

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

LUIZ CLÁUDIO NOGUEIRA MENDONÇA

**UNIDADE DE ARMAZENAMENTO A SECO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR
USADO: ASPECTOS RELACIONADOS AO LICENCIAMENTO E DE
DIVULGAÇÃO CIENTÍFICA**

**Rio de Janeiro
2021**

LUIZ CLÁUDIO NOGUEIRA MENDONÇA

**UNIDADE DE ARMAZENAMENTO A SECO DE COMBUSTÍVEL
NUCLEAR USADO: ASPECTOS RELACIONADOS AO
LICENCIAMENTO E DE DIVULGAÇÃO CIENTÍFICA**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear da Comissão Nacional de Energia Nuclear como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear – Acadêmico em Engenharia de Reatores.

Orientador: Prof Celso Marcelo Franklin Lapa

Rio de Janeiro
2021

MEND Mendonça, Luiz Claudio Nogueira.

Unidade de armazenamento a seco de combustível nuclear usado:
aspectos relacionados ao licenciamento nuclear e de divulgação científica/
Luiz Cláudio Nogueira Mendonça – Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2021

vi,110 f. : il. ; 31cm.

Orientador: Celso Marcelo F. Lapa

Dissertação (Mestrado) – Instituto de Engenharia Nuclear,
PPGIEN, 2021.

1. Unidade de combustível usado 2. Licenciamento nuclear 3. Segurança

**UNIDADE DE ARMAZENAMENTO A SECO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR
USADO: ASPECTOS RELACIONADOS AO LICENCIAMENTO E DE
DIVULGAÇÃO CIENTÍFICA**

Luiz Cláudio Nogueira Mendonça

DISSERTAÇÃO APRESENTADA AO PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM
CIÊNCIA E TECNOLOGIA NUCLEARES DO INSTITUTO DE ENGENHARIA
NUCLEAR DA COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR COMO PARTE DOS
REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM
CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR – ACADÊMICO EM ENGENHARIA DE
REATORES

Aprovada por:

Celso Marcelo F. Lapa, D. Sc.

Jefferson Borges Araújo, D. Sc.

Daniel Artur Pinheiro Palma, D. Sc.

Pedro Luiz da Cruz Saldanha, D. Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

JULHO DE 2021

AGRADECIMENTOS

A minha esposa Rita Caroline Belchior pelo apoio irrestrito, carinho, incentivo e compreensão nas horas difíceis.

Ao meu pequeno filho Luiz Felipe Belchior Mendonça pela fonte de inspiração para dar sequência no trabalho desenvolvido.

Ao meu pai José Mendonça de Lima (In Memoriam), uma enorme referência pessoal na área nuclear e inesgotável fonte de inspiração em minha vida.

Aos meus cumpadres Tatiana e Thadeu pelo carinho e suporte necessário às diversas idas ao Rio.

Ao orientador Celso Marcelo Franklin Lapa pelo conhecimento adquirido durante o curso, incentivo à pesquisa proporcionando o subsídio necessário à elaboração da presente dissertação.

Ao orientador Jefferson Borges Araújo pelo inestimável incentivo, inspiração e empenho nas horas mais complicadas que tornou possível o desenvolvimento deste trabalho.

À todos os professores e profissionais do Instituto de Engenharia Nuclear, pelo convívio, aprendizado, transmissão do conhecimento e suporte necessário durante todo o curso.

Aos colegas da Eletronuclear pela troca de experiências profissionais e também pelo convívio durante as diversas idas ao IEN.

À Comissão Nacional de Energia Nuclear, instituição de excelência, pelo incentivo e permissão para a participação da presente capacitação

RESUMO

Diversos modelos regulatórios licenciam Reatores a Água Pressurizada para operar por 40 anos considerando a possível obsolescência dos equipamentos, fenômenos que levam ao envelhecimento de seus principais componentes dos sistemas que envolvem a parte nuclear e a redução das margens de segurança. No projeto de reatores de água leve pressurizada (PWR), existem reservatórios de combustível irradiado para o armazenamento dos elementos combustível usados, com capacidade para receber as recargas ao longo da vida útil da planta. A cada recarga, um terço dos elementos combustível são trocados. Esses elementos combustíveis usados, depois de algum tempo, seriam armazenados em instalações definitivas. No entanto, até o momento, não há solução definitiva, considerada aceitável, para o armazenamento desses combustíveis nucleares usados. Devido ao desenvolvimento do estado da arte e às análises de segurança realizadas, ficou demonstrado que os projetos originais das Usinas Nucleares eram conservadoras. Desta forma, com modificações de projeto e melhorias e modernizações e reavaliações das margens de segurança, é possível aumentar a vida útil dessas plantas de 40 para 60 anos. Com este tempo de operação adicional, as usinas nucleares enfrentam o desafio de estocar os elementos de combustível usados desses 20 anos adicionais. Uma alternativa que se mostrou interessante e segura é o sistema de armazenamento a seco. O presente trabalho pretende apresentar as características desta tecnologia, aspectos do funcionamento deste armazenamento e discutir aspectos regulatórios para auxiliar no licenciamento deste tipo de instalação.

Palavras Chave: Unidade de combustível usado, Licenciamento de instalação nuclear, Segurança.

ABSTRACT

Several regulatory models license Pressurized Water Reactors to operate for 40 years considering possible equipment obsolescence, phenomena that lead to aging of its main components of systems involving the nuclear part and the reduction of safety margins. In pressurized light water (PWR) reactors design there are spent fuel pools for the storage of used fuel elements with capacity to receive the recharges throughout the lifetime of the plant. At each recharge one third of the fuel elements are exchanged. These used fuel elements, after sometime, would then be stored in definitive facilities. However, to date, there is no definitive solution, considered acceptable, for the storage of these used nuclear fuels. Due to the development of the state of the art and safety analyzes carried out, it was demonstrated that the original projects of the Nuclear Plants were conservative. In this way, with modifications of design and improvements and modernizations and reassessments of safety margins, it is possible to increase the lifetime of these plants from 40 to 60 years. With this additional operating time, the nuclear power plants face the challenge of stocking the used Fuel elements from these additional 20 years. An alternative that has proven to be interesting and safe is the dry storage system. The present work intends to present the characteristics of this technology, aspects of operation of this storage and discuss regulatory aspects to assist in the licensing of this type of installation.

Keywords: Dry storage system, Nuclear licensing, Safety.

LISTA DE FIGURAS

Figura 1: Angra 1 - Piscina de Combustível Usado	17
Figura 2: Angra 2 - Piscina de combustível usado	17
Figura 3: Usinas americanas que possuem instalações de armazenamento de combustível irradiado a seco.....	20
Figura 4: Recipientes de armazenamento a seco	26
Figura 5: Recipientes de armazenamento a seco	26
Figura 6: Canister para armazenamento a seco de elementos combustíveis usados	26
Figura 7: Visão geral da instalação de armazenamento a seco.....	29
Figura 8: Cavidade ou canal de reabastecimento.	29
Figura 9: Equipamento de Transporte	30
Figura 10: Equipamento de transporte.....	30
Figura 11: Soldagem do MPC simulado	98
Figura 12: Aplicação de líquido penetrante para verificação da integridade da solda	98
Figura 13: MPC simulado com conexões e equipamentos de medição e monitoramento	99
Figura 14: Comporta de interligação entre PCU e cask pool	100
Figura 15: Horizontalização do HI-TRAC no edifício da contenção	101
Figura 16: Descida do HI-TRAC com utilização de pórtico	101
Figura 17: Posicionamento do HI-TRAC acima do HI-STORM	102
Figura 18: Transporte do HI-STORM para o UAS	102
Figura 19: Transporte do HI-STORM pelo CHM.....	103

LISTA DE TABELAS

Tabela 1: Características da Piscina de Combustível da CNAAA	16
Tabela 2: Referência cruzada entre NUREG 1536 e NUREG 1567	36
Tabela 3: Estruturação do Relatório Preliminar ou Final de Análise de Segurança.....	38
Tabela 4: Projetistas certificados pela USNRC	27

LISTA DE ABREVIACÕES E SIGLAS

ABNT – Associação Brasileira de Normas Técnicas
ACI – American Concrete Institute
ALARA – As Low as Reasonably Achievable
AMP – Aging Management Program
AOI – Autorização para Operação Inicial
AOP – Autorização para Operação Permanente
ASME – American Society of Mechanical Engineers
AUMAN – Autorização para Utilização de Material Nuclear
BWR - Boiling Water Reactor
CAD – Concreto de Alta Densidade
CG – Coordenação Geral
CP – Corpo de Prova
CNAAA – Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto
CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear
CGRC – Coordenação Geral de Reatores e Ciclo do Combustível
CHM – Cask Handling Machine
CODRE – Coordenação de Reatores
COSAL – Coordenação de Salvaguardas
CROU – Comissão de Revisão de Operação da Usina
CSF – Commercial Spent Fuel
DFC – Damaged Fuel Container
DGI – Diretoria de Gestão Institucional
DPD – Diretoria de Pesquisa e Desenvolvimento
DRS – Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear
DIN – Deutsches Institut für Normung
DISEN – Divisão de Segurança Física e Normatização
EC – Elemento Combustível
EPE – Empresa de Pesquisa Energética
ESC - Estruturas, Sistemas e Componentes
ETN - Eletronuclear

FCK – Resistência Característica de Projeto do Concreto aos 28 dias
FHD – Forced Helium Dehydration
HBF – High Burnup Fuel
HI STORM – Componente de Armazenamento
HI TRAC – Componente de Transferência
IAEA - International Atomic Energy Agency
INES - International Nuclear Event
Scale INPO - Institute of Nuclear
Power Operations
IRSN – Insitut de Radioprotection et Sûreté Nucléaire
ISFSI – Independent Spent Fuel Storage Installation
ITS – Important to Safety
KTA – Kerntechbisches Ausschuss
LABGENE – Laboratório de Geração de Energia Nucleoelétrica
LRA – License Renewal Application
LC – Licença de Construção
LTO – Long Term Operation
MCNP – Monte Carlo N-Particle Transport Code
MPC – Multi Purpose Canister
NBR – Norma Brasileira
NEA – Nuclear Energy Agency
NEI - Nuclear Energy Institute
NITS – Not Important to Safety
NPP – Nuclear Power Plant
NRA - National Regulation Authority
NRC - Nuclear Regulatory Commission
NUREG – Nuclear Regulatory Guide
OCDE – Organização para Cooperação e Desenvolvimento Econômico
PCT – Peak Cladding Temperature
PCU – Piscina de Combustível Usado
PEL – Plano de Emergência Local
PGE - Programa de Gerenciamento da Degradação por Envelhecimento
PGQ – Programa de Garantia da Qualidade

PPI – Plano de Proteção Contra Incêndio
PPF – Plano de Proteção Física
PPR – Plano de Proteção Radiológica
PT – Parecer Técnico
PWR - Pressurized Water Reactor
QA – Quality Assurance
RMB – Reator Multi Propósito
RPAS (PSAR) – Relatório Preliminar de Análise de Segurança
RPS - Revisão Periódica de Segurança
RFAS (FSAR) – Relatório Final de Análise de Segurança
SPMT - Self-Propelled Modular Transporter
SFP – Spent Fuel Pool
SNF – Spent Nuclear Fuel
TAL – Threaded Anchor Location
TIR – Taxa Interna de Retorno
TMI- Three Miles Island
UAS – Unidade de Armazenamento de combustível nuclear irradiado a seco
USNRC – United States Nuclear Regulatory Commission
WANO - World Association of Nuclear Operators

SUMÁRIO

CAPÍTULO 1	14
1. INTRODUÇÃO	14
1.1. CONTEXTUALIZAÇÃO	14
1.2. OBJETIVOS	20
1.3. O PROBLEMA DA PESQUISA	21
1.4. DELIMITAÇÕES DA PESQUISA	21
1.5. JUSTIFICATIVA	21
1.6. METODOLOGIA	22
1.7. ORGANIZAÇÃO DA ESTRUTURA DO TRABALHO	22
CAPÍTULO 2	23
2. UMA VISÃO GERAL DE UMA INSTALAÇÃO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO A SECO	23
2.1. UNIDADE DE ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR IRRADIADO A SECO - UAS	23
2.2. DISPOSITIVOS DE ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR IRRADIADO A SECO	25
2.3. LAY-OUT TÍPICO DE UMA INSTALAÇÃO DE ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO	28
2.4. PAÍSES QUE UTILIZAM A INSTALAÇÃO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO A SECO	30
CAPÍTULO 3	32
3. LICENCIAMENTO DE UMA UNIDADE DE ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO A SECO	32
3.1. ASPECTOS GERAIS DE UMA ANÁLISE DE SEGURANÇA	32
3.2. REFERÊNCIAS REGULATÓRIAS	34
3.3. RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA – RPAS / RFAS	38
3.4. ASPECTOS GERAIS DE CONSTRUÇÃO	95
3.5. ASPECTOS GERAIS DE COMISSONAMENTO	96
CAPÍTULO 4	104
4. CONCLUSÕES	104
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	106

CAPÍTULO 1

1. INTRODUÇÃO

1.1. CONTEXTUALIZAÇÃO

A geração de energia elétrica é um fator primordial para que um país alcance o status de país desenvolvido. Neste contexto, é importante uma avaliação dos recursos disponíveis de maneira a permitir o projeto de uma matriz energética adequada e eficiente, minimizando ou evitando situações de alta demanda de energia e escassez de oferta. O Brasil é um país rico em recursos naturais, possibilitando uma ampla diversificação de sua matriz energética, sendo este um forte fator para garantir a estabilidade do sistema elétrico. Entretanto, existe uma tendência positiva em direção ao crescimento econômico, atrelada a um consequente aumento na demanda de energia. Contudo, a oferta de energia normalmente não acompanha este aumento de demanda devido a um tempo significativo para o planejamento, financiamento, licenciamento, construção e início de operação de novas estações geradoras de energia elétrica. Dependendo do tipo de unidade geradora, como por exemplo, eólica, solar, biomassa ou nuclear, entre outras, o tempo para viabilizar o projeto pode se estender por vários anos.

