

Safety Aspects in Dry Storage of Spent Nuclear Fuel in Long Term Operation for Brazilian Nuclear Power Plants

C. Nodari, P. Saldanha, and G. Fontes

Abstract—The use of Dry Casks Storage Systems (DCSS) as a strategy for Spent Nuclear Fuel (SNF) management is a solution widely used by several countries. It should be noted that this approach was originally conceived as a temporary / supplementary storage solution, since the ultimate solution is the reprocessing or the storage of SNF in Final Repositories of radioactive material. Taking into account the limited storage capacity of Angra I and II Spent Fuel Pool, the Nuclear Power Plants Operator has submitted to the Brazilian Nuclear Regulatory Body (CNEN) the design of the Dry Storage Unit (UAS) as an alternative to SNF management. This work performs a Safety Evaluation applying the methodology defined in NUREG 1927 [2]. Three Structures, Systems and Components (SSC), classified as ITS (Important to safety), were selected. Following the methodology, materials and service environments were identified for those SSCs previously selected. In a second moment the ageing mechanisms and degradation effects to be considered in the UAS Long Term Operation were presented. As a result of this Safety Evaluation, some recommendations were extracted. These recommendations together with those found in the literature can guide the regulatory decision-making process regarding to the license renewal of UAS in Brazilian territory.

Index Terms— Nuclear Power Plant, Spent Nuclear Fuel, Long Term Operation, Dry Storage Systems

I. INTRODUÇÃO

Atualmente existem duas usinas nucleares de potência em operação no Brasil, além de uma terceira unidade em fase de construção. O projeto dessas usinas baseia-se na utilização de urânio enriquecido disposto em elementos combustíveis para viabilizar a conversão de energia nuclear em energia elétrica. Após a utilização, o combustível irradiado deve ser adequadamente armazenado a fim de garantir a remoção apropriada do calor de decaimento remanescente até que se decida sobre a sua destinação final.

O projeto das centrais nucleares brasileiras previu o armazenamento desses Elementos Combustíveis Irradiados (ECI) em Piscinas de Combustível Usado (PCU) que estão localizadas no interior das instalações nucleares de potência, todavia, a capacidade limitada de armazenamento desses ECI

nas referidas piscinas coloca em discussão a estratégia brasileira sobre gerenciamento do combustível nuclear usado.

De acordo com o projeto conceitual dessas usinas, os ECIs armazenados a um longo período nas piscinas devem ser transferidos a unidades de armazenamento complementares com o intuito de liberar espaço na PCU para o acondicionamento de ECIs recém-retirados do núcleo do reator. Estimativas com base no *Final Safety Analysis Report* – FSAR [1] das centrais nucleares de Angra 1 e 2 preveem o esgotamento da capacidade de armazenamento das Piscinas de Combustível Usado no ano de 2021.

Nesse sentido, a Operadora das Usinas Nucleares de Angra dos Reis submeteu ao órgão regulador nuclear brasileiro (Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN) o projeto da Unidade de Armazenamento a Seco (UAS) para combustíveis irradiados como uma alternativa para o armazenamento complementar de ECIs. O objetivo desse projeto é sanar o problema do armazenamento do combustível nuclear usado e permitir que as centrais nucleares de potência mantenham a operação e, além disso, possibilite uma eventual renovação da licença das referidas centrais nucleares.

O uso de sistemas de armazenagem a seco para ECIs é uma solução amplamente difundida em países com respeitada tradição na operação de usinas nucleares de potência para geração de eletricidade, como EUA, França e Alemanha, entre outros. Entretanto, essa solução foi originalmente concebida como uma solução temporária/complementar de armazenamento, visto que a solução definitiva recai sobre o reprocessamento e/ou o armazenamento do combustível nuclear usado em Repositórios Finais de material radioativo.

No Brasil, o projeto da UAS se impõe como imprescindível à continuação da operação das usinas nucleares devido à restrição do espaço nas atuais PCUs. Portanto, torna-se necessário estudar o assunto do armazenamento a seco não só sob o ponto de vista do licenciamento inicial, como também sob a perspectiva da operação de longo prazo, dada a atual perspectiva de extensão de vida das centrais nucleares e a falta de definição sobre um repositório final de material radioativo.

O presente trabalho faz uma avaliação de segurança relacionada à proposta do projeto da Unidade de Armazenamento a Seco a ser utilizada pelo operador das centrais nucleares, levando em consideração a operação de longo prazo desse tipo de instalação.

Através da aplicação de parte da metodologia definida em [2], foram avaliados alguns requisitos necessários à operação de longo prazo desse tipo de instalação. Ao final dessa avaliação, são sugeridas recomendações que juntamente com aquelas encontradas na literatura poderão orientar a tomada de decisão regulatória no que se refere ao processo de renovação de licença de uma UAS operando em território brasileiro.

A. Sistema de Armazenamento a Seco

A Fig. 1 mostra o sistema de armazenamento a seco para combustível nuclear usado que será instalado no Brasil. O modelo apresentado é o HI-STORM FW (*Holtec International Storage Module Flood and Wind*), desenvolvido e fornecido pela empresa *Holtec International*. A seção de corte do sistema evidencia alguns de seus principais componentes. O conjunto instalado possui altura de 5,5 m e diâmetro externo de 3,5 m aproximadamente e será instalado dentro do sítio das centrais nucleares, na área costeira do município de Angra dos Reis.

No processo de armazenamento a seco, o *canister* é movimentado (com auxílio de um casco de transferência) para dentro da Piscina de Combustível Usado. Uma vez posicionado na PCU, o *canister* é preenchido com os ECIs selecionados e após completada essa etapa, posiciona-se a tampa de fechamento no cilindro de armazenamento. O conjunto é então retirado da PCU para um local dentro do prédio do reator onde é efetuada a etapa de soldagem da tampa de fechamento ao *canister*.

As etapas que seguem são a de drenagem da água e posterior preenchimento com gás inerte (geralmente Hélio). Uma vez selado, o *canister* é movimentado para fora do prédio do reator (ainda com o auxílio do casco de transferência) e acomodado dentro de uma estrutura espessa de concreto chamada de Casco de Proteção (*Overpack*).

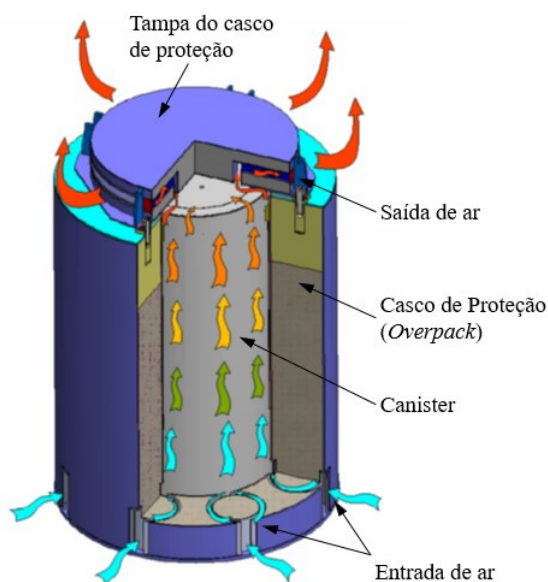


Fig. 1. Detalhe do Sistema de Armazenamento a Seco [3].

