COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR - CNEN
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES – IPEN
CEN/CRPq/CRO/CCN/GRP/CTMSP

PROJETO DE PESQUISA
EDITAL INTERNO – DPDE. Nº 5/2018

EXPERIMENTO DE PERDA DE REFRIGERANTE EM UM ELEMENTO COMBUSTÍVEL INSTRUMENTADO TERMICAMENTE ISOLADO

Programa 4 – Atividade 420 – Engenharia de Reatores e Sistemas Energéticos
CEN/CRPq/CRO/CCN/GRP/CTMSP

Coordenador: Walmir Máximo Torres (Dr. IPEN/CNEN)
Equipe: Adelk de Carvalho Prado (MSc., IPEN/CNEN)
Alberto de Jesus Fernando (MSc., IPEN/CNEN)
Alfredo José Alvim de Castro (Dr., IPEN/CNEN)
Antônio Belchior Júnior (MSc., IPEN/CNEN)
Delvonei Alves de Andrade (Dr., IPEN/CNEN)
Eduardo Maprelian (Dr., IPEN/CNEN)
Eduardo Yoshio Toyoda MSc. IPEN/CNEN)
Elita Fontenele Urano de Carvalho (Dr., IPEN/CNEN)
Michelangelo Durazzo (Dr., (IPEN/CNEN)
José Antonio Batista de Souza (MSc., IPEN/CNEN)
Frederico Antonio Genezini (Dr., IPEN/CNEN)
Jose Roberto Berretta (MSc., IPEN/CNEN)
José Rodrigues Lima (Técnico projetista mecânico IPEN/CNEN)
Julio Benedito Marin Tondin (MSc. /CNEN)
Nikolas Scuro (Mestrando / IPEN/CNEN)
Pedro Umbehaun (Dr., IPEN/CNEN)
Renato Lima França (Técnico Mecânica/ IPEN/CNEN)
Vadim Surkov (MSc., CTMSP)

São Paulo, Julho de 2018

SUMÁRIO

RESUMO iii

1. INTRODUÇÃO 4

1.1. O Problema 4

1.2. Revisão da Literatura 9

2. OBJETIVOS..... 12

2.1. Objetivos específicos 12

3. METODOLOGIA 13

3.1. Experimento de perda, controlada, parcial e total de refrigerante no ECI..... 19

4. CRONOGRAMA DE ATIVIDADES 21

5. REFERÊNCIAS 22

6. TABELA DE MATERIAIS/EQUIPAMENTOS.....**Erro! Indicador não definido.**

RESUMO

Este projeto de pesquisa visa realizar experimentos para estudos de termo-hidráulica de descobrimento controlado parcial e total de um elemento combustível instrumentado do reator IEA-R1. Este experimento, embora para reator de pesquisa, reforça a relevância da segurança em reatores nucleares principalmente com a importância em evidência com o acidente nuclear de Fukushima no Japão em 2011. Parte desses experimentos já foi realizada com sucesso, porém sem isolamento térmico. A continuidade dos testes prevê a aquisição de temperatura em outros pontos dentro da seção de testes e a instalação de material isolante ao redor do ECI, o que promoverá condições de teste mais realistas. Dessa forma, programas de cálculo de temperatura poderão ser modificados e validados. O estudo do comportamento térmico do elemento combustível com precisão é de grande importância para a segurança de reatores nucleares de pesquisa onde o alto fluxo de neutrons e a alta velocidade do fluido de resfriamento pode atingir condições operacionais críticas. O conhecimento dos limites operacionais dos elementos combustíveis projetados para serem utilizados nos reatores de pesquisa em desenvolvimento no Brasil requer a realização de testes que possam ser comparados com os critérios exigidos para o seu licenciamento e operação do reator.

1. INTRODUÇÃO

1.1. O Problema

A otimização e o desenvolvimento de novos componentes de reatores de pesquisa, tais como trocadores de calor, geradores de vapor e elementos combustíveis que compõem os núcleos de reatores têm como objetivo comum o aumento da eficiência térmica, da densidade de potência e a minimização da ocorrência de falhas visando a segurança e a economia de capital e energia.

Através da evolução dos computadores e com base em técnicas mais sofisticadas de cálculo numérico aplicado aos fundamentos termodinâmicos e estruturais, consegue-se, atualmente, por um lado, projetar equipamentos de geração e transformação de energia que trabalhem em condições térmicas e fluidodinâmicas mais severas, alcançando maiores rendimentos sem comprometimento da segurança. Por outro lado, as superfícies de troca de calor têm tido suas espessuras diminuídas para se reduzir a resistência à transmissão de calor, o que diminui a segurança destas superfícies contra cargas dinâmicas. Como resultado, estas superfícies quando expostas a esforços mecânicos maiores, tornam-se mais frágeis. Ao mesmo tempo é necessária, mesmo em condições operacionais desfavoráveis, uma alta disponibilidade dos componentes e também o aumento do intervalo entre as manutenções preventivas dos equipamentos combinado com um sistema de monitoração e diagnose preditiva de falhas.

Um exemplo de um componente crítico, de acordo com o problema exposto anteriormente, são os elementos combustíveis de um reator nuclear, seja um reator de potência ou de pesquisa.

A maioria dos elementos combustíveis de reatores nucleares de pesquisa são formados por placas de combustível metálicas à base de liga de Urânio (U_3Si_2) e revestimento de Alumínio (Al). Essas placas possuem espessura da ordem de milímetros e comprimentos muito maiores em relação à sua espessura. Elas estão dispostas paralelamente no conjunto que forma o elemento combustível, de maneira a formar canais entre elas com poucos milímetros de espessura, por onde passa o escoamento do fluido de resfriamento (água leve ou água pesada), conforme pode ser observado no desenho esquemático da Fig. 1, [1].

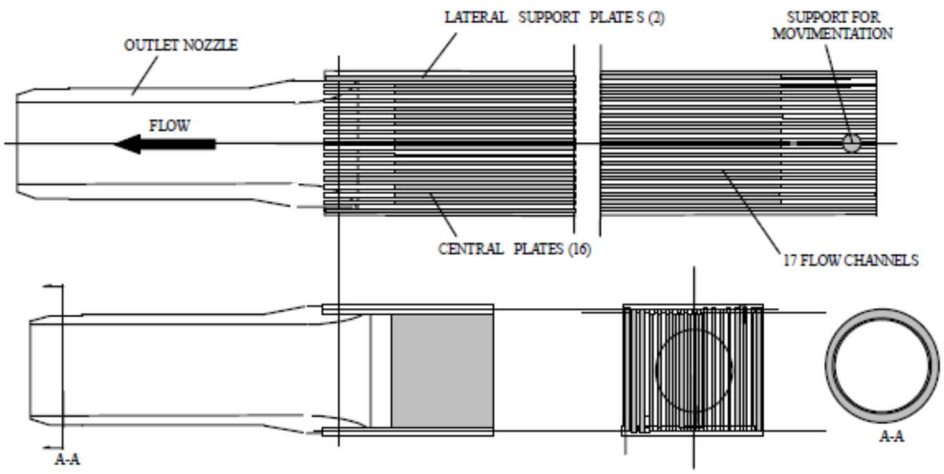

Figura 1 – Desenho esquemático de um elemento combustível de placas paralelas

Essa configuração, associada à necessidade de um escoamento com altas vazões para garantir o resfriamento das placas em operação, no caso de descobrimento do elemento, poderá gerar problemas de falhas mecânicas das placas de combustível devido às altas temperaturas atingidas e, consequentemente a acidentes de proporções graves que podem comprometer a segurança do reator.