Uma usina nuclear necessita, em média, cerca de 5 anos para iniciar a geração de energia desde o início do projeto. Possui vantagens e desvantagens como qualquer outra forma de geração de energia elétrica. Como vantagens podem ser citadas a grande capacidade de geração em um espaço físico relativamente pequeno, alto fator de capacidade, ou seja, possibilidade de geração de energia de maneira contínua durante o período de um ano, forte licenciamento e normativas aplicáveis, geração de energia de forma segura, abundância no território nacional de urânio, material utilizado como combustível e, principalmente, desenvolvimento e evolução de ciência e tecnologia, permitindo compartilhar o conhecimento e produtos e ferramentas utilizados em outros meios industriais. Deve ainda ser considerado, o domínio completo do ciclo nuclear pelo Brasil e o desenvolvimento de outros projetos inerentes à energia nuclear, como novos reatores de pesquisa (RMB), reatores de teste (LABGENE) e o projeto do submarino nuclear brasileiro, entre outros. Como desvantagens podem ser citadas o tempo

longo de projeto, licenciamento e construção, geração de rejeitos e o licenciamento associado para o seu armazenamento, o desafio da divulgação do uso seguro da energia nuclear, e discussão relativo aos progressos, melhorias, modificações de projeto e entendimento das circunstâncias relacionadas aos grandes acidentes nucleares já ocorridos (TMI, Chernobyl e Fukushima) e finalmente também a divulgação da existência de um forte instituição reguladora nacional, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).

De acordo com o Plano Decenal de Expansão de Energia (EPE, 2010) e o Plano Nacional de Energia 2030 (EPE, 2006), existe a previsão e planejamento de construção de novas usinas nucleares no Brasil. Entretanto, o tempo para que a energia associada a estas novas usinas estejam disponíveis é extenso e a pressão por demanda de energia é crescente. Adicionalmente, o financiamento para estas usinas se caracteriza em outro desafio. Desta maneira é imperativo a procura por soluções que aliviem esta pressão, em curto espaço de tempo, com custo significativamente baixo, e com pouca necessidade de logística adicional.

O plano de negócios, envolvendo custos de projeto, licenciamento, construção, operação, manutenção e combustível considera o período de 40 anos para a obtenção da Taxa Interna de Retorno (TIR). Atualmente, considerando a evolução do estado da arte e da engenharia, com pequenas modificações e grandes estudos de avaliação de segurança, baixo custo e pequeno investimento é possível a extensão da geração de energia destas usinas por 20 anos. Existem estudos em andamento, para obtenção de uma extensão de prazo ainda maior, para cerca de 40 anos. Esta nova opção abre caminho para novos horizontes e flexibilidade da pressão por demanda de energia.

As primeiras NPPs foram construídas para operar por um período máximo de 40 anos , considerando a degradação das características mecânicas dos materiais, quando submetidos ao fluxo de nêutrons e também a degradação por envelhecimento de Estruturas, Sistemas e Componentes (ESC) envolvidos na geração de calor e transformação de energia térmica em mecânica e posteriormente em energia elétrica

Posteriormente, à medida que essas primeiras usinas se aproximavam do final de sua licença de operação, verificou-se que essas degradações, embora existissem, ainda apresentavam uma margem de segurança considerável, de modo que uma avaliação dessas margens e verificação do grau de segurança das usinas poderia levar a uma operação por mais 20 anos, denominada Operação de Longo Prazo (LTO), ou Renovação da Licença (LRA). Durante estes 40 anos é necessário trocar 1/3 de combustível nuclear a cada 12 a 18 meses, dependendo do nível de potência gerado. Esta troca de combustível dura cerca de 30 dias, considerando o tempo de troca e manutenções e testes que devem ser efetuados, atendendo

regulamentos técnicos (Especificações Técnicas e códigos internacionais como ASME seção XI, KTA, DIN entre outros).

A maioria dessas usinas, principalmente os projetos PWR e BWR, realizam trocas nucleares regulares de combustível, geralmente variando de 12 a 18 meses, dependendo do modo e da potência operacional. Esta troca de combustível ocorre em eventos denominados “paradas para recarregamento” ou troca de combustível (*Refueling*). Nestas paradas são realizadas também manutenções, modificações de projeto, melhorias na segurança e fiscalizações que só pode ser realizadas com a planta no modo de operação de desligado frio. Nessas paradas, todo o núcleo do reator é removido e colocado na piscina de combustível, após testar a integridade dos elementos combustível.

Uma usina nuclear possui os seguintes modos de operação, estabelecidos na Especificação Técnica de Angra 1 (Eletronuclear, 2019) e Angra 2 (Eletronuclear, 2018) e consistem basicamente em: operação, Desligado Quente, Desligado Frio, em Recarregamento e parada para troca de combustível. O nome do modo de operação pode variar em função do projetista da usina, mas as características dos modos de operação são as mesmas.

Normalmente uma piscina de combustível usado pode armazenar cerca de 8 núcleos e em cada interrupção são trocados cerca de 1/3 dos elementos de combustível. Na usina de Angra 1, com um total de 121 elementos combustíveis, cerca de 40 elementos são trocados a cada parada. Em Angra 2, com um total de 193 elementos, são trocados cerca de 61 elementos. Esses números podem variar dependendo da existência de elementos com hastes degradadas.

A piscina de Angra 1 tem 1.252 células para armazenamento de combustível usado e a de Angra 2 1.084 células. As células disponíveis para armazenamento de combustível irradiado em ambas as usinas sinalizam que até 2021 as piscinas estarão cheias.

A Tabela 1 mostra a condição de ocupação das piscinas de combustível irradiado de Angra 1 e Angra 2 conforme apresentado na audiência pública realizada em 22/01/2021 (Eletronuclear, 2021).

Tabela 1: Características da Piscina de Combustível da CNAAA

Central Nuclear de Angra	Capacidade da piscina de Combustível (Células)	Elementos Combustível no Núcleo	Expectativa de esgotamento da piscina
Angra 1	1.252	121	Jul/2022
Angra 2	1.084	193	Jun/2021

Fonte: Eletronuclear, 2021.

A Figura 1 mostra a piscina de combustível irradiado da usina de Angra 1 e a Figura 2 mostra a piscina de combustível usado da usina Angra 2.



Figura 1: Angra 1 - Piscina de combustível usado
Fonte: cortesia da Eletronuclear

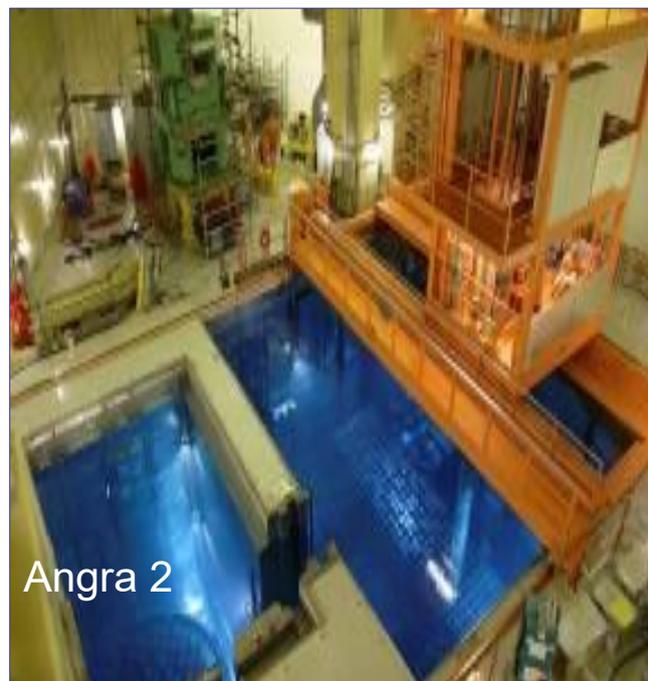


Figura 2: Angra 2 - Piscina de combustível usado
Fonte: cortesia da Eletronuclear

O combustível usado é caracterizado como sendo de alto nível de radiação e é armazenado nas piscinas de combustível usado. Estas piscinas de combustível possuem capacidade limitada, necessitando de solução para recomposição de espaço livre, após determinado período de tempo. Estas informações estão apresentadas no Relatório Final de

Análise de Segurança de Angra 1 (Eletronuclear, 2019) e Angra 2 (Eletronuclear, 2018).

Um requisito regulatório é uma obrigação, uma lei, estabelecida em documentos apropriados, que deve ser atendido continuamente. Existe um requisito estabelecendo a necessidade de existência de espaço livre para armazenamento de um núcleo completo na piscina de combustível usado, a qualquer tempo e modo de operação, por questões de segurança.

O combustível nuclear apresenta maiores condições de segurança na piscina devido ao maior espaçamento entre eles, existência de paredes com absorvedores de neutron nas células (paredes) de armazenamento e grande volume de água.

Como não existe ainda no Brasil um local designado para armazenamento deste combustível usado, surge uma oportunidade para avaliar a experiência operacional externa na busca de soluções que permitam o aumento do tempo de vida útil das usinas nucleares no Brasil.

A solução para o problema de armazenamento definitivo de combustível nuclear usado consiste em um desafio de engenharia e está a cargo, no Brasil, da CNEN. Deve ser mencionado que o problema de armazenamento de combustível usado em caráter definitivo ainda é um desafio mundial. Adicionalmente, também é importante ressaltar que este combustível nuclear usado, ainda possui alto teor de energia a ser utilizado, necessitando de um tratamento denominado “reprocessamento”, não sendo considerado como rejeito. O Brasil domina esta tecnologia, entretanto a decisão para efetuar tal tratamento é política e devem ser considerados os diversos acordos e tratados internacionais assinados pelo Brasil, relacionados a salva-guardas e uso pacífico da energia nuclear;

Para a extensão de vida das usinas nucleares brasileiros é portanto imperativo a existência de espaço livre nas suas piscinas. Aqui surge uma nova oportunidade de visitar a experiência operacional de outros países para avaliar as soluções temporárias atualmente em uso e desenvolvimento.

O grande desafio para Operação a Longo Prazo – “Long Term Operation” (LTO) é disponibilizar espaço para armazenamento de um núcleo completo nas piscinas de combustível usado. Neste contexto, a utilização de armazenamento a seco de elementos combustível usado surge como uma alternativa boa e rápida, já testada nos EUA e em vários países europeus.

O licenciamento e a utilização destas instalações de armazenamento do combustível nuclear irradiado a seco (UAS) fornece espaço suficiente em piscinas de combustível usado para permitir a operação de usinas nucleares durante a Operação de Longo Termo (LTO).

O problema de armazenamento de combustível nuclear usado é um problema e desafio mundial. Os Estados Unidos começaram a licenciar um depósito na instalação nuclear de Yucca Mountain, mas foi paralisado por problemas de projeto e recursos financeiros (EWING e

MACFARLANE, 2002). Alguns países europeus, como Suécia e Finlândia (BRUNO, DURO e DIAZ-MAURIN, 2020), estão licenciando depósitos intermediários em áreas rochosas e nas profundezas do solo.

Diversas usinas no mundo estão utilizando o licenciamento inicial / intermediário de instalações de armazenamento de combustível nuclear usado irradiado a seco (UAS) como alternativa para solucionar esse desafio. Essa alternativa tem se mostrado eficiente e segura.

O licenciamento deste tipo de instalação nuclear no Brasil deve seguir os requisitos regulatórios estabelecidos na norma CNEN NE 1.26 (CNEN, 1997). Entretanto esta norma apresenta espaço para melhorias e modificações para ser aplicada ao licenciamento desta instalação típica. Basicamente existem dois grandes fornecedores de requisitos regulatórios para este tipo de instalação: Normas americanas (USNRC) e da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA).

O processo de licenciamento brasileiro CNEN NE 1.04 (CNEN, 2002) consiste nas seguintes etapas:

- Aprovação do local;
- Aprovação do Relatório Preliminar de Análise de Segurança (RPAS) – Necessário para a concessão da Licença de Construção;
- Aprovação do Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) – Necessário para concessão da Licença de Operação;
- Aprovação da Revisão Periódica de Segurança (RPS) – Necessária a renovação da licença a cada 10 anos, limitada a 40 anos segundo a CNEN NE 1.26 (CNEN, 1997);
- Extensão de vida da usina nuclear por até 20 anos de acordo com SSG-48 (IAEA, 2008);
- Descomissionamento da Instalação Nuclear conforme CNEN NN-9.01 (CNEN, 2012).

