

## BLECAUTES EM REATORES NUCLEARES REFRIGERADOS A ÁGUA: 2A E 4A GERAÇÕES

Frederico Emidio Wu<sup>1</sup>  
Thadeu das Neves Conti<sup>1</sup>

<sup>1</sup>*Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares*

DOI: 10.47168/rbe.v29i2.748

### RESUMO

Com o acidente de Fukushima, em 2011, e as pressões social e política contra a energia nuclear em diversos países, projetos com maior segurança potencial se tornaram importantes para responder a uma das maiores preocupações acerca dessa fonte de energia. Assim, o presente artigo procura estabelecer uma comparação entre os reatores mais comuns no mundo, hoje, os refrigerados a água, e o equivalente mais avançado em desenvolvimento, o SCWR (*Supercritical Water Reactor*), da geração IV, por meio de uma pesquisa bibliográfica. Um blecaute na estação, por afetar a parte elétrica da usina, tem a maior probabilidade de anular as redundâncias de um reator da Geração II, e é este o foco do artigo. Estudos mostram que a intervenção humana ainda se faz necessária. A simplificação do projeto e uso de tecnologias desenvolvidas nos reatores da Geração III/III+ são as vantagens que o SCWR tem em termos de segurança, caso as lacunas de conhecimento acerca das interações da água supercrítica com os diversos componentes do reator sejam preenchidas. Estudos simplificados atestam a segurança do reator, porém os projetos requerem maturação e estudos mais completos.

Palavras-chave: SCWR; BWR; PWR; CANDU; Progressão de acidentes.

### ABSTRACT

After the Fukushima Daiichi nuclear disaster, in 2011, and growing political and social pressure against nuclear power in several countries, designs with great safety potential have become crucial to respond to concerns regarding this energy source. Therefore, the present article seeks to establish a comparison between the most common reactors in the world today, water reactors, and the most advanced of the type in development, the Generation IV SCWR (*Supercritical Water Reactor*),

through a documentary research. A station blackout, which affects the electrical systems of a power plant and therefore has the highest chance to nullify the redundancies of a Generation II reactor, is the focus of this article. Design simplification and technologies developed in reactors Generation III/III+ are the main advantages the SCWR possesses in terms of safety, if the knowledge gaps regarding supercritical water interactions with different reactor components are addressed. Simplified studies attest the concept's safety, but projects in development need to be refined with more complete studies.

Keywords: SCWR; BWR; PWR; CANDU; Accident progression.

## 1. INTRODUÇÃO

A geração elétrica nuclear começou a se disseminar no início dos anos 1960, quando os primeiros reatores nucleares comerciais entraram em operação, até aproximadamente meados da década de 1980, quando entrou em estagnação (WORLD NUCLEAR, 2021). Um período de renascimento começou na virada do século, mas se encerrou após o acidente nuclear de Fukushima, em 2011, o mais grave desde Chernobyl. Desde então, países como Alemanha e Itália têm adotado posições desfavoráveis à energia nuclear (DW, 2015) (BBC, 2015).

Hoje, 435 reatores nucleares comerciais operam no mundo, em 31 países (WORLD NUCLEAR, 2023). A maioria pertencente à Geração II, e os mais avançados à Geração III+. Em 2001, o Fórum Internacional da Quarta Geração (GIF), composto por 13 países, escolheu seis conceitos de reatores para substituírem os atuais (GIF FORUM, 2017). A pressão acerca da energia nuclear se concentra principalmente nas áreas de segurança e resíduos radioativos. Em 2011, um terremoto e subsequente tsunami no Japão causaram um blecaute total na usina de Fukushima, derrubando inclusive as baterias disponíveis, o que resultou no derretimento de três dos seis reatores da usina, liberação de material radioativo e evacuação de 154 mil pessoas. Pressões levaram a mudanças nos projetos dos novos reatores, atrasando a fase preparatória em alguns casos.

Com isso em mente, a pesquisa bibliográfica feita focou na comparação da segurança dos reatores da Geração IV com os mais abundantes, da Geração II. O ponto de interesse no artigo é apresentar e discutir os resultados de simulações de blecautes, encontrados em duas publicações. Um deles aborda reatores de água da Geração II, e o segundo, seu sucessor direto, da Geração IV. Com os resultados é possível demonstrar a diferença na capacidade dos reatores refrigerados a água da Geração IV de lidar com blecautes, comparando o desempenho com os reatores da Geração II.