Esse fenômeno tem sido bastante estudado e abordado por pesquisadores no intuito de se encontrar a condição de operação (velocidade do fluido, capacidade de resfriamento das placas, integridade das placas, etc) que garanta a operação segura do núcleo do reator e uma grande disponibilidade de seus componentes. Isto se torna um problema importante em usinas nucleares e reatores nucleares de pesquisa, nos quais as condições de trabalho podem variar muito e o sistema pode ficar exposto a um número maior de condições instáveis de equilíbrio no caso do descobrimento parcial ou total do elemento combustível.

De acordo com a AIEA [2], "As funções de segurança devem ser satisfeitas pelo projeto de uma planta nuclear de potência de modo a alcançar três requisitos gerais de segurança:

(a) A capacidade para o desligamento seguro do reator mantendo-o em uma condição de desligamento seguro, durante e após estados operacionais apropriados e condições de acidentes;

(b) A capacidade para remover o calor residual do núcleo do reator, após o seu desligamento, durante e após estados operacionais apropriados e condições de acidentes;

(c) A capacidade de reduzir o potencial de liberação de material radioativo e assegurar que quaisquer liberações estejam dentro dos limites prescritos durante e após estados operacionais e dentro dos limites aceitáveis durante e após acidentes básicos de projeto.

Esta orientação é normalmente condensada em uma expressão sucinta das três principais funções de segurança para plantas nucleares:

(a) Controle de reatividade;

(b) Resfriamento do material radioativo;

(c) Confinamento do material radioativo."

Em Reatores Nucleares de Pesquisa (RNPs) do tipo piscina como o IEA-R1 e o RMB (Reator Multipropósito Brasileiro) [3], o núcleo do reator está mergulhado em uma piscina de água que entre outras funções, garante a remoção segura do calor de decaimento (função de segurança b). Esta remoção ocorre de maneira passiva (circulação natural da água) e sem a dependência de fontes externas de energia, durante o tempo necessário para se manter a integridade física dos elementos combustíveis e garantir o confinamento do material radioativo (função de segurança c).

O Acidente de Perda de Refrigerante (APR) é considerado o mais severo acidente para RNPs do tipo piscina [4]. APRs neste tipo de reator estão relacionados à perda parcial ou total da água da piscina, com o consequente descobrimento parcial ou total dos elementos combustíveis.

Um APR total, ou completo, em reatores nucleares de potência pode resultar na fusão do combustível, devido ao calor de decaimento, com a liberação de produtos de fissão no prédio do reator [5], caso o sistema de injeção de emergência não seja eficiente para resfriá-lo. Na Central Nuclear Fukushima Daiichi, constituída por seis reatores de potência do tipo BWR (Boiling Water Reactor), o problema principal foi o comprometimento na remoção do calor de decaimento do núcleo (função de segurança b) em três unidades (1, 2 e 3), tendo-se como uma das consequências a perda de refrigerante [6] [7] (CNEN, 2012). Estima-se que entre 30% e 55%, dos núcleos das Usinas 1, 2 e 3, tenham sofrido dano (fusão) [7].

Em RNPs os níveis de potência de operação e consequentemente de calor de decaimento dos produtos de fissão, a serem retirados do núcleo após o desligamento do

reator, são bastante abaixo do que aqueles em reatores de potência, no entanto mesmo para baixas potências as consequências de um APR completo precisam ser examinadas [5].

O APR com o descobrimento completo do núcleo pode ser considerado como uma condição muito severa. Neste acidente a principal forma de remoção do calor de decaimento do núcleo é por convecção, através da circulação natural do ar, entre as placas dos elementos combustíveis [4]. Dependendo da potência de operação do reator, do tempo de descobrimento do núcleo e da ausência de ações mitigadoras, este acidente pode provocar a fusão dos elementos combustíveis.

Outro tipo de APR é o descobrimento parcial do núcleo, com dois níveis de gravidade.

O primeiro nível de gravidade de um APR parcial é o descobrimento parcial do comprimento ativo do núcleo, ou seja, parte do comprimento ativo continua submersa. Neste acidente tem-se a obstrução à circulação natural de ar no núcleo, que é uma condição muito desfavorável que, no entanto, é compensada pela convecção com a água da piscina e pelo calor latente de evaporação. Em quase todos os RNPs é possível a ocorrência do descobrimento parcial do combustível (por exemplo, através de vazamento nos tubos horizontais de beam-holes) devendo ser estudado separadamente. Em alguns reatores operando, inicialmente a poucos MW de potências, um APR com descobrimento parcial pode resultar em ebulição na parte imersa do combustível. A condução e a evaporação podem ser suficientes para impedir a fusão no combustível [5]. No entanto, este acidente pode se agravar para um nível mais severo que seria o segundo nível de gravidade de um APR parcial.

O segundo nível de gravidade de um APR parcial é o descobrimento parcial do núcleo a um nível abaixo do seu comprimento ativo. Neste acidente, além da perda do resfriamento pela água, tem-se ainda a obstrução da circulação natural do ar no bocal de entrada do elemento combustível, por parte da própria água da piscina. Neste nível de acidente não se tem mais a contribuição da convecção e evaporação da água presentes no primeiro nível de APR parcial. Desta forma esta obstrução da circulação do ar pode representar uma condição ainda mais severa que o descobrimento total do núcleo [8].

Mesmo com a ocorrência de um APR é fundamental assegurar o cumprimento das duas funções de segurança a e b, para se garantir a integridade do combustível (função de segurança c).

Além de se tentar impedir o descobrimento do núcleo, através de soluções de engenharia, podem ser utilizadas ainda, ações mitigadoras, como por exemplo, o Sistema de Resfriamento de Emergência SRE do IEA-R1, um sistema de segurança que resfria os elementos combustíveis, através de aspersores de água sobre o núcleo, de forma passiva [9].

Para análise de APRs em RNPs, se faz necessária a aplicação de ferramentas de cálculo adequadas para cada condição particular. D' Auria e Bousbia-Salah [10] da Universidade de Pisa (Itália) fazem uma série de recomendações para os usuários de ferramentas computacionais para a análise de acidentes em RNPs.

- ✓ considerar dados experimentais e realizar uma comparação do código com os experimentos, antes de qualquer aplicação para predições relevantes para análises de segurança ou projeto de RNP;
- ✓ demonstrar que os códigos adotados para o projeto e segurança da instalação são qualificados;
- ✓ considerar que qualquer código best-estimate, mesmo que suportado pelo uso de procedimentos otimizados, poderá produzir resultados que são afetados por erros desconhecidos, ou seja, incertezas.