A aprovação dos documentos associados as etapas acima é baseada em diversos Documentos Técnicos avaliando os vários sistemas, estruturas e equipamentos, e procedimentos que compõem o pacote de documentos de licenciamento nuclear.

A Figura 3 abaixo apresenta usinas americanas que possuem instalações de armazenamento de combustível irradiado a seco.

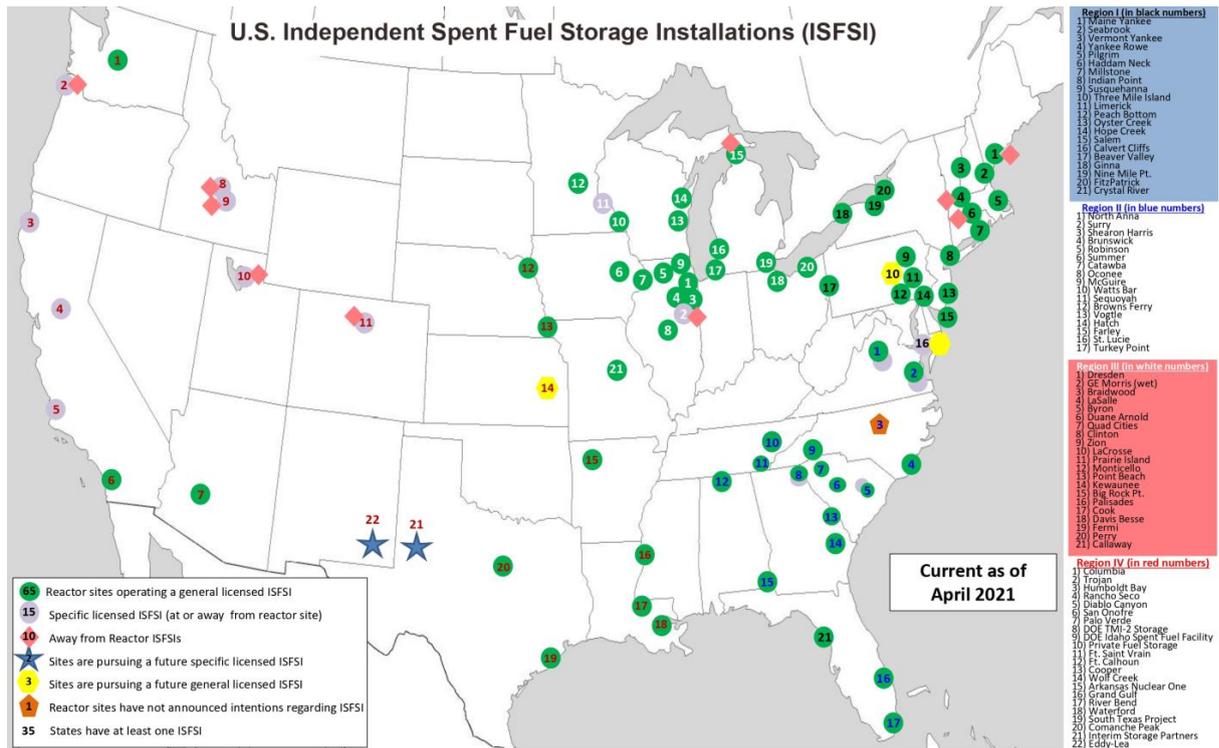


Figura 3: Usinas americanas que possuem instalações de armazenamento de combustível irradiado a seco

Fonte: Nuclear Regulatory Commission (2021)

1.2. OBJETIVOS

O objetivo geral deste trabalho é apresentar uma visão geral de aspectos de licenciamento de instalações de armazenamento de combustível nuclear usado a seco, considerando a metodologia americana (USNRC), de maneira a que este estudo possa contribuir para o efetivo licenciamento deste tipo de instalação no Brasil.

Os objetivos específicos são:

- 1 – Apresentação da anatomia de um site típico de UAS;
- 2 – Apresentar as principais ações de licenciamento regulatório aplicado a este tipo de instalação;
- 3- Apresentar uma visão geral do que é e do que deve estar no conteúdo de um relatório Final de Análise de Segurança;

1.3. O PROBLEMA DA PESQUISA

O problema avaliado neste estudo consiste na necessidade de espaço para armazenamento de combustível usado de maneira a liberar espaço nas piscinas de combustível usado nas piscinas de Angra 1 e Angra 2, de maneira a permitir a continuação da operação destas usinas até o término da atual licença de operação (AOP) e também permitir a operação a Longo Prazo (LTO), com mais 20 anos de operação após o término desta licença. Outro problema avaliado é a potencial falta de requisitos regulatórios específicos aplicáveis a este tipo de instalação.

1.4. DELIMITAÇÕES DA PESQUISA

A pesquisa foi limitada e constatou a ausência de requisitos regulatórios brasileiros específicos sobre esse tipo de instalação nuclear em estudo – UAS. Por isso, foram adotados os normativos e guias do órgão regulador americano – USNRC após discussão com o licenciado. Além disso, foi realizada uma avaliação pela CNEN que a considerou adequada. Não foram considerados neste estudo, soluções específicas adotadas por usinas europeias ou asiáticas.

1.5. JUSTIFICATIVA

A justificativa para a elaboração da presente dissertação está na necessidade apresentar uma proposta de requisitos regulatórios sobre o licenciamento para subsidiar a avaliação no Relatório Final de Análise de Segurança onde serão identificadas as normativas internacionais aplicáveis, conteúdo, tópicos, testes de comissionamento associados e aspectos de inspeções regulatórias durante as fases de construção e operação da instalação. Tal fato se deve a inexistência de requisitos regulatórios nacionais específicos para este tipo de instalação nuclear.

1.6.METODOLOGIA

A metodologia utilizada foi uma pesquisa bibliográfica exploratória, para identificação de literatura internacional aplicável e descritiva para apresentar proposta de soluções e alternativas que podem ser aplicadas ao licenciamento deste tipo de instalação nuclear no Brasil.

1.7.ORGANIZAÇÃO DA ESTRUTURA DO TRABALHO

Este estudo está organizado da seguinte maneira:

O capítulo 1 apresenta uma introdução contendo a contextualização, objetivos, problema da pesquisa, justificativa, delimitação metodologia da pesquisa.

O capítulo 2 apresenta uma visão geral de uma instalação de armazenamento de combustível nuclear usado a seco – UAS.

O capítulo 3 apresenta principais aspectos de licenciamento de uma instalação UAS nos EUA.

O capítulo 4 apresenta as conclusões obtidas na presente dissertação.

Por fim, apresenta-se as referências utilizadas no pesquisa.

CAPÍTULO 2

2.UMA VISÃO GERAL DE UMA INSTALAÇÃO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO A SECO

2.1. UNIDADE DE ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR IRRADIADO A SECO - UAS

Uma instalação nuclear para armazenamento de combustível nuclear usado pode ser classificada de duas maneiras – armazenamento molhado e armazenamento a seco. Os dois tipos apresentam vantagens e desvantagens.

As instalações com piscina molhada permitem uma melhor monitoração da condição material dos combustíveis e, eventualmente, uma maior facilidade na sua re-utilização em projetos neutrônicos e termo-hidráulicos de núcleos híbridos. Também permitem uma operação de transferência para depósitos intermediários e/ou definitivos com uma logística menos complexa em relação ao armazenamento a seco.

Em contra-partida, necessita de vários sistemas para garantir e monitorar a sua integridade estrutural e manter a segurança nuclear dentro dos padrões de segurança internacionais. De maneira a manter o combustível nuclear usado em segurança, são demandados continuamente, inventário de água e sistemas de resfriamento para estes combustíveis. Neste caso, devem estar disponíveis, grandes volumes de água, tanto em uso, como reservas, bombas, trocadores de calor, válvulas e instrumentação e dispositivos elétricos associados. Deve-se levar em conta também, a necessidade de realização de programas de manutenção e testes periódicos para sistemas de segurança. Deve-se também considerar a necessidade de pessoal devidamente licenciado pelo órgão regulador neste tipo de instalação, requisito chave em várias Especificações Técnicas.

Especificações Técnicas são regras operacionais estabelecidas especificando que sistemas, trens e/ou componentes devem estar operáveis, com critérios de indisponibilidade e confiabilidade, relação de testes periódicos para comprovar estas disponibilidades e confiabilidades, ações necessárias quando estas regras não podem ser atendidas e as bases técnicas associadas.

Todo este aparato pressupõe um alto custo de projeto, construção, instalação, manutenção e de operação. Adicionalmente, um desafio a um evento postulado nas bases de projeto demanda a disponibilidade, confiabilidade e operação de sistemas de segurança. O licenciamento nuclear deste tipo de instalação é um pouco mais complexo. A AIEA disponibiliza um documento de referência, NF-T-3.5 – Costing of Spent Nuclear Fuel Storage (IAEA, 2009), que apresenta uma visão geral dos custos envolvidos neste tipo de instalação.

As instalações de armazenamento a seco por sua vez, são projetadas de maneira a tirar vantagem de conceitos físicos e sistemas passivos, como transferência de calor por convecção e radiação.

A Holtec, uma empresa Norte Americana com atuação no mercado nuclear internacional, empresa certificada pela USNRC, detém a patente e foi a projetista e fornecedora dos HI-STORMs. A Eletronuclear adotou o projeto da Holtec no Brasil.

Uma instalação UAS típica contempla a seguinte configuração:

- Laje principal: local onde serão armazenados os HI-STORMS (embalagem externa que vai receber a embalagem interna com os elementos combustíveis usados). Possui classificação como não importante para a segurança (NITS) e apesar de ser armada, não guarda função estrutural uma vez que não possui conexão com os HI-STORMS. Pode ser executada em partes, mas desde que tenham características de laje única (monolítica), ou seja, executada em blocos com interligação de armaduras. Possui cerca dupla com dispositivos de detecção a intrusão, CCTV para atendimento às normas de proteção física NE-2.01 (CNEN, 2019), monitoramento de temperatura e radiação para atendimentos da normativa NN-3.01 (CNEN, 2014), e sistema de detecção contra incêndio em atendimento a NN-2.03 (CNEN, 1999) e é considerada área controlada;

- Laje de aproximação: local destinado a chegada do dispositivo de transporte contendo o HI-STORM localizada dentro da área do UAS. Também é composta por concreto armado, com característica monolítica e também classificada como NITS;

- Guarita de controle de acesso: local de acesso a laje principal do UAS dotado de dispositivos de monitoramento de proteção física, proteção radiológica, banco de baterias, racks associados aos dispositivos de monitoramento e apoio administrativo. É considerado o ponto de controle para entrada e saída da área controlada;

- Almoxarifado: local onde serão armazenados os dispositivos de subsídio a operação do UAS. Também é classificada como área controlada, pois existem itens armazenados que podem apresentar contaminação. Possui dispositivos de monitoramento com câmeras, detecção contra incêndio e Radiação.

- Laje de concretagem dos HI-STORMS: local onde serão realizadas o preenchimento de concreto no interior dos HI-STORMS. Laje de concreto armado, divididas em blocos mas com característica monolítica e classificação com NITS.

- Área externa: área destinada a acessos internos e externos (ruas de acesso) às demais instalações além de área destinada a manobras de veículos.

Os dispositivos comuns que compõem a operação do UAS são:

- Canister (MPC): dispositivo em formato cilíndrico onde ficarão acondicionados em células os elementos combustíveis irradiados usados das piscinas da Usina Nucleares (NPP);

- HI-STORM: dispositivo de armazenamento dos canisters;

- HI-TRAC: dispositivo cilíndrico temporário de transferência do MPC para o HI-STORM;

- Dispositivo multi-pneumático: transporte utilizado para transportar o HI-STORM desde as NPP até a laje principal do UAS; e,

- *Cask Handling Machine* (CHM): dispositivo de transporte dotado de esteiras, com propulsão a combustão utilizado para transportar o HI-STORM do veículo multi-pneumático até o posicionamento na laje principal de armazenamento do UAS.

2.2. DISPOSITIVOS DE ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR IRRADIADO A SECO

O armazenamento de um combustível nuclear usado deve atender a requisitos regulatórios de maneira a garantir a proteção dos trabalhadores, do público e do meio ambiente. Inicialmente ele está armazenado uma piscina de combustível usado. De maneira a liberar espaço nesta piscina existe uma sequência a ser percorrida por estes elementos combustíveis.

O combustível nuclear é colocado dentro de um recipiente metálico (canister), ainda dentro da piscina. Este recipiente pode armazenar entre 30 a 40 elementos combustíveis usados. Após a colocação dos elementos combustíveis neste recipiente, este é fechado com uma tampa metálica e é realizada a drenagem da água, secagem e posteriormente o enchimento com gás inerte (Hélio). Este recipiente (MPC) é então colocado em um outro recipiente para transporte (HI-TRAC), até a saída da contenção do reator. Após a saída do reator, o recipiente inicial é retirado do recipiente de transporte e colocado no recipiente definitivo (HI-STORM) e transportado e acondicionado na sua área de armazenamento, na instalação licenciada.

As Figuras 4 e 5 mostram um pátio já com os recipientes finais.



Figura 4: Recipientes de armazenamento a seco
Fonte: Holtec International



Figura 5: Recipientes de armazenamento a seco
Fonte: Holtec International

A figura 6 apresenta uma anatomia típica de um recipiente (“canister”) que irá conter os elementos combustíveis.