## 2. MATERIAL E MÉTODOS

Os resultados discutidos foram encontrados a partir de uma pesquisa bibliográfica feita em várias etapas. Primeiramente, o acidente de Fukushima, documentos da AIEA (Agência Internacional de Energia Atômica) e da NRC (*Nuclear Regulatory Commission*), com foco nos conceitos de segurança. Com essas informações, finalmente, a pesquisa se voltou para os tipos de reatores nucleares refrigerados a água, das gerações II e IV, a fim de estabelecer uma comparação entre eles quanto à segurança.

Os reatores da Geração II pesquisados são:

- Reator de água pressurizada (PWR)
- Reator de água vaporizada (BWR)
- Reator de água pesada pressurizada (PHWR)

Enquanto o reator da Geração IV pesquisado é o:

- Reator de água supercrítica (SCWR).

O conceito de Defesa em Profundidade (DiD) é a forma como a segurança é organizada, com barreiras múltiplas, independentes e redundantes entre si, na medida do possível, arranjadas em níveis que vão da prevenção de falhas até a redução das consequências da liberação de material radioativo (OCDE, 2010) (OCDE, 2016).

É bom salientar quais fatores influenciam a segurança de um reator. A AIEA recomenda que se façam avaliações periódicas da segurança (PSR). Essas análises são feitas geralmente pelo próprio operador da usina e são revisadas pelo órgão regulador. A segurança física do reator, ou seja, contra atos maliciosos, fica à parte dessas análises devido à sensibilidade do tópico. Nas recomendações para as análises, 14 fatores de segurança são listados (AIEA, 2013).

Para a presente pesquisa, o foco foi o projeto das usinas. A discussão e conclusões se basearam em resultados probabilísticos e progressões de cenários postulados.

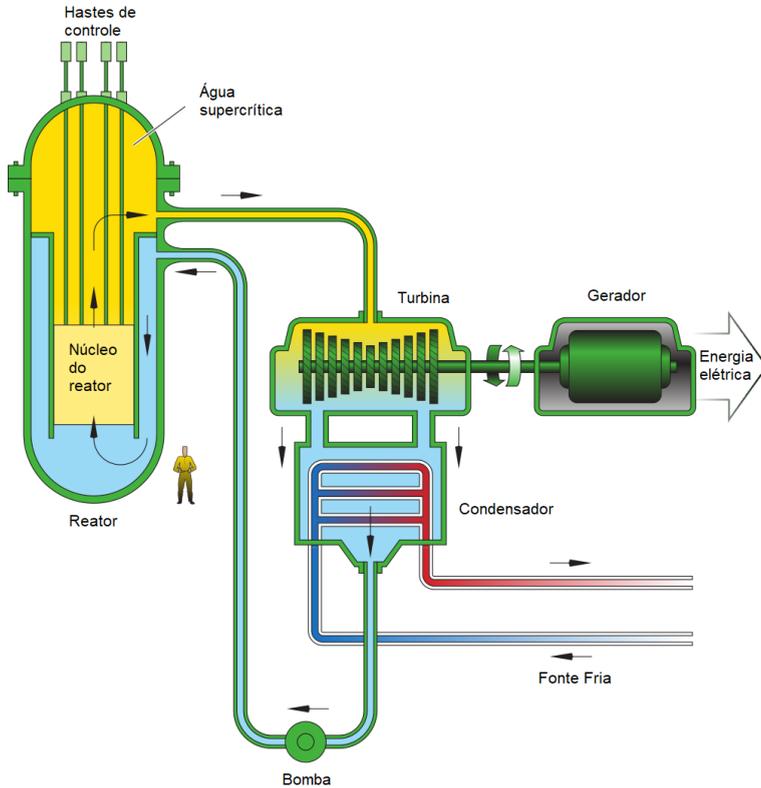


Figura 1 - Esquema geral de um SCWR

Como mostra a Figura 1 (WIKI, 2020), o SCWR utiliza um circuito único, assim como o BWR, porém, não necessita de separadores de vapor ou de um sistema de recirculação, simplificando o projeto da usina. Além disso, a água supercrítica inibe a formação de bolhas. O espaço liberado é utilizado para a implementação de sistemas passivos de refrigeração, podendo até dispensar inteiramente os sistemas ativos. Os sistemas dos projetos de SCWR em desenvolvimento se baseiam nas tecnologias implementadas na Geração III, como ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*) e ESBWR (*Economic Simplified Boiling Water Reactor*) (LEUNG, 2017), e têm como objetivo obter valores de CDF (Core Damage Frequency) abaixo de  $1E-5/RY$ , isto é, a possibilidade do núcleo do reator sofrer danos severos menor do que  $1E-5$  por ano de operação.