A estrutura de concreto (*Overpack*), além de proporcionar a proteção física e o direcionamento do fluxo de ar na estrutura, também desempenha papel primordial na blindagem da

radiação quando o conjunto estiver estocado permanentemente nas proximidades da Usina.

B. Base Normativa para o Licenciamento de Sistemas de Armazenamento a Seco

Sistemas de armazenamento a seco de ECI foram inicialmente testados e utilizados nos Estados Unidos e por esse motivo, grande parte da regulamentação atualmente existente está atrelada ao órgão regulador nuclear americano (US. NRC-*Nuclear Regulatory Commission*). Em território americano, os requisitos de segurança são especificados diretamente no *Code of Federal Regulations Title 10, Part 72 (10 CFR 72)* [4]. Para efeitos de licenciamento inicial das instalações, a NRC emitiu documentos orientativos que servem como base para o corpo técnico do órgão regulador avaliar o pedido de licença submetido pelo requerente. Esses documentos são denominados *Regulatory Guide 3.62* [5] e *NUREG-1567 Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities* [6].

Embora o conceito de armazenamento a seco de ECI seja relativamente novo, atrasos na definição e execução de um projeto de repositório final de material radioativo levaram a NRC a adotar a abordagem de extensão de vida das instalações de armazenamento a seco já existentes. Nesse contexto, o órgão regulador americano emitiu o documento denominado *NUREG 1927* [2], o qual serve como guia para o corpo técnico do órgão regulador nuclear avaliar o pedido de renovação de licença de uma UAS e orientar o regulador na avaliação do conteúdo e identificação do cumprimento aos requisitos regulatórios.

C. Estudos Relacionados à Degradação de Unidades de Armazenamento a Seco

Nesta seção serão organizados, em ordem cronológica, os trabalhos relacionados a alguns tipos de degradação ou cenários de operação de unidades de armazenamento a seco quando considerada a operação em prazos estendidos. Também serão apresentados estudos que expõem as preocupações em relação à manutenção das funções principais de segurança quando se aborda o armazenamento a seco de combustível nuclear usado.

A. Kosaki (2008) [7] avaliou em seu estudo a vida útil de *canisters* quando sujeitos a corrosão em ambientes próximos a costa. Nesse estudo foram avaliados os mecanismos de corrosão do tipo puntiforme (*pitting*), por fresta (*crevice corrosion*) e corrosão sob tensão (SCC – *Stress Corrosion Cracking*) em atmosfera simulando um ambiente costeiro. A vida útil do *canister* foi estimada com base no tempo necessário para que a superfície do *canister* atingisse a temperatura de condensação do vapor d'água na superfície do componente ($<100\text{ }^{\circ}\text{C}$) mais o tempo para a corrosão se propagar através da espessura total da parede do casco. Os testes realizados revelaram que a taxa de propagação da corrosão por *pitting* foi de aproximadamente $20\text{ }\mu\text{m/ano}$ enquanto a corrosão por fresta foi de $30\mu\text{m/ano}$.

Tani *et al.* (2009) [8] desenvolveram um trabalho avaliando corrosão sob tensão (SCC) de possíveis materiais candidatos a composição de *canisters* de sistemas de armazenamento a seco.

Com os diferentes testes realizados nesse trabalho, foram estimados os limites críticos de temperatura e umidade relativa necessários para proporcionar um ambiente favorável à ocorrência de trincas de corrosão sob tensão em ambiente marinho para os materiais analisados.

Caseres e Mintz (2010) [9] abordaram em seu trabalho a ocorrência de *stress corrosion cracking* (SCC) em corpos de prova de aço inoxidável austenítico (304/304L, 308/308/L e 316L), como o objetivo de investigar a ocorrência desse tipo de degradação em sistemas de armazenamento a seco instalados nas proximidades do mar. O trabalho por eles desenvolvido avaliou a susceptibilidade dos materiais para diferentes temperaturas nas condições de *spray* e névoa de sal. Entre outras coisas, o trabalho conclui que a ocorrência de SCC não é evidenciada em temperaturas superficiais de *canisters* acima de 85°C. O trabalho sugere que o problema de SCC não é provável para os primeiros anos de armazenamentos dos ECIs nos *canisters* devido a temperatura elevada do mesmo, mas pode aparecer ao longo da operação do sistema, à medida que a temperatura cai e possibilita o depósito de concentrados de sal na superfície do casco.

Spencer *et al.* (2014) [10] abordaram em seu artigo a ocorrência de *Transgranular Stress-Corrosion Cracking* (TGSCC) no aço inoxidável 304L para uma atmosfera contendo magnésio e cloro, com o intuito de analisar os efeitos da temperatura, tensão aplicada, deformação plástica prévia do material e da umidade relativa na taxa de propagação das trincas. Como resultado, foram identificados limites para os parâmetros testados com relação ao aparecimento desse tipo de degradação (TGSCC).

Ainda sobre o assunto trincas de corrosão sob tensão, EPRI emitiu um Relatório Técnico [11] estabelecendo critérios para avaliação da susceptibilidade de CISCC (*Chloride- Induced Stress Corrosion Cracking*) para *canisters* soldados utilizados no armazenamento a seco. Este documento se mostra uma excelente referência para a priorização dos esforços no gerenciamento do envelhecimento para esse mecanismo de degradação. São apresentados os fatores que afetam a susceptibilidade de CISCC de forma a permitir o ranqueamento dos *canisters* mais propensos ao aparecimento de CISCC, assim como selecionar as áreas mais importantes a serem inspecionadas.

R. Poškas *et al.* (2017) [12] fizeram um estudo da análise térmica do *canister* CASTOR RBMK-1500 localizado no sítio da usina nuclear de Ignalina na Lithuania considerando a operação dessa instalação a longo prazo (até 300 anos) para condições ambientais de inverno e verão. O estudo permitiu verificar que a temperatura crítica para o revestimento do combustível (parâmetro importante para a segurança) não seria atingida quando considerada a operação dessa unidade para prazos estendidos nas condições ambientais daquela região.

Hanifehzadeh *et al.* (2017) [13] estudaram a performance estrutural de uma unidade de armazenamento a seco vertical (em escala de 1/3) sujeita a danos decorrentes da ação combinada da corrosão induzida e do ensaio de tombamento do *canister*. Os resultados foram comparados com um casco de controle não sujeito a corrosão induzida. Depois de efetuados os testes, os danos foram avaliados em termos das deformações e trincas apresentadas em cada casco. Foi possível identificar o modo de falha em cada casco e avaliar a contribuição dos efeitos de envelhecimento na performance estrutural do *canister*.