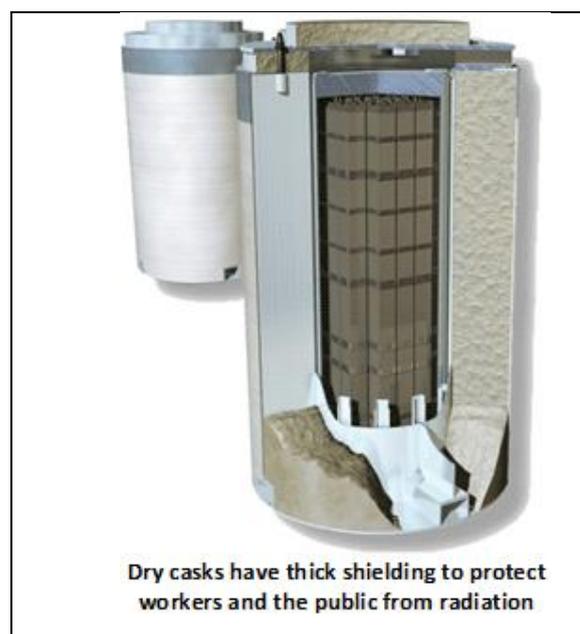


Figura 6: Canister para armazenamento a seco de elementos combustíveis usados
Fonte: USNRC

Considerando aspectos regulatórios, estes canisters devem:

- Impedir a liberação de radiação;
- Garantir a robustez estrutural;
- Impedir a ocorrência de fissão nuclear;
- Gerenciar com segurança o calor gerado; e,
- Usar materiais que suportem os efeitos da radiação, calor e corrosão.

A tabela 4 apresenta alguns dos principais projetistas e recipientes, certificados pelo Órgão Regulador americano USNRC.

Tabela 2: Projetistas certificados pela USNRC

Projetista	Modelo	Data Emissão certificado
Westinghouse Electric Co. LLC	VSC-24	05/07/1993
TN Americas LLC	NUHOMS®-24P, NUHOMS®-52B, NUHOMS®-61BT, NUHOMS®-32PT, NUHOMS®-24PHB, NUHOMS®-24PTH, NUHOMS®-32PTH1, NUHOMS®-37PTH, NUHOMS®-61BTH, NUHOMS®-69BTH	01/23/1995
Holtec International	HI-STAR 100	10/04/1999
Holtec International	HI-STORM 100	05/31/2000
Holtec International	HI-STORM FW	06/13/2011
Holtec International	HI-STORM UMAX	04/06/2015
TN Americas LLC	TN-32	04/19/2000
NAC International, Inc.	NAC-UMS	11/20/2000
NAC International, Inc.	NAC-MPC	04/10/2000
Westinghouse Electric Co. LLC	FuelSolutions™	02/15/2001
TN Americas LLC	TN-68	05/28/2000
TN Americas	Advanced NUHOMS®-24PT1	02/05/2003

LLC	Advanced NUHOMS®-24PT4	
TN Americas LLC	NUHOMS®-HD-32PTH	01/10/2007
NAC International, Inc.	MAGNASTOR®	02/04/2009
TN Americas LLC	NUHOMS® EOS	06/07/2017

Fonte: USNRC

Um Certificado de Conformidade da USNRC para os canisters a serem usados para o armazenamento de combustível usado (ou irradiado) a seco avaliam e aprovam propostas de requisitos técnicos e condições operacionais (especificações de combustível, teste de vazamento do canister, testes periódicos –surveillance- e outros requisitos) relacionados ao projeto do canister. O certificado especifica que o licenciado está autorizado a armazenar no canister, os elementos combustíveis usados.

2.3. LAY-OUT TÍPICO DE UMA INSTALAÇÃO DE ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO

Uma instalação típica deste tipo é composta por várias áreas. a saber:

- Uma área de armazenamento para os recipientes que irão conter os elementos combustíveis usados (laje de concreto). Estes recipientes podem ser armazenados: (a) ao ar livre, (b) colocados em estruturas de concreto subterrâneas ou (c) colocados em estruturas de concreto na superfície;
- Um depósito para armazenamento de equipamentos de içamento e elevação, insumos em geral e espaço para determinados tipos de atividades de manutenção;
- Uma guarita para controle de acesso físico, de maneira atender a requisitos de Proteção Física CNEN-NE 2.01 (CNEN, 2019), como por exemplo, monitorar e limitar o acesso de pessoas;
- Uma área para preparação dos recipientes de armazenamento, incluindo local para inspeção de recebimento, preparação do recipiente de armazenamento e armazenamento vazio inicial deste recipiente;
- Uma área de Aproximação – Área destinada a chegada de equipamento com o HiStorm

para troca com outro equipamento de captação e alocação destes na laje de armazenamento de combustível nuclear irradiado a seco

- Cercas duplas, com monitoração, para atender a requisitos regulatórios de Proteção Física CNEN NE-2.01 (CNEN, 2019).

A Figura 7 mostra uma visão geral da instalação de armazenamento de combustível seco que está sendo licenciada para ser construída no sítio de Angra. A Figura 8 mostra um movimento dos dispositivos de transferência do recipiente na cavidade do reator ou do canal de transferência para o recipiente de transferência, que transportará o combustível irradiado dos edifícios de combustível para a instalação de armazenamento a seco.

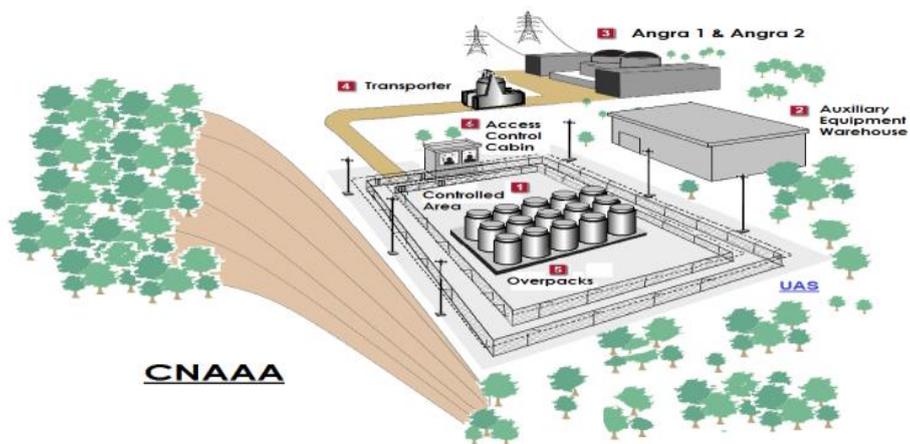


Figura 7: Visão geral da instalação de armazenamento a seco
Fonte: Eletronuclear



Figura 8: Cavidade ou canal de reabastecimento.
Fonte: Petronotícias

As Figuras 9 e 10 mostram dispositivos de elevação da transferência de HI-STORMS para a área de armazenamento a seco.



Figura 9: Equipamento de Transporte
Fonte: Hoist Magazine.



Figura 10: Equipamento de transporte
Fonte: Konecranes, 2016.

2.4. PAÍSES QUE UTILIZAM A INSTALAÇÃO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO A SECO

Atualmente, a utilização do UAS tem tido uma ampla utilização na adoção da tecnologia de armazenamento temporário dos combustíveis usados das piscinas de combustível das instalações nucleares. Essa opção tem se mostrado viável tecnicamente e sob o ponto de vista de licenciamento, possui algumas vantagens competitivas, como por exemplo, instalações

menos complexas e com menor custo que a construção de novas piscinas. Países como: Estados Unidos (USNRC, 2016), Canadá (KHAN e PATTANTYUS,1999) Alemanha (SPYKMAN, 2018), Bulgária (REUTERS 2011), Rússia (CHUEN, 2003), Hungria (TAKATS e BUDAY, 2003), França (IAEA, 1997) e Ucrânia estão entre os países que adotaram a tecnologia do UAS. Conforme previamente apresentado, a Figura 3 apresenta usinas americanas que possuem instalações de armazenamento de combustível irradiado a seco.

CAPÍTULO 3

3. LICENCIAMENTO DE UMA UNIDADE DE ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO A SECO

3.1. ASPECTOS GERAIS DE UMA ANÁLISE DE SEGURANÇA

Uma das etapas mais importantes do licenciamento nuclear é a análise de segurança. A análise de segurança é caracterizada de acordo com a Norma CNEN NE.1.04 (CNEN, 2002) como: “estudo, exame e descrição do comportamento previsto da instalação nuclear durante toda sua vida, em situações normais, transitórias e de acidentes postulados, com o objetivo de determinar:

- As margens de segurança previstas em operação normal e em regime transitório;
- A adequação de ítems para prevenir acidentes e atenuar as consequências dos acidentes que possam ocorrer;

São realizadas Análises de Segurança para avaliar modificações de projeto / alterações técnicas de acordo com a norma Norma CNEN NE.1.04 (CNEN, 2002), cuja aprovação deve ser realizada pelo órgão regulador. Além disso, também é necessário a Análise de Segurança em eventos operacionais e outros aspectos relevantes para a segurança operacional ou para a segurança nuclear.

A Licença de Construção de uma instalação nuclear é concedida após a avaliação de Segurança, e aprovação pelo Órgão Regulador, de um documento denominado “Relatório Preliminar de Análise de Segurança – RPAS”.

Conceitualmente a Análise de Segurança considera as referências aplicáveis, como Especificações Técnicas, códigos e normas, nacionais e internacionais aplicáveis, o Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) e outros documentos técnicos aplicáveis a uma dada situação e descreve o julgamento de engenharia efetuado. Pode incluir exigências, comentários e conclusões.

A análise de segurança é realizada com a elaboração de Pareceres Técnicos (PT) contemplando todos os capítulos contido no Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS). Nestes PT's são avaliados o conteúdo técnico, referências, parâmetros, referências, entre outros,

quanto a sua clareza, correção, objetividade, completeza e adequação, atendimento a requisitos regulatórios, entre outros tópicos.

De acordo com a norma CNEN NE 1.04 (CNEN, 2002), o licenciado precisa submeter a análise de cada um dos capítulos do Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) para o órgão regulador de forma a cumprir os requisitos regulatórios constantes no item 4.1.1 Norma CNEN NE 1.04 (CNEN, 2002).

Adicionalmente, também são submetidos para avaliação o Plano de Proteção Física (PPF), o Plano de Emergência Local (PEL), o Plano de Proteção de Combate a Incêndio (PPI) e o Plano de Proteção Radiológico (PPR).

Para atender ao processo de licenciamento da UAS, são usadas as referências americanas NUREG 1536 (NRC, 2010), NUREG 1567 (NRC, 2000) e as Normas CNEN NE.1.04 (CNEN, 2002), NN 1.16 (CNEN, 2000).

A CNEN possui em sua estrutura interna três diretorias: diretoria de Gestão Institucional (DGI) que trata dos assuntos administrativos da instituição, a Diretoria de Pesquisa e Desenvolvimento (DPD) que desenvolve trabalhos na área de projetos e coordena os institutos de pesquisa e a Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear (DRS). Esta última, atua no licenciamento de instalações nucleares e radioativas, na fiscalização das atividades relativas à extração e manipulação de matérias primas e minerais de interesse para a área nuclear e é responsável por estabelecer normas e regulamentos deste setor, possui em sua composição duas coordenações gerais: a Coordenação Geral de Medicina e Indústria (CGMI) e a Coordenação Geral de Reatores e Ciclo do Combustível (CGRC). Abaixo da CGRC estão a Coordenação de Reatores (CODRE) que é a responsável pela avaliação do RFAS tendo em vista a sua aprovação para fins de licenciamento das instalações nucleares. Além disso, também atuam a COSAL (Coordenação de Salvaguardas), e a DISEN (Divisão de Segurança Física e Normatização).

Os capítulos do RFAS que devem ser avaliados estão descritos no item 3.3 deste estudo.

Como mencionado anteriormente, uma análise de segurança pode gerar exigências e/ou comentários. Estas exigências podem se caracterizar por uma simples troca de uma carta ou ofício ou pode se contrapor em um extenso contato entre as partes regulador e licenciado. Existe um processo formal para o atendimento/encerramento destas exigências. Adicionalmente, as exigências podem ser classificadas com impeditivas, ou não impeditivas, para a concessão da Autorização para Operação inicial ou Permanente (AOI ou AOP).

Tipicamente, ao final deste processo de avaliação é gerado um Parecer Técnico Integrado, que é submetido a uma Comissão Deliberativa da CNEN, que irá julgar a aceitabilidade e, considerando o conteúdo deste PT, aprovar e conceder a Autorização

solicitada, pelo tempo especificado. Exigências não impeditivas existentes e não solucionadas por ocasião da concessão da Autorização são transformadas em condicionantes, com prazo para solução ou implementação.

Além das análises de segurança realizadas, o processo de licenciamento envolve também a realização de diversas inspeções em campo e auditorias. O objetivo, além de checar a documentação relacionada a aspectos da qualidade, verifica a utilização e aderência a procedimentos e desenhos aprovados e certificados quando necessários, material também certificado, calibração de instrumentos dentro da validade, técnicas de execução adequadas, pessoal técnicos com competência e treinamentos necessários e atendimento a critérios de aceitação.

