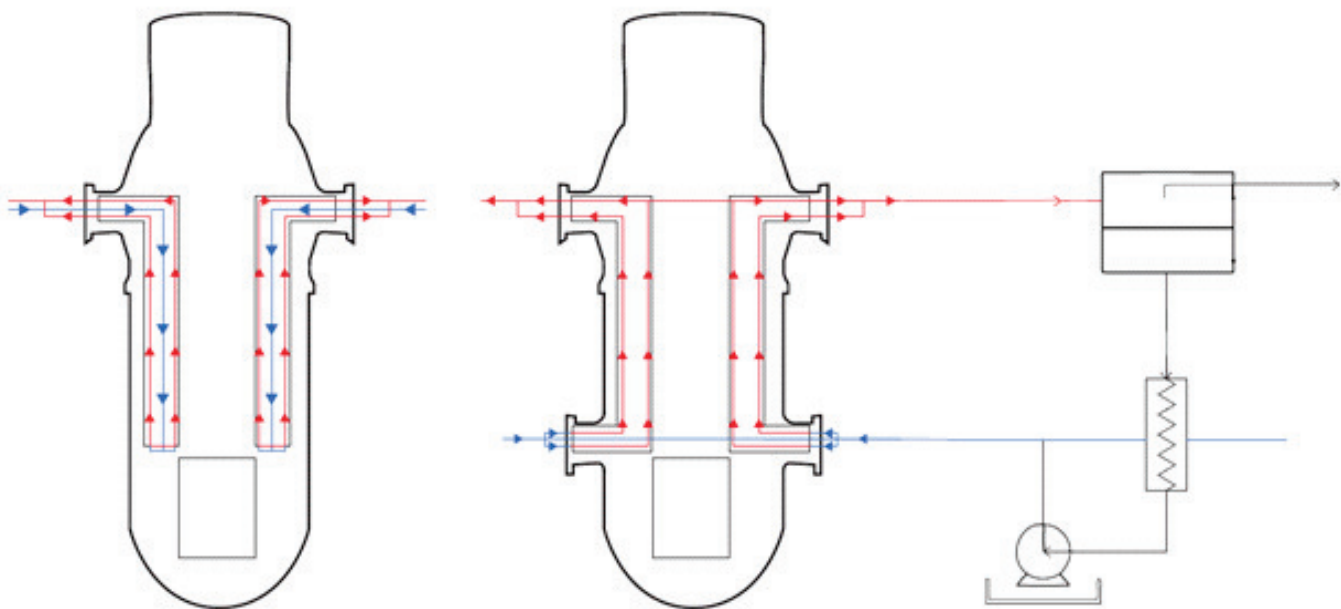
1.1 Código CARES simplificado

Se está trabajando con este código para que, en base de un estudio paramétrico, se definan, al menos preliminarmente, las dimensiones de los GV y sus puntos de operación [3].

De acuerdo con lo acordado internamente se propuso analizar un GV con las siguientes características:

- Diseño modular, estimando hasta 10 GV dentro del RPR.
- Producción de mezcla agua/vapor con título menor a 1,0 (0,2 a 0,5 por ejemplo) a la salida del intercambiador.
- La separación de vapor/líquido saturado se efectúa por métodos mecánicos en un recipiente externo al RPR.
- El líquido saturado se mezcla con el caudal de alimentación que proviene del BoP, aumentando la entalpía de ingreso al intercambiador de calor.
- El caudal másico que circula dentro del intercambiador de calor es RC veces mayor que el caudal de vapor saturado que se envía al BOP; donde RC se define como la “recirculación”.
- El ingreso de agua al intercambiador de calor se hará por una perforación inferior exclusiva en el RPR.

Abajo se muestran como es el diseño de los GV en el CAREM-25 y cómo sería en el CAREM-480.



A la izquierda se ve el concepto actual de GV de CAREM donde la entrada y salida de agua de alimentación se hace por una misma conexión al RPR; operando con producción de vapor sobre-calentado. A la derecha se plantea un GV cuya alimentación sea por zona inferior y salida de mezcla líquido/vapor por zona superior. El líquido recirculado como es saturado se enfría en un economizador para evitar el “flashing” antes de ser bombeado.

En las corridas con el programa CARES los parámetros de entrada son, entre otros: número de camisas, número de tubos por GV, cantidad de generadores de vapor, RC (Ratio de Recirculación), título másico a la salida del GV, presión del primario, presión del secundario, paso axial, etc.

Las variables de salida son la pérdida de carga en fase simple, la pérdida de carga total, la altura de los Gvs.

Se pueden tomar como conclusiones que, a mayor número de tubos, la pérdida de carga total es menor. A mayor RC, la pérdida de carga total aumenta también, pero es más estable desde el punto de vista termo-hidráulico. A mayor número de camisas, disminuye la altura de los GV y por lo tanto del RPR. Sin embargo, aunque no fue calculado, lo más probable es que se aumente el diámetro de los GV y, por lo tanto, el del RPR con el consiguiente aumento en los costos.

Por consiguiente, siempre hay que buscar una solución de compromiso.

1.2 Código IREP

El código IREP (*Integrated Reactor Evaluation Programme*) fue desarrollado para el diseño del CAREM-25 hace más de 20 años. Es un programa que realiza las tareas aplicadas al diseño de reactores integrados, evaluando aspectos termo-hidráulicos, neutrónicos y mecánicos. El código IREP dimensiona los parámetros de diseño y costea el reactor en sus rutinas de **cálculo y evaluación económica**. La optimización de los parámetros para minimizar el costo de generación la lleva a cabo con su **rutina de optimización**.

Las principales modificaciones introducidas al código IREP para adaptarlas a cada reactor individual de 120 MWe fueron las siguientes:

- Nueva entrada y salida en formato texto.
- Incorporación de generadores de vapor helicoidales, lo que incluye una entrada de datos y una salida detallada de datos geométricos que facilita el diseño de los mismos.
- Cambio del método de cálculo de la curva reactividad vs. densidad con la que a su vez se calcula el coeficiente de vacío.
- Cambio del método de cuadrados mínimos por el de aproximación a distintas funciones. Esto eliminó las fallas que se producían en los cálculos neutrónicos para densidades de potencia entre 25 y 20 MW/TU, lo que permitió hacer cálculos neutrónicos hasta 9.000 W/M.

- Cambio del formato y el modo de acceso a la base de datos neutrónica.
- Ampliación de la base de datos neutrónica para casos de hasta 18 MW/TU, lo que permitió calcular núcleos de hasta 7.500 W/M.
- Ampliación de la base de datos neutrónica para densidades de refrigerante de hasta 775 Kg / m³.
- Implementación de recirculación en el secundario de los generadores de vapor helicoidales.

1.2.1 Trabajos realizados con el IREP

- Originariamente, cálculo para un reactor de la planta

1.2.2 Características técnicas de un modelo preliminar de CAREM-120 con generadores de vapor helicoidales sin y con recirculación RC= 5

Variables termohidráulicas	Generadores de vapor sin recirculación	Generadores de vapor con recirculación
Potencia térmica (Mw)	440	440
Presión primario (MPa)	12.6	12.6
Dist. a la saturación primario (°C)	0	0
Presión secundario (Mpa)	4.7	4.7
Dist. a la saturación secundario (°C)	29	0
Temperatura entrada núcleo (°C)	271	272
Temperatura salida núcleo (°C)	328	328

2.2. Impacto de la parametrización de los pasos axiales y radiales en la geometría de los GV

También se evaluaron los efectos sobre el tamaño y peso del GV y el RPR de aumentar el paso radial, el paso axial y el diámetro de la camisa interna de los generadores de vapor de un modelo preliminar de reactor CAREM-480.

El aumento del paso radial de 29 a 40 mm produce un aumento del peso del RPR del 21 %. El crecimiento del RPR no es lineal; pasar de 29 a 32 mm incrementa el peso del RPR del 3,3% y pasar de 38 a 40 mm produce un aumento del 5,8 %.

Incrementar el paso axial de 18 a 21 mm aumenta el peso del RPR 10,5 %.

de 370 Mwt.

- Luego, cálculo para un reactor de una potencia de 440 Mwt.
- Estudio de optimización paramétrica del núcleo.
- Cálculo de un módulo de 440 MWt con recirculación del secundario a diferentes ratios de flujo másico líquido/flujo másico vapor.
- Estudio de impacto en el diseño de variar los principales parámetros geométricos de los generadores de vapor helicoidales.
- Estudio de optimización de la potencia de recirculación.

El cambio de 46,3 cm a 50 cm de diámetro de camisa interna produce un incremento del 1,4 %.

Se está evaluando el efecto del ángulo de inclinación de las espiras de los GV sobre la remoción de la potencia. Se supone que a menor ángulo de inclinación mejora la transferencia de calor, pero aumentaría la pérdida de carga en los tubos.

Se está trabajando con el código ANSYS FLUENT. El objetivo del trabajo es calcular los HTC (*Heat Transfer Coefficients*) de los tubos del generador de vapor helicoidal para distintas inclinaciones de los helicoides. Esos coeficientes van a ser introducidos en el código IREP para un cálculo más preciso de las transferencias de calor en los GV.

2. DIMENSIONAMIENTO DE LA PIAS Y LAS PEAS [5]

El sumidero de calor se compone de dos reservorios de agua. Uno interno a la contención, la Pileta Interna Anular Superior (PIAS), y otro externo a la misma, la Pileta Externa Anular Superior (PEAS). Dichas piletas se diseñan para que la transferencia de calor se haga en forma radial de adentro hacia afuera, evitando la acumulación de calor dentro de la contención, que de otra forma debería ser extraído posteriormente por medios activos.

La potencia de decaimiento del núcleo es conducida desde el recipiente de presión (RPR) hacia la PIAS a través de un sistema de condensadores. Esto produce un calentamiento de la PIAS, donde parte del líquido de la misma hierve/se evapora y va a parar a la fase vapor de la PIAS, aumentando la presión del recinto.

Como la PIAS se encuentra a una temperatura superior que la PEAS, se transfiere calor de una pileta a otra a través de la pared metálica de la contención. Esto produce que la temperatura de la PEAS aumente y comience un proceso de evaporación de la misma. El sumidero final comprende entonces la atmósfera que rodea la contención.

En una situación de “*Station Black-Out*” para masas en la PIAS de 100 toneladas de agua como mínimo, la temperatura de ésta supera los 100°C, pero después de 15 horas de comenzado el evento su temperatura baja a menos de 100°C. La PEAS aumenta su temperatura hasta menos de 100°C.

Si la temperatura de la PEAS se puede mantener en

40°C por medio de recirculación y enfriamiento, la temperatura de la PIAS no superaría los 100°C, siempre y cuando su masa sea por lo menos de 150 toneladas.

3. ASPECTOS ECONÓMICOS DEL CAREM-480

En el marco del desarrollo que se viene realizando en la formulación de la ingeniería conceptual del reactor CAREM con características comerciales, se ha venido avanzando en dos planos bien definidos.

Por un lado, retomar los trabajos de modelado y estimación de costos mediante la herramienta desarrollada en CNEA, el IREP, a fin de poder entender las realimentaciones de las modificaciones de diseño y de los parámetros de funcionamiento del reactor en cuanto a su impacto económico. Por otro lado, se ha venido desarrollando un estudio de competitividad de las diferentes fuentes de generación de energía de manera de poder encontrar los rangos de aplicabilidad de esta tecnología en la satisfacción de las demandas futuras de potencia de la red eléctrica argentina.

Es de estos dos análisis que han surgido las características fundamentales de lo que puede constituir un módulo de generación de energía como el descrito, de manera de aplicar los conocimientos y desarrollos obtenidos con la construcción del prototipo del reactor CAREM-25.

Es por ello que, al momento actual, se han alcanzado los siguientes valores relevantes que se detallan a continuación:

Variable	Límite inferior	Límite superior	Unidad
Costo isla nuclear	2.900	3.500	U\$/Kw
Costo BOP	1.000	1.200	U\$/Kw
Costo nivelado de la electricidad	80	100	U\$/Mwh

En este caso es de hacer notar que se encuentran excluidos otros costos del propietario, de manera de poder hacer la comparación con los valores de otras fuentes de generación y el valor de los reactores a nivel internacional.

En función de estos resultados es que se ha decidido iniciar el proceso de modificación de los modelos de cálculo para introducir las herramientas para definir la viabilidad económica-financiera de algunas modificaciones tendientes a optimizar el diseño en función de las potencias buscadas, y los aprendizajes hasta aquí alcanzados con la construcción del prototipo.

En forma simultánea se está trabajando en la adecuación de toda la base de datos económica en función de la obtención de valores reales de construcción del prototipo, lo que en breve tiempo debería servir para disminuir considerablemente los rangos hasta aquí obtenidos.

El objetivo final es que la implementación del proyecto del CAREM escala comercial sea la consolidación de la industria nuclear argentina de centrales de potencia, al estandarizarse el diseño, la fabricación de los diversos componentes y la construcción de centrales nucleares CAREM.

4. CONCLUSIONES

El diseño conceptual del CAREM Comercial está avanzando sin pausas. Los internos del recipiente de presión son fundamentales, ya que impactan en las dimensiones de los GVs, del recipiente de presión propiamente dicho, las contenciones y, obviamente, en los costos.

El próximo paso es el diseño conceptual de la Pileta Externa Anular Inferior (PEAI) que remueve el calor liberado en un escenario de LOCA.

El diseño conceptual del CAREM-480 adopta sistemas pasivos adicionales de seguridad nuclear que minimizan la posibilidad de ocurrencia de un accidente tipo Fukushima. El otro objetivo del diseño es arribar a un costo por MW instalado y costo de nivelado de electricidad competitivo con cualquier PWR.

También se va a parametrizar el ángulo de inclinación de las espiras de los GVs para ver como varían el coeficiente de transferencia de calor y la pérdida de carga en los tubos.

REFERENCIAS:

1. Delmastro, D.; Gil Posadas, C.; Di Pace, M.; Chocrón, M.; Conti, C.; Irigaray, M. "CAREM Comercial"- XLIII Reunión Anual AATN. Buenos Aires 2016.
2. *Argentinean Integrated Small Reactor Design and Scale Economy Analysis of Integrated Reactor*. P.C. Florido, Juan E. Bergallo, M.V. Ishida. "3rd International Conference on Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electricity Grids". June 19, 2000 Dubrovnik, Croacia.
3. Giménez JBE. "Análisis de potencia y cantidad de Generadores de Vapor Helicoidal de Paso Simple para un Reactor CAREM Comercial usando el código Si-CARES". XLIV Reunión Anual AATN. Buenos Aires 2017.
4. Giménez, JBE; Delmastro, D. "Análisis preliminar de un Generador de Vapor Helicoidal con Recirculación para un Reactor CAREM Comercial". XLIV Reunión Anual AATN. Buenos Aires 2017.
5. Gauna, C.; Chocrón, M.; Conti, M. C.; Delmastro, D; Gil Posadas, C. "Multi-Central CAREM-480. Conceptos de diseño para la Fuente Fría Pasiva". XLIV Reunión Anual AATN. Buenos Aires 2017.

Trabajo presentado en la XLIV Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 21 al 25 de octubre de 2017.

Análisis de potencia y cantidad de generadores de vapor helicoidal de paso simple para un reactor CAREM comercial usando el código SI-CARES

GIMÉNEZ, J.B.E. - Departamento TermoHidráulica – Gerencia de Área Energía Nuclear - Comisión Nacional de Energía Atómica

El concepto CAREM se corresponde con los reactores nucleares de pequeña y mediana potencia (SMR por sus siglas en inglés), siendo el CAREM-25 un reactor prototipo y el primero en ser íntegramente diseñado por la República Argentina. Es de interés para la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) explorar, a nivel de ingeniería conceptual, variantes de tal concepto con capacidad para generación nucleoelectrónica comercial. En todos los casos se mantendrán las bases y criterios de diseño que caracterizan al concepto CAREM. Para el presente trabajo el objetivo general es analizar configuraciones que permitan concebir un módulo CAREM capaz de entregar 370 MWth como mínimo, garantizando unos 120 MWe. El diseño debe partir de la misma configuración de reactor integrado que opere bajo el régimen de convección natural, de auto-presurización y basado en la misma tecnología de elementos combustibles y generadores de vapor. En base al estudio previo de C. Grant se cuenta con una configuración de núcleo capaz de entregar los 370 MWth durante 18 meses. Por lo tanto, se hace énfasis en el diseño de Generador de Vapor (GV) operando con producción de vapor sobre-calentado, para que remuevan hasta cuatro veces más potencia que CAREM-25. Se empleó una herramienta de cálculo computacional simplificada basada en el código CARES para modelar el circuito primario, denominada SI-CARES. Con la misma se obtuvieron resultados de carácter indicativo; sin embargo, es posible reportar que bajo la configuración de núcleo propuesta es posible lograr la refrigeración por convección natural para una potencia térmica de entre 370 y 420 MWth. Cada GV es del tipo helicoidal, operando con producción de vapor sobre-calentado a 290 °C. Se evaluaron diseños de GV de 15 y 10 camisas, siendo ambas alternativas viables. Como se podría prever, existe una fuerte dependencia con los parámetros constructivos como el paso radial y axial. Este proyecto deberá reflejar un compromiso entre las restricciones del diseño mecánico y la necesidad de aumentar el área de transferencia térmica. La longitud activa requerida oscila entre los actuales 3,15 m y 4,30 m; generando un salto térmico de núcleo de entre 45 y 60 °C. Por lo tanto, es posible encontrar configuraciones que respeten las bases de diseño de CAREM con las prestaciones de 120 MWe como mínimo.