Spykman (2018) [14] traz uma visão geral da realidade alemã no que se refere à perspectiva de armazenamento a seco de combustível irradiado e de rejeitos de alta atividade. É

mencionado em seu trabalho que a discussão sobre operação de longo prazo para o armazenamento a seco varia de 60 a 100 anos e em alguns cenários até de 500 anos, devido às incertezas decorrentes do futuro repositório final de material radioativo.

Lissenden *et al.* [15] relatam em seu trabalho os recentes esforços em pesquisa relacionados à automatização de métodos de inspeção com o objetivo de se detectar depósitos de sal e a existência de *Stress Corrosion Cracking* na superfície dos *canisters*. O método *Laser-induced breakdown spectroscopy* (LIBS) para a detecção de depósitos de sal na superfície do casco é apresentado. Também é apresentado o método de detecção do trincas por ultrassom, *Electromagnetic Acoustic Transducers* (EMATs).

Os autores abordam a necessidade de se executar remotamente, com auxílio de robôs, os referidos métodos de inspeção. Entre os requisitos de projeto para um sistema robotizado destacam: a possibilidade de mapeamento e localização de onde são feitas as medições; a necessidade de se evitar o travamento do robô durante as manobras e a tolerância do sistema aos altos níveis de temperaturas e radiação. Os autores citam a referência [16] que aborda o método SLAM (*Simultaneous Localization and Mapping*) como algoritmo capaz de determinar simultaneamente a posição do robô enquanto cria um mapa da superfície inspecionada.

Pode-se observar dessa forma que vários são os estudos relacionados a degradação dos sistemas de armazenamento a seco, em especial com relação ao fenômeno de trincamento por corrosão sob tensão (SCC – *Stress Corrosion Cracking*).

II. MATERIAIS E MÉTODOS

A. NUREG 1927

O documento emitido pela NRC, denominado NUREG-1927 [2] serve como base para o corpo técnico do órgão regulador nuclear avaliar o pedido de renovação de licença de uma UAS e orientar o regulador na avaliação do conteúdo e identificação do cumprimento aos requisitos regulatórios. Dada a importância desse guia para a elaboração do trabalho, ele será abordado com maior profundidade na sequência.

A Fig. 2, extraída de [2], mostra o fluxograma dos conteúdos (capítulos) relacionados ao processo de renovação da licença de operação desse tipo de instalação. A estrutura do documento [2] indica que o processo de avaliação da renovação da licença específica de uma Unidade de Armazenamento a Seco passa pela identificação das informações gerais (contidas no capítulo 1), a revisão do capítulo relacionado ao escopo da renovação, com a definição do processo de escopo propriamente dito e a delimitação das Estruturas, Sistemas e Componentes (ESCs) que devem estar dentro do escopo da renovação pretendida. Já a revisão sobre o Gerenciamento do Envelhecimento (Capítulo 3) aborda informações relacionadas aos meios e efeitos de degradação dos ESCs incluídos no escopo da renovação e que podem ser avaliados por métodos específicos: Análise de envelhecimento limitado pelo tempo (TLAA) ou Programas de Gerenciamento do envelhecimento (AMP).

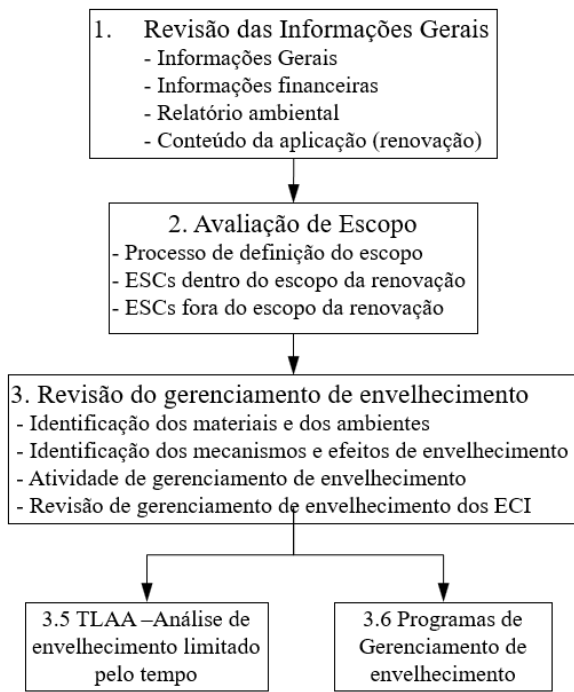


Fig. 2. Conteúdo do processo de renovação de licença. Adaptado de [2].

O capítulo 2 da referência [2] trata da avaliação do escopo.

A avaliação do escopo deve identificar as Estruturas, Sistemas e Componentes (ESCs) do Sistema de Armazenamento a Seco que necessitam ser revisados levando-se em consideração os mecanismos e efeitos de envelhecimento. Uma vez listados os ESCs do sistema, aplica-se o estabelecido no fluxograma da Fig. 3 para delimitar quais Estruturas, Sistemas, Componentes devem estar dentro/fora do escopo da renovação.

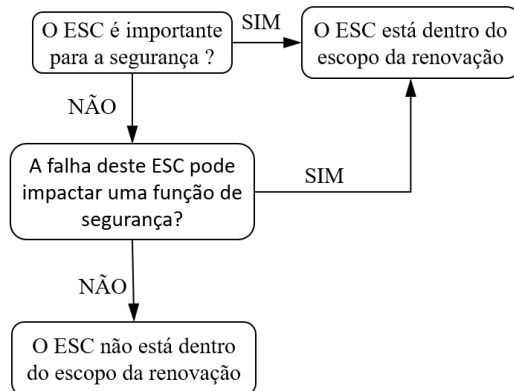


Fig. 3. Fluxograma do processo de avaliação de escopo. Adaptado de [2].

Uma vez definidos os ESCs dentro do escopo do processo de renovação, deve-se assegurar que cada ESC em questão siga o que se define no item 3 do Fluxograma da Fig. 2. Assim, um pedido de renovação de licença desse tipo de instalação deve abordar os seguintes conteúdos, com base técnica adequada:

- A identificação dos materiais e dos ambientes de serviço para aqueles ESCs que foram enquadrados dentro do escopo da renovação;

- A identificação dos mecanismos e efeitos de envelhecimento que requerem medidas de gerenciamento;
- Definição de atividades de gerenciamento do envelhecimento: Verificação da aplicabilidade do método de Análise de envelhecimento limitado pelo tempo (TLAA) ou de programas de gerenciamento de envelhecimento para gerenciar os efeitos de degradação.

Este trabalho selecionou alguns ESCs que compõem a UAS para aplicar o que está definido no item 3 do fluxograma da Fig. 2. Primeiramente foram identificados os materiais e condições de serviço dos componentes selecionados. Num segundo momento foram abordados os mecanismos e efeitos de degradação. Por último, foram propostas atividades de gerenciamento de envelhecimento. Para as medidas propostas foram também levados em consideração os resultados de pesquisas que foram feitas nos últimos anos em relação aos mecanismos de degradação correlatos à operação de uma UAS em ambiente costeiro.