Os componentes do circuito onde a água se encontra no estado líquido podem usar os mesmos materiais e tecnologias dos reatores atuais, refrigerados a água. O mesmo não ocorre com os componentes

que entram em contato com a água supercrítica, como por exemplo as ligas de zircônio, devido à ação corrosiva da água. Outro desafio é entender o comportamento do reator, dadas as propriedades termodinâmicas da água supercrítica junto com um fluxo de nêutrons (IRSN, 2015).

### 3. RESULTADOS E DISCUSSÃO

#### 3.1 Geração II

Os resultados de 75 IPEs (*Individual Plant Examination*) feitos em 1988, nos Estados Unidos, revelam o grau de segurança dos principais tipos de reatores da Geração II (DINGMAN et al., 1996). Um grande destaque foi dado à vulnerabilidade a blecautes. O resultado era esperado devido à dependência elétrica dos sistemas de refrigeração da época. Desde então os reatores vêm passando por atualizações visando um aumento da segurança contra blecautes. Estima-se que, antes desses esforços, 61 reatores tinham um CDF acima de  $2E-5$  devido a blecautes, por ano. Em 2005, todos os reatores haviam diminuído a contribuição de blecautes para abaixo desse patamar (DE CARVALHO et al., 2011). Análises probabilísticas simplificadas do SCWR canadense indicam que o reator é mais seguro do que a geração atual, com valores de CDF ao menos uma ordem de magnitude abaixo dos reatores atuais para cenários como LOCA (*Loss Of Coolant Accident*) e perda de energia (LEUNG, 2017).

Um estudo feito após o acidente de Fukushima demonstra a progressão de um blecaute em reatores típicos dos tipos BWR, PWR e PHWR. Os reatores utilizados nas simulações foram o OPR-1000 PWR, derivado dos reatores da *Combustion Engineering*, um BWR/4 da GE com contenção Mark I e um CANDU 6, com seus principais parâmetros descritos na Tabela 1, obtida da referência (PARK, 2012).

Utilizando programas similares para as simulações, ações humanas não foram levadas em conta a fim de descobrir qual a robustez dos sistemas dos reatores. Os eventos principais ocorreram como apresentado na Tabela 1 (PARK, 2012):

Tabela 1 - Progressão dos blecautes, em horas

Evento	PWR	CANDU 6	BWR
Baterias esgotadas	4,0	N/A	6,0
Válvulas de descompressão abertas	7,3	2,6	<0,1
Geradores de vapor secos	7,5	2,5	N/A
Núcleo descoberto	8,5	3,7	7,7

Tabela 1 - Progressão dos blecautes, em horas (cont.)

Evento	PWR	CANDU 6	BWR
Derretimento do núcleo (PWR, BWR); ruptura dos canais de combustível (CANDU 6)	10,2	4,1	8,9
Realocação do cório	11,7	6,4	11,8
Vaso ou calandria secos	11,9	12,8	12,0
Falha no vaso ou calandria	12,0	47,0	12,3
Falha na contenção ou no prédio do reator	113,1	28,2	17,9

Um resultado importante da simulação é o momento de início do derretimento do núcleo ou dos tubos de pressão. A partir desse ponto, o reator dificilmente pode ser recuperado e o investimento muito provavelmente estará perdido. Observa-se que, apesar do PWR ter uma certa vantagem nesse ponto, todos os reatores oferecem apenas algumas horas para os operadores atuarem.

O CANDU tem uma vantagem em relação aos reatores refrigerados a água leve. A calandria consegue manter a integridade do material dos tubos de pressão por quase quatro vezes mais em comparação aos vasos do BWR e PWR.

A falha na contenção indica quando os materiais radioativos podem ser liberados na atmosfera. Nesse ponto, o PWR demonstra uma larga vantagem em relação ao BWR e CANDU. O grande volume vazio na contenção e do refrigerante disponível, comparados aos outros reatores, se tornam vantagens no longo prazo e a contenção do PWR se mostra uma barreira mais robusta.

Os gráficos 1 a 5 (PARK, 2012) de pressão e temperatura dos núcleos dos reatores são particularmente interessantes para comparação com o SCWR.