Analysis of Power and Quantity of Helicoidally Steam Generators for Commercial CAREM Reactor

The CAREM concept corresponds with small and medium nuclear reactors (SMR), being the CAREM-25 a prototype reactor and the first totally designed in the Argentine Republic. The Argentine Atomic Energy Commission (CNEA) is interested in doing research, at a conceptual engineering level, of variations of this concept with the capacity for commercial nuclear power generation. In all cases, the CAREM design basis and criteria are to be maintained. The general objective of this paper is to analyse configurations that allow for a CAREM module capable of delivering a minimum of 120 MWe. The design shall begin with the same integrated reactor configuration, which operates under the natural convection regime to be auto pressurized and based on the same nuclear fuel and steam generation technology. On the basis of a previous study of C. Grant, its core able to deliver 370 MWth is available during 18 months. For this reason, there is emphasis on a steam generation design operating with overheated steam, which is able to remove until four times more power than CAREM-25. A simplified computational calculus tool was used based on CARES code to model the primary circuit, called SI-CORES. With the same code, indicative character results were obtained. However, it is possible to report that under the proposed core configuration, it is possible to obtain natural convection refrigeration for thermal power between 370 y 420 MWth. Each steam generator is of a helicoidally type, operating with overheated steam production of 290 °C. Steam generators designs of 15 and 10 shirts were evaluated, being both alternatives feasible. As there is a strong dependency on the constructive parameters as radial and axial steps. This project has to reflect a compromise between the mechanical design restrictions and the needs to increase the area of thermal transference. The active length required oscillate between the 3,15 and 4,30 m, generating a core thermal leap between 45 and 60 °C. For this reason, it is possible to find configurations which agree with the CAREM design basis with a delivery of 120 MWe as a minimum.

1. INTRODUCCIÓN

La Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) mantiene como una de sus líneas principales de trabajo el desarrollo de reactores nucleares de mediana o baja potencia (SMR) con el fin de dominar dicha tecnología tanto para uso local como para posibles exportaciones. El reactor CAREM-25 es un prototipo que busca demostrar la tecnología, por lo cual es de interés para la Institución estudiar variantes de diseño para producir mayores potencias.

El objetivo es encontrar variantes de diseño que permitan concebir un módulo CAREM capaz de entregar 120 MWe como mínimo, tomando como base de diseño al prototipo CAREM-25 [1] (ver Figura 1) actualmente en construcción; es decir, siguiendo los lineamientos principales de un reactor inherentemente seguro, integrado y simplificado.

De acuerdo al estudio neutrónico preliminar para núcleo [2], es factible obtener dicha potencia incrementando la cantidad y longitud activa de los Elementos Combustibles (EE.CC.) pero es necesario realizar modificaciones sobre el diseño de los Generadores de Vapor para que remuevan hasta cuatro veces más potencia que CAREM-25. El foco del presente trabajo radica en estudiar la cantidad de GV's y dimensiones necesarias para lograr una operación viable bajo el régimen de convección natural.

Cada GV está construido con tubos de igual diámetro, espesor y material empleado actualmente [3,5,6], pudiendo modificarse la cantidad de tubos, cantidad de camisas y longitud activa. Por otro lado, los pasos radiales y/o axial serán tomados mayores o iguales a los del CAREM-25 [1,3]. En todos los casos se producirá vapor sobre-calentado en iguales condiciones termodinámicas que en el CAREM-25.

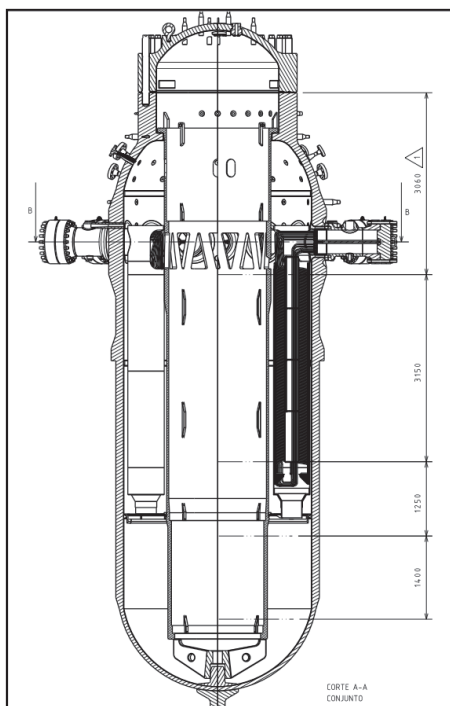


Figura 1. Configuración simplificada del RPR de CAREM-25 y algunos de sus internos. Uno de los requerimientos de diseño es no superar la altura actual del RPR, lo cual limita la altura efectiva del GV [1]

2. SISTEMA DE CÁLCULO EMPLEADO

Se usará una versión simplificada del código CARES [4] (Si-CARES) desarrollada en la CNEA por el Departamento de Termo Hidráulica del CAB. Tal sistema prescinde de una nodalización del circuito primario, pero realiza balances de masa, energía y momento para los tramos principales del mismo: núcleo, chimenea,

zona de GV y “downcomer”. Cuenta con una adecuada descripción física de los modelos de transferencia de calor usados para la zona de GV, aspecto fundamental para el problema que se quiere estudiar.

En consecuencia, los cálculos mantienen una base física al mismo tiempo que requieren menor capacidad de cómputo. A su vez, permite discernir sobre la viabilidad

de operar el reactor con el régimen de convección natural para generar 370 MWth o más, estableciendo un caudal y salto térmico aceptables en comparación con el actual CAREM-25. Uno de los principales aspectos que se pretende cubrir es la estimación del área total de transferencia de calor requerida para los GV así como su longitud y cantidad [7,8].

Durante la etapa de diseño es preferible contar con numerosos cálculos para sondear diversas alternativas a expensas de reducir el detalle en los modelos físico-matemáticos. El archivo fuente del programa empleado está a disponibilidad en el Departamento de TermoHidráulica del CAB.

En el proyecto CAREM-480 también se emplea el código IREP [9]; siendo un código de desarrollo interno que resuelve la neutrónica de núcleo, termo-hidráulica del circuito primario y optimiza el costo de la energía (USD/kWh) en función de los principales parámetros de diseño del reactor. En el contexto de este trabajo se hace una comparación entre los resultados obtenidos con los sistemas Si-CARES e IREP en referencia al circuito primario de un CAREM de más de 370 MWth.

3. GENERADORES DE VAPOR Y CONDICIONES DE MODELADO

En este trabajo se acotan las variantes de diseño al GV tipo helicoidal respetando los parámetros de diseño del CAREM-25 [1]. Específicamente, se usaron los siguientes parámetros:

- Paso axial entre camisas igual o mayor a 18 mm

- Material de tubos INCONEL 800
- Espesor de pared de tubos 1,83 mm
- Diámetro externo de tubos 15,88 mm
- Espesor de carcasa 7,0 mm

Las variantes de diseño son la longitud efectiva de transferencia de calor y la cantidad de camisas de cada GV. Se espera obtener diseño de menos de 12 GVs para el rango de potencia térmica establecido: para este trabajo se emplearán un total de 10 GVs. De momento no se postula cantidad de tubos sino área total de transferencia de calor por GV.

El paso radial es un factor que impacta directamente en la velocidad del refrigerante del lado primario y por ende afecta la resistencia hidráulica del GV a la convección natural. En CAREM-25 el mismo está fijado en 30 mm; valor mínimo para los diseños que se proponen en el trabajo.

En referencia con la conexión de entrada de agua del circuito secundario al GV y la salida de vapor hacia el BoP; no tiene impacto el lugar físico por donde se concreten sendas penetraciones al RPR. Tal análisis corresponde a otro aspecto del diseño que no se aborda en este informe.

En la Tabla 1 se muestran los parámetros geométricos de dos tipos de GV: uno de 15 camisas y carcasa externa de 1.049 mm y otro con 10 camisas y 1.027 mm de diámetro externo. Estos valores condicionan el paso radial de camisas y fueron ajustados luego de numerosas simulaciones.

Parámetro	GV 15 camisas	GV 10 camisas
Cantidad de Camisas	15	10
Diámetro interno carcasa	454,6 mm	333,0 mm
Diámetro externo de carcasa	1049,2 mm	1027,0 mm
Área de paso primario	0,701 m ²	0,587 m ²
Largo efectivo	3150 mm	4300 mm
Área de transferencia de calor por GV	312,7 m ²	240,6 m ²
Cantidad de Gvs	10	10
Paso radial	33,85 mm (*)	48,63 mm (*)
Paso axial	18,0 mm	18,0 mm
Diámetro externo de tubo	15,88 mm	15,88 mm
Espesor de tubo	1,83 mm	1,83 mm

(*) Valores de cálculo que se deducen de los diámetros de carcasa interna y externa y del diámetro externo de tubo. La referencia es el CAREM-25 cuyo paso radial es 30,5 mm.

Tabla 1. Comparación de parámetros de desempeño de núcleo de CAREM respecto a reactores PWR convencionales

A fin de generar cálculos que orienten al diseño, se adopta el núcleo calculado por C. Grant en [R3]. Se toma un diámetro equivalente de 2.300 mm para el núcleo, a partir del cual se desarrolla el “barrel” y “downcomer”.

Dicha configuración cuenta con 199 Elementos Combustibles (EE.CC.) de 108 barras, como los actuales con que cuenta CAREM-25. El arreglo de EE.CC. sigue siendo del tipo triangular con un paso de 135,4 mm; la variante radica en el largo activo que pasa de 1.400 mm a 2.200 mm. Conociendo el tamaño del GV se estima el diámetro interno del RPR.

En cuanto al resto del circuito primario, se tomarán como constantes las siguientes variables:

Presión de primario: 122 bar

Presión de secundario: 47 bar

Temperatura de agua de alimentación a GV: 200 °C

Temperatura de vapor de salida: 290 °C

Factor de seguridad en pérdidas de carga: 1,25

4. RESULTADOS CON GV DE 10 CAMISAS Y COMPARACIÓN CON IREP

Se empleó el modelo de GV con 10 camisas y longitud activa fija en 4.300 mm. El reactor cuenta con

10 de estos GV para un tamaño de núcleo fijo. El programa empleado permite encontrar los parámetros de equilibrio para diversas potencias; en este caso se realizaron cálculos desde 100 hasta 370 MWth (ver Tabla 2): tales valores deben interpretarse como indicativos para distintas referencias de potencia.

El modelado se realizó en forma progresiva estableciendo una “semilla” de salto térmico para una potencia térmica prefijada. Siendo que el GV opera con vapor sobre-calentado se estableció como criterio que la temperatura de egreso del vapor en el lado secundario sea igual o mayor a 290 °C; esto limita la máxima potencia que se puede entregar.

En la Tabla 2 se observa también que el salto térmico dentro del primario se incrementa para mayores potencias, lo cual es consistente con el hecho de que se necesita mayor fuerza boyante para el balance de momentos.

Para el caso particular de 100 MWth, el caudal másico y salto térmico de primario son muy disímiles respecto al caso de CAREM-25. Esta diferencia no debe extrañar ya que las resistencias hidráulicas del circuito son totalmente diferentes, tanto por el lado del núcleo como del GV (las principales).

Parámetro/Valores

Potencia (Mwth)	100,0	200,0	300,0	350,0	370,0
Caudal de primario (kg/s)	822,7	1074,4	1277	1368,8	1404,0
Caudal de secundario (kg/s)	46,2	92,7	140,7	167,0	178,6
Salto térmico en primario (°C)	19,2	30,8	39,9	43,80	45,3
Longitud sobrecalentado en secundario (m)	3,400	2,560	1,560	0,98	0,7
Temperatura ingreso secundario (°C)	200,0	200,0	200,0	200,0	200,0
Temperatura egreso secundario (°C)	325,9	323,62	314,5	302,30	294,2

Tabla 2. Resultados de cálculo para de GV de 10 camisas y reactor operando a diversas potencias. Se encontró viable la refrigeración hasta 370 MWth bajo el régimen de convección natural, con producción de vapor sobre-calentado a más de 290 °C

Resulta de interés la comparación para un reactor con 10 GV de 10 camisas respecto a un sistema de cálculo independiente. En este caso se comparó contra el código IREP, con un modelo elaborado en el contexto de este proyecto.

Usando los mismos parámetros de operación como presión de primario, presión de secundario y dimensiones características se calcularon parámetros de interés como el caudal másico, salto térmico y máxima potencia removida para producir vapor a unos 290 °C. Los resultados indican, según IREP, que se pueden

extraer unos 440 MWth mientras que con el “input” c10x09.dat se obtuvieron 410 MWth (ver Tabla 3). La discrepancia es del orden del 9% lo cual es razonable dada las simplificaciones de cada código. En este caso, según los valores reportados por Hernando Daverio, el área de transferencia de calor por GV debería ser de unos 270,8 m² en base al paso radial, axial y demás dimensiones (valor empleado en c10x09.dat). En todos los casos, los resultados son consistentes dentro de un rango del +/- 10% lo cual es suficiente para esta etapa de la ingeniería conceptual.

Parámetro

CASO	c10x09.dat	IREP (*)	IREP-c10x09
Presión Primario (bar)	126,0	126,0	n/a
Presión Secundario (bar)	47,0	47,0	n/a
Área transferencia por GV (m2)	270,8	270,8 (**)	n/a
Cantidad EE.CC.	229	229	n/a
Longitud activa núcleo (m)	2,26	2,26	n/a
Temperatura ingreso secundario (°C)	185	185	n/a
RESULTADOS			
Potencia térmica (MWth)	410	440	-6,8%
Caudal de primario (kg/s)	1.224,2	1.347,0	-9,1%
Salto térmico en primario (°C)	58,8	57,0	+3,2%
Temperatura egreso secundario (°C)	298,4	289,0	+0,1%

(*) IREP: resultados reportados.

(**) Valor de área de transferencia de calor por GV deducida a partir de la longitud de tubos, diámetro externo y cantidad, reportados para el caso de IREP.

Tabla 3. Resultados de cálculo para un GV de 10 camisas y reactor operando a diversas potencias. Se encontró viable la refrigeración hasta 370 MWth bajo el régimen de convección natural, con producción de vapor sobre-calentado a más de 290 °C

6. RESULTADOS CON GV DE 15 CAMISAS

De forma análoga con el caso de 10 camisas, se corrió un modelo de reactor con 10 GVs de 15 camisas cada uno operando en modo convección natural para distintas potencias. En este caso, la longitud del GV se fijó en el mismo valor que en CAREM-25 (3.500 mm). Los resultados se presentan en la Tabla 4.

Esos resultados indican que un reactor de estas características es viable para alcanzar 120 MWe o más. A su vez, los caudales másicos y salto de temperatura en primario se mantienen dentro de los rangos estimados para el caso de GV con 10 camisas.

Parámetro	Valores					
Potencia (MW)	50	100	250	300	400	430
Caudal de primario (kg/s)	608	752	1036	1117	1274	1317
Caudal de secundario (kg/s)	23,1	46,2	115,5	138,7	187,9	208,2
Salto térmico en primario (°C)	12,6	21,3	41,1	46,3	55,3	57,8
Longitud de sobrecalentado en secundario (m)	2,89	2,66	1,82	1,47	0,61	0,30
Temperatura ingreso secundario (°C)	200,0	200,0	200,0	200,0	200,0	200,0
Temperatura egreso secundario (°C)	326,4	326,4	326,2	325,6	313,6	292,2

Tabla 4. Resultados de cálculo para un GV de 15 camisas y reactor operando a diversas potencias. Se encontró viable la refrigeración hasta 430 MWth bajo el régimen de convección natural, con producción de vapor sobre-calentado a más de 290 °C

Se destaca que el salto térmico es menor a los 60 °C para un caudal másico del orden de los 1.100 a 1.300 kg/s en todos los casos. Con el GV de 10 camisas se genera 370 MWth con un caudal másico de 1.404 kg/s y salto térmico de 45,3 °C; tales valores son consistentes con el caso de GV que con 15 camisas produce 400 MWth con un caudal másico de 1274 kg/s y 55,3 °C de salto térmico.

Una variable fundamental para el diseño de este reactor radica en el tamaño final del RPR: tanto el diámetro como altura son las limitantes naturales. Resulta claro que el diámetro del RPR aumentará por el simple hecho de que el núcleo tiene más EE.CC.; tomando esta variable como pre-fijada, el diámetro externo de carcasa de los GVs pasa a determinar el tamaño del recipiente. La diferencia en el diámetro interno del recipiente es menor a

50 mm entre la alternativa de 15 y 10 camisas; la magnitud del impacto económico radica en la incidencia que tenga el costo del RPR respecto al precio final de la energía.

Sendos modelos de GV fueron pre-dimensionados usando pasos radiales mayores o iguales a los 30,5 mm de CAREM-25; concretamente 48,6 mm y 33,8 mm para el GV de 10 y 15 camisas respectivamente. Desde el diseño mecánico resulta más conveniente trabajar con pasos radiales mayores, sin embargo, se reduce el área de transferencia de calor por unidad de volumen de GV. En consecuencia, resulta evidente que se necesita una relación de compromiso entre el tamaño final de GV, su incidencia sobre la capacidad de refrigeración del primario (en convección natural), la viabilidad de fabricación y el costo final de la energía. Por otro lado, está la cuestión de la longitud activa de GV. Sólo con la variante de 15 camisas se podrían mantener los actuales 3,15 m de largo activo de CAREM-25. Considerando que la altura del núcleo es mayor por casi 800 mm del prototipo y que es deseable mantener una cierta separación entre la grilla superior de núcleo y el cabezal inferior de GV para favorecer la convección natural, la opción de GV de 10 camisas y 4,30 m implica un aumento necesario de la altura del RPR. De relajarse la condición de separación mínima entre núcleo y GV (actualmente en 1.250 mm) la base del GV de 4,30 m de largo debería ubicarse debajo del nivel de núcleo. Esta última opción no inviabiliza la convección natural, pero debería analizarse en detalle.

7. CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos muestran que es posible, bajo la configuración de núcleo propuesta por C. Grantt y para una potencia térmica de entre 370 y 420 MWth, lograr la refrigeración por convección natural de un circuito primario usando 10 Generadores de Vapor tipo helicoidal. Se plantearon dos alternativas de GV: uno de 10 camisas y otro de 15. En ambos casos operan con producción de vapor sobre-calentado a 290 °C siendo así factible el concepto de reactor.

La diferencia entre usar un GV de 15 o 10 camisas radica en la longitud activa requerida: para una misma potencia de núcleo el GV de 15 camisas requiere 1,15 m menos de largo activo (3,15 m contra los 4,30 m del GV de 10 camisas). Este aspecto es crítico ya que afecta directamente a la altura total de RPR: una posibilidad, en caso de querer usar la alternativa de menor cantidad de camisas, es ubicar la base del GV por debajo del nivel superior de núcleo.

El diseño es altamente dependiente del paso radial y axial. Aumentar el primero incrementa el área de paso de primario en el GV, lo cual podría ser de beneficio para el diseño mecánico, pero disminuye el área de transferencia térmica por unidad de longitud activa.

El salto térmico de primario oscila entre los 45 y 60 °C dependiendo de la potencia que se pretenda extraer. Son valores aceptables para reactores de potencia que operan en modo convección natural o forzada. Es necesario seguir realizando evaluaciones con códigos de mayor detalle, como el CARES, para determinar los parámetros termo-hidráulicos más relevantes.

8. SÍMBOLOS Y ABREVIATURAS

CNEA	Comisión Nacional de Energía Atómica
CAREM	Concepto Argentino Reactor de Elementos Modulares
RPR	Recipiente de Presión de Reactor
GV	Generador de Vapor
EC	Elemento Combustible
BoP	Balance de Planta

9. REFERENCIAS

- [1] Delmastro D.F. "Hoja de datos Generador de Vapor" Código: HD-CAREM25M-1-r1, Hoja de datos CNEA.
- [2] GRANT C. "Comparación de dos propuestas de un reactor CAREM de más de 100 MW de potencia eléctrica utilizando el sistema DELFIN" Código: ITE-06REC-313 rev.0, Informe Técnico CNEA.
- [3] GIMÉNEZ J. B. EMANUEL. "Base de datos básicos de CAREM25 para aplicación del código IREP" Código: HD-CAREM25XM-1, Informe Técnico CNEA.
- [4] CHASSEUR FEDERICO. "Código de cálculo termohidráulico del estado estacionario del reactor CAREM: programa CARES 2.0" Revisor: MARCEL CHRISTIAN, RAUSCHERT AGUSTÍN. Código: IN-CAREM25T-39-B1020-r0, Informe Técnico CNEA.
- [5] MAZUFRI CLAUDIO. "Diseño Termohidráulico del Generador de Vapor de un Paso Tipo Helicoidal Modular" Revisor: MASRIERA NÉSTOR. Código: 0758-1020-2IAKT-461-1°, Informe Técnico CNEA.
- [6] CHASSEUR FEDERICO. "Análisis Termohidráulico de alternativas para el Generador de Vapor de Paso Helicoidal Modular" Revisor: CHRISTIAN MARCEL. Código: IN-CAREM25T-1, Informe Técnico CNEA.
- [7] GIMÉNEZ J. B. EMANUEL. "Variantes de diseño para módulos CAREM de mayor potencia" Código: IN-CAREM25XM-1, Informe Técnico CNEA.
- [8] GIL POSADAS C. "Minutas de reuniones sobre el diseño CAREM comercial en el CAB" Código: MIN-CAREM25XM-2-A0000, Informe Técnico CNEA.
- [9] RUBIOLO, PABLO R. "Diseño conceptual del CAREM-plus" Trabajo Especial de la carrera de Ingeniería Nuclear del Instituto Balseiro. Junio 1996.

Trabajo presentado en la XLIV Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 21 al 25 de octubre de 2017.

Análisis preliminar de un generador de vapor helicoidal con recirculación para un reactor CAREM comercial

GIMÉNEZ, J.B.E. (*), DELMASTRO, D. F. (**)

(*) Departamento TermoHidráulica- Gerencia de Área Energía Nuclear - Comisión Nacional de Energía Atómica

(**) Gerencia de Área CAREM - Comisión Nacional de Energía Atómica

En el contexto del proyecto de ingeniería conceptual de un reactor nuclear de media potencia basado en la tecnología CAREM se busca estudiar alternativas de operación para los Generadores de Vapor (GV). Partiendo del concepto de reactor integrado, donde cada GV es del tipo helicoidal y se aloja dentro del Recipiente de Presión del Reactor (RPR), se plantea una variante en el título másico a la salida del GV: en lugar de producir vapor sobre-calentado se podría generar una mezcla bifásica de título másico menor a la unidad. El vapor de agua de salida tendría un título másico de entre 0,2 y 0,5 inicialmente. Bajo este esquema se debe agregar una etapa de separación y secado del tipo mecánico, externo al RPR. Dicho separador puede ser dedicado por GV o bien abastecerse de una cierta cantidad de GV's. Las ventajas operativas radican en el aumento de temperatura del agua que ingresa por lado tubos al GV; se establece un nivel de líquido y vapor y se genera una recirculación dentro del lado secundario del GV. La alimentación a turbina será con vapor saturado con título cercano a 99,8%; semejante a los circuitos de Balance de Planta (BoP) de centrales de agua presurizada (PWR) que operan con GV tipo tubos en "U". Con motivo de estudiar el comportamiento termo-hidráulico en estado estacionario, en este trabajo se desarrolló un modelo físico matemático del GV con capacidades unidimensionales que reproduce de forma satisfactoria los parámetros del CAREM-25 y del CAREM-120 estimados hasta el momento. Se deben considerar limitaciones asociadas con la validez de las correlaciones para flujo cruzado en un contexto de aumento del número de tubos por GV y de su mayor ángulo de inclinación. En base a un estudio paramétrico, se sugieren dimensiones preliminares de GV y su punto de operación. Se encontraron relaciones entre la cantidad de tubos por GV, número de camisas, diámetros de carcasa y la recirculación impuesta. En particular, se hizo énfasis en las pérdidas de carga en el lado secundario, estableciendo que las pérdidas en simple fase aumentan su contribución respecto al total (FDP), aspecto beneficioso desde el punto de vista de la estabilidad termo-hidráulica. Se realizaron unas 54 corridas con el código desarrollado, encontrando una serie de configuraciones viables para GV's de 10 y 15 camisas cuya longitud activa ronda los 3 a 4 m.

Preliminary Analysis of a Helicoidally Steam Generator with Recirculation for Commercial CAREM

In the context of the conceptual engineering project of a medium power nuclear reactor based in CAREM technology, operational alternatives for steam generators are studied (SGs). Starting from the integrated reactor concept, where each SG is helicoidal and located inside the pressure vessel, an alternative to the mass title at the SG exit was considered: instead of overheated steam, a biphasic mix could be produced, with a mass title lesser than a unity. The steam exit could have initially a mass title between 0,2 and 0,5. Under this scheme, a mechanic separation and drying phase should be added outside the pressured vessel. Each separator could be either dedicated for each steam generator or be supplied from a number of SGs. The operative advantages lie in a temperature increase of the water entering the tube side of the SG; so a liquid and steam level is established, as well as a recirculation inside the secondary side of the SG. The turbine will be fed with saturated steam with a title near 99,8%; similar to the one in Balance of Plant circuits of PWRs, which operates with SG with "U" tubes.

In order to study the thermo hydraulic behaviour in stationary state, a SG physic mathematic model was developed with one dimensional capacities which reproduce in a satisfactory way the current parameters of CAREM-25 and CAREM-120. Limitations associated with the validity of the correlation for a mixed flux have to be considered in the context of an increase of both the number of tubes for SGs and of the inclination angle. Based on a parametric study, preliminary dimensions for SGs and operation points were suggested. Relations between the number of tubes for SGs, shirt numbers, shell diameters and the recirculation imposed were discovered. Special emphasis was laid on the pressure loss on the secondary side, establishing that in a simple phase the loss contribution increases regarding the total, which is a beneficial aspect from a thermo hydraulic stability point of view. With the developed code, 54 runs were made, finding a series of feasible configurations for steam generators of 10 and 15 shirts with active lengths of about 3 to 4 metres.

1. INTRODUCCIÓN

El concepto CAREM es el primer diseño de un reactor nuclear de potencia de la República Argentina, cuya autoridad de diseño y ejecución corresponde a la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Dicho diseño califica como un Reactor de Mediana y Baja Potencia (o SMR por sus siglas en inglés) según la Organización Internacional de Energía Atómica (OIAEA). En el contexto de dicho proyecto se busca generar la ingeniería conceptual de una variante de reactor CAREM que pueda proveer una potencia eléctrica del orden de 120 MWe.

De acuerdo con diversos informes técnicos [3,4,6] se evaluó favorablemente la viabilidad técnica de operar un módulo CAREM a potencias térmicas de hasta 440 MWth, lo cual asegura una potencia eléctrica neta igual o mayor a 120 MWe. Se mantiene el concepto de reactor integrado con un circuito primario que opera en convección natural, auto presurizado y cuyos Generadores de Vapor (GVs) son del tipo helicoidal, compacto y modular [1,2].

En el presente trabajo se analiza una variante en el diseño y operación de los GV. Se postula mantener el concepto de tubo helicoidal con iguales diámetros y espesor, aumentando la cantidad de camisas y tubos por camisa; ya que de esta forma se incrementa el área de transferencia térmica. Otras variables como el paso radial y axial se toman inicialmente como mayores o iguales que las adoptadas para CAREM-25. La longitud activa de cada GV es otra variable de diseño que se busca acotar, evitando que el Recipiente de Presión de Reactor (RPR) supere la altura actual de CAREM-25.

La principal variante en el diseño radica en la producción de vapor del lado secundario de tubos. Bajo el esquema actual de CAREM-25 cada GV entrega vapor sobre-calentado el cual es colectado en el exterior del RPR para luego alimentar el Balance de Planta (BoP). En este trabajo se propone que cada GV opere con un título de salida entre 0,2 y 0,5; es decir, una mezcla de doble fase saturada. En un recipiente externo al RPR se produce la separación mecánica de la mezcla, donde el vapor saturado se envía finalmente al BoP mientras que el líquido se re-inyecta junto con la alimentación del GV.

El objetivo general es analizar su viabilidad de operación desde la termo-hidráulica; para dimensiones preliminares de diseño. En la sección siguiente se presenta el concepto en mayor detalle.

2. CONCEPTO DE GV HELICOIDAL CON RECIRCULACIÓN

El diseño de los GV sigue los lineamientos del actual CAREM-25 [2,5], siendo equipos del tipo modular e

internos al RPR. Para este trabajo se acotará el estudio a 10 GV dentro del RPR acorde con estimaciones anteriores [4]. Las principales características del GV propuesto incluyen [7]:

- Producción de mezcla agua/vapor con título menor a la unidad (0,2 a 0,5 por ejemplo) a la salida del intercambiador.
- La separación de vapor/líquido saturado se efectúa por métodos mecánicos en un recipiente externo al RPR
- El líquido saturado se mezcla con el caudal de alimentación que proviene del BoP, aumentando la entalpía de ingreso al intercambiador de calor
- El caudal másico que circula dentro del intercambiador de calor es RC veces mayor que el caudal de vapor saturado que se envía al BoP; donde RC se define como la “recirculación”.
- El ingreso de agua al intercambiador de calor se hace por una perforación inferior exclusiva en el RPR.

En la Figura 1 se muestra un esquema conceptual donde se compara el proceso actual con el propuesto, delimitando las entradas y salidas del RPR. En la Figura 2 se esquematizan a nivel conceptual las etapas de separación y secado.

3. MODELOS FÍSICOS ADOPTADOS Y SU ALCANCE

Con el fin de lograr una descripción física adecuada se escribió un programa “ad-hoc” que calcula la transferencia de calor en 2 a 3 regiones, así como las pérdidas de carga del lado secundario (interior de tubos) para un GV en condiciones de estado estacionario.

Los modelos físicos adoptados para transferencia de calor son los siguientes:

- Correlación de Dittus-Boelter para zonas de simple fase [11].
- Modelo de resistencia térmica de pared/tubo [11].
- Correlación de Chen para ebullición, en condiciones de saturación [8,9].

Para las pérdidas de carga del lado secundario se usaron los siguientes modelos:

- Cálculo de factor de Darcy por diagrama de Moody [12].
- Modelo homogéneo para estimación de pérdidas de carga en doble fase usando modelos de Thom y Martinelli [8,9,10].

El intercambio de calor se separó hasta en tres zonas: de vapor sobre-calentado (3), mezcla de vapor/líquido (2) y líquido sub-enfriado (1) (ver Figura 1). Los modelos desarrollados son unidimensionales según la dirección axial del GV. No se incluye la etapa de separación de vapor por tratarse de un proceso adiabático, cuya relevancia surge para estudios transitorios.

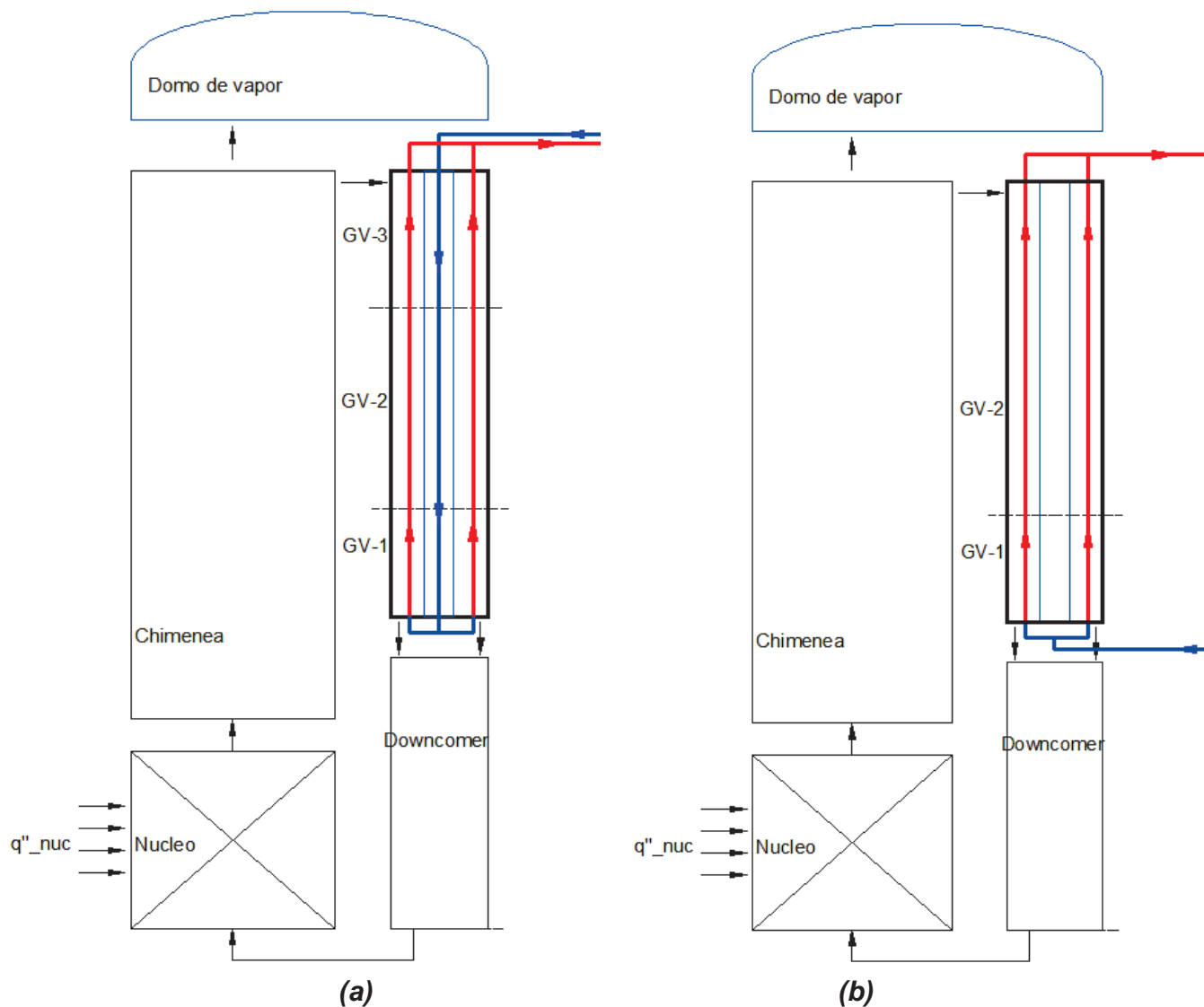


Figura 1. Diagrama de bloques termo-hidráulicos para el circuito primario. (a) Concepto de GV en CAREM-25: la entrada y salida de agua de alimentación se hace por una misma conexión al RPR. (b) GV con alimentación por zona inferior y salida de mezcla líquido/vapor por zona superior

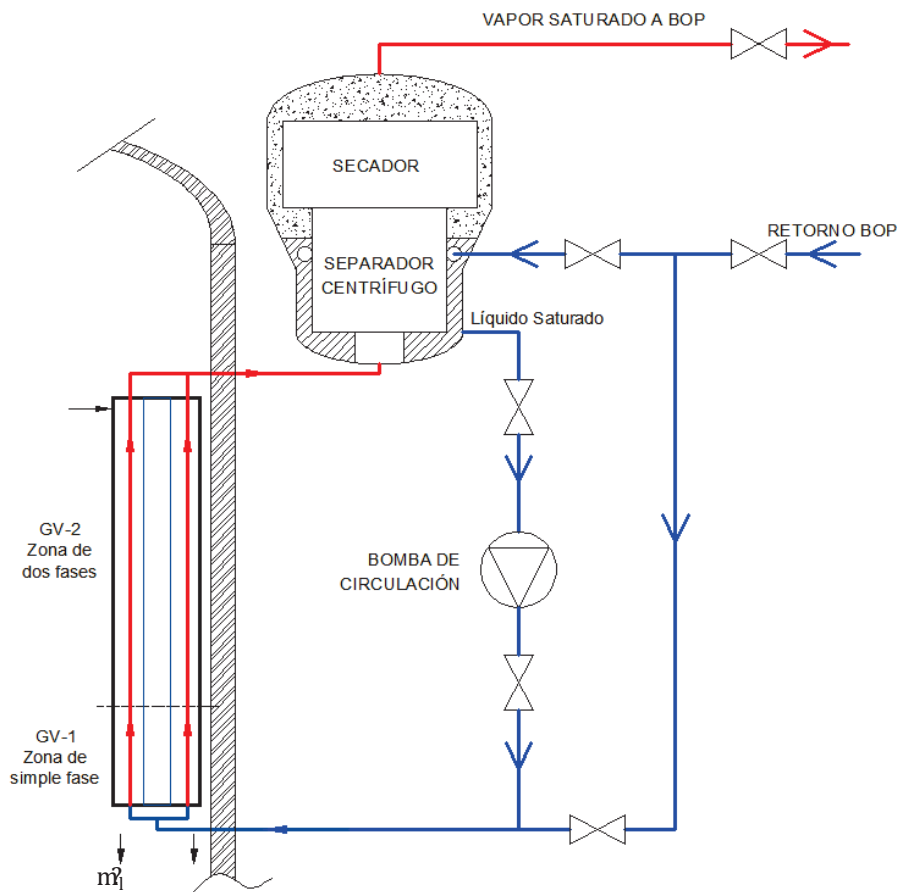


Figura 2. Diagrama conceptual: el recipiente de separación podría alimentarse de uno o varios GVs según se prevea por diseño. El vapor saturado se dirige hacia el BoP y el líquido saturado se separa para luego mezclarse con el caudal de alimentación. Se incluye una bomba de circulación. La configuración ofrece una interfase líquido/vapor y ofrece un volumen adicional de líquido para ser evaporado durante eventos accidentales.