III. RESULTADOS E DISCUSSÃO SOBRE O GERENCIAMENTO DO ENVELHECIMENTO

A. Classificação dos ESCs de uma UAS

A Tabela I lista algumas Estruturas, Sistemas e Componentes da Unidade de Armazenamento a Seco a ser utilizada no Brasil, conforme descrito no Relatório Preliminar de Análise de Segurança da UAS [3]. Foi utilizado o fluxograma apresentado na Fig. 3 como base para a incorporação dos ESCs dentro do escopo de renovação de licença. A referida tabela mostra a classificação dos ESCs de acordo com os critérios estabelecidos no NUREG 1927 [2]. O grau de severidade da consequência da degradação é apresentado na última coluna da Tabela I e será

TABELA I
CLASSIFICAÇÃO DOS ESCS DE UMA UAS

Estrutura Sistema ou Componente (ESC)	Está no Escopo?	Severidade da Consequência da Degradação
Canister (Casco)	Sim	3
Casco de Transferência	Sim	1
Overpack (Casco de Proteção)	Sim	2
Elemento Combustível	Sim	3
Espaçador de ECI	Sim	2
Transportador	Sim	1

utilizado para selecionar os ESCs que serão aprofundados quanto aos mecanismos de degradação a que estarão sujeitos no sítio da instalação.

A classificação dos ESCs quanto a severidade da consequência da degradação é essencialmente uma *graded approach* utilizada para definir requisitos de um programa de gerenciamento de envelhecimento. O índice de gravidade de 3 é o mais alto, 2 significa gravidade moderada, 1 é um impacto menor no ESC e 0 significa que o ESC não necessita estar sujeito a um Programa de Gerenciamento de Envelhecimento [3].

Com base na classificação apresentada na Tabela I, foram escolhidos os itens mais sensíveis para a avaliação de segurança e proposição de medidas de gerenciamento de envelhecimento, a saber:

- *Canister (Casco)*;

- *Overpack* (Casco de proteção)
- Elemento combustível armazenado

Os resultados da avaliação são descritos abaixo para cada um dos 3 componentes selecionados.

B. *Canister* (Casco)

1) Identificação dos Materiais e Condições de Serviço:

- O *canister* consiste em um cilindro metálico com altura de 533,4 cm e diâmetro de 192,4 cm, fabricado em aço inoxidável austenítico e com espessura de 12,7 mm;
- Cada *canister* acomoda em seu interior até 32 ECI oriundos da Central Nuclear Angra 1 e até 37 ECI provenientes da unidade Angra 2;
- A função de segurança do *canister* é a de confinamento do combustível nuclear usado evitando o seu contato com o ambiente externo;
- Além disso, o *canister* garante uma interface de transferência de calor entre o combustível nuclear usado e meio externo;
- O modo de dissipação do calor para o ambiente é predominantemente de passivo, por convecção natural;
- O componente será instalado dentro do sítio das centrais nucleares, na área litorânea do município de Angra dos Reis. Um ambiente com elevada umidade relativa e concentração de sais no ar.

A Fig. 4, extraída do RPAS [3], traz evidência dos altos valores de umidade relativa referentes ao local da instalação da UAS no Brasil.

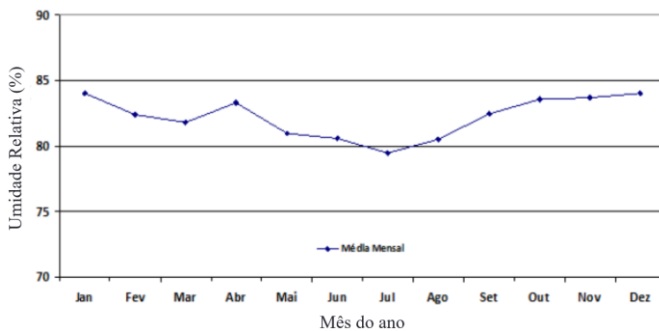


Fig. 4. Umidade relativa média mensal registrada no Sítio da instalação [3]

TABELA II
REGISTRO DAS TEMPERATURAS NO SÍTIO DA UAS NO BRASIL [3]

Ano	Temperatura Mínima [°C]	Temperatura Máxima [°C]	Ano	Temperatura Mínima [°C]	Temperatura Máxima [°C]
1985	13,0	32,8	1999	12,8	37,0
1986	14,1	34,0	2000	10,2	33,5
1987	12,8	34,8	2001	10,4	33,3
1988	11,4	34,3	2002	10,2	35,8
1989	12,4	34,0	2003	10,1	33,5
1990	13,0	35,1	2004	12,7	31,5
1991	13,3	34,3	2005	13,1	34,5
1992	12,9	32,0	2006	12,3	35,6
1993	13,0	36,1	2007	12,6	33,4
1994	11,3	33,9	2008	15,8	35,1
1995	14,9	36,3	2009	13,8	34,4
1996	12,7	33,5	2010	14,1	35,5
1997	13,7	37,9	2011	11,7	34,5
1998	15,3	36,5	Período	10,1	37,9

Já a Tabela II, também extraída do RPAS [3], mostra as oscilações de temperatura registradas nos últimos anos para o sítio da instalação da Unidade de Armazenamento a Seco.

2) Mecanismos e Efeitos de Degradação a Serem Considerados:

As evidências extraídas do Relatório Preliminar de Análise de Segurança da instalação [3] permitem afirmar que o *canister* apresenta os três principais fatores necessários ao desenvolvimento de trincas de corrosão sob tensão (SCC), a saber: ambiente favorável (próximo à costa), material suscetível (aço inoxidável austenítico) e tensão residual (oriunda do processo de fabricação e do fechamento do *canister* por processo de soldagem).

Adicionalmente, o gráfico da Fig. 4 mostra que os níveis de Umidade Relativa que o *Canister* está sujeito são elevados praticamente o ano todo. Isso comparado às conclusões extraídas de [5], [11] que apresentaram valores de umidade relativa críticos para o aparecimento de trincas de corrosão sob tensão ratificam a recomendação de que deve ser dada atenção especial a esse tipo de degradação.

Conforme relatado anteriormente, os estudos desenvolvidos por Caseres e Mintz [9] mostraram que a ocorrência da degradação por SCC pode não ser evidenciada no início da operação de uma UAS, uma vez que a temperatura superficial do *canister* ainda é alta e impossibilita o depósito de sal na sua superfície. Entretanto, para prazos estendidos, a ocorrência de SCC deve ser considerada à medida que sua temperatura decresce a patamares que permitam a condensação de água e deposição de concentrados de sais.

Outro aspecto importante a ser considerado como mecanismo de degradação para *canisters* operando nas proximidades do mar é a ocorrência de corrosão puntiforme (*pitting corrosion*) e a corrosão por fresta (*crevice corrosion*).

Conforme relatado por A. Kosaki [7], a ocorrência de SCC nesse tipo de ambiente geralmente se origina de pontos de corrosão puntiforme ou por fresta.