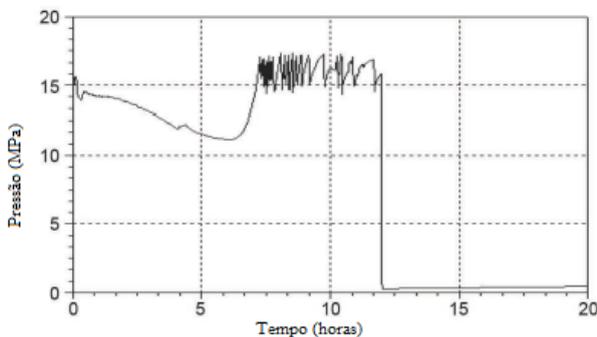


Gráfico 1 - Progressão da pressão no sistema de refrigeração (RCS) do reator PWR

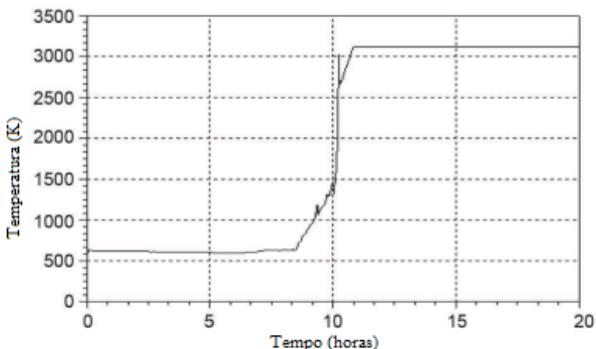


Gráfico 2 - Progressão da temperatura no nódulo mais quente do PWR

O perfil de pressão no Gráfico 1 mostra como o RCS funciona, diminuindo a pressão no vaso, já que outros sistemas de injeção de água não funcionam em altas pressões. A partir das 6,2 horas, quando o nível da água nos geradores de vapor começa a cair, a pressão no sistema de refrigeração (RCS) aumenta até que as válvulas de alívio começam a abrir e fechar intermitentemente. O núcleo eventualmente começa a derreter e o vaso falha às 12 horas. O gráfico de temperatura mostra como a refrigeração não é capaz de diminuir a temperatura do núcleo, mas apenas mantê-la estável, até que ele fica descoberto e começa a aquecer.

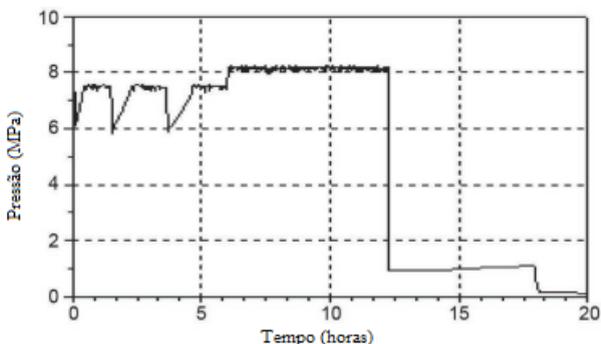


Gráfico 3 - Progressão da pressão no núcleo do reator BWR

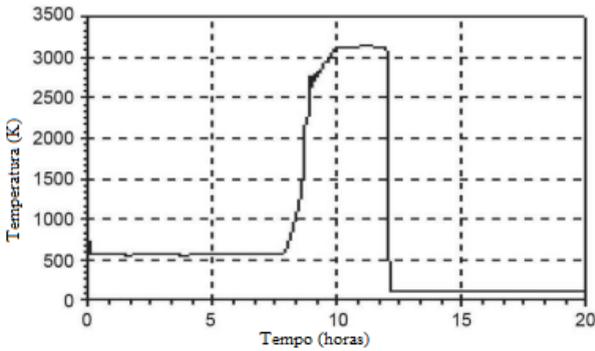


Gráfico 4 - Progressão da temperatura no nódulo mais quente do BWR

Os sistemas de refrigeração emergencial do BWR funcionam por 6 horas, injetando água no núcleo, enquanto as válvulas de alívio impedem a pressão de aumentar, como mostra o Gráfico 3. Após 6 horas sem a refrigeração, a pressão começa a aumentar e o nível da água a diminuir no núcleo, que fica descoberto e derrete, causando a falha do vaso na marca das 12,3 horas. Assim como no caso do PWR, a refrigeração emergencial apenas mantém a temperatura do núcleo estável enquanto acionada.