Como condición de borde se fija el título másico a la salida del GV (XE3). Para una presión dada, también define la entalpía de salida y con dicho valor se opera. Para condiciones de flujo estacionario, también determina el factor de recirculación RC como la inversa de XE3. Por definición se tiene:

$$RC = \frac{\dot{m}_v + \dot{m}_l}{\dot{m}_l} = \frac{\dot{m}_{GV}}{\dot{m}_l}$$

Donde $\dot{m}_v$ es el caudal másico de vapor que se envía al BoP, $\dot{m}_l$ es el caudal másico de líquido que se separa y re-inyecta al GV y $\dot{m}_{GV}$ la suma de sendos caudales (es decir, el total que ingresa al GV). En condiciones de equilibrio, el caudal de agua de alimentación que proviene de BoP es igual a $\dot{m}_v$.

La rutina de cálculo incluye la evaluación de propiedades termodinámicas de agua según funciones de libre acceso. Se desarrolló un sub-módulo para generar los parámetros geométricos del GV en función de la cantidad de GVs por RPR, cantidad de camisas y de tubos por GV, paso radial y paso axial de las espiras, así como diámetros de carcasas interna y externa de GV. En la Tabla 1 se puede consultar el conjunto de variables de entrada y los resultados generados por el programa.

Parámetros de entrada	Resultados generados
Cantidad de camisas por GV (NC)	caudal de secundario (M1)
Cantidad de generadores de vapor (NGV)	largo efectivo de GV (HGV)
Cantidad de tubos por GV (NT_GV)	áreas de cada etapa de GV (A)
Diámetro interno de tubos (dh)	coeficientes globales de transferencia (U)
Espesor de tubo (tgv)	temperaturas características (T)
Diámetro externo de camisa (PHICE)	pérdidas de carga del lado tubo (DPTOT)
Paso axial de helicoide (PA)	relación DP en simple fase respecto a DPTOT (FDP)
Potencia nuclear (QN)	
Caudal de primario (MP)	
Título másico a la salida de GV (XE3)	
Presión de primario (PP)	
Presión de secundario (PSEC)	

Tabla 1. Listado de parámetros de entrada y salida para el programa de cálculo que se usará en el análisis

4. VERIFICACIÓN PARA CAREM-25

En primera instancia se modeló el GV correspondiente a CAREM-25 [2] con el fin de verificar los resultados del programa. Cuando RC es igual a la unidad se entiende que el título másico a la salida se corresponde a vapor sobre-calentado a 290 °C y 47 bar. Consultar los resultados en la Tabla 2 para el caso “C1”.

La longitud total obtenida es de 3,20 m (unos 5 cm más que los 3,15 m por diseño [R3]). Esto indica que los resultados del código son satisfactorios para esta etapa conceptual. Luego, se realizó el cálculo fijando un título a la salida de 0,20: es decir, aplicando la configuración mostrada en la Figura 2. La recirculación se llevó a 5 aumentando en consecuencia el caudal másico del lado secundario del GV (ver Tabla 2, caso “C2”).

CASO ID:	CAREM-25 C1	CAREM-25 C2	CAREM-25 C3
PARÁMETRO			
Recirculación (RC)	1,00	5,00	5,00
Caudal másico M1 [kg/s]	48,8	257,3	257,3
Flujo másico GSEC [kg/s/m ²]	666,3	3516,4	3516,4
Cantidad de GV por RPR, NGV	12	12	12
Cantidad de camisas por GV, NC	6	6	6
Cantidad de tubos por GV, NT_GV	52	52	104
Longitud activa total [m]	3,203	2,952	3,000
Sub-enfriada [m]	0,600	0,750	0,785
Ebullición [m]	2,180	2,202	2,214
Sobre calentada [m]	0,422	0,000	0,000
Área total [m ²]	829,3	764,4	776,5
Pérdida de carga total, DPTOT [bar]	3,919	19,353	4,371
DP simple fase [bar]	0,068	0,600	0,141
DP doble fase [bar]	3,306	18,753	4,230

Tabla 2. Resultados para GV del CAREM-25 en operación con producción de vapor sobre-calentado (caso C1) y con RC igual a 5 (caso C2); para 12 GVs de 52 tubos cada uno. Se evaluó un caso C3 con el doble de tubos y RC= 5

Al aumentar la recirculación, como primera observación de la Tabla 2 se destaca que se reduce ligeramente la longitud de zona activa total. Al fijar una recirculación (RC) mayor a la unidad, los caudales máscicos dentro de los tubos de GV aumentarán en forma aproximadamente proporcional ya que el ingreso se realiza a mayor temperatura. Luego, las pérdidas de carga totales aumentan a un valor prohibitivo de 19,3 bar (contra los 3,9 bar estimados para RC=1); por tal motivo se evaluó un caso "C3" donde se duplica la cantidad de tubos hasta 104 por GV, en cuyo caso la pérdida de carga total aumenta sólo un 11% respecto del caso referencia C1.

A modo indicativo, el cociente entre las pérdidas de carga en el tramo de simple fase y las pérdidas totales DPTOT está asociado con el grado de estabilidad termohidráulica. Dicha relación mejora, incrementándose en un factor cercano a 2, siendo positivo desde la estabilidad termohidráulica. Sin embargo, a fin de reducir la pérdida de carga total, se aumenta al doble la cantidad de tubos por GV.

5. RESULTADOS PARA CAREM-120 Y CÁLCULO PARAMÉTRICO

En base al modelo anterior se procedió a evaluar el

concepto de GV con recirculación para el caso del CAREM comercial tomando una potencia térmica de 370 MWth (120 MWe). Dado que el programa está focalizado en el GV, se usará como dato de entrada el caudal máscico calculado en el documento [4].

En primer lugar, se corrió el caso "C4" de 10 GV's, con 10 camisas cada uno y 230 tubos por GV. Dicha cantidad de tubos se puso para lograr el mismo flujo máscico respecto al CAREM-25 en el lado secundario, operando con producción de vapor sobre-calentado. El mismo fue verificado contra los resultados de [4] encontrando una diferencia en la altura activa del +7% (de 4,60 m a 4,30 m), lo cual es aceptable dada la simplicidad de los sendos métodos de cálculo.

Luego se evaluó el caso "C5" de la Tabla 3, cuando RC = 5 (título de salida igual a 0,20). Resulta evidente que el flujo máscico es mayor con el consecuente incremento de pérdida de carga total DPTOT en el lado secundario: de 4,6 bar a 16,8 bar. Sin embargo, el peso de las pérdidas de carga en simple fase respecto al DPTOT, es decir su contribución relativa, mejora en un 40%. Esto indica que tal diseño, a pesar de ser inviable por su elevada pérdida de carga, puede favorecer la estabilidad termo-hidráulica.

CASO ID:	CAREM-120 - C4	CAREM-120 - C5
PARÁMETRO		
Recirculación (RC)	1,00	5,00
Caudal máscico M1 [kg/s]	180,4	952,2
Flujo máscico GSEC [kg/s/m ²]	665,5	3512,6
Cantidad de GV por RPR, NGV	10	10
Cantidad de camisas por GV, NC	10	10
Cantidad de tubos por GV, NT_GV	230	230
Longitud activa total [m]	4,568	4,219
Sub-enfriada [m]	0,884	1,116
Ebullición [m]	3,093	3,102
Sobre calentada [m]	0,591	0,000
Área total [m ²]	2710,2	2502,6
Pérdida de carga total, DPTOT [bar]	3,471	16,829
DP simple fase [bar]	0,088	0,584
DP doble fase [bar]	2,887	16,245

Tabla 3. Resultados para GV del CAREM-120 en operación con producción de vapor sobre-calentado (caso C4) y con RC igual a 5 (caso C5); para 10 GV's de 230 tubos cada uno. Dado que el DPTOT del caso C5 es excesivamente elevando, es necesario aumentar la cantidad de tubos

En consecuencia, resulta evidente que a fin de proponer un diseño de GV para el reactor CAREM-120, es necesario analizar de forma sistemática la relación entre:

- Cantidad de tubos por GV, NT_GV.
- Recirculación RC o bien el título másico a la salida.
- Pérdida de carga total en lado secundario, DPTOT.
- Contribución relativa de la pérdida de carga en simple fase respecto al total.

Los resultados se muestran en la Tabla 4, los mismos son de carácter orientativos ya que reciben como valor de entrada el caudal másico del circuito primario (el cual fue calculado en [4]). Como punto inicial se tomó un CAREM de 370 MWth, operando con 10 GVs de 10 camisas cada uno. En la Figura 3 se presentan las curvas correspondientes a algunos casos de la Tabla 4.

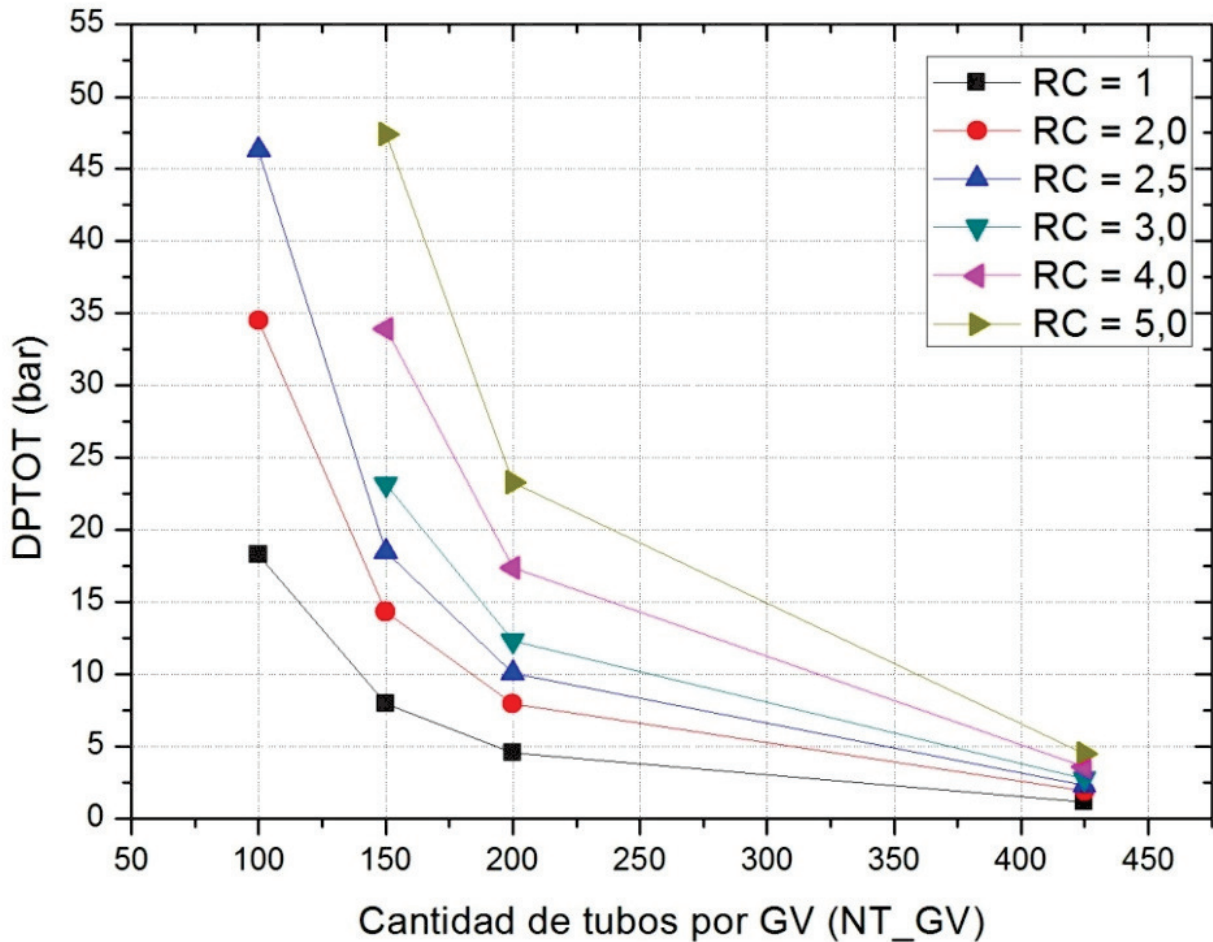


Figura 3. Resultados de DPTOT para GV del CAREM-120 de 10 camisas para distintos NT_GV y RC (consultar la Tabla 3)

NT_GV	RC	XE3	HGV (m)	DPTOT (bar)	FDP
425	1,00	1,065	4,883	1,156	0,077
200	1,00	1,065	4,517	4,529	0,021
150	1,00	1,065	4,428	7,954	0,016
100	1,00	1,065	4,333	18,247	0,013
425	2,00	0,500	4,276	1,906	0,057
200	2,00	0,500	4,123	7,942	0,026
150	2,00	0,500	4,085	14,315	0,025
100	2,00	0,500	4,045	34,509	0,027
425	2,50	0,400	4,281	2,311	0,051
200	2,50	0,400	4,146	10,043	0,028
150	2,50	0,400	4,113	18,480	0,028
100	2,50	0,400	4,077	46,322	0,030
425	3,00	0,333	4,285	2,727	0,048
200	3,00	0,333	4,164	12,316	0,030
150	3,00	0,333	4,134	23,122	0,031
100	3,00	0,333	n/a	n/a	n/a
425	4,00	0,250	4,290	3,584	0,044
200	4,00	0,250	4,189	17,370	0,033
150	4,00	0,250	4,164	33,914	0,035
100	4,00	0,250	n/a	n/a	n/a
425	5,00	0,200	4,294	4,500	0,042
200	5,00	0,200	4,206	23,298	0,036
150	5,00	0,200	4,185	47,416	0,037
100	5,00	0,200	n/a	n/a	n/a

Tabla 4. Resultados para CAREM-120 con 10 GV's de 10 camisas cada uno, variantes con RC desde 1,0 (vapor sobrecalentado) hasta RC = 5 y con NT_GV (desde 100 a 425). El valor FDP es el cociente entre la pérdida de carga en simple fase respecto a DPTOT

Luego, se evaluó un CAREM de 370 MWth, operando con 10 GV's de 15 camisas cada uno. En la Tabla 5 se exponen los resultados en función de los parámetros como RC y NT_GV. La Figura 4 presenta las curvas de caída de presión en función de la cantidad de tubos y RC.

6. ANÁLISIS DE RESULTADOS

Como primera observación se destaca el aumento de la pérdida de carga total DPTOT en el lado secundario de los tubos de GV cuando se le pide operar con vapor saturado (título menor a la unidad).

Esta consecuencia es natural ya que el concepto mismo de recirculación RC implica incrementar el caudal másico dentro de los tubos. Por lo tanto,

incrementar la cantidad de tubos por GV, NT_GV es la variable de diseño necesaria si se piensa en operar con título menor a la unidad a la salida de GV y mantener limitada la pérdida de carga total.

Se debe establecer un equilibrio entre la cantidad de tubos por GV y la pérdida de carga total admisible. Dado que no se cuenta con un valor de diseño, se fijó de forma arbitraria que DPTOT sea menor o igual a 4,0 bar.

Teniendo en cuenta esto, se pasó al siguiente punto que es la contribución de la pérdida de carga en simple fase respecto al DPTOT, designada por la variable FDP.

Se busca que la misma sea lo mayor posible, ya que está vinculada con la mayor estabilidad termo-hidráulica del lado secundario del GV. Esto no es garantía de que el GV será estable, pero sí es una condición favorable "a priori".