Tipicamente instalações nucleares podem receber autorização para operação por até 40 anos. A AIEA, entretanto, recomenda Reavaliações Periódicas de Segurança (RPS) a cada 10 anos, de acordo com o SSG-25 (IAEA, 2013), para renovação das autorizações.

A construção da instalação deve seguir os critérios e descrição de sistemas e equipamentos descritos no RPAS, devidamente aprovado pela CNEN. Modificações necessárias durante a construção devem ser atualizadas neste documento, o qual no final, também deverá ser aprovado pelo Órgão Regulador, para a obtenção da Autorização para Operação inicial (AOI). Este documento, após a conclusão destas modificações e atualizações é então denominado “Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS)”. Este RFAS será utilizado, principalmente, para controle da configuração da instalação e principalmente, em seu capítulo 16, estarão os requisitos regulatórios obrigatórios de serem seguidos por todo tempo especificado na Licença de Operação.

3.2. REFERÊNCIAS REGULATÓRIAS

Basicamente, as seguintes organizações fornecem requisitos regulamentares e recomendações para uso em Licenciamento e Avaliação de Segurança dessas instalações:

- USNRC;
- IAEA;
- OCDE / NEA; e,
- IRSN.

O uso de regulamentos dos EUA tem vantagens, pois o Órgão Regulador Americano

(USNRC) desenvolve licenças específicas para cascos de transporte e armazenamento (recipientes) para combustíveis nucleares usados. A utilização das normas da USNRC, complementadas por recomendações da IAEA, fornecem uma consistente base regulatória para a avaliação de segurança utilizada para realizar o licenciamento nuclear deste tipo de instalação.

O Órgão Regulador Americano (USNRC) tem uma página em seu site mostrando “Pontos-chave e perguntas e respostas”, sobre armazenamento de combustível irradiado a secos (HI-STORM). A IAEA desenvolveu um documento técnico, TECDOC-1532 (IAEA, 2007), “Operação e manutenção de HI-STORM ou contêineres de armazenamento e transporte de combustível irradiado”, mostrando recomendações baseadas em lições aprendidas para transporte e manutenção de sistemas de armazenamento seco de combustível nuclear irradiado.

O Órgão Regulador Americano (USNRC) disponibiliza as seguintes informações em seu site:

- Como e o que regular:

- Armazenamento contínuo de FA

- Licenciamento de Armazenamento de FA:

- Supervisão de armazenamento de FA:

- Processo de certificação de recipientes para FA:

- Histórico sobre armazenamento de combustível nuclear usado:

- Regulamentos, Guias e Comunicações:

- Transporte e Armazenamento de FA – Envolvimento do público

- Considerações de licenciamento nuclear gerais para uma instalação nuclear para armazenamento de FA:

- Piscinas de Combustível Nuclear Usado:

- Projetos para armazenamento de combustível nuclear usado a seco:

- Questões Frequentes (FAQ) sobre UAS:

Todas estas referências foram utilizadas na elaboração do presente estudo.

Além disso, a Agência de Energia Nuclear (NEA) também desenvolveu os documentos técnicos, “Aspectos de Segurança e Engenharia do Armazenamento de Combustível Usado”, (NEA, 1995) e “A Segurança das Instalações de Armazenamento Provisório de Longo Prazo em Países Membros da NEA”, (NEA, 2017) com diretrizes e recomendações para o projeto, construção e operação dessas instalações.

Em geral, são definidos os tipos de elementos combustíveis que podem ser armazenados nesta instalação, tais como aqueles com mais de 5 anos de queima na piscina de combustível usado e sem apresentar indicações de falha das varetas. Esses combustíveis são retirados de

suas células na piscina de combustível irradiado, e ainda sob uma lâmina de pelo menos 5 metros de água, colocados em cascos de armazenamento e posteriormente no recipiente de transferência. Após a descontaminação deste recipiente de transferência, é realizado o transporte até o local de armazenamento.

Para apoiar o licenciamento de instalações para armazenar elementos de combustível irradiado, o USNRC desenvolveu alguns guias regulatórios: NUREG-1567 (NRC, 2000), “Plano de revisão padrão para instalações de armazenamento a seco de combustível irradiado” e NUREG-1536 (NRC, 2010), “Plano de revisão padrão para combustível irradiado Sistemas de armazenamento em uma instalação de licença geral “. A Tabela 2 mostra os principais tópicos e referências cruzadas entre esses dois documentos.

Tabela 3: Referência cruzada entre NUREG 1536 e NUREG 1567

NUREG 1567	NUREG 1536
1. GENERAL DESCRIPTION	1. GENERAL INFORMATION EVALUATION
2. SITE CHARACTERISTICS	
3. OPERATION SYSTEMS	
4. SSC AND DESIGN CRITERIA	2. PRINCIPAL DESIGN CRITERIA EVALUATION
5. INSTALLATION AND STRUCTURAL EVALUATION	3. STRUCTURAL EVALUATION
6. THERMAL EVALUATION	4. THERMAL EVALUATION
7. SHIELDING EVALUATION	6. SHIELDING EVALUATION
8. CRITICALITY EVALUATION	7. CRITICALITY EVALUATION
9. CONFINEMENT EVALUATION	5. CONFINEMENT EVALUATION
10. CONDUCT OF OPERATIONS EVALUATION	
11. RADIATION PROTECTION EVALUATION	11. RADIATION PROTECTION EVALUATION
12. QUALITY ASSURANCE EVALUATION	14. QUALITY ASSURANCE EVALUATION
13. DECOMMISSIONING EVALUATION	

14. WASTE CONFINEMENT AND MANAGEMENT EVALUATION	
15. ACCIDENT ANALYSIS	12. ACCIDENT ANALYSES EVALUATION
16. TECHNICAL SPECIFICATIONS	13. TECHNICAL SPECIFICATIONS AND OPERATING CONTROLS AND LIMITS EVALUATION
17. CONSOLIDATED REFERENCES	
	8. MATERIALS
	9. OPERATING PROCEDURES EVALUATION
	10. ACCEPTANCE TESTS AND MAINTENANCE PROGRAM EVALUATION

Para atender a estas referências, o RPAS ou RFAS, da Unidade de Armazenamento de Combustível Nuclear Irradiado a Seco (UAS), foi elaborado com 18 capítulos.

O processo de licenciamento requer uma análise de segurança específica para cada um dos tópicos listados na tabela 3. Um Relatório Preliminar de Análise de Segurança (PSAR) deve ser desenvolvido abordando todos os tópicos dos NUREGs 1567 (NRC, 2000) e 1536 (NRC, 2010). Além disso, o PSAR precisa lidar com (a) Gestão do Envelhecimento, (b) Planejamento de Emergência e (C) Segurança para atender aos padrões brasileiros. O capítulo descrição geral geralmente descreve a instalação, estruturas, sistemas, componentes e design da instalação.

A título de exemplo, apresentamos a seguir, um detalhamento do capítulo 15 que trata da análise de acidentes. Este capítulo deve descrever as características de falhas postuladas de acidentes e sistemas de segurança projetados para prevenir ou minimizar as consequências de tais falhas e / ou mau funcionamento. Alguns dos principais acidentes postulados são:

- Bloqueio parcial de ventilação (se aplicável);
- Temperaturas ambientes fora do normal;
- Eventos fora do normal associados às instalações da piscina;
- Virada do recipiente;
- Queda do recipiente de transferência ou de armazenamento final (Cask Drop);

- Inundação ;
- Incêndios e Explosões;
- Relâmpago ;
- Tremor de terra ;
- Perda de blindagem;
- Aquecimento adiabático;
- Tornados e mísseis gerados por fenômenos naturais;
- Acidentes em locais próximos;
- Acidentes associados a piscinas; e
- Falha estrutural em Estruturas, Sistemas e Componentes (ESCs).

O RPAS (PSAR em inglês) ou RFAS – Relatório Final de Análise de Segurança (FSAR em inglês) deve ser aprovado pelo órgão regulador para obter a licença de construção. O Relatório Final de Análise de Segurança (FSAR) deve ser aprovado para a obtenção da Licença de Operação.

O capítulo 16 do RPAS apresenta as Especificações Técnicas desta Instalação Nuclear. As Especificações Técnicas são desenvolvidas para estabelecer os requisitos regulamentares e testes periódicos e critérios de aceitação associados, que devem ser sempre seguidos para garantir a segurança operacional da instalação. Vale ressaltar que essas descrições técnicas são avaliadas e aprovadas pelo órgão regulador.

3.3. RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA – RPAS / RFAS

O atendimento às referências NUREG-1567 (NRC, 2000) e NUREG-1536 (NRC, 2016), e a norma da CNEN NE 1.04 (CNEN, 2002), pode apresentar tipicamente um Relatório Preliminar ou Final de Análise de Segurança estruturado da tabela 3 abaixo.

Tabela 4: Estruturação do Relatório Preliminar ou Final de Análise de Segurança

1 – Introdução	10 – Condução da operação
2 – Características do sítio	11 – Proteção radiológica
3 – Sistemas de operação	12 – Programa de garantia de qualidade
4 – Critérios de projeto para estruturas, Sistemas e Componentes (ESCs)	13 – Descomissionamento

5 – Avaliação estrutural e da instalação	14 – Avaliação de gerenciamento e confinamento dos rejeitos
6 – Avaliação térmica	15 – Análise de acidentes
7 – Avaliação da blindagem	16 – Especificação técnica
8 – Avaliação de criticalidade	17 – Avaliação de materiais
9 – Análise de confinamento	18 – Programa de gerenciamento da degradação por envelhecimento (PGE)

Embora todos os capítulos devam ser tratados com a profundidade técnica necessária, deve ser enfatizado a relevância de alguns capítulos, como os capítulos relativos à Especificação Técnica, Proteção Radiológica, Operação, Blindagem, Criticalidade, Confinamento e Avaliação Térmica,

Cada um destes capítulos deve ser motivo de pelo menos uma Avaliação de Segurança. Eventualmente, dependendo da sua multidisciplinaridade, mais de uma área de engenharia podem ser necessárias serem demandadas para estas avaliações.

Este relatório deve incluir as informações técnicas detalhadas nas referências NUREG-1567 (NRC, 2000) e NUREG-1536 (NRC, 2010).

A avaliação deste trabalho considerou o licenciamento de uma instalação UAS, para combustíveis nucleares usados com características de projeto das usinas de Angra 1 e Angra 2.

Abaixo, é apresentado um conteúdo mínimo que cada capítulo deve conter para uma correta análise da avaliação do relatório de análise de segurança.

3.3.1. Introdução

Um relatório final de análise de segurança típico (FSAR) deve descrever a Unidade Complementar de Armazenamento a Seco (UAS) e deve conter as informações e análises necessárias para apoiar uma revisão de licenciamento do Órgão Regulador, de acordo com as disposições de 10CFR72 (Federal Register, 2020). Este relatório, (preparado de acordo com o 10CFR72.24 (Federal Register, 2020), deve descrever a base para a aprovação do Órgão Regulador, para os vários tipos de projetos disponíveis, como por exemplo, o projeto HISTORM (projeto da empresa HOLTEC, certificado pela USNRC), utilizado pela UAS, para armazenar com segurança o combustível nuclear irradiado. Deve também incluir análises

relevantes específicas do local.

O licenciado deverá atuar como operador da UAS com responsabilidade total por sua segurança e proteção. Deve ser comprovado que a tecnologia de armazenamento implantada no UAS atenderá ao limite de dose do local especificado em 10CFR72 (Federal Register, 2020) e CNEN NN 3.01 (CNEN, 2014) em qualquer cenário de acidente normal e confiável.

Uma UAS típica pode ser projetada e construída para fornecer armazenamento de cerca de 72 unidades HI-STORM.

Neste capítulo devem estar descritos:

- Localização do site UAS e projeto do sistema de armazenamento e segurança. Deve haver a demonstração específica do local de conformidade com os limites de dose regulamentares. Implementação de um programa ALARA específico para as instalações;
- Uma avaliação dos perigos específicos do local e das condições de projeto que podem existir no local da UAS ou na rota de transferência entre os locais - Usina até o local de armazenamento, áreas de recebimento do volume contendo os elementos combustíveis usados (HI-STORM) e o local de armazenamento. Isso inclui todos os fenômenos ambientais extremos de ocorrência natural que são definidos como eventos credíveis no Relatório Ambiental;
- A determinação de que as características físicas e nucleônicas e a condição dos conjuntos devem conter os elementos combustíveis usados a serem armazenados em atendimento aos requisitos de aceitação de combustível para o local;
- Procedimentos de operação, manutenção e inspeção específicos do local, preparados de acordo com os procedimentos e requisitos genéricos fornecidos; e,
- Realização de testes pré-operacionais.

3.3.2. Características do sítio

Este capítulo deve descrever a exata localização de construção da unidade de armazenamento a seco do combustível nuclear usado e, inclusive, se for o caso, descrever a localização de outras instalações nucleares em operação e/ou em construção conforme orientações do NUREG-1567 (NRC, 2000).

Além disso, deve ser descrita toda a topografia que abrange a circunvizinhança, tais como:

- Planícies;

- Encostas;
- Mar;
- Praias;
- Rios.