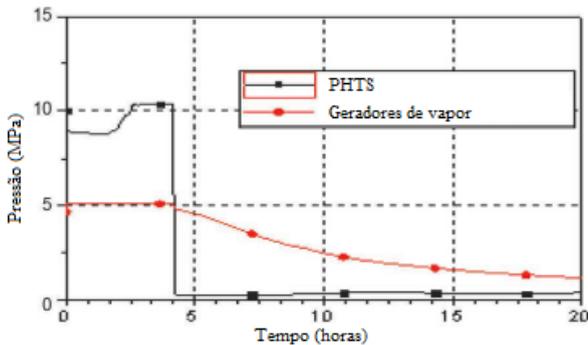


Gráfico 5 - Progressão da pressão no sistema primário de transporte de calor (PHTS) e geradores de vapor do CANDU

A pressão no PHTS do reator CANDU começa a aumentar quando os geradores de vapor secam, e a ruptura ocorre como mostra o Gráfico 5, na marca das 4,1 horas.

### 3.2 SCWR

O SCWR canadense é um projeto que combina as características de um BWR e do reator CANDU. Prevê o uso de apenas sistemas passivos para refrigeração de emergência, um para a água supercrítica refrigerante e outro para a água pesada usada como moderador, o ICS (*Isolation Condenser System*) e o PMCS (*Passive Moderator Cooling System*), respectivamente (GAUDET et al., 2013). O código CATHENA, desenvolvido pela estatal canadense AECL (*Atomic Energy of Canada Limited*), em 1985, e utilizado para análise dos reatores CANDU, foi utilizado em um modelo preliminar do reator para testar o funcionamento dos dois sistemas refrigeradores passivos (HUANG, 2014). De natureza determinística, o código simula um sistema termohidráulico através de um modelo unidimensional de dois fluidos, empregando seis equações diferenciais parciais para a conservação de massa, quantidade de momento e energia (HANNA, 1998), três para cada fase. O cenário testado foi de um blecaute parcial na usina, que prossegue das seguintes formas (HUANG, 2014):

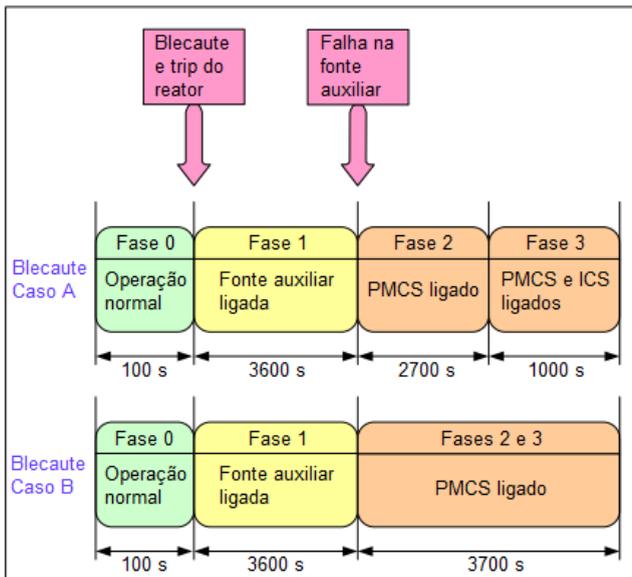


Figura 2 - Cronologia da simulação de um blecaute

- A fase 0 simula o reator operando em capacidade máxima, dura 100 s e termina com o blecaute.
- Na fase 1, o reator e as bombas principais de transporte de calor e refrigeração do moderador são desligados. As bombas auxiliares

passam a funcionar, com 10% da capacidade, movidas pela energia emergencial (geradores diesel ou turbinas), durante 3600 s.

- Na fase 2 as bombas auxiliares param de funcionar e o PMCS é ativado, enquanto o ICS permanece desativado devido a uma falha postulada na iniciação.

- A fase 3 separa o cenário em dois casos. No caso A, o ICS é ativado e funciona em conjunto com o PMCS. No caso B, o PMCS continua atuando sozinho.

O cenário progride como mostram os Gráficos 6 a 14 (HUANG, 2014).