Já a ocorrência de fadiga térmica não pode ser sugerida como potencial de degradação do *canister*, uma vez que as oscilações de temperatura para o sítio de Angra dos Reis não são tão expressivas como pode ser observado na Tabela II.

3) Atividades de gerenciamento de envelhecimento para o *canister*

Através da aplicação de parte da metodologia do NUREG 1927 [2], juntamente com os levantamentos efetuados através das pesquisas bibliográficas, [7]-[11], [13] constatou-se que especial atenção tem sido dada à degradação do *canister* decorrente da ação de corrosão sob tensão (SCC). Portanto, para esse mecanismo de degradação, se propõe que sejam tomadas as seguintes medidas:

a) Classificar os *canisters* de acordo com os critérios estabelecidos em [11]: tempo de armazenamento, material do *canister* e carga térmica a ser dissipada, de modo a evidenciar aqueles que apresentam maior potencial ao surgimento de trincas decorrentes de corrosão sob tensão em ambiente contendo cloretos;

b) Focar as inspeções nas regiões mais susceptíveis, conforme relatado em [11], a saber:

- Região da Zona Afetada pelo Calor (ZAC) no processo de soldagem relacionado à fabricação do *canister* e à soldagem da tampa ao casco;
- Região inferior do casco nas proximidades do canal de entrada do ar (região que possui a mais baixa temperatura relativa);
- Região da superfície da tampa de fechamento superior devido a possibilidade de acúmulo de cloretos.

c) Realizar inspeções visuais na superfície do *canister* a cada cinco anos a serem efetuadas segundo um procedimento específico que permita a comparação dos resultados obtidos das diferentes inspeções. O procedimento específico além de descrever a execução das inspeções visuais, deve delimitar parâmetros mensuráveis que permitam a reprodução futura das condições de inspeção, tais como: definição do tipo de equipamento utilizado, ângulo de inspeção, condições de luminosidade, entre outros. As inspeções podem ser executadas remotamente com auxílio de boroscópio, evitando que o operador do equipamento fique muito próximo ao *canister*.

d) Instalar corpos de prova (pré-tensionados) do mesmo material do *canister* que possam ser alocados próximos a superfície do mesmo com o intuito de se observar a evolução da degradação e estimar a taxa de propagação de trincas que venham a ocorrer e prever a ocorrência de SCC para o aço inoxidável do *canister* naquele ambiente. (como exemplo pode-se citar a norma ASTM G30 - *Standard Practice for Making and Using U-Bend Stress-Corrosion Test Specimens*) [17];

e) Estimar, via simulação numérica, com auxílio de um modelo em CAD e dinâmica de fluidos computacional (CFD) o decaimento da temperatura na parede de cada *canister* ao longo do tempo de estocagem de modo a saber quando a superfície do mesmo chegará abaixo de 100°C proporcionando um ambiente mais favorável a condensação de vapor d'água e deposição de sais na superfície (condições imprescindíveis ao aparecimento de SCC);

f) Monitorar quanto ao aparecimento de depósitos de sal e produtos de corrosão nas áreas mais sensíveis do *canister*: regiões mais frias e próximas a cordões de solda que possam apresentar as condições ideais para o aparecimento de SCC ou dos mecanismos de degradação (*pitting* e *crevice corrosion*) que antecedem a ocorrência de SCC, conforme evidenciado no trabalho de A. Kosaki [7]. Podem ser executadas inspeções com auxílio de robôs, conforme abordado na referência [15]. O método *Laser-induced breakdown spectroscopy* (LIBS) pode ser utilizado para a detecção de depósitos de sal. Já o método de ultrassom pode ser utilizado para a detecção do trincas. Para mapear a localização das possíveis áreas degradadas pode-se utilizar a método SLAM (*Simultaneous Localization and Mapping*) [16].

C. Casco de Proteção (Overpack)

1) Identificação dos Materiais e Condições de Serviço:

O *Overpack*, ou casco de proteção, é um dos componentes do Sistema de Armazenamento a Seco. O mesmo pode ser observado em mais detalhes na Fig. 1. Ele é composto de duas estruturas de aço cilíndricas e concêntricas, com espessura de 19 mm, reforçadas radialmente por chapas de mesmo material e cujo interior é preenchido com concreto, sem reforços de

vergalhão. O diâmetro interno do *Overpack* é de aproximadamente 205 cm e a espessura de concreto é de 73,6 cm, enquanto a altura é de aproximadamente 5,5 m. A base do *overpack* e o fechamento superior completam a estrutura, que é projetada para que haja um caminho delimitado para a entrada e saída de ar de modo a favorecer a dissipação de calor de forma passiva. Na mesma Fig. 1 pode ser observado o ar entrando pela parte inferior, aquecendo-se pela troca térmica com o *canister* e saindo pela parte superior do *Overpack*.

No que se refere a função de segurança, o casco de proteção, além de proporcionar proteção física, permite (através da espessa parede de concreto) a blindagem necessária para radiação gama e nêutrons provenientes do combustível nuclear usado armazenado dentro do *canister*.

Em se tratando de um componente que é parte integrante do Sistema de Armazenamento a Seco, as condições de serviço a que o casco de proteção está exposto são basicamente as mesmas evidenciadas para o *canister*, ou seja, um ambiente costeiro com elevada umidade relativa e concentração de sais no ar.

2) Mecanismos e Efeitos de Degradação a Serem Considerados:

Os mecanismos e efeitos de degradação a serem considerados para esse componente resumem-se basicamente a corrosão que pode ocorrer na parede interna e externa do *overpack* que delimita a porção de concreto. Outros mecanismos de degradação de cascos de proteção são relatados em [18], entretanto a maioria deles está associada a cascos de proteção com estrutura em concreto armado, que não é o modelo a ser utilizado na UAS em território brasileiro.

3) Atividades de gerenciamento de envelhecimento para o Overpack:

Com base no exposto, as atividades de gerenciamento do envelhecimento relacionadas ao *Overpack* que merecem destaque quando levado em consideração a possibilidade de operação em longo prazo estão relacionadas a corrosão das paredes interna e externa que delimitam a porção de concreto do casco de proteção. Assim sendo, será proposta uma única medida para gerenciamento do envelhecimento:

a) Inspeções visuais na superfície da parede interna e externa do *Overpack* a cada cinco anos a serem efetuadas obedecendo a mesma recomendação do que foi proposto para o *canister* em termos de inspeção visual. Devido à dificuldade de acesso, a estrutura cilíndrica interna do *Overpack* pode ser inspecionada remotamente com o auxílio de boroscópio, evitando que o operador do equipamento fique próximo à fonte de radiação.

D. Elemento Combustível Armazenado.

1) Identificação dos Materiais e Condições de Serviço

Os elementos combustíveis a serem acomodados nas instalações da UAS pertencem as Centrais Nucleares de Angra 1 e 2 e consistem de varetas de liga de zircônio (Zircaloy-4) que armazenam as pastilhas de elemento combustível. A função de segurança associada ao elemento combustível é proporcionar (através do revestimento das varetas de ECI) a primeira barreira para o confinamento de material radioativo. Outra importante função desempenhada pelo revestimento do combustível é

manter a integridade do combustível como um todo, de modo a garantir as condições necessárias para as atividades de reprocessamento posterior, caso exista essa possibilidade.