Hamiduche et al [11] em uma visão geral da análise de acidentes em RNPs, também ressaltam a importância de uma base de dados experimentais para demonstrar a qualidade das ferramentas de cálculo de acidentes. Os dados experimentais também podem ser usados diretamente para melhorar o projeto e o desempenho dos RNPs.

Bousbia-Salah et al [8] em um trabalho conjunto entre a Universidade de Pisa (Itália) e o Centro de Pesquisas Nucleares da Argélia apresentam um modelo de cálculo teórico 3-D desenvolvido para análise de remoção de calor de decaimento durante um APR em reatores MTR (Matirials Testing Reactor). Neste trabalho, os autores mostram a gravidade do acidente de perda parcial de refrigerante com a perda da circulação natural do ar dentro do elemento combustível. É realizado também o cálculo de um acidente de perda parcial do refrigerante com obstrução da circulação do ar para o reator de pesquisas do tipo MTR de piscina aberta, de referência da AIEA. Não é feita, no entanto, nenhuma comparação ou validação com dados experimentais de APR. Em (Hamidouche et al [11]) este programa é denominado por código LODEHR.

Hamidouche, e Si-Ahmed [4] desenvolvem uma análise de um APR com perda total do refrigerante do reator referência de 10 MW da AIEA usando o código RELAP5/mod3.2. Soares et al [12] apresentam uma análise de acidentes de APR do reator

Osiris de 70 MW com o RELPA5/mod3.3. Por fim Chatzidakis e Ikonomopoulos [13] fornecem um estudo de APR para o reator grego GRR-1 de 5 MW com o RELPA5/mod3.3. Em nenhum destes trabalhos é feita uma comparação dos resultados com dados experimentais de APR.

O Reator Multipropósito Brasileiro (RMB), que está sendo projetado pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), INVAP e AMAZUL, deverá utilizar um núcleo composto por elementos combustíveis formados por placas retangulares. O conhecimento do comportamento do elemento combustível no caso de um APR com descobrimento parcial ou total é de grande importância na fase de concepção dos elementos combustíveis e no projeto dos sistemas de resfriamento de emergência o que justifica a importância dos estudos propostos neste projeto de pesquisa.

1.2. Revisão da Literatura

Poucos trabalhos experimentais de perda de refrigerante em RNPs têm sido publicados na literatura, tendo-se assim uma pequena disponibilidade de resultados para análises e comparações com programas de cálculos.

Testes no Reator LITR (Cox et al [14]). Durante os anos de 1951 a 1953, foram realizados vários experimentos de perda de refrigerante no reator LITR (Low Intensity Testing Reactor) do Oak Ridge National Laboratory, com o objetivo de determinar o aumento de temperatura observado nos seus elementos combustíveis, devido ao calor de decaimento dos produtos de fissão, quando a água é drenada rapidamente do reator.

Os testes incluíram três níveis de potência de operação, 1000 e 1250 kW sem resfriamento auxiliar e 2300 kW com a atuação do sistema de resfriamento auxiliar.

As principais conclusões obtidas destes experimentos foram:

• O reator LITR necessita da operação de um sistema de resfriamento auxiliar, para garantir a segurança dos combustíveis, no caso de rupturas que causem uma rápida perda do refrigerante do reator para operações a níveis de potência próximos de 3 MW;

• O sistema de resfriamento auxiliar de spray mostrou-se adequado resfriado o núcleo e evitar a fusão do combustível;

• Os tempos de esvaziamento e de evaporação da água no reator são parâmetros importantes na análise da segurança do reator, pois influenciam significativamente o valor de temperatura máxima atingida no combustível.

Testes no ORR (Wett, [15]). Uma série de testes de APR foi realizada em 1959 no Oak Ridge Reactor, para avaliar a máxima temperatura atingida em elementos combustíveis suspensos em ar.

A partir destes resultados, e em concordância com os dados dos testes do reator LITR, foi desenvolvida uma correlação para o cálculo da máxima temperatura do combustível no núcleo exposto ao ar, e sem nenhuma obstrução à sua circulação. Esta correlação foi utilizada no programa TEMPLOCA (Maprelian [9]), desenvolvido no IPEN-CNEN/SP, para análise de APR em elementos combustíveis tipo MTR. Este programa foi utilizado na análise de acidentes do reator IEA-R1.

Este trabalho apresenta um estudo feito pela MAS Research Corporation em elementos de aço inox aquecidos por indução, semelhantes aos do ORR, e verificado que as temperaturas subiam sem controle quando o elemento estava com submersões menores do que 30 %.

Neste trabalho é feita ainda uma verificação dos efeitos da submersão parcial em dois elementos combustíveis do ORR com vários níveis de submersão e sua comparação com os elementos expostos ao ar livre. Para as duas condições analisadas não foram observadas temperaturas maiores nas condições de submersão em relação à sem submersão, embora em um dos casos tenha sido observado um rápido aumento de temperatura, quando o elemento tocou a água, mas com uma estabilização abaixo da temperatura original, no entanto é feita a importante afirmação de que "há provavelmente uma densidade de potência acima da qual a submersão parcial provoque temperaturas maiores que a condição sem nenhuma submersão". Para os dois casos analisados não são informadas condições transientes da temperatura do elemento.

Testes de Submersão Parcial em Elemento Dummy Aquecido do Laboratório de Los Alamos (Wenzel; Arnold, [16]). Foi realizada uma série de testes de submersão parcial em um elemento dummy semelhante aos usados no reator Omega West.

Na seção o elemento dummy é colocado dentro de um tubo de vidro Pyrex, externamente ao tubo é colocada uma resistência elétrica em formato de mola. O elemento dummy foi instrumentado com sete termopares.

Foram verificadas temperaturas maiores para imersões menores em relação às imersões maiores, contudo não foi feita nenhuma comparação com o elemento livre ou sem nenhuma submersão.

Testes no Reator ASTR (Warinner et al [17]) apresentam uma comparação de duas séries de testes experimentais de perda de refrigerante em elementos combustíveis no ASTR (*Aerospace Systems Test Reactor*), com o programa 3D-AIRLOCA (Warinner, 1980). Os testes foram realizadas em 1964 para potências de 0,39 a 8,87 MW e para tempos de irradiação de 300, 1540, 1800 e 10000 segundos. Todos os testes foram com descobrimento total dos elementos combustíveis sem obstrução à circulação do ar. Estes testes representam uma importante fonte de dados para análise de APR em reatores de pesquisa.

O programa 3D-AIRLOCA foi desenvolvido pelo *Argonne National Laboratory* (ANL) dentro do programa RERTR, para simular a perda de refrigerante em reatores de teste e de pesquisa.

Testes no Reator TR-2 (Sedvik; Yavuz, [18] e Yilmazer; Yavuz, [19]). Três experimentos de APR, com diferentes tempos de resfriamento, foram realizados no reator TR-2 de 5 MW da Turquia, utilizando um elemento combustível instrumentado com 5 termopares.