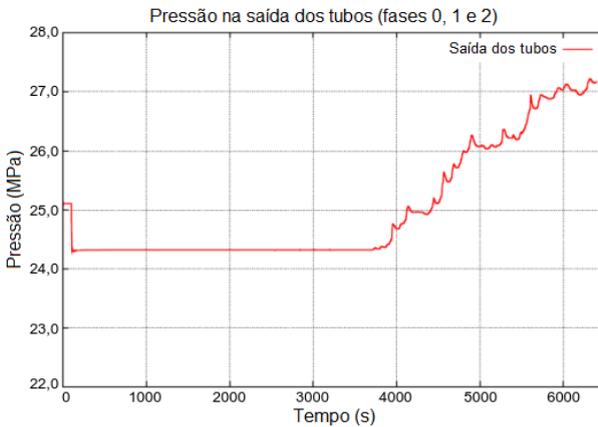


Gráfico 6 - Pressão nos tubos nas fases 0, 1 e 2

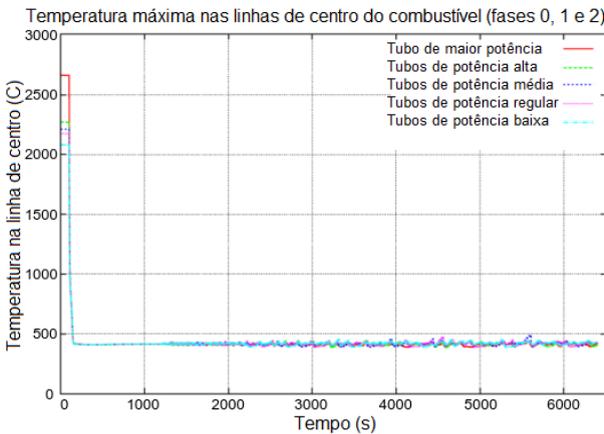


Gráfico 7 - Temperatura máxima nas linhas de centro do combustível nas fases 0, 1 e 2

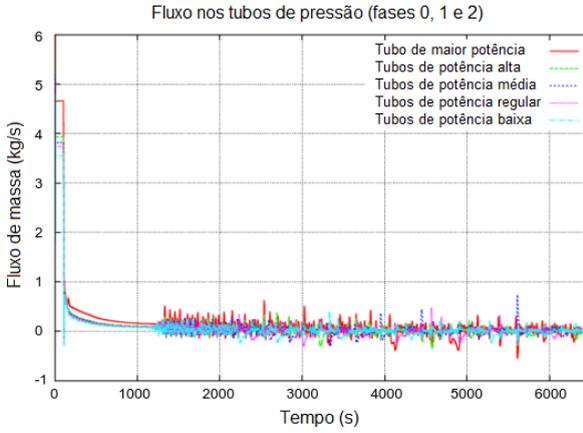


Gráfico 8 - Fluxo nos tubos de pressão nas fases 0, 1 e 2

Os resultados das fases 0, 1 e 2 mostram que as bombas auxiliares são capazes de manter o reator estável. Enquanto o PMCS funciona, apesar da temperatura do combustível ficar abaixo dos 500°C, a pressão nos tubos começa a subir.