NT_GV	RC	XE3	HGV (m)	DPTOT (bar)	FDP
425	1,00	1,065	2,577	0,271	0,253
200	1,00	1,065	2,365	1,287	0,059
150	1,00	1,065	2,314	2,590	0,041
100	1,00	1,065	2,261	7,292	0,030
425	2,00	0,500	2,167	0,386	0,223
200	2,00	0,500	2,118	2,316	0,081
150	2,00	0,500	2,099	4,982	0,067
100	2,00	0,500	2,040	15,243	0,058
425	2,50	0,400	2,166	0,479	0,201
200	2,50	0,400	2,092	2,977	0,088
150	2,50	0,400	2,074	6,435	0,077
100	2,50	0,400	2,055	19,823	0,069
425	3,00	0,333	2,166	0,577	0,189
200	3,00	0,333	2,100	3,681	0,097
150	3,00	0,333	2,083	7,990	0,087
100	3,00	0,333	2,066	24,762	0,079
425	4,00	0,250	2,165	0,786	0,181
200	4,00	0,250	2,110	5,193	0,114
150	4,00	0,250	2,096	11,345	0,106
100	4,00	0,250	2,082	35,548	0,097
425	5,00	0,200	2,164	1,012	0,182
200	5,00	0,200	2,117	6,862	0,129
150	5,00	0,200	2,105	15,072	0,122
100	5,00	0,200	2,093	47,700	0,112

Tabla 5. Resultados para CAREM-120 con 10 GVs de 15 camisas cada uno, variantes con RC desde 1,0 (vapor sobrecalentado) hasta RC = 5 y con NT_GV (desde 100 a 425). El valor FDP es el cociente entre la pérdida de carga en simple fase respecto a DPTOT

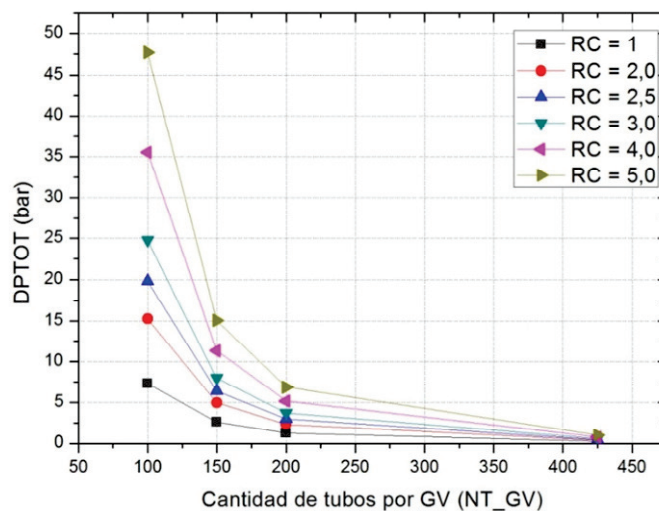


Figura 4. Resultados de DPTOT para GV del CAREM-120 de 15 camisas para distintos NT_GV y RC (Tabla 3). Entérminos generales se encontró que operar los GVs en condiciones de recirculación mayor a la unidad mejora el factor FDP en términos relativos, sin embargo, su valor sigue lejos de dominar las pérdidas totales. En consecuencia, el diseño aún necesitará de restrictores de caudal en la entrada de cada tubo

Para el análisis se establecen como criterios de ingeniería un DPTOT <4,5 bar. Con un GV de 10 camisas se requerirían más de 400 tubos por GV para operar con recirculaciones de entre 3 y 5. Por otro lado, con un GV de 15 camisas se tiene un DPTOT admisible cuando RC oscila entre 1,0 y 4,0 para NT_GV mayor a 200; es decir, admite menor cantidad de tubos a expensas de incrementar el diámetro de cada GV. En particular, para NT_GV = 200 y un GV de 15 camisas operando con RC = 3,0 se logra una pérdida de carga total igual a 3,7 bar (muy similar a la calculada para CAREM-25).

La longitud efectiva de los GV's (HGV) es otra cuestión a tener en cuenta; en primer lugar, HGV es una función débil de la cantidad de tubos para una RC dada. Los valores obtenidos oscilan entre los 4,00 y 4,90 m para un GV de 10 camisas; y entre 2,00 y 2,60 m para un GV de 15 camisas. Nuevamente, una opción de mayor cantidad de camisas es de interés para el diseño ya que acorta la longitud axial del recipiente de presión.

Los resultados expuestos no tienen en consideración que el aumento indiscriminado en la cantidad de tubos por GV implica que el ángulo de inclinación de los mismos es cada vez mayor (llegando a ser tubos verticales para un NT_GV suficientemente grande). En consecuencia, debería hacerse una revisión y estudio de la validez de las correlaciones para el cálculo de coeficiente de convección del lado primario.

7. CONCLUSIONES

En el contexto del diseño conceptual de un módulo de reactor nuclear basado en el prototipo CAREM-25 para generación comercial de núcleo-electricidad se destaca la necesidad de contar con un diseño de Generador de Vapor (GV) que incorpore las realimentaciones de diseño previstas.

Por tal motivo se propuso una configuración de operación donde se produce vapor con título másico menor a la unidad, prescindiendo del vapor sobrecalentado del modelo CAREM-25. Bajo este esquema se debe agregar una etapa de separación y secado del tipo mecánico, externo al RPR. Dicho separador puede ser dedicado por GV o bien abastecerse de una cierta cantidad de GV's. Las ventajas operativas radican en el aumento de temperatura del agua que ingresa por lado tubos al GV, se establece un nivel de líquido y vapor y se genera una recirculación dentro del lado secundario del GV.

Con motivo de estudiar el comportamiento termo-hidráulico en estado estacionario se desarrolló un modelo físico matemático del GV con capacidades unidimensionales que reproduce de forma satisfactoria los parámetros del CAREM-25 y de CAREM-120 estimados hasta el momento.

Se encontraron relaciones entre la cantidad de tubos por GV, número de camisas, diámetros de carcasa y la recirculación impuesta. En particular, se hizo énfasis en las pérdidas de carga en el lado secundario, estableciendo que las pérdidas en simple fase aumentan su contribución relativa (FDP) respecto a las pérdidas de carga totales, sin llegar a dominar. Sin embargo, es un aspecto beneficioso desde el punto de vista de la estabilidad termo-hidráulica.

Se realizaron unas 54 corridas con el código desarrollado, encontrando que una configuración favorable implica operar el reactor a 370 MWth con 10 GV's, cada uno de 15 camisas, con carcasa externa de 1.027 mm de diámetro y unos 200 tubos por GV. En este esquema, la altura de GV podría reducirse y permitiría operar con un título másico de hasta 0,33 (RC = 3), en cuyo caso las pérdidas de carga totales se equipararían con las de CAREM-25. También se encontró una configuración viable con GV's de 10 camisas y más de 400 tubos.

8. SÍMBOLOS Y ABREVIATURAS

CNEA	Comisión Nacional de Energía Atómica
CAREM	Concepto Argentino Reactor de Elementos Modulares
RPR	Recipiente de Presión de Reactor
GV	Generador de Vapor
EC	Elemento Combustible
BoP	Balance de Planta
A	área de transferencia de calor
dh	Diámetro interno de tubos
DPTOT	pérdidas de carga del lado tubo
DTML	delta de temperatura logarítmica media
FDP	relación de pérdidas de carga en simple fase respecto a total (lado tubo)
HGV	altura efectiva de transferencia de calor
KE	Restricción al ingreso de GV
KT	Conductividad térmica Inconel
M	caudal másico de secundario
MP	caudal másico de primario
NC	Cantidad de camisas por GV
NGV	Cantidad de generadores de vapor
NT_GV	Cantidad de tubos por GV
PA	Paso axial de helicoides de GV
PHICE	Diámetro externo de camisa de GV
PP	Presión de primario
PSEC	Presión de secundario
QN	Potencia nuclear
T	Temperatura
TFW	Temperatura agua alimentación desde BoP
tg _v	Espesor de tubo U coeficiente global de transferencia térmica
Xe3	Título másico a la salida de GV

9. REFERENCIAS

- [1] MAZUFRI CLAUDIO. "Diseño Termohidráulico del Generador de Vapor de un paso Tipo Helicoidal Modular" Revisor: MASRIERA NÉSTOR. Código: 0758-1020-2IAKT-461-1°
- [2] CHASSEUR FEDERICO. "Análisis Termohidráulico de alternativas para el Generador de Vapor de Paso Helicoidal Modular" Revisor: CHRISTIAN MARCEL. Código: IN-CAREM25T-1
- [3] GIMÉNEZ J. B. EMANUEL. "Variantes de diseño para módulos CAREM de mayor potencia" Código: IN-CAREM25XM-1
- [4] GIMÉNEZ J. B. EMANUEL. "Estudio de CAREM comercial: análisis preliminar de potencia y cantidad de GGVV" Código: IN-CAREM25XM-2
- [5] GIMÉNEZ J. B. EMANUEL. "Base de datos básicos de CAREM25 para aplicación del código IREP" Código: HD-CAREM25XM-1
- [6] GRANTT C. "Comparación de dos propuestas de un reactor CAREM de más de 100 MW de potencia eléctrica utilizando el sistema DELFIN" Código: ITE-06REC-313 rev.0
- [7] GIL POSADAS C. "Minutas de reuniones sobre

el diseño CAREM comercial en el CAB" Código: MIN-CAREM25XM-2-A0000

[7] GIL POSADAS C. "Minutas de reuniones sobre el diseño CAREM comercial en el CAB" Código: MIN-CAREM25XM-2-A0000

[8] TODREAS N.E., KAZIMI M.S., "Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals" Ed. Taylor & Francis 1993 (2nd Edition), United States of America.

[9] ODREAS N.E., KAZIMI M.S., "Nuclear Systems II: Elements of Thermal Hydraulic Design" Ed. Taylor & Francis 2001 (1st Edition), United States of America.

[10] OLLIER J.G., THOME J.R. "Convective boiling and condensation" Ed. Clarendon Press Oxford 1994 (3rd Edition), United States of America.

[11] NCROPERA et. al "Fundamentals of Heat and Mass Transfer" Ed. Wiley 2006 (6th Edition), United States of America.

[12] WHITE F.M. "Fluid Mechanics" Ed. McGraw Hill (4th Edition) United States of America.

Trabajo presentado en la XLIX Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, 21 al 15 de octubre de 2017

Multicentral CAREM-480. Conceptos de diseño para la fuente fría pasiva

GAUNA, C.¹, CHOCRÓN, M.², CONTI, M. C.³, DELMASTRO, D.⁴; GIL POSADAS, C.⁵

1. Gerencia de Química – Comisión Nacional de Energía Atómica

2. Gerencia de Química – Comisión Nacional de Energía Atómica

3. Gerencia de Química – Comisión Nacional de Energía Atómica

4. Gerencia Área CAREM - Comisión Nacional de Energía Atómica

5. Gerencia Área CAREM - Comisión Nacional de Energía Atómica

En presentaciones anteriores se introdujo la Multi-Central CAREM-480 [1], que está compuesta de cuatro módulos de 120 MWe cada uno y para la cual se propone, manteniendo los conceptos del diseño de la Central CAREM-25, aumentar la potencia eléctrica e incorporar aún más conceptos de seguridad y de competitividad.

En tal sentido se planteó que cada módulo disponga de una fuente fría pasiva para remoción del calor de decaimiento, en forma externa y casi permanente, con lo cual se extiende en forma muy amplia el período de gracia por accidente. Este concepto lo han incorporado parcialmente los reactores de GIII+ actualmente en construcción o diseño avanzado en el mundo.

En este trabajo se presenta un diseño en el cual se propone una contención metálica, total o parcial, de cuyas características se ha realizado un dimensionamiento preliminar para verificar su factibilidad, y dos piletas ubicadas en la parte superior de la contención, una interna denominada PIAS (Pileta Interna Anular Superior) y otra externa o PEAS (Pileta Externa Anular Superior). La PIAS cumple una función similar a la pileta del Sistema de Extracción del Calor Residual o SECR del CAREM-25, pero está conectada con la PEAS mediante la pared metálica de la contención para transferir a la segunda el calor de decaimiento.

Mediante el modelado y solución del sistema descrito se encuentra que los resultados muestran que es factible, con un área de intercambio e inventario de agua razonables, esta última similar a la del CAREM-25-sistema SECR, no superar los 100°C en la PIAS y disipar el calor de decaimiento en forma cuasi-pasiva al exterior vía la PEAS.

CAREM-480 Modular Reactor. Design Concepts of Passive Cooling System

In previous presentations, the CAREM-480 modular reactor [1] was introduced, which is composed of four modules of 120 MWe each, and for which it is proposed, while maintaining the design concepts of CAREM-25, in order to increase electrical power and to incorporate even further concepts of security and competitiveness.

Therefore, it was suggested that each module has a passive cooling system for removal of decay heat, in an external and almost permanent manner, which widely extends the grace period by accident. This concept has been partially incorporated it into the GIII+ reactors currently under construction or an advanced design in the world.

In this work, a design is suggested whereby a metal containment, whether total or partial, with characteristics which carried out a preliminary dimensioning to verify its feasibility, and two sinks located in the upper part of the containment, an internal called PIAS (Superior Internal Pool) and an external one or PEAS (Superior Outside Pool). The PIAS performs a similar function to the SECR (Residual Heat Extraction System) pool of CAREM-25, but it is connected to the PEAS by the metal wall of the containment to transfer the heat of decay.

By means of the modelling and solution of the described system, the results show that it is feasible and that has an exchange area and a reasonable water inventory, similar to the CAREM-25-SECR system, in order not to exceed 100°C in the PIAS and to dissipate the heat of decay in a quasi-passive form to the outside through the PEAS.

1. INTRODUCCIÓN

El reactor CAREM-25 ha permitido que el país forme parte del selecto grupo capaz de diseñar y construir reactores de baja potencia. Parte del retorno de la inversión para que el mismo sea viable está dado por el diseño, ingeniería y construcción del CAREM a escala comercial.

Por lo tanto, las autoridades del proyecto CAREM-25 han decidido dar los primeros pasos para empezar el diseño conceptual del CAREM comercial y explorar algunas opciones del mismo.

La versión comercial del CAREM comprende una central nuclear multi-modular que mantiene las bases de diseño de seguridad nuclear, con mejoras de la misma basada en las realimentaciones del diseño del prototipo.

La implementación del mismo consolida a la industria nuclear argentina de centrales de potencia al estandarizarse el diseño, la fabricación de los diversos componentes y la construcción de centrales nucleares CAREM.

1. ANTECEDENTES

Sistema SSECR de CAREM25

El sistema de extracción de calor residual del reactor CAREM-25 (SECR – Sistema 0810) reduce la presión del RPR en caso de emergencia a través de la extracción de calor sin reducir el inventario de refrigerante del reactor, en casos donde el sistema habitual de remoción de calor no se encuentra disponible.

Reactores III+

Los reactores de generación III+ son aquellos que emplean distintas normativas que actualizan y mejoran los sistemas de refrigeración pasiva [2] [3] [4] [5]. Cuentan con sistemas de refrigeración pasiva que son accionados sin intervención humana, garantizando la parada segura de la planta.

Entre los de este tipo cabe destacar el modelo AP1000 de Westinghouse Electric Company por su sistema de refrigeración con el ambiente [6]. El mismo consiste en una aspersión de agua sobre la contención metálica que libera calor en forma de calor latente de vaporización.

Por parte de China [7], el reactor ACP1000 es un modelo análogo al AP1000 de Westinghouse, donde el calor de decaimiento es removido por transferencia en etapas y por último es transferido a la atmósfera circundante.

Otro diseño que combina tecnologías nucleares probadas e innovadoras respecto a la seguridad es el VVER 1200 de Rusia [8]. El interior de la contención de este reactor está recubierto de acero inoxidable para asegurar la hermeticidad de la misma. Posee un sistema de enfriamiento del núcleo en caso de emergencia, a fin de mantener el nivel de refrigerante en el núcleo del reactor y remover el calor residual en caso de pérdidas en el circuito primario.

Presentación “Reactor CAREM Escala Comercial” en XLIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN) 2016

En dicha Reunión se propuso analizar una base de diseño conceptual para una central nuclear de escala comercial con cuatro módulos de 120 MWe cada uno. El diseño se basa en el CAREM-25, a la vez que se adopta una configuración multi-modular con módulos de mayor potencia para disminuir el costo de generación por MW.

Se optimiza la implementación de los criterios de seguridad.

2. DESCRIPCIÓN

a. Fuente fría pasiva

En caso de LOHS (pérdida de sumideros de calor: BoP y sistema de refrigeración de parada), el reactor es apagado por mecanismos de seguridad. No obstante, dada la naturaleza de las reacciones nucleares, el mismo sigue liberando energía después de su apagado, aunque en menor proporción. Este calor debe ser disipado del núcleo a fin de no comprometer la integridad de los materiales.

Como sumidero alternativo de calor se propone la implementación de dos reservorios de agua. Uno interno a la contención, Pileta Interna Anular Superior (PIAS), y otro externo a la misma, Pileta Externa Anular Superior (PEAS). Esto evita la acumulación de calor dentro de la contención, que de otra manera debería ser extraído posteriormente por medios activos, asegurando la estabilidad del sistema.

El transporte de calor a través de las piletas se da de forma pasiva, es decir, sin intervención directa de operarios, durante un periodo de gracia extendido.

Se dimensionan las piletas PIAS y PEAS a fin de que sean capaces de remover el calor residual del núcleo en caso de LOHS. Las superficies de intercambio se estiman mediante cálculos en estados transitorios (a tiempos largos) a fin de asegurar la transferencia, mientras que los volúmenes de líquido se adoptan en base a la inercia del sistema.

Se tienen en cuenta las distintas resistencias a la transferencia de calor y masa que se dan en cada etapa, a medida que el calor se transfiere hacia el exterior de la contención.

b. Transporte de calor

La potencia de decaimiento del núcleo es conducida desde el recipiente de presión (RPR) hacia la PIAS a través de un sistema de condensadores. Esto produce un calentamiento de la PIAS, donde parte del líquido de la misma hierve/se evapora y va a parar a la fase vapor de la PIAS, aumentando la presión del recinto.