Publicados em 1998, parecem ser os experimentos de APR em elementos combustíveis do tipo MTR, mais recentes do mundo a serem divulgados.

Em cada experimento, o elemento instrumentado foi irradiado por quatro dias (6 horas por dia), na mesma posição dentro do núcleo. Após ser retirado do núcleo, o elemento instrumentado foi colocado em um container blindado com chumbo, dentro da piscina. O tempo de permanência dentro do container e dentro da piscina foi o diferencial entre os três experimentos (tempo de resfriamento) (20 horas e 19 minutos, 9 horas e 37 minutos e 3 horas e 55 minutos). Em seguida o container com o elemento instrumentado foi retirado da piscina e colocado atrás de uma parede de isolamento de concreto, em contato com o ar.

Neste experimento não foram verificados nem o descobrimento parcial do elemento, nem o bloqueio da circulação de ar por água, no bocal do mesmo.

2. OBJETIVOS

O objetivo deste projeto é a realização de experimentos para estudos de termo-hidráulica frente ao descobrimento controlado parcial e total de um elemento combustível instrumentado do reator IEA-R1. Parte desses experimentos já foi realizada com sucesso por Maprelian [20] com esse elemento combustível, porém, sem isolamento térmico externo. A proposta desse projeto visa realizar experimentos complementares com o mesmo elemento combustível, todavia considerando a presença de isolamento térmico externo, que é uma condição mais realista de um elemento combustível no núcleo do reator. Além disso, esse projeto prevê a instalação de um sistema tipo aspersor para resfriamento do elemento combustível, como os existentes no sistema de resfriamento de emergência SRE do reator e a instalação de sensores adicionais de temperatura para melhor entendimento da fenomenologia.

2.1. Objetivos específicos

Com os experimentos propostos, espera-se atingir temperaturas mais críticas no elemento combustível instrumentado e dessa forma verificar os limites de segurança desse elemento para essas condições de contorno mais críticas ou estabelecer novos limites.

3. METODOLOGIA

Parte dos experimentos de perda parcial e total do refrigerante no Elemento Combustível Instrumentado (ECI) foi realizada na seção de testes para perda de refrigerante (STAR), Maprelian et al [21], projetada e construída especificamente para essa finalidade. O ECI foi desenvolvido e construído por pesquisadores do Centro de Engenharia Nuclear (CEN) e Centro de Combustível Nuclear (CCN) do IPEN, para operar no núcleo do reator IEA-R1 como um elemento combustível padrão [1].

O ECI possui sensores de temperatura do tipo termopares, em três posições axiais e em diferentes placas combustíveis, para medir as temperaturas na superfície das placas e no fluido de resfriamento. Os dados experimentais possibilitam a comparação com os resultados obtidos nas simulações realizadas com programas de análise termo-hidráulica.

O ECI é idêntico a um elemento combustível padrão de U_3S_{i2} com densidade de 3,0 gU/cm^3, enriquecido em 19,75% em U^{235}, porém, com quatorze termopares instalados, sendo quatro em cada canal lateral, quatro no canal central e dois termopares para medida da temperatura do fluido na entrada e na saída do elemento combustível. Os sinais desses termopares são enviados para o Sistema de Aquisição de Dados (SAD) do IEA-R1. Na Figura 2 é mostrado um desenho esquemático do ECI com as posições dos termopares.

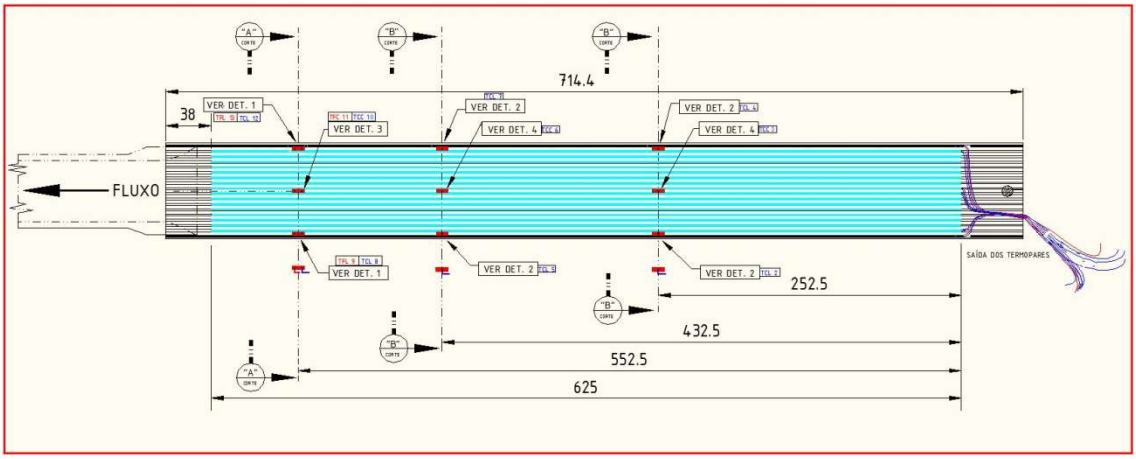

Figura 2 - Desenho esquemático do ECI.

Os principais componentes/características da seção de testes STAR são:

a) A base é construída com dois paletes de alumínio, suportes, chapas e parafusos de aço inoxidável, contrapesos de chumbo e alumínio, e bloco suporte para a instalação do ECI. Os contrapesos são utilizados para compensar a força de empuxo provocada pelo esvaziamento na seção de testes. A base tem peso aproximado de 4500 N (450 kg), e possui quatro olhais para a sua movimentação por meio de cordas de nylon;

b) O casco cilíndrico em aço inoxidável de 600 mm de diâmetro e 1600 mm de comprimento, do tipo sino, com sistema de travamento na base por parafusos. Não existe isolamento térmico entre o casco e a piscina, permitindo assim, a dissipação de calor através da mesma. O casco possui uma travessa na sua tampa superior, que permite sua movimentação e instalação sobre a base. Ele também tem conexões para a entrada e saída do ar para e esvaziamento e enchimento do sino, respectivamente;

c) A STAR é projetada para permitir experimentos com circulação natural de ar através do ECI, para simular acidentes de perda total de refrigerante sem obstruções no bocal. O volume livre de ar para circulação natural é de aproximadamente 0,45 m^3, para os experimentos de descobrimento total do ECI. A STAR também permite a obstrução do bocal do ECI com água, impedindo a circulação natural, para experimentos de perda parcial de refrigerante;

d) Um sistema de ar comprimido é responsável pelo esvaziamento total ou parcial e enchimento total ou parcial de água na seção de testes, permitindo o posicionamento do nível de água dentro da STAR em qualquer valor desejado. As taxas de enchimento e esvaziamento também podem ser controladas por válvulas. O ar descarregado durante o enchimento da seção de testes passa por uma câmara separadora para evitar um possível arraste de água da piscina e então é enviado para o sistema de ventilação e ar-condicionado do IEA-R1, que possui detectores de radiação. Termopares do tipo K são utilizados para medir a temperatura do ar na seção de testes em três pontos, Figura 5. Os sinais desses sensores são enviados para o SAD do IEA-R1;

e) Termopares do tipo K medem a temperatura da água da piscina próximo à seção de testes. Os sinais são enviados para o SAD do IEA-R1;

f) As medidas de nível de água na STAR são realizadas por um transmissor de pressão diferencial com a câmara de baixa pressão ligada à atmosfera. Durante os experimentos, o nível mínimo de água de 2 cm acima da abertura de saída dos cabos de instrumentação não deverá ser ultrapassado. Os sinais são enviados para o SAD do IEA-R1;

g) Uma tela dedicada do SAD foi especialmente projetada para os experimentos com a STAR, para o acompanhamento/monitoração do comportamento das variáveis envolvidas (nível e temperaturas)