O modelo de sistema de armazenamento a seco que será utilizado no Brasil (HI-STORM FW) foi licenciado nos Estados Unidos para atender os seguintes parâmetros relacionados ao combustível a ser armazenado: tempo mínimo de resfriamento após a retirada dos ECI do núcleo do reator de 3 anos; máxima queima média do combustível de 68.2 GWd/mt; e enriquecimento de U-235 menor ou igual a 4% em peso. [3].

No Brasil, o operador das centrais nucleares decidiu adotar parâmetros mais restritivos, especificando um tempo mínimo de resfriamento do ECI na PCU de 10 anos e um o valor da máxima queima média do combustível de 40 GWd/mtU (Combustível Angra 1) e 60 GWd/mtU (Combustível Angra 2).

2) Mecanismos e Efeitos de Degradação a Serem Considerados:

A Fig. 5, adaptada de [18], apresenta o detalhe de uma vareta de combustível e traz alguns dos potenciais mecanismos de degradação que podem comprometer a integridade do revestimento da vareta de combustível durante o armazenamento a seco.

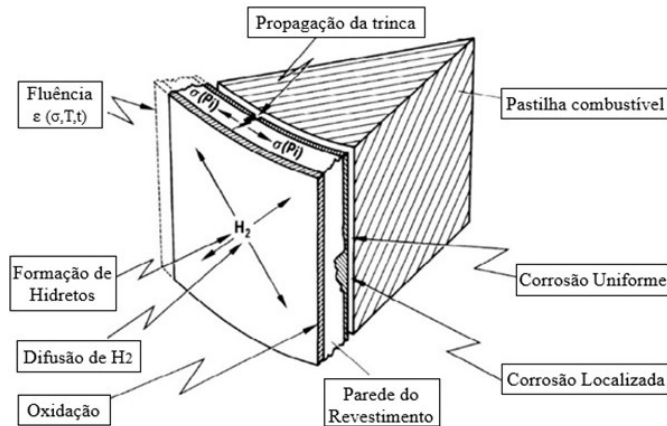


Fig. 5. Mecanismos de degradação que podem afetar o revestimento do ECI em armazenamento a seco. Adaptado de [18].

As condições que governam esses mecanismos de degradação do revestimento do ECI armazenado a seco são fortemente dependentes do estado físico inicial, da temperatura e do estado de tensão do revestimento, quando as varetas de combustível são transferidas para a instalação de armazenamento a seco [18].

Alguns tipos de danos relatados em [18] serão abordados a seguir:

- Danos às Propriedades Mecânicas do Revestimento Devido à Radiação.

Durante a operação do reator, os danos provocados pela radiação diminuem a ductilidade e a tenacidade do revestimento, tornando-o mais frágil. Esses danos são dependentes da temperatura de irradiação e da fluência de nêutrons rápidos.

Fora do reator, a radiação β (beta) e γ (gama) predominam e não causam muitos danos ao revestimento do combustível ou significativas alterações nas suas propriedades mecânicas. [18].

As doses de radiação recebidas durante o armazenamento a seco serão aproximadamente quatro a sete ordens de grandeza inferiores àquelas recebidas durante a irradiação no reator.

Entretanto, segundo [18], acredita-se que danos devido à radiação sejam cumulativos e, portanto, o que acontece com o revestimento ao longo de várias décadas de armazenamento a seco é desconhecido.

- Efeitos da temperatura no revestimento do Combustível.

O estudo desenvolvido por Ito et al. [19], chega à conclusão de que é muito provável que o armazenamento a seco de ECI por períodos estendidos cause, devido a influência da temperatura, a diminuição da dureza e o aumentando da ductilidade do revestimento. O autor destaca que o aumento da ductilidade poderia facilitar a ocorrência de fluência no revestimento do combustível e dessa forma, propiciar a liberação de hidrogênio dissolvido.

- Efeitos Decorrentes de H_2 – Fragilização e Reorientação de Hidretos.

Durante a operação do reator, o revestimento do combustível sofre corrosão uma vez que a água de refrigeração em alta temperatura reage com o revestimento produzindo uma camada de óxido de zircônio. O hidrogênio é liberado durante essa reação química e uma fração desse hidrogênio é absorvida pelo Zircaloy [18]. Quando a concentração de hidrogênio excede o limite de solubilidade, formam-se hidretos de zircônio, e dependendo do tamanho, da distribuição e da orientação, esses hidretos podem fragilizar o revestimento e reduzir sua ductilidade.

A presença de hidretos pode facilitar o surgimento de trincas no revestimento se os mesmos estiverem alinhados radialmente, ou seja, perpendicularmente ao campo de tensão principal de tração que ocorre na parede do tubo [18]. Os hidretos formados no revestimento são tipicamente observados com orientação circunferencial, entretanto, pode-se observar a sua reorientação para a direção radial dependendo do nível de tensão do revestimento quando este é resfriado de uma temperatura mais alta, como é o caso quando o *canister* (que contém os ECIs) passa pelo processo de drenagem e preenchimento com gás inerte (operação que antecede o armazenamento a seco).

- Efeitos Decorrentes de H_2 – Ocorrência de Trincas Devido a Formação Tardia de Hidretos

O aparecimento de trincas decorrentes da formação tardia de hidretos é um mecanismo dependente do tempo tradicionalmente considerado como oriundo da difusão de hidrogênio por uma ponta de fissura existente no revestimento, seguida de nucleação, crescimento da trinca e posterior fratura do hidreto na extremidade da fissura existente. O processo continua enquanto existir tensão suficiente para promover a difusão do hidrogênio, conforme relatado em [20] e [21].

Segundo [18], o DHC tem sido tradicionalmente descartado como um possível mecanismo de degradação do revestimento durante armazenamento prolongado, porque à medida que a temperatura diminui a tensão é reduzida e se torna insuficiente para promover a propagação de trincas (EPRI, 2002 e Rothman 1984) [23], [22]. Entretanto, o próprio estudo de Rothman [22] observou que dados adicionais eram necessários quando

analisadas profundidades de trincas muito grandes (aprox. 50% da espessura da parede do revestimento).

- Oxidação do Revestimento.

A oxidação do Zircaloy é um processo termicamente induzido e que requer, por definição, a presença de um agente oxidante. Sendo assim, durante a operação normal do sistema de armazenamento a seco, como por exemplo, durante a fase de preenchimento do *canister* com gás inerte, a oxidação do revestimento se torna improvável [18]. A oxidação pode sim ocorrer se o *canister* for preenchido indevidamente com ar, se houver algum rompimento da barreira de confinamento (permitindo a entrada de ar), ou por produção de oxigênio devido à radiólise da água residual que não tenha sido retirada totalmente do *canister* na fase de drenagem.