Adicionalmente, deve caracterizar também a infraestrutura viária da região no que compete o acesso a unidade de armazenamento a seco do combustível nuclear usado, e demais rotas de acesso de saída para outras localidades. Ademais, deve ser mencionadas também as rotas de saída marítima (portos) e ferrovias na região.

De forma a dar o subsídio legal para a propriedade da empresa licenciada, deve ser informada a origem legal do sítio e demais áreas de apoio necessárias para a instalação de moradias para trabalhadores da instalação nuclear.

O presente capítulo também deve apresentar a distribuição da população atual e projetada com base nas projeções formuladas pelo setor censitário.

É necessário, ainda, apresentar as características de uso da terra e da água bem como o uso do solo. Nesse caso, deve-se descrever as áreas residenciais no entorno da unidade de armazenamento a seco do combustível nuclear usado contendo o quantitativo populacional, distância e a direção da população dos principais bairros próximos.

Esse capítulo também deve caracterizar a forma como a água é utilizada com a descrição da distribuição espacial de Bacias Hidrográficas existentes no município de instalação da unidade de armazenamento a seco do combustível nuclear usado e em municípios vizinhos. Deve caracterizar qual empresa é responsável pela captação da água que vai abastecer a unidade de armazenamento a seco do combustível nuclear usado e as vilas de apoio aos trabalhadores.

Nesse sentido, deve ser apresentado um estudo com o objetivo de analisar a disponibilidade hídrica das bacias circunvizinhas para estimativa de valores de vazões mínimas em função de séries históricas pré-estabelecidas. Outro estudo que deve ser apresentado e caracterizado é de água subterrâneas com a caracterização dos aquíferos.

Deve ser ainda caracterizada as instalações industriais, de transporte, militares e nucleares existentes na região. Nesse estudo devem ser descritos os empreendimentos de grande vulto e suas atividades desenvolvidas.

Além disso, é importante descrever também sobre a distribuição espacial da infraestrutura de transporte existente na região. Essa descrição deve conter as rodovias que atendem a região com as suas interligações, além de aerovias (com descrição de tipo de aeronaves e largura de faixas) e localização dos aeroportos próximos. Também devem ser descritas as ferrovias existentes, interligação de cidades bem como o tipo de movimentação de carga

associada.

O capítulo também deve descrever a climatologia, os parâmetros climatológicos médios e extremos ao redor do sítio da unidade de armazenamento a seco do combustível nuclear usado.

Nesse contexto, deve ser caracterizada a climatologia regional, com análises de:

- Topografia local;
- Incidências de sol;
- Chuvas;
- Análise das estações do ano;
- Circulação de brisas marítimas; e,
- Estudos de massas de ar do oceano.

Deve incluir também, uma análise dos seguinte fenômenos e aspectos:

- Clima severo;
- Furacões;
- Tempestades tropicais;
- Tornados;
- Ventos extremos;
- Tempestades de neve e gelo;
- Tempestades;
- Pressão atmosférica;
- Temperatura;
- Humidade relativa;
- Chuvas;
- Evaporação;
- Insolação;

Adicionalmente, deve ser dedicado um estudo da Meteorologia Local para descrever a topografia com a velocidade e direção do vento conforme NUREG -1567 (NRC, 2000). Além disso, também deve conter um Programa de Medição Meteorológica no Local, informações de Dispersão Atmosférica e Hidrologia de Superfície. Nesse último devem ser desenvolvidos os tópicos abaixo:

- Descrição;
- Histórico de Inundações;
- Provável Cheia Máxima em Riachos e Rios;
- Falhas Potenciais de Barragens (com indução sísmica);
- Surto Máximo Provável;

- Inundação de Seiche;
- Inundação máxima provável de Tsunami;
- Inundação de gelo;
- Requisitos de proteção contra inundações; e,
- Aceitação ambiental de efluentes.

Devem ser descritos um capítulo acerca da Hidrologia Subterrânea (lençol freático) com a caracterização do mesmo, caracterização geológica das rochas existentes. Adicionalmente, também devem ser abordados aspectos relacionados com a Geologia e Seismologia e seus estudos. Essa etapa devem conter as seguintes:

- Geologia básica e informações sísmicas;
- Vibração de movimento no solo;
- Falha de superfície;
- Estabilidade de materiais subterrâneos; e,
- Estabilidade do Talude (encosta).

3.3.3. Sistemas de operação

Este capítulo deve conter os procedimentos operacionais necessários para o armazenamento a seco do combustível nuclear usado nas Instalações da usina nuclear. O calor de decaimento, enriquecimento inicial, tempo de queima e resfriamento do combustível nuclear usado devem estar de acordo com as restrições da Especificação Técnica. O procedimento de descarregamento também deve estar descrito neste capítulo.

Os procedimentos fornecidos neste capítulo devem ser prescritivos na medida em que fornecem a base e orientação geral para o pessoal da planta na preparação de procedimentos detalhados, escritos, específicos do local, de carregamento, manuseio, armazenamento e descarga. As informações fornecidas neste capítulo devem estar de acordo com as disposições do NUREG-1567 (NRC, 2000).

As informações apresentadas neste capítulo, juntamente com a base técnica do projeto do sistema descrito no RPAS ou RFAS, devem ser usadas para desenvolver procedimentos operacionais detalhados. Detalhes operacionais específicos do equipamento, como manipulação da válvula, método de secagem do canister, montagem especial, etc., devem ser fornecidos aos operadores da planta do sistema com base no equipamento auxiliar específico

selecionado e na configuração do local. Ao preparar os procedimentos específicos do local, o operador da planta deve consultar as condições do Centro de Gravidade (CoC), as instruções de operação específicas do equipamento e os procedimentos de trabalho da planta, bem como as informações para garantir que as operações de curto prazo sejam realizadas com máxima segurança e ALARA.

Os seguintes critérios genéricos devem ser usados para determinar se os procedimentos operacionais específicos são aceitáveis para uso:

- Todas as instruções de manuseio de cargas pesadas estão de acordo com as orientações dos padrões da indústria e as instruções fornecidas pelo projetista (certificado pela USNRC);
- Os procedimentos estão em conformidade com este RFAS;
- As etapas operacionais são ALARA;
- Os procedimentos contêm disposições para documentar a execução bem-sucedida de todas as etapas significativas de segurança;
- Os procedimentos contêm disposições para treinamento prático e em sala de aula para um processo de qualificação de pessoal certificado pela CNEN para garantir que todo o pessoal de operações seja adequadamente treinado para as usinas em questão; e,
- Os procedimentos são suficientemente detalhados e articulados para permitir que o trabalho artesanal os execute em conformidade literal com seu conteúdo;

As operações descritas neste capítulo indica que o combustível será carregado ou descarregado do HI-TRAC com o canister (MPC - simulador) submerso em cada piscina de combustível usado (PCU) das usinas.

Os operadores da planta devem desenvolver ou modificar os programas e procedimentos existentes para contabilizar a implementação do sistema da UAS (exemplo, HI-STORM).

Devem ser desenvolvidos ou modificados procedimentos escritos para que as usinas considerem itens como manuseio e armazenamento de sistemas, estruturas e componentes identificados como importantes para a segurança (ITS), manuseio de cargas pesadas, instrumentos especializados calibração, responsabilidade de material nuclear especial, procedimentos de manuseio de combustível, treinamento, equipamento e qualificações de processo.

Os operadores das usinas devem implementar controles para garantir que todos os pontos de ajuste críticos não excedam o limite do projeto de equipamentos de içamento e acessórios.

O controle da operação deve ser realizado de acordo com o Programa de Garantia de Qualidade (PGQ) do licenciado para garantir que as etapas críticas não sejam negligenciadas e

que o HI-STORM tenha sido verificado e confirmado para atender a todos os requisitos do Centro de Gravidade (CoC) antes de ser liberado para armazenamento.

A seleção e verificação do elemento combustível deve ser realizada pelo operador da usina de acordo com procedimentos escritos e aprovados que garantem que apenas os elementos combustíveis selecionados e autorizados sejam carregados no MPC. O manuseio de combustível deve ser realizado de acordo com procedimentos escritos específicos do local da respectiva planta.

Este capítulo fornece a orientação para carregar o sistema HI-STORM. Também deve estar descrito a descrição das operações do UAS e orientação geral para realizar a manutenção e responder a eventos anormais. As respostas a eventos anormais que podem ocorrer durante as operações normais de carregamento também devem ser fornecidas, com as etapas do procedimento. Outros temas que devem estar descritos aqui são: (a) a descrição para descarregar o sistema HI-STORM e (b) as atividades envolvidas no carregamento de combustível irradiado em um sistema de canister.

O objetivo principal das informações apresentadas neste capítulo deve ser identificar e descrever a sequência de operações e ações significativas que são importantes para a segurança do carregamento do sistema HI-STORM, manuseio do Sistema, operações de armazenamento e descarregamento para proteger adequadamente a saúde e minimizar o perigo de vida ou propriedade, proteger o combustível de danos significativos ou degradação e fornecer orientações para o desempenho seguro de tarefas e operações.

No caso de uma condição anormal extrema, deve existir orientação apropriada em procedimentos para responder à situação e estes devem estar disponíveis e prontos para implementação.

Devem ser desenvolvidos também, no mínimo, procedimentos para abordagem de níveis de ação de emergência, implementação de programa de ação de emergência, estabelecimento de zonas de exclusão de pessoal, monitoramento de condições radiológicas, ações para mitigar ou prevenir a liberação de materiais radioativos e planejamento de recuperação e/ou mitigação de eventos.

3.3.4. Critérios de projeto para estruturas, sistemas e componentes (ESCs)

Este capítulo deve apresentar as características de projeto do Sistema HI-STORM.

Também deve conter uma compilação de carregamentos e critérios de projeto aplicáveis ao Sistema HI-STORM.

Os carregamentos e condições devem estar prescritos para o MPC, particularmente aqueles relativos a acidentes mecânicos. Devem ser consistentes com aqueles exigidos para conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020). Este capítulo deve estabelecer as condições de carregamento e critérios de aceitação relevantes. As análises e resultados realizados para demonstrar a conformidade com os critérios de design devem ser apresentados.

Devem ser apresentados um resumo dos critérios de projeto para os MPCs, HI-STORM e HI-TRAC.

Neste capítulo devem ser abordados o objetivo central do sistema HI-STORM de forma a garantir que todos os SNF descarregados dos reatores e ainda não carregados em sistemas de armazenamento a seco possam ser armazenados em um HI-STORM MPC.

As aberturas das células nas cestas de combustível devem ser dimensionadas para acomodar conjuntos PWR. O comprimento da cavidade do MPC deve ser determinado para a Instalação na usina específica de acordo com o comprimento do conjunto de combustível, incluindo hardware sem combustível e recipientes de combustível danificados, conforme aplicável.

Deve ser apresentada uma tabela resumindo o conteúdo autorizado para o armazenamento do Sistema HI-STORM.

Deve existir uma tabela listando os projetos de conjunto de combustível PWR que governam para três critérios de qualificação, a saber: reatividade, blindagem e térmico, ou que são usados como projeto de montagem de referência nessas análises. Devem ser definidas informações adicionais sobre a definição do combustível básico do projeto.

Devem ser identificados os conjuntos de combustível danificados e detritos de combustível para serem carregados em contêineres de combustível danificados (DFC).

Devem ser estabelecidos os critérios de fabricação do material a ser utilizado bem como definir as avaliações estruturais, térmicas, de proteção, de criticidade e de confinamento apropriadas devem ser realizadas para levar em conta o combustível danificado e os resíduos de combustível e devem ser descritas em seus respectivos capítulos. As características limitantes do projeto para conjuntos de combustível danificados e as restrições sobre o número e a localização de recipientes de combustível danificados autorizados para carregamento em cada modelo de MPC devem estar disponíveis neste capítulo.

O DFC deve ter estabelecido uma tampa removível para permitir que o conjunto de combustível seja inserido.

Devem ser definidos os parâmetros estruturais para SNF de base de projeto bem como os principais parâmetros físicos aplicáveis à avaliação para nortear o projeto mecânico e estrutural.

Os sistemas, estruturas e componentes (ESCs) para a Instalação da Central Nuclear devem ser projetados e analisados para garantir que executem as funções pretendidas sob condições normais, fora do normal e de acidente para atender a todos os requisitos regulatórios do 10CFR72 (Federal Register, 2020) e CNEN NE 1.04 (CNEN, 2002).

Essas funções pretendidas devem incluir:

- a) Fornecimento de confinamento / contenção de radionuclídeos;
- b) Transferência de calor dos componentes e conteúdos do HI-STORM para manter suas temperaturas dentro dos limites regulamentares especificados;
- c) Atenuação da emissão de radiação para níveis aceitáveis; e
- d) Manutenção da subcriticalidade do conteúdo físsil.

Devem estar descritas as diretrizes para determinar a categoria de significância Importante para a segurança (ITS) de acordo com NUREG/CR-6407 (NRC, 1996). Basicamente, estas diretrizes devem abordar as seguintes categorias:

- Categoria A: a falha ou mau funcionamento de uma estrutura, componente ou sistema pode resultar diretamente em uma condição que afeta adversamente a saúde pública e a segurança.

- Categoria B: A falha ou mau funcionamento de uma estrutura, componente ou sistema pode indiretamente (ou seja, em conjunto com a falha de outro item) resultar em uma condição que afeta adversamente a saúde pública e a segurança.