Nas Figuras 3 e 4 são mostradas a planta e elevação esquemática da STAR, e na Figura 5 é mostrada uma representação do sistema de ar-comprimido e a instrumentação. As Figuras 6 e 7 mostram a localização da seção de testes dentro da piscina do reator IEA-R1, respectivamente.

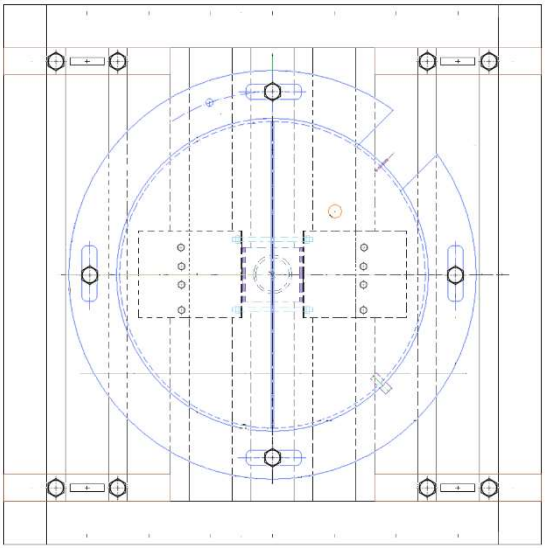

Figura 3 – Desenho esquemático da STAR – Planta.

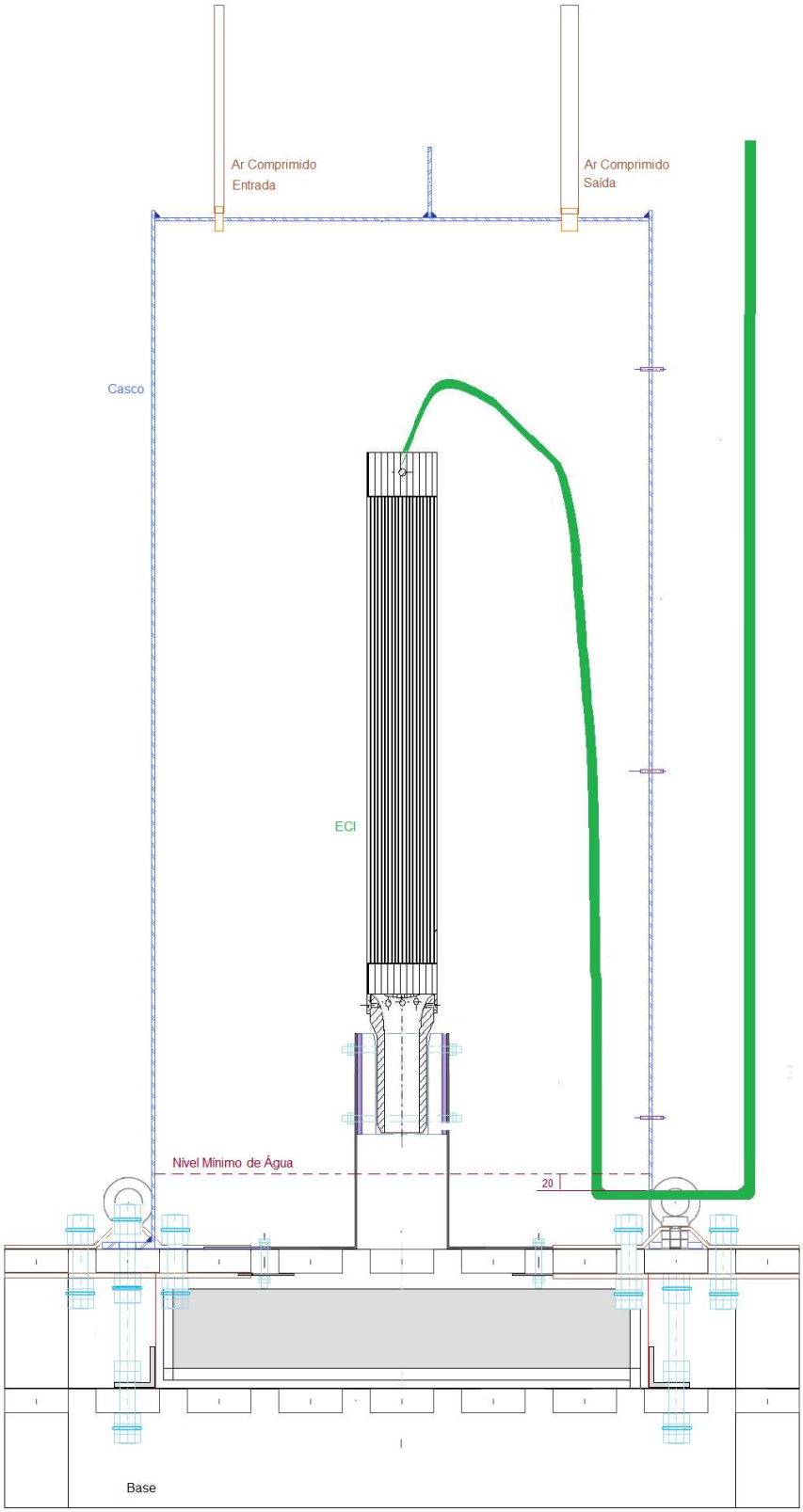

Figura 4 – Desenho esquemático da STAR – Elevação.