Como la PIAS se encuentra a una temperatura superior que la PEAS, se transfiere calor de una pileta a otra a través de la pared metálica de la contención. Esto produce que la temperatura de la PEAS aumente y comience un proceso de evaporación de la misma. El sumidero final comprende entonces la atmósfera que rodea la contención.

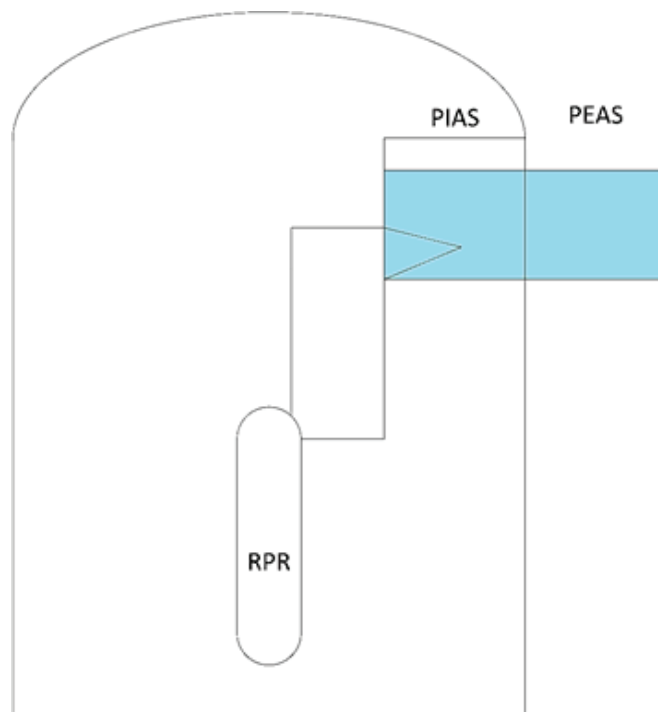


Figura 1: Esquema de la contención. En la parte superior están ubicadas las piletas PIAS y PEAS que comprenden el sistema de refrigeración pasivo

Se requiere calcular la masa de la PIAS necesaria para amortiguar la potencia de decaimiento inicial (más elevada), evitando que la presión y la temperatura superen las de diseño (5 bar y 150°C). Para ello se recurre a un balance de energía en PIAS y en la PEAS en estado no estacionario, acoplado a un balance de masa.

En este trabajo se propone el uso de 4 piletas internas. Por criterio de falla simple [12], 3 de ellas deben tener la capacidad de remover la potencia de decaimiento total del núcleo. Por tanto, el área y la masa total calculada debe dividirse entre tres para saber las dimensiones de cada piletta.

3. DESARROLLO

a. Dimensionamiento preliminar

El dimensionamiento preliminar de la contención metálica se realiza basándose en el código ASME III,

División 1, Sección E, que contempla los elementos pertenecientes a la contención en una instalación nuclear [9], a fin de determinar el espesor de la contención dada la presión de diseño. Se verifica la tensión de origen térmico que se produce cuando las temperaturas en las caras interna y externa de la contención son diferentes, producto del flujo de calor a través de la pared.

Se determina el área y el volumen disponible para el intercambio de calor entre piletas. Se selecciona el material de la misma, acero SA-36, acorde a lo estipulado en código. El diámetro de la contención es de 30 metros, mientras que su altura es de 35 metros.

b. Metodología del dimensionamiento

La metodología para el dimensionamiento de las piletas está resumida en la Tabla 1.

1- Definir entradas	Diámetro externo contención Potencia de decaimiento Nivel de líquido en ambas piletas Diámetro interno contención (en relación con el diámetro del reactor)
2- Fijar temperaturas	Temperatura máxima que se logra en PIAS Temperatura del PEAS a tiempos largos (estado estacionario): Define el área de evaporación. Dada la altura de líquido, también establece el volumen de la PEAS. Temperatura del PIAS a tiempos largos (estado estacionario): Junto con la temperatura de la PEAS, define el área de intercambio necesaria entre piletas para disipar la potencia de decaimiento
3- Analizar pico de temperatura en PIAS	Determina la masa necesaria de la piletta PIAS para que la temperatura no sobrepase el valor dado. Mientras menor sea la diferencia de temperaturas entre PIAS y PEAS, mayor será la masa, pero mayor el área de intercambio
4- Definir geometría	Acomodar el volumen dentro de la contención, limitándose con el ángulo y los diámetros internos y externo

c. Modelo de transporte de calor y masa

Se realizan las siguientes suposiciones:

- La pared metálica es buen conductor del calor. Los perfiles de temperatura alcanzan el estado estacionario en tiempos más breves que los transitorios en la PIAS y la PEAS[11].

- La PIAS y la PEAS se modelan considerando propiedades uniformes, excepto en la capa límite próxima a la pared metálica. Los flujos de calor y masa son los representados en la Figura 2.

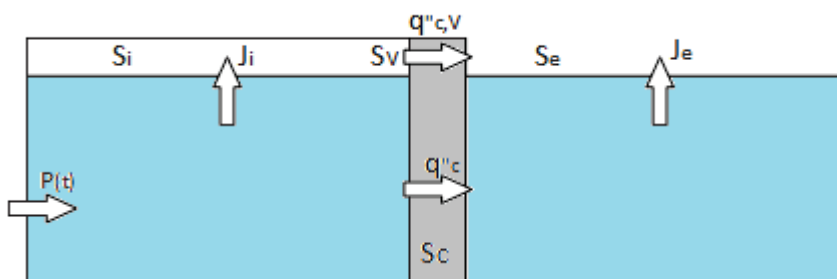


Figura 2: Flujos de masa y energía entre la PIAS, la PEAS y la atmósfera circundante

Balance de masa en PIAS.

$$\frac{dm_{L,i}}{dt} = -J_i * S_i \quad \text{Ec. 1}$$

Balance de energía en PIAS.

$$\frac{d(m_{L,i} * \hat{u}_{L,i})}{dt} = \frac{P(t)}{S_i} - q''_c * S_c - J_i * \hat{h}_{v,i} \quad \text{Ec. 2}$$

$$\frac{dm_{(v+g)}}{dt} = J_i * S_i \quad \text{Ec. 3}$$

Balance de energía vapor PIAS.

$$\frac{d(m_{(g+v)} * \hat{u}_{(g+v)})}{dt} = J_i * \hat{h}_{v,i} * S_i - q''_{cv} * S_v \quad \text{Ec. 4}$$

Balance de masa PEAS.

$$\frac{dm_{L,e}}{dt} = -J_e * S_e \quad \text{Ec. 5}$$

Balance de energía PEAS.

$$\frac{d(m_{L,e} * \hat{u}_{L,e})}{dt} = q_C'' * S_c - J_e * \hat{h}_{v,e} * S_e \quad \text{Ec. 6}$$

4. RESULTADOS

a. Dimensionamiento preliminar

i. Espesor de contención

La determinación del espesor de la contención en función del radio de la misma se aprecia en la Figura 3. Para las dimensiones adoptadas para el módulo, 15 metros de radio, con una presión de 5 bar, se requiere un espesor próximo a 30 milímetros. La tecnología necesaria para realizar la obra civil se encuentra actualmente disponible en el mercado.

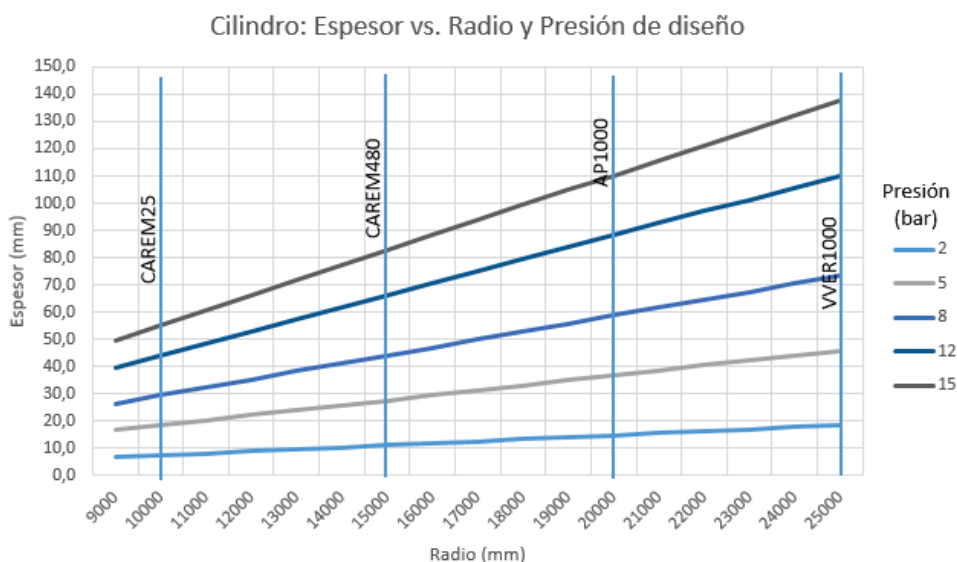


Figura 3: Espesor de la contención de acero necesaria para distintos radios y presiones de diseño. Las líneas verticales indican la longitud correspondiente al reactor indicado

ii. Tensiones de origen térmico

El perfil de temperaturas que se logra se asemeja al que se representa en la Figura 4.

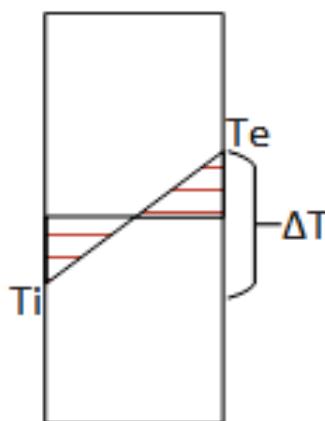


Figura 4: Perfil de temperaturas producto del flujo de calor a través de la pared.

El cálculo de la tensión que se genera está dado por la Ec. 7.

$$\sigma_x = \sigma_\phi = \pm \frac{\alpha * E * \Delta T}{2 * (1 - \mu)} \quad \text{Ec. 7}$$

Conservativamente, se calcula para temperatura interna de 130°C (PIAS a temperatura de ebullición) y 30°C (PEAS a temperatura ambiente).

$$\begin{aligned} \sigma_x &= \sigma_\phi \\ &= \frac{6,6 * 10^{-6} \frac{\text{in}}{\text{in} \cdot ^\circ\text{F}} * 28,8 * 10^6 \text{psi}}{2 * (1 - 0,3)} [(266 - 86)^\circ\text{F}] \quad \text{Ec. 8} \end{aligned}$$

$$\sigma_x = \sigma_\phi = 24776,2 \text{ psi} = 1708 \text{ bar} \quad \text{Ec. 9}$$

La tensión admisible del material es de 2.275 bar [9], por lo que está cubierta la tensión que se logra. Este es un esfuerzo de flexión y no un esfuerzo de membrana. El lado caliente está en tensión, mientras que el frío está bajo compresión. Notar que es independiente del espesor o diámetro del recipiente; la tensión es debida a una restricción interna.

iii. Área disponible

Se calcula el área de intercambio entre la PIAS y la PEAS indicada en la Figura 5, variando el radio de la contención y el ángulo de la piletta. Los resultados se muestran en la Figura 6.

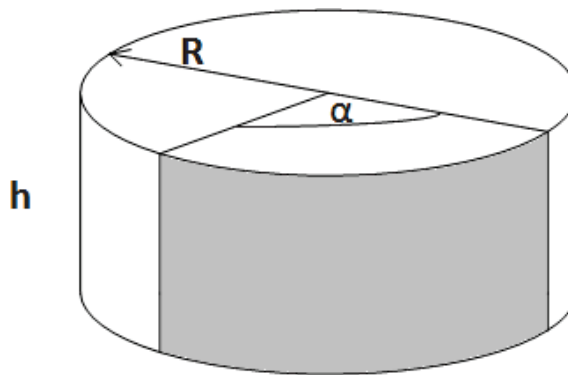


Figura 5: Esquema del área de intercambio disponible entre piletas

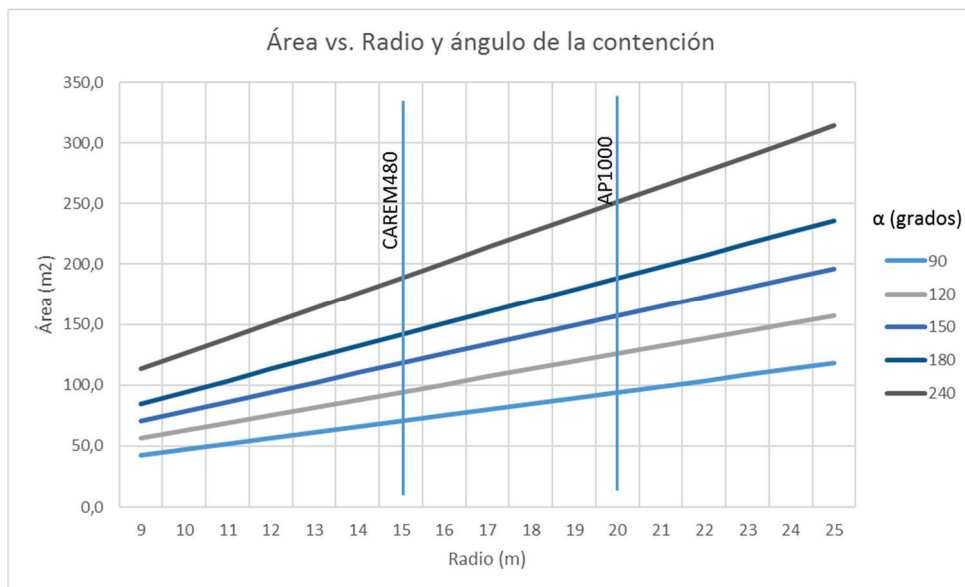


Figura 6: Volumen de PIAS en función del radio de la contención y el ángulo de la piletta. La altura de agua es de 3 metros

b. Dimensionamiento

i. Área de evaporación PEAS

El área de evaporación se calcula en base al área necesaria para disipar la potencia a tiempos largos a la temperatura que se desea tenga la PEAS. Por debajo de 80°C, el fenómeno no es adecuado para tal efecto. Se debe tener en cuenta que el área de evaporación (sumado

a la altura de líquido) define el volumen de líquido en la PEAS, lo que se refleja directamente en el costo de la estructura para poder soportarlo (el volumen es el área por 3m de altura de líquido).

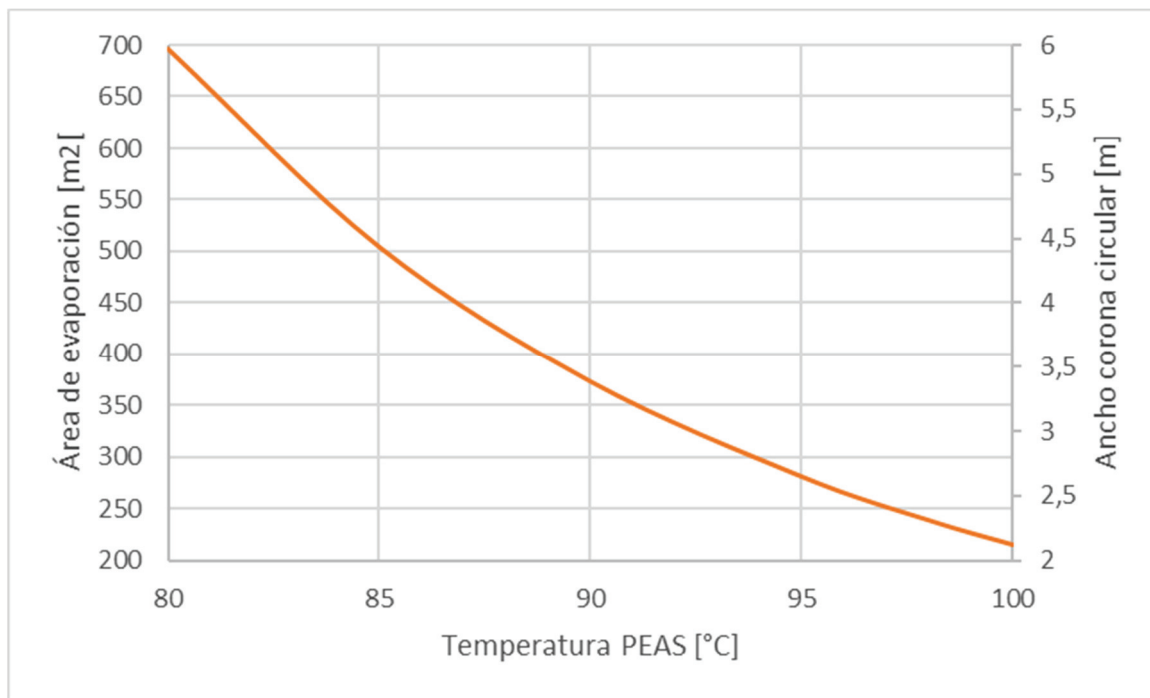


Figura 7: Área de evaporación en función temperatura PEAS y ancho de corona circular

Se adopta una temperatura de evaporación de la PEAS de 98°C, que resulta en un ancho de corona circular de 2,35 metros para lograr un área de evaporación de 239 m². El volumen resultante de la PEAS es de 717 m³. Es conveniente que la altura de la PEAS sea un poco mayor que al de la PIAS a fin de que no disminuya el área de intercambio entre las mismas, además de mejorar la transferencia del lado de la PEAS, por lo que el volumen dado puede resultar un poco mayor.

ii. Área de intercambio PIAS/PEAS

El área de intercambio entre piletas queda definida

en base a la diferencia de temperaturas lograda, con el objetivo de disipar la potencia a tiempos largos. A mayores temperaturas, los coeficientes de transferencia mejoran, y si la temperatura de la PEAS no se controla, la misma entra en ebullición subenfriada en la superficie de intercambio, por lo que el coeficiente se eleva lo suficiente como para no considerarlo en la resistencia global a la transferencia.