- Categoria C: A falha ou mau funcionamento de uma Estrutura, Sistema ou Componente (ESC) que teria algum efeito na embalagem, mas não reduziria significativamente a eficácia da embalagem e não seria susceptível de criar uma situação que afete adversamente a saúde e segurança públicas.

- Não é importante para a segurança: a falha ou mau funcionamento de um ESC (Estrutura, Sistema ou Componente) não reduziria a eficácia do sistema ou da Hi-Storm e não criaria uma situação que afetasse adversamente a saúde e a segurança públicas.

Assim, cada ESC deve ser classificado em uma das quatro categorias acima, dependendo da gravidade da consequência no caso de sua falha ou mau funcionamento devido a um evento adverso crível.

3.3.4.1. Critérios de projeto para ESC's importantes para a segurança

Devem ser definidos e classificados os tipos de canister (MPC) bem como determinado a vida útil. Devem ser estabelecidos os componentes estruturais do MPC de acordo com os critérios estabelecidos no código ASME (ASME, 2020).

Além disso, devem ser estabelecidos o projeto térmico e a operação do MPC no Sistema HI-STORM para atendimento ao objetivo da revisão no ISG-11, (NRC, 2002).

Especificamente, as disposições deste documento são:

O MPC deve ser classificado como importante para a segurança.

Os componentes estruturais do MPC devem incluir a cesta de combustível, calços da cesta e o vaso fechado.

A cesta de combustível deve ser projetada e fabricada para atender a um limite de deslocamento mais rigoroso sob cargas mecânicas do que aqueles implícitos nos limites de tensão do código ASME (ASME, 2020).

O vaso fechado MPC deve ser projetado e fabricado como um vaso de pressão Classe 1 de acordo com a Seção III, Subseção NB do Código ASME (ASME, 2020).

A principal exceção ao Código acima se refere à tampa do MPC, placas de cobertura da porta de ventilação e drenagem e soldas do anel de fechamento à tampa e concha do MPC.

Os locais de ancoragem rosqueados (TALs) na tampa do MPC devem ser projetados de acordo com os requisitos do NUREG-0612 (NRC, 1980) para içamentos críticos para facilitar o manuseio do MPC carregado.

As soldas de fechamento MPC são soldas de penetração parcial que devem ser estruturalmente qualificadas.

A tampa MPC e as soldas do anel de fechamento devem ser inspecionadas realizando um exame de líquido penetrante.

Deve ser verificada a integridade da solda tampa-a-casca do MPC por meio da realização de um exame progressivo de líquido penetrante das camadas de solda e um teste de pressão.

Deve existir garantia da integridade do fechamento do recipiente através da análise estrutural do MPC, em conjunto com os fechamentos redundantes e exame não destrutivo, teste de pressão e teste de vazamento de hélio.

O projeto do MPC deve ser analisado para todas as condições normais, fora do normal e postuladas de acidentes com base no projeto.

3.3.4.1.1. Projeto térmico

Os seguintes critérios devem ser considerados:

- i. O valor máximo da temperatura calculada para todo CSF em condições normais de armazenamento a longo prazo deve permanecer abaixo de 400°C (752°F). Para operações de curto prazo, incluindo secagem de HI_TRAC, pressurização com hélio e operações de transporte do sistema Hi-Storm no local, a temperatura de revestimento do combustível não deve exceder 400°C (752°F) para combustível de alta queima (HBF) e 570°C (1058°F) para combustível de queima moderada.
- ii. A temperatura máxima de revestimento do combustível como resultado de um evento fora do normal ou acidente não deve exceder 570°C (1058°F).
- iii. Para HBF, as restrições operacionais são impostas para limitar a excursão de temperatura máxima durante operações de curto prazo a 65°C (117°F) e o número de excursões a menos de 10.

Para o atendimento dos critérios acima, devem estar previstas mudanças de projeto e operacionais, conforme resumido a seguir:

- a) O limite máximo de temperatura de revestimento de combustível (PCT) para operações de armazenamento de longo prazo e operações de curto prazo é geralmente definido em 400°C (752°F). Para MPCs contendo combustível de queima moderada, o limite de temperatura do revestimento do combustível para operações de curto prazo é fixado em 570°C (1058°F) porque a tensão nominal do revestimento do combustível é mostrada como sendo inferior a 90 MPa.
- b) Um método de secagem, como desidratação forçada de hélio (FHD), deve ser usado se os limites de temperatura acima para operações de curto prazo não puderem ser cumpridos.
- c) O limite de PCT fora para situações do normal e na condição de acidente permanece inalterado em 570 °C (1058 °F).

A cavidade MPC deve estar seca com FHD e, em seguida, ser preenchida com hélio de alta pureza para promover a transferência de calor e evitar a degradação do revestimento.

Devem estar descritas as temperaturas permitidas para os componentes de aço inoxidável no MPC.

O modelo MPC-37 (angra 1) permite o armazenamento regionalizado, onde a cesta é segregada em três regiões.

O MPC-32ML (angra 2) possui apenas uma região.

Devem ser fornecidos os limites de dose para blindagem para um ISFSI usando o

Sistema HI-STORM são especificados na referência 10CFR72 (Federal Register, 2020).

O MPC deve fornecer proteção axial nas extremidades superior e inferior para manter a exposição ocupacional ALARA durante o fechamento do canister e operações de manuseio. A tampa inferior do HI-TRAC também deve fornecer proteção. As doses ocupacionais devem ser controladas de acordo com procedimentos específicos da planta e requisitos ALARA.

O MPC deve prever o confinamento de todos os materiais radioativos para todas as condições normais, anormais e postuladas de acidentes com base no projeto.

O MPC deve fornecer controle de criticidade para todas as condições de acidentes normais, fora do normal e postuladas com base no projeto.

Os procedimentos operacionais genéricos para o Sistema HI-STORM devem ser fornecidos assim como o detalhamento dos procedimentos operacionais e dos requisitos específicos do local com atendimento às especificações técnicas da UAS.

O overpack HI-STORM deve ser projetado para uma vida útil de 60 anos e atender aos requisitos de 10CFR72 (Federal Register, 2020).

3.3.4.2 . Análise estrutural

O componente HI-STORM inclui partes de concreto e de aço estrutural que são classificadas como importantes para a segurança (ITS).

O material de concreto é definido como importante para a segurança (ITS) devido à sua função de blindagem. A função primária do concreto do HI-STORM é a proteção da radiação gama e de nêutrons emitida pelo combustível nuclear usado.

O HI-STORM overpack de concreto simples é envolto em camadas internas e externas de aço conectadas entre si por nervuras radiais e placas superior e inferior. Como o concreto do HI-STORM não é armado, a análise estrutural da sobrebalagem apenas credita a resistência à compressão do concreto na análise para fornecer uma simulação adequada das condições de acidente postuladas no Relatório Final de Análise de Segurança.

Devem estar especificados os requisitos técnicos sobre o teste e a qualificação do concreto comum do HI-STORM.

As várias seções do Código ASME, contêm uma ampla gama de especificações que podem ser montadas para fornecer um conjunto completo de requisitos para o projeto, análise, fabricação de fábrica e construção de campo final da embalagem externa.

O código ASME para Caldeiras e Vasos de Pressão - Código ASME Seção III (ASME, 2020), Subseção NF Classe 3, deve ser o código aplicável para determinar os limites de tensão para os componentes de suporte de carga da embalagem externa quando exigido pelos critérios de aceitação estabelecidos em este capítulo. Os tipos de materiais usados nos componentes do Sistema HI-STORM devem estar listados nos desenhos.

O Hi-Storm deve ser projetado para todos os carregamentos de condições de acidentes normais, fora do normal e de projeto.

3.3.4.2.1. Análise térmica

Os limites de temperatura para o concreto simples no HI-STORM para temperaturas de longo e curto prazo devem estar estabelecidos.

As temperaturas permitidas para os componentes de aço estrutural devem ser baseadas na temperatura máxima para a qual as propriedades do material e as tensões são permitidas conforme Seção II do Código ASME (ASME, 2020).

As temperaturas específicas permitidas para os componentes de aço estrutural da sobrebalagem devem estar especificadas.

O HI-STORM deve ser projetado para condições de frio extremo. A avaliação da fratura frágil de materiais de aço estrutural usados no HI-STORM de armazenamento deve ser avaliada.

O HI-STORM deve ser projetado para dissipar a carga de calor máxima permitida do MPC. As características térmicas do MPC armazenado dentro da sobrebalagem devem ser avaliadas.

3.3.4.2.2. Blindagem

A dose fora do local para condições normais de operação para um indivíduo real além do limite da área controlada deve ser limitada considerando a norma NN 3.01 (CNEN, 2014), (a) a um máximo de 0,25 mSv / ano (25 mrem / ano) de corpo inteiro, 0,75 mSv / ano (75 mrem / ano) tireóide e 0,25 mSv / ano (25 mrem / ano) para outros órgãos críticos, incluindo contribuições de todas as operações do ciclo do combustível nuclear.

As taxas de dosagem para um único e uma série de HI-STORM utilizados na Instalação

da Central Nuclear UAS devem ser são fornecidas.

O HI-STORM deve ser projetado para manter a exposição ocupacional ALARA durante o processamento do MPC, de acordo com a norma NN 3.01 (CNEN, 2014).

3.3.4.2.3. Confinamento

O HI-STORM não executa nenhuma função de confinamento. O confinamento durante o armazenamento é fornecido pelo MPC. O HI-STORM fornece proteção física e proteção contra radiação do conteúdo do MPC durante as operações de armazenamento a seco.

3.3.4.2.4. Controle de criticalidade

O HI-STORM não executa nenhuma função de criticalidade. O controle da criticalidade é mantido durante o armazenamento pelas configurações internas dos MPCs.

O sistema HI-STORM deve ser projetado para fácil recuperação do MPC, caso seja necessário para processamento posterior ou descarte.

3.3.4.3. Casco de transferência (HI-TRAC)

O Componente de transferência, HI-TRAC, deve ser projetado para uma vida útil de 60 anos.

As características do projeto do casco de transferência (HI-TRAC) devem estar especificadas.

3.3.4.3.1 - Estrutural

O HI-TRAC deve incluir componentes de proteção contra radiação estruturais e não

estruturais que são classificados como importantes para a segurança.

Os componentes de aço estrutural do HI-TRAC devem ser projetados para atender aos limites de tensão da Seção III, Subseção NF, do Código ASME (ASME, 2020) para condições normais e fora do normal de armazenamento.

Os locais de ancoragem rosqueados ou olhais de içamento para içamento e manuseio do HI-TRAC devem ser projetados de acordo com os requisitos do NUREG-0612 (NRC, 1980) e Guia Regulatório 3.61 (NRC, 1989) para pontos de içamento de interface.

O projeto do HI-TRAC deve ser analisado para todos os carregamentos de condições de acidentes normais, fora do normal e de base do projeto.

Em condições de acidente, o HI-TRAC deve proteger o MPC de deformações inaceitáveis, fornecer proteção contínua e permanecer em uma condição tal que o MPC possa ser removido dele. As cargas aplicáveis ao HI-TRAC devem estar definidas.

3.3.4.3.2. Análise térmica

As temperaturas permitidas para os componentes de aço estrutural do HI-TRAC VW devem ser baseadas na temperatura máxima para as propriedades do material e os valores de tensão permitidos fornecidos na Seção II do Código ASME (ASME, 2020). As temperaturas permitidas para o aço estrutural e componentes de blindagem do HI-TRAC devem estar especificadas.

O HI-TRAC deve ser projetado para condições de frio ambiental fora do normal. A avaliação do potencial de fratura frágil em materiais de aço estrutural deve ser apresentada.

O HI-TRAC deve ser projetado e avaliado para a carga térmica máxima analisada para operações de armazenamento. A temperatura máxima permitida da água na camisa HI-TRAC é uma função da pressão interna. Para evitar a sobrepressurização da camisa de água devido à ebulição do líquido de proteção de nêutrons (água), a temperatura máxima da água deve ser restrita a ser menor do que a temperatura de saturação na pressão de projeto do componente.

Deve ser colocado um dispositivo de alívio no topo do componente.

Deve ser garantido que a água seja impedida de congelar durante condições de frio fora do normal, limitando a temperatura operacional mínima permitida e adicionando etilenoglicol.

As características térmicas do combustível para cada MPC para o qual o HI-TRAC foi projetado devem estar definidas. O limite de temperatura ambiente da área de trabalho para

operações de carregamento deve ser limitado.

3.3.4.3.3 - Blindagem

O HI-TRAC deve fornecer proteção para manter a exposição ocupacional ALARA de acordo com CNEN NN 3.01 (CNEN, 2014), enquanto também mantém a carga máxima no gancho do guindaste da planta abaixo da capacidade nominal do guindaste.

A blindagem no HI-TRAC deve ser maximizada dentro da restrição do peso permitido em um local da planta. O HI-TRAC e as suas taxas de dose calculadas para um conjunto de condições de referência devem estar especificadas.

Devem estar definidas condições postuladas de acidente do HI-TRAC, que incluam a perda do escudo de nêutrons líquido (água).

A área anular entre a superfície externa do MPC e a superfície interna do HI-TRAC deve ser isolada para minimizar o potencial de contaminação da superfície do MPC pela água da piscina de combustível irradiado durante as operações de carregamento úmido.