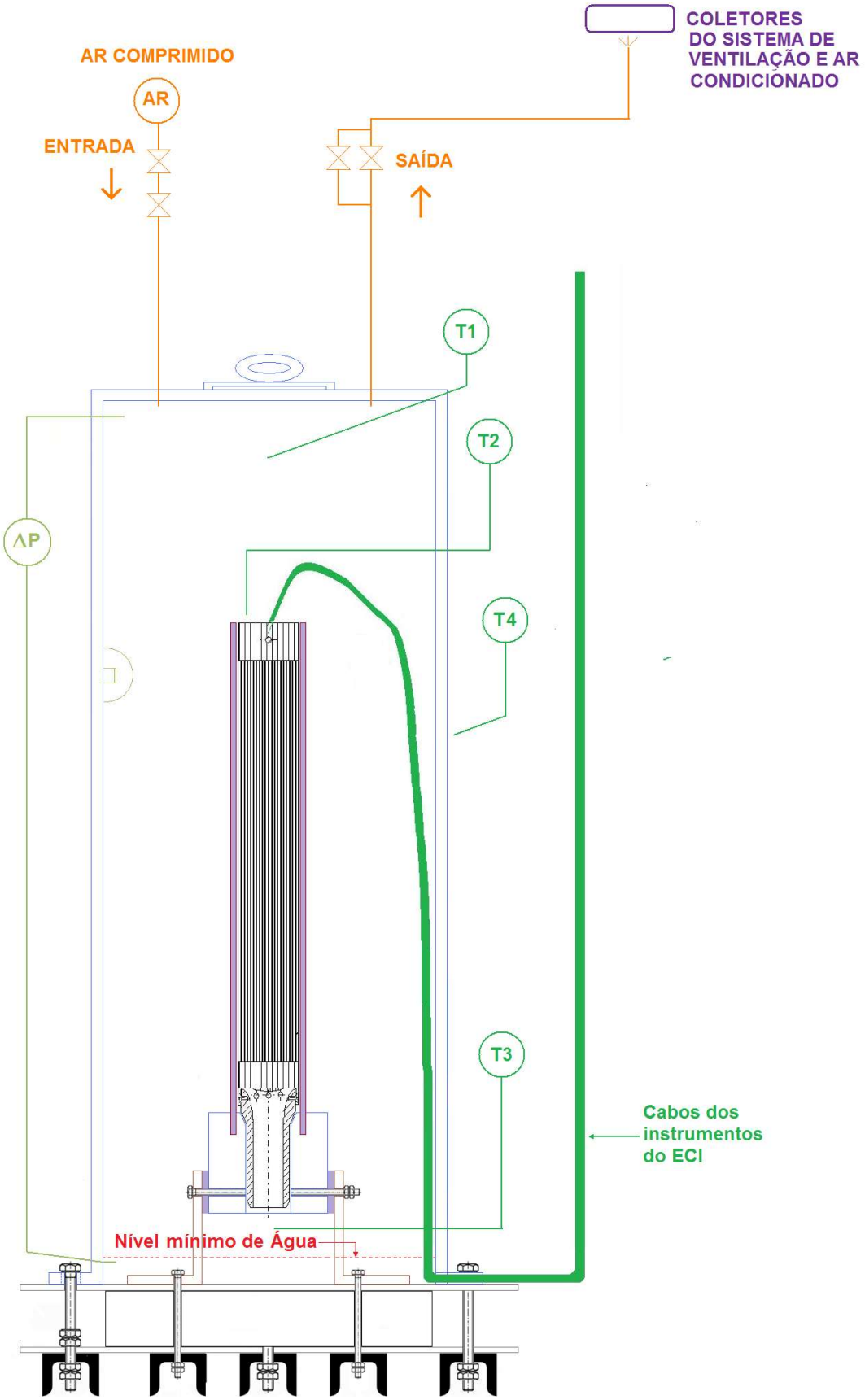

Figura 5 – Sistema de Ar-Comprimido e Instrumentação da STAR.

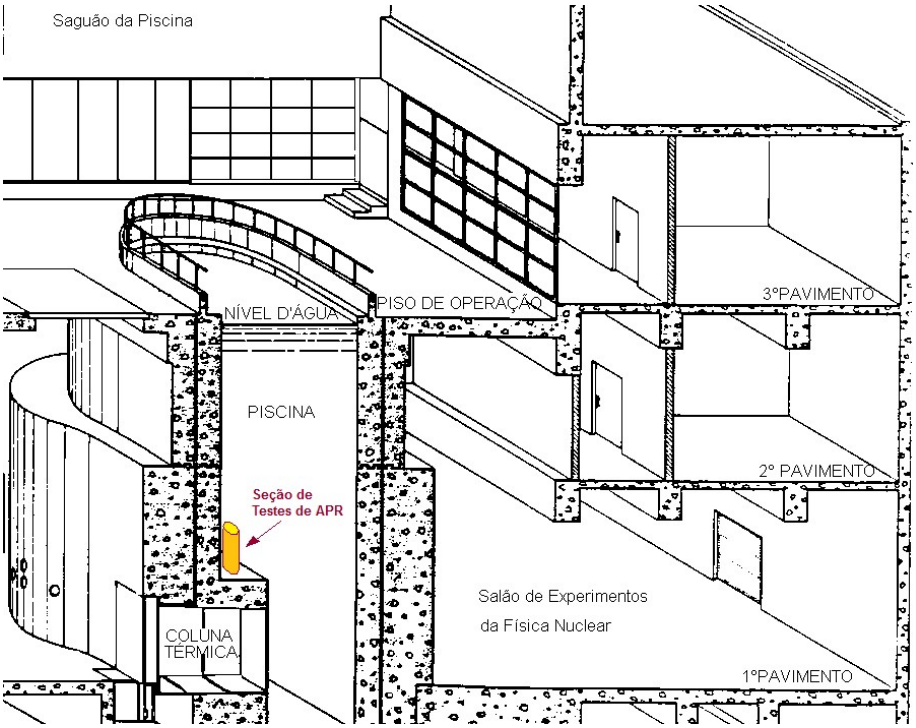

Figura 6 – Localização da STAR na Piscina do Reator IEA-R1.

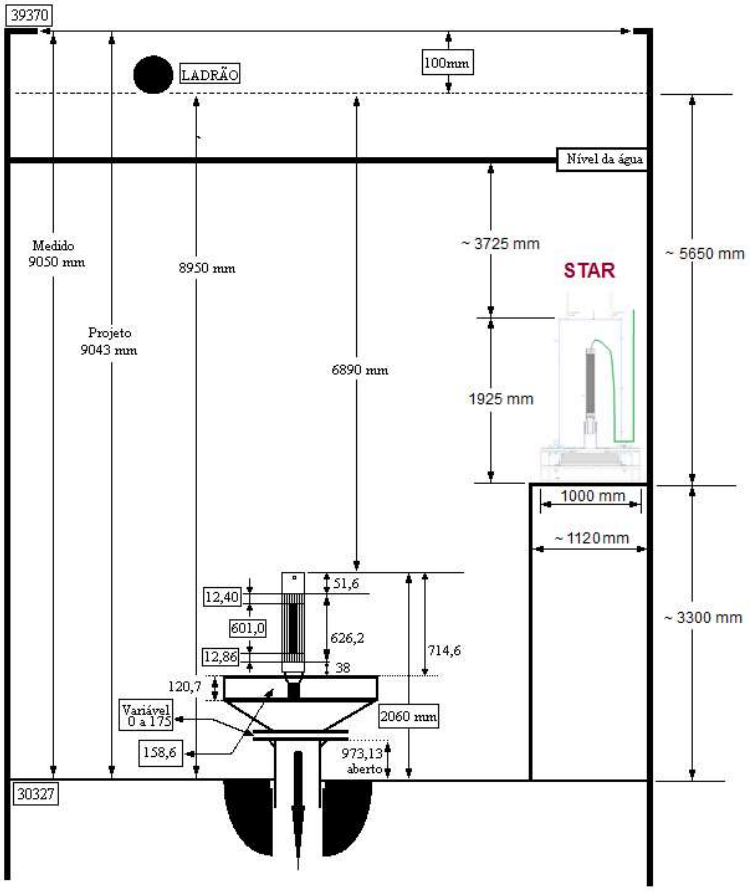

Figura 7 – Dimensões aproximadas da piscina do reator IEA-R1 e STAR.