Se debe tener en cuenta que el área necesaria debe acomodarse en la contención. En el ítem iii se estimó que el área disponible es de cerca de 200 m² para las 4 piletas, por lo que un valor superior requeriría el uso de superficies extendidas, lo que dificultaría el mantenimiento del lado de la PIAS.

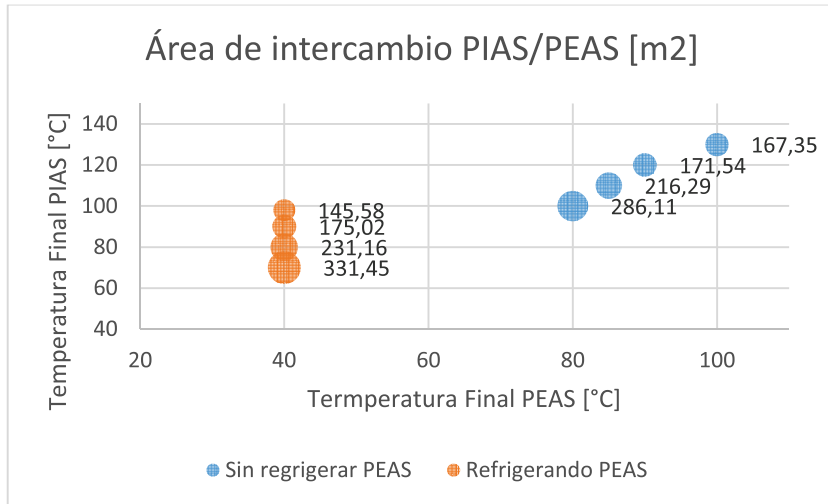


Figura 8: Área necesaria para disipar la potencia de decaimiento a tiempos largos según la temperatura entre piletas

Acorde a lo expuesto en la Figura 8, se adopta para la superficie de intercambio el valor de 175 m², que se distribuye entre tres piletas. El valor final (considerando la piletta de redundancia) es de 233 m². Además, puede observarse que esta dimensión es suficiente para disipar el calor de la PIAS a 120°C a la PEAS a 90°C (caso donde no puede controlarse la temperatura de esta última).

1. Masa de líquido en PIAS

La masa de líquido en la PIAS se calcula como la necesaria para que la misma no entre en ebullición cuando la temperatura de la PEAS puede mantenerse a 40°C. A presión normal de operación, la misma resulta en 250 toneladas, tal como puede observarse en la Figura 10. Esta corresponde a tres piletas, por lo que con la cuarta piletta de redundancia la masa total llega a 333 toneladas.

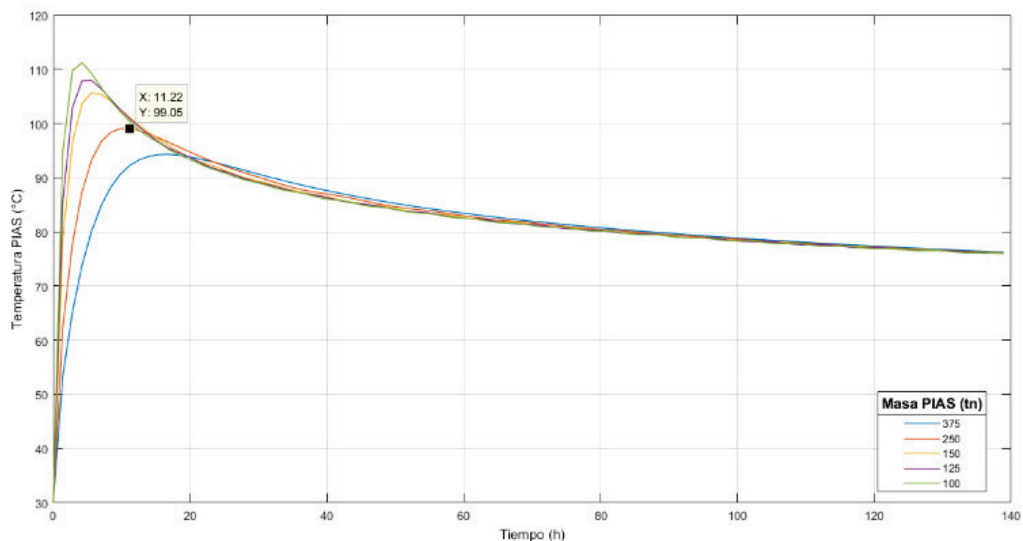


Figura 9: Respuesta del sistema cuando puede mantenerse la temperatura de la PEAS en 40°C, a distintas masa de líquido en PIAS

En caso de que la temperatura de la PEAS no pueda mantenerse, el sistema evoluciona según lo observado en la Figura 10.

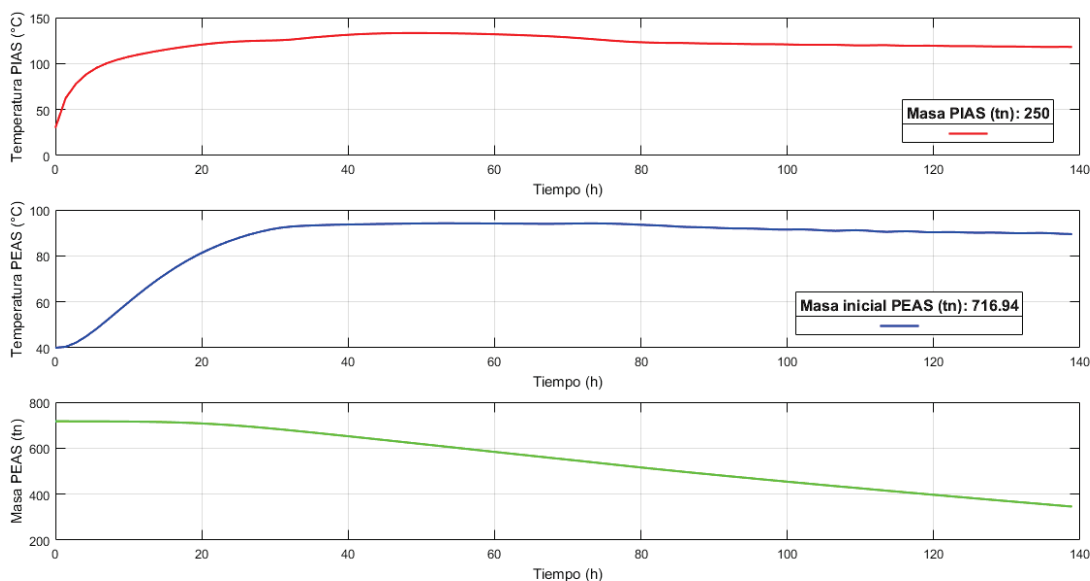


Figura 10: Respuesta del sistema PIAS/PEAS cuando no puede mantenerse la temperatura de la PEAS. El periodo de gracia se extendió más allá de las 36 horas para evaluar la respuesta del sistema a tiempos mayores. Puede observarse en la misma que los valores no se salen de los parámetros fijados

5. CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos demuestran la factibilidad del diseño, visto que las dimensiones logradas son posibles de ser construidas.

El inventario de líquido en la PEAS permite tener un periodo de gracia que se extiende más allá de las 36 horas originales, aumentando el tiempo que puede refrigerarse antes de que intervenga personal para reponer agua.

a. Otros estudios y recomendaciones

Queda una serie de fenómenos pendientes de estudio, cómo ser la variación del área de intercambio, el análisis de los tiempos característicos de los estados transitorios, fenómenos de convección natural interna y externa, y estratificación en pileta.

6. ABREVIATURAS

PIAS: Pileta Interna Anular Superior
 PEAS: Pileta Externa Anular Superior
 LOHS: *Lost of Heat Sink* (pérdida de sumidero de calor, fuente fría)
 RPR: Recipiente de Presión del Reactor
 BoP: Balance of Plant (Balance de planta).

7. NOTACIÓN

$m_{L,i}$: Masa de líquido en PIAS [kg]
 J_i : Flujo de masa de líquido evaporada en PIAS [kg/m².s]
 S_i : Superficie interna de evaporación [m²]
 $\hat{u}_{L,i}$: Energía interna de líquido en PIAS [kJ/kg]
 $P_{(t)}$: Potencia de decaimiento del núcleo [W]
 q''_C : Flujo de calor transmitido por conducción entre piletas [W/m²]
 S_C : Superficie de conducción entre piletas [m²]
 $\hat{h}_{V,i}$: Calor latente de vaporización a la temperatura de la PIAS [kJ/kg]
 $m_{(G+V)}$: Masa de vapor en PIAS [kg]
 $\hat{u}_{(G+V)}$: Energía interna de vapor en PIAS [kJ/kg]
 q''_{cV} : Flujo de calor transmitido por conducción entre fase vapor PIAS y atmósfera [W/m²]
 S_V : Superficie de conducción entre fase vapor PIAS y atmósfera [m²]
 $m_{L,e}$: Masa de líquido en PEAS [kg]
 $\hat{u}_{L,e}$: Energía interna de líquido en PEAS [kJ/kg]
 J_e : Flujo de masa de líquido evaporada en PEAS [kg/m².s]
 $\hat{h}_{V,e}$: Calor latente de vaporización a la temperatura de la PEAS [kJ/kg]

S_e : Superficie externa de evaporación [m^2]
 α : coeficiente de expansión térmica [$\text{in/in.}^\circ\text{F}$]
 E : módulo de elasticidad [psi]
 μ : coeficiente de Poisson
 σ_x : Tensión radial [psi]
 σ_ϕ : Tensión tangencial [psi]

8. REFERENCIAS

- [1] Central Nuclear CAREM-Escala Comercial. Delmastro D., Gil Posada C., Di Pace M., Chocrón M., Conti Ma. C., Irigaray M., XLIII Reunión Anual Asociación Argentina de Tecnología Nuclear AATN, Buenos Aires, noviembre de 2016.
- [2] Nuclear Engineering. *Considering Passive Retrofits in Europe*. March 2016.
- [3] IAEA Tecdoc 1785. *Design Safety Considerations for Water Cooled Small Modular Reactors incorporated Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident*. IAEA, Vienna, 2016.
- [4] Nünighoff K. *The Revision of the German Regulations in the Light of Developments in the EU and Worldwide*. VGB Powertech, 5-2016.
- [5] IAEA Safety Standards SSR 2/1, *Safety of Nuclear power Plants: Design*, Rev. 1, IAEA, Vienna, 2015.
- [6] Schulz T.L., *Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant, Nuclear Engineering and Design*, 236 (2006) 1547-1557
- [7] *Nuclear Engineering. Developments in Chinese Reactor Technology*. March 2016.
- [8] *Nuclear Engineering. Russian NPP-2006: A New Generation of Safety in the VVER-1200*. 2017.
- [9] ASME Boiler and Pressure Vessel Code;2000.
- [10] Bejan A., *Convection Heat Transfer*, Wiley 4th Ed., 2013.
- [11] Krantz W.B., *Scaling Analysis in Modeling Transport and Reaction Processes*, AIChE-Wiley, 2007.
- [12] *Single failure criteria for light water reactor safety-related fluid systems*. ANSI/ANS 58.9.

Trabajo presentado en la XLIV Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, 21 al 15 de octubre de 2017

CNEA AL DÍA

NOTICIAS INSTITUCIONALES

Premia el Senado Nacional a investigador de la CNEA

El Doctor en Física Roberto Daniel Zysler fue distinguido con la "mención de honor al valor científico" otorgado por el Honorable Senado de la Nación Argentina. El Senado hizo entrega por primera vez de esta mención y destacó a 36 organizaciones, equipos de investigación y científicos de 22 provincias.

La distinción busca reconocer, federalizar y visibilizar a todos quienes con su aporte al sector científico y tecnológico nacional permitan consolidar una visión innovadora que favorezca al desarrollo estratégico del país.

Roberto Zysler, investigador del Conicet, trabaja en la CNEA, coordina el Laboratorio de Resonancias Magnéticas que gestó, entre otras investigaciones, el tratamiento con nanopartículas magnéticas para casos de desprendimiento de retina. Este desarrollo es único en el mundo.

Nuevo espacio verde reemplaza a una ex mina de uranio

En septiembre, luego de décadas de espera, la remediación ambiental es un hecho en Malargüe, provincia de Mendoza. En la comuna de Malargüe, en el sur provincial, hay una nueva plaza que no tiene precedentes en la región: se trata de la primera obra de transformación de una ex mina de uranio en un parque público en América latina.

De esta manera, la CNEA y la Municipalidad de Malargüe inauguraron el "Parque El Mirador", que abarca 7 hectáreas, la primera obra de remediación ambiental de la minería de uranio en la Argentina y América Latina, lo que representa un ejemplo de "minería responsable" de acuerdo a las "buenas prácticas" nacionales e internacionales, que la CNEA lleva adelante según lo dicta la Ley N° 25.018 de "Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos", para garantizar la protección del ambiente y de la comunidad.

Los trabajos para concretar esta experiencia inédita comenzaron hace 5 años, con un crédito de 30 millones de dólares otorgado por el Banco Mundial, a través del Proyecto de Restitución Ambiental de la Minería del Uranio (PRAMU).

El caso se remonta a un pasivo polémico que dejó la actividad minera uranífera en la zona y a la necesidad de reparar los pasivos ambientales de la misma. Se trata de la actividad que se desarrolló en el ex Complejo Minero Fabril Malargüe, donde se procesó entre 1954 y 1986, uranio procedente de las minas Huemul y Sierra Pintada, situadas en dicha provincia. Fue la primera planta de estas características en el país y produjo 752 toneladas de uranio, en forma de pasta llamada torta amarilla o "yellow cake", materia prima para el combustible usado en los reactores de potencia e investigación.

A efectos de llevar a cabo la restitución ambiental en las áreas afectadas en el pasado por esas actividades mineras en distintos lugares del país, la CNEA estableció en la década del 90 del pasado siglo el "Proyecto de Restitución Ambiental de la Minería del Uranio (PRAMU) que, entre otras, se encargó de esa restitución en el caso de Malargüe. Es el primer proyecto que se concreta en la región de este tipo y es uno de los proyectos de mejor cumplimiento en el marco de los programas financiados por el Banco Mundial.

La Comuna se encargará de la administración del parque como "área verde" en el marco del "Plan Estratégico para Malargüe 2020". El nuevo espacio verde contiene un área destinada a actividades deportivas con una bicisenda (1.510 metros), un sendero aeróbico (2.120 metros) y otro peatonal para personas con discapacidad visual (1.930 metros), y un playón deportivo de usos múltiples. También cuenta con sectores de pérgolas con áreas sociales, juegos infantiles, un anfiteatro y sanitarios.

Con presencia en Mendoza, Córdoba, San Luis, La Rioja, Salta y Chubut, el PRAMU realiza una amplia caracterización y control ambiental. Además, efectúa la ingeniería de remediación de los pasivos ambientales de acuerdo a las características de cada sitio.

El reactor RA-6 cumple 35 años

El 26 de octubre de 1982 se inauguraba el reactor de investigación RA-6 en el Centro Atómico Bariloche. Su objetivo principal era que los alumnos de la carrera de Ingeniería Nuclear del Instituto Balseiro pudieran hacer sus prácticas experimentales. Con el transcurrir de los años, se fueron incorporando otras aplicaciones científicas.

Hoy, es el único reactor que trascendió las fronteras y está disponible para que estudiantes de universidades latinoamericanas logren hacer sus prácticas *"online"*. A través de una plataforma web, los alumnos disponen, en tiempo real, de todas las variables de funcionamiento del reactor como si estuvieran en Bariloche. Las primeras transmisiones fueron durante el año 2016 con universidades de Cuba, Ecuador y Colombia. A nivel mundial, hay iniciativas similares en desarrollo, pero el RA-6 es uno de los pioneros.

La Terapia por Captura Neutrónica en Boro (BNCT, según su sigla en inglés), un tipo de radioterapia para pacientes con cáncer, comenzó a experimentarse en el RA-6 a fines de los 90. Aún se encuentra en fase de experimentación. Luego de la parada del reactor en 2007 debido a un proyecto de modernización, el proyecto BNTC se retomó en el 2010 con pacientes con cáncer de piel (melanomas) aunque también se experimenta con tumores en el cuello y cabeza en animales. Se encuentra en la fase 2 y está previsto hacer pruebas en 30 pacientes. Ya se está en el orden de los 10 pacientes irradiados. Una vez que esta fase llegue a su fin, se pasará a la fase 3 que consiste en la demostración clínica de la eficacia terapéutica.

Otro uso del reactor está vinculado al "análisis por activación neutrónica" principalmente aplicada a la flora, la fauna, la historia geológica de los volcanes, el lago Nahuel Huapi y las especies ictícolas. Se somete una muestra de material a un alto flujo neutrónico, se la activa y luego se la extrae para analizar qué tipo y cantidad de compuestos tiene. En los últimos años, la mayoría de los estudios estuvieron vinculados con las erupciones volcánicas en la región. También, se estudian los ciclos ecológicos de los lagos, a través de biopsias de las truchas que permiten evaluar el contenido de metales que tienen los peces en el lago. Otra aplicación es la "radiografía con neutrones" que difiere de la radiación electromagnética con rayos X. La primera tiene un mayor contraste con materiales hidrogenados que son transparentes para la radiación electromagnética. En general, se usa en los *"scanners"* de los aeropuertos porque alerta sobre tráfico de drogas y explosivos.

Hoy se emplean alrededor de 1.400 horas anuales de operación del reactor, estándose en el 50% de la capacidad máxima disponible de horas de irradiación que el reactor, con la configuración actual, podría ofrecer.