A ocorrência de oxidação no revestimento da vareta de ECI pode enfraquecer a parede do tubo, tornando-a mais suscetível ao aparecimento de trincas. Além disso, outro ponto negativo é que a oxidação pode alterar a emissividade da superfície da vareta, tornado a troca térmica menos efetiva e assim, aumentando a temperatura do ECI e do seu revestimento.

- Fluência.

A principal força motriz para a fluência do revestimento é a tensão circunferencial causada pela pressão interna da vareta de combustível, entretanto, essa pressão diminui com o tempo à medida que o volume da vareta aumenta. Segundo [18], a fluência nesse tipo de componente é considerada autolimitada, ou seja: à medida que a fluência aumenta, o volume interno da vareta cresce, resultando na diminuição da pressão interna e na redução da tensão circunferencial.

3) Atividades de Gerenciamento de Envelhecimento para o Elemento Combustível

Conforme exposto anteriormente, vários são os mecanismos de degradação que podem desafiar a integridade do revestimento do elemento combustível armazenado. Entretanto, como mencionado em [18] a maioria dos mecanismos de degradação tem seu potencial de dano diminuído ao longo do tempo de armazenamento, conforme ocorre o decaimento dos produtos de fissão e por consequência uma diminuição na temperatura e no nível de tensões da parede da vareta de combustível.

Levando em consideração que o revestimento não é considerado barreira de confinamento para efeito de requisitos regulatórios da operação da UAS [18], e tendo em vista que a abertura do *canister* para inspeção de rotina dos ECIs se tornaria uma atividade dispendiosa e com exposição à radiação desnecessária aos trabalhadores envolvidos, o que se propõe não são propriamente atividades de gerenciamento de envelhecimento, mas sim medidas que possam diminuir as chances de ocorrência dos mecanismos de degradação abordados anteriormente. São listadas abaixo as medidas de acordo com o mecanismo de degradação associado:

a) Como os mecanismos de degradação associados aos danos decorrentes da difusão de H₂, formação de hidretos e fluência são correlatos a presença inicial de trincas no revestimento, propõe-se que os ECIs sejam inspecionados individualmente antes de serem armazenados, com o intuito de se evitar o

armazenamento a seco daqueles ECIs que apresentarem elevado número de fissuras ou trincas superficiais no revestimento das varetas;

As inspeções nos ECIs podem ser executadas por diferentes métodos, conforme relatado na referência [24]. A mesma referência sugere o uso da técnica ultrassônica pulso-eco para a detecção de varetas de combustível com falhas.

b) No que se refere à oxidação do revestimento, atenção especial deve ser dada à elaboração do procedimento e ao treinamento de pessoal que estiver responsável pela etapa de drenagem do *canister* e posterior preenchimento com gás inerte.

IV. CONCLUSÕES

A aplicação de parte da metodologia definida no NUREG 1927 [2], aliada aos resultados de pesquisas recentes sobre os meios de degradação correlatos à operação de uma Unidade de Armazenamento a Seco (UAS) em ambiente costeiro, permitiu que fossem avaliados aspectos relacionados à segurança de três Estruturas, Sistemas e Componentes (ESCs) críticos à operação de longo prazo do modelo de UAS a ser utilizado no sítio das centrais nucleares de Angra dos Reis.

Como resultado dessa avaliação, foram propostas medidas para o gerenciamento do envelhecimento para uma eventual renovação de licença. Essas medidas estão descritas abaixo para cada um dos componentes, de forma resumida. A descrição completa encontra-se no item 3) da seção anterior.

A. Medidas de Gerenciamento para o Canister:

a) Classificar os *canisters* de acordo com os critérios estabelecidos em [11]: tempo de armazenamento, material do *canister* e carga térmica a ser dissipada, de modo a evidenciar aqueles que apresentam maior potencial ao surgimento de trincas decorrentes de corrosão sob tensão (SCC).

b) Realizar inspeções visuais na superfície do *canister* a cada cinco anos a serem efetuadas segundo um procedimento específico que permita a comparação dos resultados obtidos das diferentes inspeções. As inspeções podem ser executadas remotamente com auxílio de boroscópio.

c) Instalar corpos de prova (pré-tensionados) do material do *canister* que possam ser alocados próximos a superfície do mesmo com o objetivo de prever a ocorrência de SCC para o aço inoxidável do *canister* naquele ambiente.

d) Estimar, via dinâmica de fluidos computacional (CFD) o decaimento da temperatura na parede de cada *canister* com o objetivo de prever o surgimento de depósitos de sais;

e) Monitorar quanto ao surgimento de corrosão tipo *pitting* e *crevice corrosion*. Conforme trabalho de A. Kosaki [7] esses modos de corrosão antecedem a ocorrência de SCC.

f) Executar inspeções com auxílio de robôs, conforme abordado na referência [15]. O método *Laser-induced breakdown spectroscopy* (LIBS) pode ser utilizado para a detecção de depósitos de sal. Já o método de ultrassom pode ser utilizado para a detecção de trincas. Para mapear a localização das possíveis áreas degradadas pode-se utilizar a método SLAM (*Simultaneous Localization and Mapping*) [16].

B. Elemento Combustível Irradiado (ECI)

a) Propõe-se que os ECIs sejam inspecionados individualmente antes de serem armazenados, com o intuito de

se evitar o armazenamento a seco daqueles ECIs que apresentam elevado número de trincas no revestimento das varetas. Pode-se utilizar a técnica ultrassônica pulso-eco para a detecção de varetas de combustível com falhas, conforme relatado em [24].

C. Medida Gerenciamento para o Overpack

a) Inspeções visuais na superfície da parede interna e externa do *Overpack* a cada cinco anos a serem efetuadas segundo um procedimento específico que permita a comparação dos resultados obtidos nas diferentes inspeções. A estrutura cilíndrica interna do *Overpack* pode ser inspecionada remotamente com o auxílio de boroscópio, evitando que o operador do equipamento fique próximo à fonte de radiação.

Conclui-se com esse trabalho que entre os ESCs selecionados para avaliação, o que requer maior atenção e foco no gerenciamento de mecanismos de degradação numa eventual operação de longo prazo é o *canister*, uma vez que o mesmo desempenha a função primordial de confinamento do combustível nuclear usado e está sujeito ao mecanismo de degradação que é o surgimento de trincas devido a corrosão sob tensão (SCC – *Stress Corrosion Cracking*).

Espera-se, pelo exposto acima, que as recomendações apresentadas auxiliem tanto o operador do sistema de armazenamento a seco quanto o órgão regulador na tomada de decisão quando da submissão de uma eventual renovação de licença de operação desse tipo de sistema.