3.1. Experimento de perda, controlada, parcial e total de refrigerante no ECI

Conforme mencionado nesse projeto, os experimentos já realizados foram sem isolamento térmico externo do ECI, Figura 8. A presente proposta prevê a realização desses experimentos com a adição do isolamento térmico externo ao ECI, Figura 9, que constitui uma condição mais severa e realista de um elemento combustível no núcleo do reator. Para tal, será construída uma barreira térmica, Figura 9, onde será inserido o ECI. Com a montagem do ECI dentro da seção de testes será injetado ar na parte superior da mesma de modo a causar o descobrimento controlado, parcial e/ou total do ECI. Todo esse processo será registrado por meio da instrumentação do sistema de aquisição de dados especialmente adaptado para esse experimento. Além disso, está prevista a instalação de um sistema aspersor, Figura 9, para resfriamento do elemento combustível instrumentado na condição de descobrimento total do mesmo, como o sistema existente no reator de pesquisas IEA-R1 (SRE).

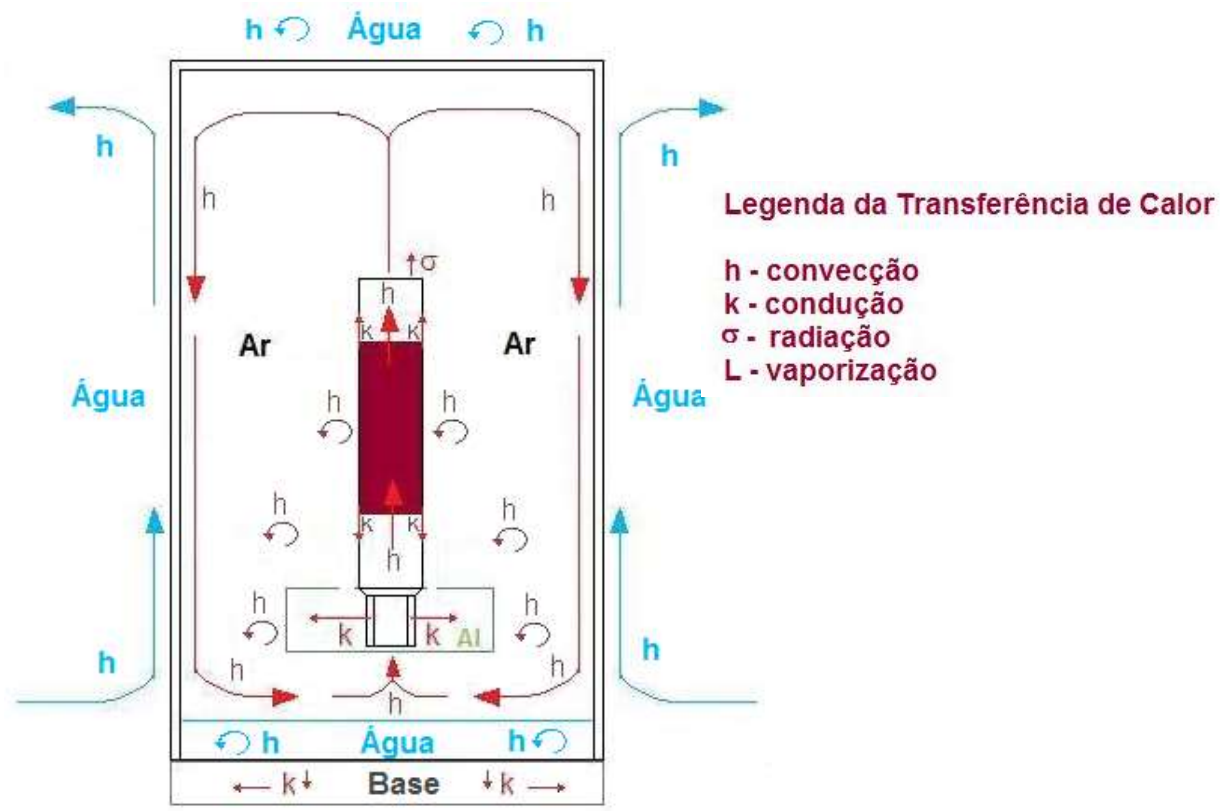

Figura 8- Principais formas de transferência de calor – ECI sem isolamento

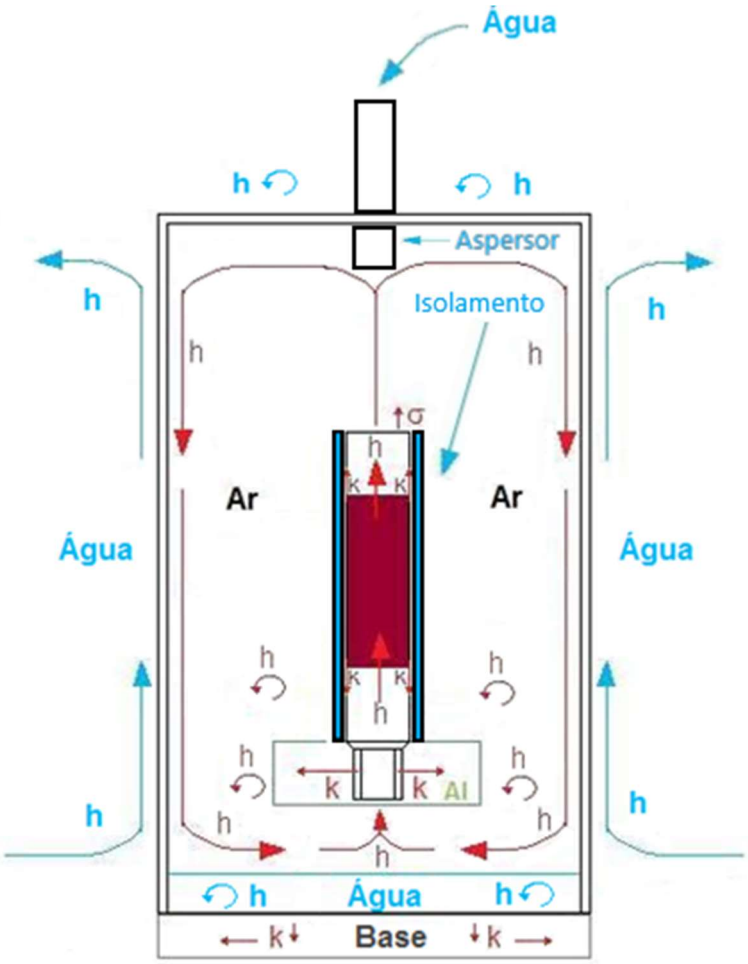

Figura 9- Principais formas de transferência de calor - Experimentos T-1 e T-2.