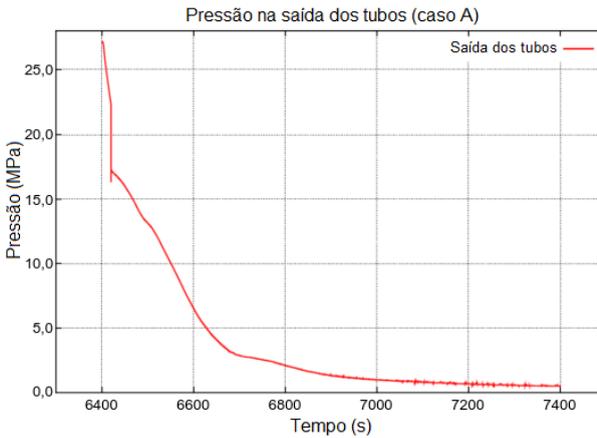


Gráfico 9 - Pressão nos tubos no caso A

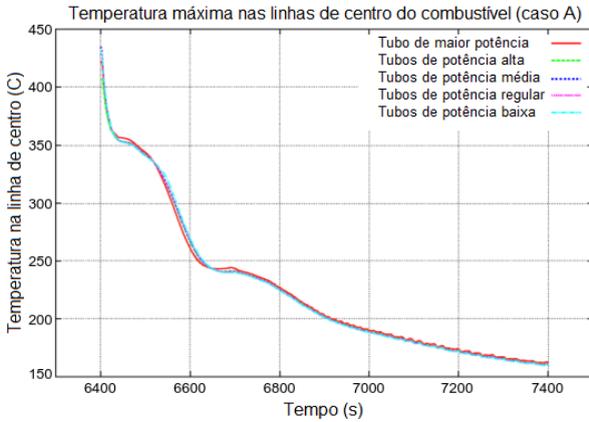


Gráfico 10 - Temperatura máxima nas linhas de centro do combustível no caso A

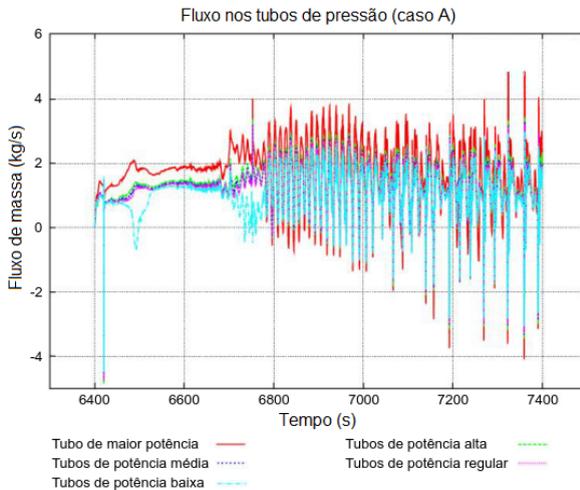


Gráfico 11 - Fluxo nos tubos de pressão no caso A

Os gráficos do caso A mostram que a introdução do ICS permite que a temperatura e pressão do reator caiam na maneira prevista em um desligamento bem-sucedido. Presume-se que continuariam caindo caso a simulação se estendesse.

O contraste entre os sistemas de refrigeração do SCWR canadense e os reatores da Geração II fica claro ao comparar os Gráficos 10 e 11 com os perfis de pressão e temperatura dos Gráficos 1, 2, 3, 4 e 5.



Gráfico 12 - Pressão nos tubos no caso B

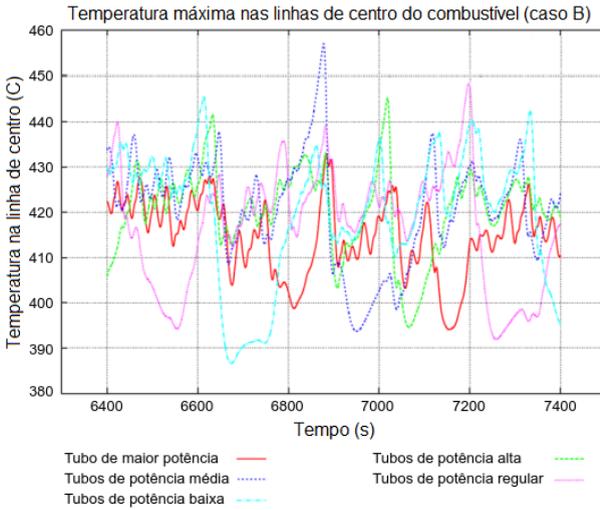


Gráfico 13 - Temperatura máxima nas linhas de centro do combustível no caso B

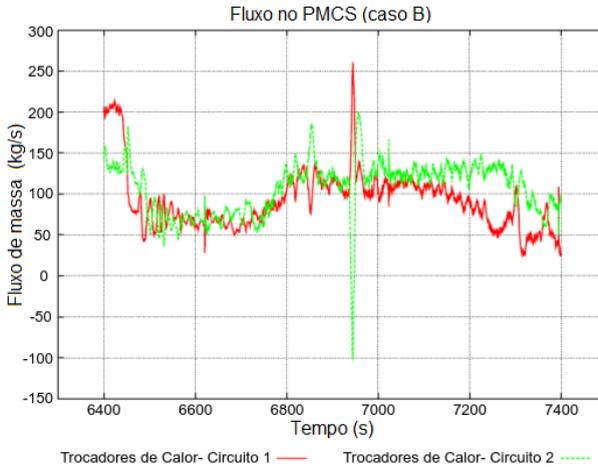


Gráfico 14 - Fluxo no PMCS no caso B

No caso B, o PMCS não é capaz de parar a elevação da pressão, que ultrapassa os 27,5 MPa na marca dos 6800 s (1,88 hora) após o começo do blecaute.

A diferença na efetividade dos dois sistemas de refrigeração é previsível, já que a água pesada refrigerada pelo PMCS não entra em contato com o combustível, refrigerando apenas o exterior dos tubos de pressão.

#### 4. CONCLUSÃO

O contraste entre as curvas de pressão e temperatura nos Gráficos 15 e 16 e aquelas dos Gráficos 3 a 7 demonstram a eficácia da refrigeração passiva do SCWR canadense comparada aos sistemas implementados na Geração II. Enquanto os sistemas de refrigeração dos reatores da Geração II conseguem apenas manter a temperatura e pressão do núcleo estáveis durante seu funcionamento, o ICS do SCWR canadense consegue efetivamente resfriar o reator. Devido à fase precoce em que se encontram os diversos projetos de SCWR, ainda há poucos resultados probabilísticos, porém, análises simplificadas indicam que o conceito é mais seguro do que os reatores atuais. Assim, o SCWR mostra ter um potencial para aprimorar a segurança além da Geração II, porém ainda existem muitas lacunas a serem preenchidas em seu desenvolvimento, especialmente em termos dos materiais utilizados nos núcleos dos reatores.