REFERENCIAS

- [1] Eletrobras Eletronuclear S.A., “Final Safety Analysis Report (FSAR Angra 1e 2)”, ETN, Rio de Janeiro, RJ, Brazil, 2013.
- [2] NUREG 1927: Standard Review Plan for Renewal of Specific Licenses and Certificates of Compliance for Dry Storage of Spent Nuclear Fuel, Nuclear Regulatory Commission (NRC), Washington, D.C., 2016. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/docs/ML1617/ML16179A148.pdf>. Accessed on: Sep. 25, 2019.
- [3] Eletrobras Eletronuclear S.A., “Preliminary Safety Analysis Report on The HI-STORM FW MPC Storage System (PSAR UAS)”, ETN, Rio de Janeiro, RJ, Brazil, 2018.
- [4] 10 CFR Part 72: Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste, Nuclear Regulatory Commission (NRC), Washington, D.C., 2011. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part072/>, Accessed on: Sep. 25, 2019.
- [5] Regulatory Guide 3.62: Standard Format and Content for the Safety Analysis Report for Onsite Storage of Spent Fuel Storage Casks, Nuclear Regulatory Commission (NRC), Washington, D.C., 1989. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003739545.pdf>, Accessed on: Sep. 25, 2019.
- [6] NUREG-1567: Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities, Nuclear Regulatory Commission (NRC), Washington, D.C., 2000. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1567/sr1567.pdf>. Accessed on: Sep. 25, 2019.
- [7] A. Kosaki, “Evaluation method of corrosion lifetime of conventional stainless steel canister under oceanic air environment”, *Nuclear Engineering and Design*, vol. 238, pp. 1233-1240, 2008.
- [8] TANI, Jun-ichi, Mayuzumi, Masami., Hara, Nobuyoshi. Stress corrosion cracking of stainless-steel canister for concrete cask storage of spent fuel”, *Journal of Nuclear Materials* vol. 379, pp. 42-47, 2008.
- [9] L. Caseres; T.S. Mintz, “Atmospheric Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Welded and Unwelded 304, 304L, and 316L Austenitic Stainless Steels Commonly Used for Dry Cask Storage Containers Exposed to Marine Environments”, Southwest Research Institute. San Antonio, Texas, 2010.
- [10] Spencer, D. T. et al, “The initiation and propagation of chloride-induced trans granular stress corrosion cracking (TGSCC) of 304L austenitic stainless steel under atmospheric conditions”, *Corrosion Science.*, vol. 88, pp.76-88, 2014.
- [11] Electric Power Research Institute, “Susceptibility Assessment Criteria for Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking (CISCC) of Welded Stainless-Steel Canisters for Dry Cask Storage Systems”, EPRI, Palo Alto, California, USA, Tech. Rep. TR-3002005371, Sep. 2015.
- [12] Poškas, R., “Thermal analysis of CASTOR RBMK-1500 casks during long-term storage of spent nuclear fuel”, *Annals of Nuclear Energy*, vol. 99, pp. 40-46, 2017.
- [13] Hanifehzadeh, M., “Multi-hazard performance of reinforced concrete dry casks subjected to chloride attack and tip-over impact”, *Annals of Nuclear Energy.*, vol. 108, pp. 10-23, 2017.
- [14] Spykman, G., “Dry storage of spent nuclear fuel and high active waste in Germany-Current situation and technical aspects on inventories integrity for a prolonged storage time”, *Nuclear Engineering and Technology.* vol. 50, pp. 313-317, 2018.
- [15] C. J. Lissenden *et al.*, “Toward Robotic Inspection of Dry Storage Casks for Spent Nuclear Fuel,” *ASME. J. Pressure Vessel Technol.*, vol. 139, no. 3, Jun. 2017. Accessed on: Jun. 9, 2020, DOI: <https://doi.org/10.1115/1.4035788>.
- [16] Levinson, J. S., and Thrun, S., 2010, “Robust Vehicle Localization in Urban Environments Using Probabilistic Maps,” IEEE International Conference on Robotics and Automation (ICRA), Anchorage, AK, May 3–7, pp. 4372–4378.
- [17] Standard Practice for Making and Using U-Bend Stress-Corrosion Test Specimens, ASTM G30, 2016.
- [18] U.S. Department of Energy – DOE, “Used Fuel Disposition Campaign: Gap Analysis to Support Extended Storage of Used Nuclear Fuel”. Washington, D.C. 2012.
- [19] Ito, K. Kamimura; Y. Tsukuda. “Evaluation of Irradiation Effect on Spent Fuel Cladding Creep Properties”. In Proceedings of the 2004 International Meeting on LWR Fuel Performance, American Nuclear Society. La Grange Park, Illinois, USA, 2004, pp. 440.
- [20] McRae, G. A.; Coleman, C.E; Leitch, B.W., “The First Step for Delayed Hydride Cracking in Zirconium Alloys”, *Journal of Nuclear Materials*, vol. 396, pp. 130-143, 2010.
- [21] Puls, Manfred P., “Review of the thermodynamic basis for models of delayed hydride cracking rate in zirconium alloys”, *Journal of Nuclear Materials*. vol. 393, pp. 350-367, 2009.
- [22] Rothman, A.J. “Potential Corrosion and Degradation Mechanisms of Zircaloy™ Cladding on Spent Nuclear Fuel in a Tuff Repository”, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, California, USA, Report Attachment 10 to MRB-0418, JUCID-20172, 1984.
- [23] Electric Power Research Institute, “Technical Bases for Extended Dry Storage of Spent Nuclear Fuel”, EPRI, Palo Alto, California, USA, Tech. Rep. TR-1003416, 2002.
- [24] Z. D. Thome, W. C. A. Pereira, J. C. Machado, J. M. Seixas and W. Soares-Filho, "A System for Nuclear Fuel Inspection Based on Ultrasonic Pulse-Echo Technique," in IEEE Transactions on Nuclear Science, vol. 58, no. 5, pp. 2452-2458, Oct. 2011, doi: 10.1109/TNS.2011.2164557.



Claudir José Nodari possui graduação em Engenharia Mecânica (2010) pela Universidade Federal do Rio Grande do Sul (UFRGS). Atualmente é aluno de mestrado em engenharia nuclear do Instituto Militar de Engenharia (IME). Trabalha no Departamento de Reatores da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) desde 2015.



Pedro Luiz da Cruz Saldanha possui graduação em Engenharia Elétrica pela Universidade do Estado do Rio de Janeiro (1976), mestrado em Engenharia Nuclear pela Universidade Federal do Rio de Janeiro (1995) e doutorado em Engenharia Nuclear pela Universidade Federal do Rio de Janeiro (2003). Atuou como professor do Centro Universitário de Barra Mansa de 2008-2019. Exerceu a função de tecnologista da Comissão Nacional de Energia Nuclear (1983-2020). Tem experiência na área de Engenharia Nuclear (avaliação de segurança e fiscalização) com ênfase em Sistemas de Potência Elétrica de Usinas Nucleares.



Gladson Silva Fontes possui graduação em Engenharia Elétrica (2002) pelo Instituto Militar de Engenharia (IME), mestrado em Engenharia Nuclear pelo IME (2008) e doutorado em Engenharia Nuclear pela COPPE/UFRJ (2014). É oficial superior do Exército Brasileiro. Ocupa a função de Professor Titular e Coordenador do curso de Pós-Graduação em Engenharia Nuclear do IME.