4. CRONOGRAMA DE ATIVIDADES

A Tabela a seguir apresenta um cronograma de atividades para a realização do trabalho proposto, em semestres, por um período de dois anos:

Atividade	**Sem 01**	**Sem 02**	**Sem 03**	**Sem 04**
Projeto da barreira térmica	X			
Aquisição de materiais, construção e testes preliminares da barreira térmica	X			
Modificações da STAR para instalação da barreira térmica	X			
Montagem do ECI com a barreira térmica	X	X		
Montagem do ECI na seção de testes e ensaios preliminares		X		
Realização dos experimentos			X	
Análise dos resultados			X	X
Elaboração Relatórios Parciais	X	X	X	
Elaboração Relatório Final			X	X

5. REFERÊNCIAS

[1] Umbehaun, P. E. "Desenvolvimento de um elemento combustível instrumentado para o reator de pesquisa IEA-R1," *(Tese) Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares,* 2016.

[2] IAEA Safety Glossary : Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection : 2007 edition. Vienna: International Atomic Energy Agency, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1290_web.pdf. 2007.

[3] Perrotta J. A., Obadia I.J., The RMB Project Development Status. (Invited paper) International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization. Rabat, Morocco,. 14-18 November 2011.

[4] Hamidouche, T., Si-Ahmed E., Analysis of Loss of Coolant Accident in MTR Pool Type Research Reactor. Progress in Nuclear Energy 53, 285-289, 2011.

[5] IAEA TECDOC-643, Research Reactor Core Conversion Guidebook, - Vol 1, 1992.

[6] Terremoto, L.A. A., Acidente Nuclear no Japão. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN-SP) Apresentação em Power-point (2011).

[7] CNEN. Notas da IAEA sobre o Acidente Nuclear no Japão - 15 de março a 01 de junho de 2011. Publicação elaborada por Abner Duarte Soares, Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear, (http://www.cnen.gov.br/noticias/documentos/nota-IAEA.pdf), 2011.

[8] Bousbia-Salah A., Meftah B., Hamidouche T., Si-Ahmed E. K.. A Model for the Analysis of Loss of Decay Heat Removal During Loss of Coolant Accident in MTR Pool Type Research Reactors. Annals of Nuclear Energy 33 405–414, 2006.

[9] Maprelian E., Análise de Acidentes de Perda de Refrigerante no Reator IEA-R1 a 5 MW, Dissertação (Mestrado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 1998.

[10] D'Auria F, Bousbia-Salah. Accident Analysis in Research Reactors. University of Pisa, Pisa (Italy). 15th Pacific Basin Nuclear Conference, Sidnei, Austrália , outubro de 2006.

[11] Hamidouche T., Bousbia-Salah A., Si-Ahmed E. K., D'Auria F., Overview of Accident Analysis in Nuclear Research Reactors. Progress in Nuclear Energy 50, 7 – 14, 2008.

[12] Soares H. V., Costa A. L., Lima C. P. B., Veloso M. A. F., Aronne I. D. , Almeida Y. H., Loss of Coolant Acident Analyses on Osiris Research Reactor Using the RELAP5 Code. International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering (M&C 2011) Rio de Janeiro, RJ, Brazil, May 8-12, 2011.

[13] Chatzidakis S., Ikonomopoulos A., Phenomenological Investigation of Loss of Coolant Accident in a Research Reactor Facility. Nuclear Engineering and Design 256 341– 349,. 2013.

[14] Cox J. A., Webster C.C., Water-Loss Tests at the Low Intensity Testing Reactor, USAEC Report Report ORNL-TM-632, Oak Ridge National Laboratory, aug. 1964.

[15] Wett J. F. Jr., Surface Temperatures of Irradiated ORR Fuel Elements Cooled in Stagnant Air, Oak Ridge National Laboratory report ORNL-2892, April 6, 1960.

[16] Wenzel R. O., Arnold G. P., Heat Loss from Fuel Elements Partially Imersed in Water. Los Alamos Scientific Laboratory, University of California, Los Alamos, New Mexico, TID-4500, 1970.

[17] Warinner D.K., Glover J. P., Cheung Y. K., Comparison of The Aerspace Systems Test Reactor Loss-of-Coolant Test Data with Predictions of the 3D-AIRLOCA Code. JAERI M84-073, Argone National Laboratory (1984).

[18] Sedvik B., Yavuz H., Experimental Measurements for Plate Temperatures of MTR Fuel Elements Cooled in Stagnant Air and Comparison with Computed Results, Kerntechnik 63, 5-6, 1998.

[19] Yilmazer A., Yavuz H., Analysis of a Total Loss of Pool Water Accident in MTR-type research reactors. Kerntechnik 69 (2004), vol. 69, 154-160.

[20] Maprelian E., Experimentos de perda de refrigerante total e parcial no Reator IEA-R1, Tese (Doutorado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2018, aprovada e em processo de publicação.

[21] Maprelian E.; Torres, W. M. ; Umbehaun, P. E. ; Macedo, L. A. ; Sabundjian, G. ; Santos, S. C. ; Franca, R. L. ; Prado, A. C. . Commissioning of the star test section for experimental simulation of loss of coolant accident using the ec-208 instrumented fuel assembly of the iea-r1 reactor. In: International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2015, 2015, São Paulo - SP. International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2015, 2015. v. 01. p. 01-11.

Termo de aceitação do projeto: Assinaturas

Gerente do CEN: Leslie de Molnary
Coordenador: Walmir Máximo Torres (Dr. IPEN/CNEN)

Participantes:

Adelk de Carvalho Prado (MSc., IPEN/CNEN)

Alberto de Jesus Fernando (MSc., IPEN/CNEN)

Alfredo José Alvim de Castro (Dr., IPEN/CNEN)

Antônio Belchior Júnior (MSc., IPEN/CNEN)

Delvonei Alves de Andrade (Dr., IPEN/CNEN)

Eduardo Maprelian (Dr., IPEN/CNEN)

Eduardo Yoshio Toyoda MSc. IPEN/CNEN)

Elita Fontenele Urano De Carvalho (Dr., IPEN/CNEN)

Michelangelo Durazzo (Dr., (IPEN/CNEN)

José Antonio Batista de Souza (MSc., IPEN/CNEN)

Frederico Antonio Genezini (Dr., IPEN/CNEN)

Jose Roberto Berretta (MSc., IPEN/CNEN)

José Rodrigues Lima (Técnico projetista mecânico IPEN/CNEN)

Julio Benedito Marin Tondin (MSc. /CNEN)

Nikolas Scuro (Mestrando / IPEN/CNEN)

Pedro Umbehaun (Dr., IPEN/CNEN)

Renato Lima França (Técnico Mecânica/ IPEN/CNEN)

Vadim Surkov (MSc., CTMSP)