A simulação do SCWR feita dura apenas duas horas. Resta

saber como o reator se comportaria em cenários mais longos, a fim de verificar a robustez do ICS. O código CATHENA usado ainda não é capaz de simular a transição de fase da água entre os estados líquido e supercrítico. Além disso, o SCWR ainda é um conceito em desenvolvimento, sendo que seus componentes e sistemas podem sofrer alterações à medida que a predição das transferências de calor e corrosão associadas a uso de água supercrítica se aprimore.

## 5. AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem à Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de São Paulo (FAPESP), pelo apoio financeiro através do processo nº 2016/06664-6.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

AIEA. Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-25, IAEA. Vienna. 2013. Disponível em: <Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants | IAEA >. Acessado em: 21/01/2021.

BBC. Italy nuclear: Berlusconi accepts referendum blow. Disponível em: <Italy nuclear: Berlusconi accepts referendum blow - BBC News>. Acessado em: 21/01/2021.

DE CARVALHO, L. S. et al. Station Blackout Core Damage Frequency Reduction-The Contribution of an AC Independent Core Residual Heat Removal System. Proceedings of an International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors in the 21. Century. 2011.

DEUTSCHE WELLE (DW). German cabinet approves 2022 nuclear shutdown. Disponível em: <<http://www.dw.com/en/german-cabinet-approves-2022-nuclear-shutdown/a-15134028-1>>. Acessado em: 21/01/2021.

DINGMAN, S. E.; CAMP, A. L.; LACHANCE, J. L.; DROUIN, M. T. Core damage frequency perspectives based on IPE results. Sandia National Laboratories. University of North Texas Libraries, Digital Library e UNT Libraries Government Documents Department. Disponível em: <<https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc664662/>>. Acessado em: 29/04/2019

GAUDET, M.; YETISIR, M.; HAQUE, Z. Physical aspects of the Canadian Generation IV supercritical water-cooled pressure-tube reactor plant design. Atomic Energy of Canada Limited, 2013.

GIF FORUM. Generation IV International Forum. Disponível em: <GIF Portal - Portal Site Public Home (gen-4.org)>. Acessado em: 21/01/2021.

HANNA, B. N. CATHENA: A thermohydraulic code for CANDU analysis. Nuclear Engineering and Design, v. 180, n. 2, p. 113-131, 1998.

HUANG, X.; GAUDET, M.; YETSIR, M.; WANG, D.F.; WANG, S. Analysis of passive residual heat removal systems for the Canadian Supercritical Water-Cooled Reactor. Atomic Energy of Canada Limited (AECL-CW—126410-CONF-001), 2014.

IRSN. Review of Generation IV Nuclear Energy Systems. 2015. Disponível em: <Review of Generation IV Nuclear Energy Systems (irsn.fr)>. Acessado em: 10/07/2020.

LEUNG, L. Supercritical Water Reactors. Webinar series. 2017. 48 slides. Disponível em:<GIF Portal - Gen IV Webinar Series 7: Supercritical Water Reactors (SCWR), Laurence Leung (gen-4.org) >. Acessado em: 21/01/2021.

OCDE. Comparing Nuclear Accident Risks with Those from Other Energy Sources. Nuclear Development, OECD Publishing, Paris. 2010. Disponível em: <<https://doi.org/10.1787/9789264097995-en>>. Acessado em: 21/01/2021.

OCDE. Implementation of Defense in Depth at Nuclear Power Plants. Nuclear Regulation, OECD Publishing, Paris. 2016. Disponível em: <<https://doi.org/10.1787/9789264253001-en>>. Acessado em: 21/01/2021.

PARK, Soo-Yong; AHN, Kwang-II. Comparative analysis of station blackout accident progression in typical PWR, BWR, and PHWR. Nuclear Engineering and Technology, v. 44, n. 3, p. 311-322, 2012.

SUPERCritical WATER REACTOR. In: Wikipédia: a enciclopédia livre. [São Francisco, CA: Fundação Wikimedia], 2017. Disponível em: <Supercritical water reactor - Wikipedia>. Acessado em: 31/07/20.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Nuclear Power in the World Today. Disponível em: <Nuclear Power Today | Nuclear Energy - World Nuclear Association (world-nuclear.org)>. Acessado em: 03/05/2023.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Outline History Of Nuclear Energy. Disponível em: <History of Nuclear Energy - World Nuclear Association (world-nuclear.org) >. Acessado em 21/01/2021.