Unos 30 agentes permanentes están dedicados a la operación del reactor, a los que diariamente se suman profesores y estudiantes de la carrera de Ingeniería Nuclear, con un promedio de 15 estudiantes por año.

Para festejar sus 35 años y reforzar el concepto de "reactor de puertas abiertas", se amplió el edificio. Una nueva ventana en el tercer piso ofrece una perfecta vista panorámica de la sala donde se encuentra el reactor. Quienes lo visitan viven intensamente la experiencia de ver el reactor en funcionamiento. Para ello se colocaron cámaras de alta resolución en el núcleo para exhibir el momento en que se produce la reacción nuclear, mientras que otra cámara muestra cada movimiento de la consola de operación. Los reactores de investigación, en general, se construyeron en los 60 y 70 con combustibles con uranio altamente enriquecido, el que también es insumo para armas nucleares. En el 2007 hubo una iniciativa a nivel mundial, a la que la Argentina adhirió, para reducir el enriquecimiento de los reactores nucleares de investigación al 20%, a fin de disminuir la amenaza de proliferación de las armas nucleares. Así, en el 2009, el RA-6 volvió a ser puesto en marcha con esa nueva configuración.

Investigadores de la CNEA reciben Premio Fundación Bunge y Born 2017

El Dr. Carlos Balseiro fue premiado por la Fundación Bunge y Born. Además, recibirá el premio Estímulo a Jóvenes Científicos el físico Gonzalo Torroba. El Dr. Balseiro dirige desde 2016 el Instituto Balseiro, la unidad académica de excelencia que su padre, el Dr. José Antonio Balseiro, fundó en 1955. Con una extensa trayectoria en investigación y docencia, Balseiro recibió el Premio Fundación Bunge y Born 2017 tras ser elegido por un jurado de expertos nacionales e internacionales. El Dr. Gonzalo Torralba recibirá el premio Estímulo a Jóvenes Científicos. Como investigador de la CNEA y el Conicet, trabaja en el grupo de Teoría de la Materia Condensada del Centro Atómico Bariloche, que estudia las propiedades cuánticas de la materia.

Habilitan el consumo de nuevos alimentos irradiados

En octubre se publicó en el Boletín Oficial la autorización para habilitar el consumo de nuevos alimentos irradiados. Se trata de verduras, pescados y carnes que, siendo irradiados, pueden durar hasta un año sin refrigerar por los que son llamados de “larga vida”.

Esto ocurre en medio de la aprobación de una nueva ley del Código Alimentario Argentino que entrará en vigencia próximamente.

Los productos irradiados están divididos en ocho clases generales que incluyen varios tipos de alimentos. Carnes (de vaca, pollo, cerdo y otras); pescados y mariscos; frutas y vegetales frescos; bulbos y tubérculos; cereales; legumbres; semillas y otros.

Se podrá así comprar carnes frescas y conservarlas hasta un año sin refrigerar y vegetales con una duración inédita hasta pudrirse o brotarse. Esto es en adelante posible porque los productores de alimentos quedan habilitados a usar este método de conservación basado en tecnología nuclear, que consiste en exponer los alimentos a breves dosis de radiación gamma para eliminar sus microorganismos.

Hasta ahora la práctica, conocida como “irradiación de alimentos”, sólo se permitía para tratar unos pocos vegetales que casi no llegaban a las góndolas.

Con esta reforma del Código, empresas de alimentos podrán llevar sus productos, ya envasados, a plantas especiales que usan cobalto 60, un material radioactivo. En esos recintos, el alimento queda varios minutos o hasta horas frente a la fuente de radiación y, al salir, ya está listo para ser vendido con una vida útil varias veces mayor.

Esto se hace en el mundo desde hace 40 años. Es una tecnología que permite abrir nuevos mercados para los alimentos argentinos, ya que podrán resistir viajes más largos. Ionics S.A. es una de las dos únicas plantas de irradiación de alimentos del país. La otra es la Planta de Irradiación Semi-Industrial (PISI) de la CNEA, ubicada en el Centro Atómico Ezeiza.

Este avance se fundamenta en largas décadas de investigación y en la aplicación de guías consensuadas por un grupo de expertos de la CNEA y miembros del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), la Organización de las Naciones Unidas para la Alimentación y la Agricultura (FAO) y la Organización Mundial de la Salud (OMS).

La irradiación, al igual que la pasteurización o la refrigeración, es una técnica segura y adecuada para tratar alimentos con el fin de conservarlos en mejores condiciones por más tiempo y eliminar microorganismos que podrían ser nocivos para el ser humano, disminuyendo así el riesgo de contraer enfermedades de transmisión alimentaria.

El tratamiento consiste en exponer el producto a la acción de las radiaciones ionizantes durante un cierto lapso y, de acuerdo con la cantidad de energía entregada, se pueden lograr distintos efectos. Por ejemplo, reducir su carga microbiológica, inactivar parásitos y esterilizar insectos evitando su reproducción. También se puede retrasar o inhibir ciertos procesos fisiológicos en vegetales y frutas, como la brotación de bulbos, tubérculos, raíces y maduración, incrementando su vida útil.

El productor es quien debe determinar la dosis de irradiación. Laboratorios de la CNEA o del INTI podrán ayudarlo a definir esos parámetros y a saber en qué momento de la cadena productiva conviene aplicar la técnica.

El proceso de irradiación, sin embargo, influirá en el precio final del producto en góndola, el alimento ionizado saldrá un 10% más caro que los comunes. Pero el costo para el productor será menor, ya que esta técnica permite entregas más grandes pero menos numerosas, ya que los alimentos con este proceso resisten mucho más tiempo en góndola.

Bariloche ya cuenta con su Centro de Radioterapia

El Centro Atómico Bariloche concretó en diciembre un proyecto que inició hace por lo menos ocho años y que beneficiará a todos los pacientes oncológicos de la región que hasta ahora debían viajar por lo menos 500 kilómetros para recibir un tratamiento.

Por el equipamiento de última generación con el que cuenta y el nivel de profesionales que trabajan en el lugar, el anhelado Centro de Radioterapia y Medicina Nuclear de Bariloche está destinado a ser uno de los mejores del país y también del continente. El Centro Atómico Bariloche invirtió alrededor de 900 millones de pesos para concretar el moderno Centro de Radioterapia, que será operado por la Fundación Instituto de Tecnologías Nucleares para la Salud (INTECNUS) en coordinación con otras fundaciones similares de la CNEA.

El Centro de Radioterapia desde su inicio fue concebido como un centro que cubra tres finalidades básicas: una es la clínica, otra la académica y la tercera investigación y desarrollo relacionados con la radioterapia.

Hasta su inauguración, 50 fueron los especialistas que trabajaban en el Centro de Radioterapia y, una vez inaugurado, se calcula que ingresarán otras 15 personas, además de toda una población de médicos que van a trabajar “part-time” en sus consultorios. El Centro permitirá hacer tratamientos a 500 pacientes anuales y, el área de Medicina Nuclear, aproximadamente 1.500 estudios al año. El edificio de tres plantas, al cual se accede por la ruta 82, a metros de la rotonda de la ruta al cerro Catedral, tiene siete consultorios médicos, salas de recuperación y amplios “boxes” de enfermería. Cuenta un estacionamiento pavimentado y un acceso lateral para ambulancias. La sala de espera está estratégicamente orientada hacia el oeste, con una privilegiada vista hacia el cerro Catedral que ameniza la espera de los pacientes antes de someterse a una experiencia muchas veces traumática. El completo equipamiento del Centro incluye dos aceleradores lineales de alta precisión y un quirófano totalmente equipado que se encuentran dispuestos en tres salas independientes, blindadas por paredes de hormigón de dos metros para evitar que la radiación interfiera en otros espacios. Los aceleradores lineales cuentan con un dispositivo multilámina que permite conformar el haz de radiación de manera precisa y monitorearlo en tiempo real a través de las pantallas ubicadas en otras salas contiguas. Uno de los aceleradores cuenta con un sistema de tomografía de haz cónico, que permite adquirir imágenes del paciente durante el tratamiento y modificar el plan en los casos que el volumen a irradiar haya cambiado de forma, tamaño o posición.

Por otra parte, el quirófano cuenta con un equipo de braquiterapia de alta tasa de dosis, un tomógrafo computado, una mesa de anestesia y un ecógrafo. Este tipo de tratamiento es mínimamente invasivo y generalmente se aplica a pacientes con cáncer de próstata, de cuello uterino, esófago y bronquios, entre otros.

El área Diagnóstico por Imágenes se encuentra en construcción y podrá ser inaugurada el primer trimestre de 2018. El servicio ofrecerá estudios cardiológicos, neurológicos, de traumatología, endocrinología, oncología, etcétera. Cuenta con tres equipos híbridos de última generación para tomografías y resonancias, uno de los cuales se destaca por ser el tercero en Latinoamérica: los dos primeros se ubican en San Pablo (Brasil) y Mendoza.

Siete consultorios totalmente equipados para médicos de todas las especialidades y un ecógrafo en el consultorio ginecológico completan el vasto equipamiento del área. Para llevar a cabo los estudios, el sector tendrá su propio Laboratorio de Radiofarmacia destinado a producir radiofármacos para la realización de diagnósticos oncológicos, estudios de viabilidad y perfusión miocárdica. El personal que fracciona, controla y entrega el material radiactivo y los especialistas que inyectan la sustancia al paciente harán las tareas bajo estrictas normas de seguridad, dentro salas blindadas que se conectan a través de pequeñas ventanas. Será la Radiofarmacia más importante de todo el país, no sólo por su amplitud y estructura, sino también por la capacidad de fabricar radioisótopos a través de un ciclotrón propio.

El Servicio de Medicina Nuclear será otro de los pilares del Centro ya que cuenta con un recurso humano muy bien formado con físicos, físicos médicos, ingenieros y bioingenieros además de los médicos.

Todos estos son servicios que se brindarán a la comunidad de Bariloche y de todas las zonas cercanas que no tienen acceso a esta tecnología en la actualidad, sin irse lejos y trasladarse de sus casas y sus familias, lo cual resulta traumático para muchos pacientes.

En total serán entre 20 y 30 médicos para operar los equipos y la tecnología que tiene. La tercera pata del amplio desarrollo del Centro incluye una sala de videoconferencias en el edificio, donde los especialistas se capacitan y debaten sobre los tratamientos.

Los avances en la investigación permitirán optimizar los mecanismos de diagnóstico a través de la medicina nuclear.

**EMPRESAS Y FUNDACIONES DEL SECTOR NUCLEAR ARGENTINO
ASOCIADAS O VINCULADAS CON LA CNEA**

COMBUSTIBLES NUCLEARES ARGENTINOS S.A. (CONUAR)

CONUAR fue creada por Decreto N° 1719/81. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde el 33,33% a la CNEA y el 66,67% restante a la empresa privada SUDACIA S.A., estando su planta de producción situada en el Centro Atómico Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Tiene como objetivo producir, a partir de la utilización de tecnología suministrada por la CNEA, elementos combustibles para el abastecimiento de las centrales nucleoelectricas y de los reactores de investigación argentinos. Su dirección es Prebistero Juan González y Aragón N° 15 - Centro Atómico Ezeiza – (B1802AYA) Ezeiza – Pcia. de Buenos Aires – Teléfono: (54 – 11) 6326-1300 - Fax: (54 – 11) 6326-1490.

DIOXITEK S. A.

DIOXITEK fue creada en 1996 por Decreto N° 1286/96. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde en un 99% a la CNEA y el 1% restante a la provincia de Mendoza. Su objetivo inicial fue garantizar el suministro del dióxido de uranio que se utiliza en la fabricación de los elementos combustibles para las centrales nucleares de potencia. En 2002 incorporó a su actividad la producción y comercialización de fuentes selladas de cobalto 60 para uso medicinal e industrial. Su planta de producción de dióxido de uranio se encuentra en la ciudad de Córdoba y la planta industrial de elaboración de fuentes selladas de cobalto 60 en el Centro Atómico de Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Su dirección es Avenida del Libertador 8.250 (B1429BNP) Ciudad Autónoma de Buenos Aires - Teléfono: (54 – 11) 4704 - 1035/1236 - Fax: (54 – 11) 4704 - 1043 - www.dioxitek.com.ar

EMPRESA NEUQUINA DE SERVICIOS DE INGENIERÍA S. E. (ENSI)

ENSI fue constituida el 21 de diciembre de 1989 entre el Gobierno del Neuquén y la CNEA. Es una sociedad del estado neuquino cuyo capital accionario corresponde en un 51% a dicho estado y un 49% a la CNEA y su sede se encuentra en la localidad de Arroyito de la citada provincia. Su objetivo principal es operar plantas químicas a escala piloto e industrial y elaborar y comercializar productos químicos. Por contrato con la CNEA se hizo cargo de la operación de la Planta Industrial de Agua Pesada (PIAP) situada en la citada localidad de Arroyito. ENSI, además, presta servicios de ingeniería a empresas dedicadas a la producción de petróleo, gas y energía eléctrica que operan en la región. Su dirección es Ruta Nacional 237 km. 1278 Arroyito, Neuquén - Casilla de Correo 636 (8300) Neuquén Arroyito - Pcia. del Neuquén - Teléfono: (54 – 299) 440706/440411/440572 - Fax: (54 – 299) 440534 – E-mail: piap@ensi.com.ar - www.ensi.com.ar

FABRICA DE ALEACIONES ESPECIALES S.A. (FAE)

FAE fue creada por Decreto N° 1088/86. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde un 32% a la CNEA y el 68% restante a la empresa CONUAR S.A., estando su planta de producción situada en el Centro Atómico Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Tiene por objetivo la producción, a partir de la utilización de tecnología suministrada por la CNEA, de vainas y semiterminados de zircaloy 4 para la fabricación de elementos combustibles para reactores de potencia y la producción de tubos de acero inoxidable y aceros especiales de alta calidad. Su dirección es Prebistero Juan González y Aragón N° 15 - Centro Atómico Ezeiza – (B1802AYA) Ezeiza – Pcia. de Buenos Aires – Teléfono: (54 – 11) 6326-1493 - Fax: (54 – 11) 6326-1496 - www.fae.com.ar

INVAP S. E.

INVAP fue creada por Decreto del Gobierno de Río Negro N° 661/76. Es una empresa de tecnología cuyo capital accionario corresponde en un 100% al estado rionegrino, estando vinculada a la CNEA mediante un acuerdo con la referida provincia. Su sede se encuentra en San Carlos de Bariloche. Su objetivo estatutario original es servir al desarrollo nuclear argentino, aunque más tarde ha extendido sus actividades a otros campos tecnológicos como el aerospacial. Se dedica principalmente al desarrollo y construcción de reactores de investigación e instalaciones nucleares de todo tipo, así como también de sistemas de aplicación médica y científica y al desarrollo y fabricación de satélites y radares. Su dirección es Avda. Cmte. Luis Piedrabuena 4950 - (R8403CPV) San Carlos de Bariloche – Pcia. de Río Negro – Teléfono: (54 – 2944) 4409 300 - Fax: (54 – 2944) 4409 336 - www.invap.com.ar

NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA S.A (NA-SA)

La NA-SA fue creada por Decreto N° 1.540/94. Es una sociedad Anónima cuyo capital accionario corresponde el 79% a la Secretaría de Energía de la Nación, el 20% a la CNEA y el 1% al Ente Binacional de Emprendimientos Energéticos S.A. Tiene a su cargo la operación y comercialización de la energía eléctrica generada por las Centrales Nucleares Atucha I- Unidades I y II y Embalse, así como por las futuras unidades de generación nucleoelectrica. Su dirección es Arribeños 3619 – (C1429BKQ) Ciudad Autónoma de Buenos Aires- Teléfono: (54-11) 4701 – 7070 - Fax: +54 11 4701 8621- E-mail: ri@na-sa.com.ar - www.na-sa.com.ar

POLO TECNOLÓGICO CONSTITUYENTES S.A. (PTC)

El PTC fue creado por Decreto N° 894/98 y está constituido por la asociación de instituciones de desarrollo tecnológico con capacidades distintas y complementarias. La CNEA es poseedora del 20% del capital accionario. El PTC tiene por objeto prestar servicios en las áreas de la investigación y el desarrollo tecnológico cuando ellos requieran complementar las capacidades de sus integrantes. Su dirección es Parque Tecnológico Miguelete – Edificio 1 - Avda. General Paz (entre Constituyentes y Albarellos) (1650) San Martín - Pcia. de Buenos Aires - Teléfono / fax: (54 – 11) 754 – 4070 – www.cnea.edu.ar/polo

FUNDACIÓN CENTRO DE DIAGNÓSTICO NUCLEAR (FCDN)

La FCDN constituye un emprendimiento conjunto de la CNEA y la FUESMEN con el objeto de dotar al conglomerado bonaerense de un centro de última generación de diagnóstico por técnica de emisión de positrones (PET). Fue creada el 14 de diciembre de 2004 y su Centro de Diagnóstico Nuclear fue inaugurado el 23 de mayo de 2007. Su dirección es Avenida Nazca 3449 (1429) Buenos Aires – Teléfono / fax: (54 – 11) 4566-7597 - E-mail: info@fcdn.org.ar – www.fcdn.org.ar

FUNDACIÓN ESCUELA DE MEDICINA NUCLEAR (FUESMEN)

La FUESMEN fue creada por convenio suscripto el 21 de diciembre de 1990 entre la CNEA, el Gobierno de Mendoza y la Universidad Nacional de Cuyo, con el objetivo de desarrollar actividades científicas, docentes y asistenciales en un marco de excelencia técnica y humana en el campo de la medicina nuclear y el radiodiagnóstico. Su dirección es: **Garibaldi 405 (M5500CJI) Mendoza – Pcia. de Mendoza - Teléfono: (54 – 261) 4201615 - Fax: (54 – 261) 4203288 - E-mail: info@fuesmen.edu.ar** www.fuesmen.edu.ar



Comisión Nacional
de Energía Atómica