As superfícies HI-TRAC que devem exigir descontaminação devem estar revestidas com um material adequado.

A contaminação de superfície máxima permitida para o HI-TRAC devem estar de acordo com os procedimentos específicos da planta e os requisitos ALARA .

3.3.4.3.4 - Confinamento

O HI-TRAC não executa nenhuma função de confinamento. O HI-TRAC deve fornecer proteção física e proteção contra radiação do conteúdo do MPC durante as operações de carregamento, descarregamento e transferência do MPC.

3.3.4.3.5 - Controle de criticalidade

O HI-TRAC não fornece nenhuma função de controle de criticalidade.

3.3.4.4. Laje principal da UAS (UAS Pad)

3.3.4.4.1 - *Critérios de projeto e construção*

Devem ser atendidos os “Critérios Gerais de Projeto” do sistema HI-STORM em conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020), Subparte F, I-devendo ser classificado como “importante para a segurança” (ITS).

O Sistema HISTORM deve ser considerado como um conjunto de equipamentos contendo vários componentes ITS.

A laje de concreto armado, na qual o HI-STORM está situado, no entanto, deve ser designado como “não importante para a segurança” (NITS) devido à falta de uma conexão física entre o HI-STORM e a laje. Devem ser descritos os requisitos de limitação do projeto e instalação da laje no FSAR conforme abaixo:

- O projeto da laje está em conformidade com as disposições estruturais deste FSAR.
- O material de construção da laje(ou seja, os aditivos usados na laje de concreto) são compatíveis com o ambiente no local do ISFSI.
- Avaliações estruturais apropriadas são realizadas de acordo com 10CFR72.212 (Federal Register, 2020) para demonstrar que a laje é estruturalmente resistente para permitir que o HI-STORM suporte a sísmica e outras cargas inerciais credíveis no local.

3.3.4.4.2 *Combinações de carga e códigos aplicáveis*

As cargas fatoradas aplicáveis ao projeto da plataforma devem consistir no peso morto do HI-STORM, cargas de gradiente térmico, cargas de impacto decorrentes do manuseio e eventos de acidentes, mísseis externos e fenômenos ambientais limitados (como terremotos, vento, tornado e inundação).

3.3.4.5. Carga de projeto HI-STORM

O sistema HI-STORM deve ser projetado para armazenamento externo desprotegido durante sua vida útil. Conseqüentemente, o sistema de HI-STORM deve ser projetado para resistir a fenômenos normais, fora do normal e ambientais e condições de armazenamento de acidentes. As condições normais devem incluir as condições que se espera que ocorram regularmente ou freqüentemente no curso da operação normal além das condições fora do normal devem incluir aqueles eventos infrequentes que poderiam ocorrer durante a vida útil do sistema HI-STORM. Os fenômenos ambientais e as condições de acidentes devem incluir eventos que são postulados porque sua consideração deve estabelecer uma base de projeto conservadora.

Cargas em condições normais devem atuar em combinação com todas as outras cargas (fenômenos / acidentes fora do normal ou ambientais). Cargas em condições fora do normal e fenômenos ambientais e cargas em condições de acidentes não devem ser aplicadas em combinação. No entanto, as cargas que ocorrem como resultado dos mesmos fenômenos devem ser aplicadas simultaneamente. Por exemplo, as cargas de ventos de tornado devem ser aplicadas em combinação com as cargas de mísseis de tornado.

A seguir, os critérios de projeto devem ser estabelecidos para condições normais, fora do normal e acidentais para armazenamento. Eventos fora do normal e acidentes exigidos pelo NUREG-1567 (NRC, 2000) devem ser definidos e avaliados. As seguintes condições de armazenamento e cargas associadas devem ser identificadas:

i Condição normal (armazenamento de longo prazo): peso morto, manuseio, pressão, temperatura, neve.

ii. Condição fora do normal: pressão, temperatura, vazamento de um selo, bloqueio parcial das entradas de ar, mau funcionamento do FHD.

iii. Condição do acidente: Tratamento de acidentes, tombamento não mecânico, incêndio, bloqueio parcial dos orifícios de fluxo da cesta MPC, tornado, inundação, terremoto, ruptura da barra de combustível, vazamento do limite de confinamento, explosão, raio, sepultamento sob detritos, 100% de bloqueio de ar Entradas, temperatura ambiental extrema.

iv. Operações de curto prazo: Esta condição de carregamento é definida de acordo com a orientação ISG-11, Revisão 3. Isso inclui aquelas evoluções operacionais normais necessárias para apoiar as atividades de carregamento ou descarregamento de combustível. Isso inclui, mas não está limitado a secagem de cavidade MPC, preenchimento de hélio, transferência MPC e

manuseio no local do casco de transferência (HI-TRAC) carregado.

Cada uma dessas condições e as cargas associadas devem ser identificadas com seus critérios de projeto aplicáveis. Um critério de projeto deve ser considerado satisfeito se os limites permitidos para as condições de carregamento específicas não forem excedidos.

3.3.4.6. Equipamento de elevação, dispositivos de elevação especiais e ancilares diversos.

Devem ser auxiliares para a Instalação na Central Nuclear: equipamentos, sistemas ou dispositivos que devem ser necessários para realizar Operações de Curto Prazo para colocar o recipiente em armazenamento temporário ou para remover o recipiente carregado do armazenamento. Os acessórios são diferenciados dos ESCs “certificados” pelo fato de não fazerem parte do sistema de armazenamento e seu projeto detalhado não deve estar sujeito à certificação regulamentar. No entanto, conforme exigido pelo NUREG-1567 (NRC, 2000), seus critérios de projeto devem ser articulados neste RFAS. A seguir, os critérios de projeto para os diferentes tipos de ancilares previstos para a Instalação da Central Nuclear são definidos em detalhes suficientes para garantir que o projeto detalhado resultante cumpra plenamente seus imperativos de segurança.

3.3.5. Avaliação estrutural e da instalação

Deve ser estabelecido o tipo de sistema de armazenamento a ser utilizado na UAS.

Devem ser definidas margens de segurança sob a ótica estrutural e devem cobrir os aspectos de confinamento, controle de criticidade, proteção de radiação e recuperabilidade estabelecidos no 10CFR72 (Federal register, 2020) e devem ser atendidos pelo sistema de armazenamento.

Os critérios de projetos conservadores e pressupostos inerentes às análises devem ser identificados juntamente com uma descrição concisa dos métodos analíticos, modelos e critérios de aceitação.

As informações apresentadas neste documento devem se destinar a cumprir as diretrizes de NUREG-1567 (NRC, 2000) e ISG-21 (NRC, 2020) relativas ao uso de códigos de elementos

finitos.

As análises de segurança neste capítulo devem demonstrar margens aceitáveis para os limites permitidos em todas as condições de carregamento de base de projeto e modos operacionais.

Devem ser descritos a avaliação da piscina de combustível irradiado e da sua instalação de confinamento com a abrangência a Laje de piso da piscina de combustível irradiado (SFP) e Laje do Piso de Descontaminação.

Adicionalmente, devem ser descritos detalhadamente a área de armazenamento dos HI-STORM com definição de critérios de projeto, as propriedades do material e as análises estruturais correspondentes.

Deve conter a descrição e os aspectos de vida útil, materiais utilizados dos HI-STORM, os materiais constituintes (com as respectivas funções) com estrito atendimento aos requisitos do 10CFR72 (Federal register, 2020).

Devem estar definidas informações acerca das características do material do dispositivo de transferência HI-TRAC bem como descrever a sua finalidade.

Devem estar especificadas informações sobre a Máquina de Manuseio de HI STORM (CHM) além de descrever também outros dispositivos especiais de elevação bem como os dispositivos de transferência com os seus aspectos estruturais associados.

3.3.6. Avaliação térmica

O HI-STORM, certificado no registro USNRC nº 72-1032 deve ser um sistema ventilado vertical acima do solo com aberturas para entrada e saída de ar e passagens de fluxo de ar interno para resfriamento por ventilação de MPC carregado.

O sistema HI-STORM deve ser projetado para armazenamento de longo prazo de combustível nuclear usado (SNF) em uma orientação vertical.

O projeto deve prever uma série de sistemas HI-STORM dispostos em um padrão retilíneo armazenado em um bloco de UAS de concreto em um ambiente aberto.

Deve ser estabelecida a conformidade do desempenho térmico do sistema HI-STORM com os requisitos de design térmico para armazenamento ao ar livre em um bloco UAS é estabelecida.

As análises devem considerar a rejeição passiva do calor de decaimento dos conjuntos

SNF armazenados para o ambiente em condições de armazenamento normais, fora do normal e acidentais.

A avaliação térmica deve estabelecer que o pico de temperatura de revestimento do combustível nos canisters armazenados na UAS permanecerá abaixo do limite ISG-11 (NRC, 2003).

Deve ser demonstrada a segurança em todas as operações de curto prazo envolvendo o limite de temperatura de revestimento de combustível de pico estabelecido no ISG-11 (NRC, 2003) deve ser satisfeito com margens robustas.

Com relação ao armazenamento normal nas cavidades HI-STORM em Angra, é reconhecido que as condições ambientais nos locais Angra 1 e 2 são delimitadas pelas condições ambientais para condições de longo prazo, curto prazo e dos acidentes postulados da base de projeto.

Portanto, o limite de temperatura estabelecido pelo ISG-11 (NRC, 2003) sob as condições de armazenamento normais, de curto prazo, fora do normal e de acidente deve ser satisfeito.

O projeto térmico do HI-TRAC, durante as operações de curto prazo nas instalações do UAS, devem ser considerado.

A avaliação térmica do HI-STORM deve seguir as diretrizes do NUREG-1567 (NRC, 2000), NUREG-1536 (NRC, 2010) e ISG-11 (NRC, 2003).

Essas diretrizes devem fornecer limites específicos sobre a temperatura máxima permissível de revestimento no combustível irradiado comercial armazenado e outros componentes do Limite de Confinamento e sobre a pressão máxima permissível no espaço de confinamento em certos cenários operacionais.

Devem ser seguidos os seguintes requisitos:

1. A temperatura do revestimento do combustível deve atender ao limite de temperatura sob condições normais, anormais e de acidente apropriadas para seu nível de queima e condição de armazenamento ou manuseio.

2. A pressão interna máxima do MPC deve permanecer dentro de suas pressões de projeto para condições normais, fora do normal e de acidente.

3. As temperaturas dos materiais do HI-STORM devem permanecer abaixo dos limites permitidos em todos os cenários.

O sistema HI-STORM deve ser projetado para cumprir todos os critérios listados acima. Todas as análises térmicas para avaliar as condições normais de armazenamento em um módulo de armazenamento HI-STORM devem ser descritas bem como as análises térmicas para avaliar

o manuseio normal e a transferência no local em um dispositivo de transferência HI-TRAC. Adicionalmente, todas as análises térmicas para avaliar condições fora do normal e de acidentes devem ser descritas também e em conformidade com as diretrizes das referências ISG-11 (NRC, 2003) e NUREG-1567 (NRC, 2000).

3.3.6.1. Sistemas de remoção de calor de decaimento

O sistema HI-STORM acima do solo deve consistir em um MPC selado situado dentro de uma dispositivo de armazenamento ventilada e orientada verticalmente.

Os dutos de entrada e saída de ar que permitem o resfriamento do ar do MPC armazenado devem estar localizados na parte inferior e superior, respectivamente, do dispositivo cilíndrico.

O MPC deve ser selado com uma tampa soldada para formar o Limite de Confinamento.

O MPC deve conter uma estrutura de cesta de combustível com compartimentos em forma de quadrado de dimensões apropriadas para permitir a inserção dos conjuntos de combustível antes da soldagem da tampa do MPC e do anel de fechamento.

O MPC deve ser preenchido com hélio para as pressões básicas de projeto.

O calor deve ser transferido do SNF no sistema HI-STORM para o ambiente apenas por mecanismos passivos de transporte de calor.

O hélio deve preencher todos os espaços entre os componentes sólidos e deve fornecer um meio de condução aprimorado para dissipar o calor de decomposição no MPC.

Dentro do MPC, o ambiente de hélio pressurizado deve manter uma ação de termossifão de circuito fechado, removendo o calor do SNF por um fluxo ascendente de hélio através das células de armazenamento.

O fluxo de ventilação do anel deve resfriar as superfícies quentes do MPC e transporta o calor com segurança para o ambiente externo.

Para garantir que o gás hélio seja retido e não seja diluído por ar de baixa condutividade, o limite de confinamento MPC deve ser projetado como um vaso de pressão totalmente vedado, com redundâncias.

Deve ser demonstrado que a falha de uma vedação dos limites de pressão soldados não resultarão em violação do limite de pressão.

O gás hélio deve ser considerado retido em um estado não diluído e é creditado nas

análises térmicas.

Um importante critério de projeto térmico imposto ao sistema HI-STORM é limitar a temperatura máxima do revestimento do combustível, bem como a temperatura da cesta de combustível dentro dos limites do projeto para armazenamento de longo prazo de conjuntos SNF com base no projeto.

Um requisito igualmente importante é minimizar gradientes de temperatura no MPC para minimizar tensões térmicas.

Para atender a esses objetivos de projeto, as cestas MPC devem ser projetadas para possuir certas características distintas, conforme resumido abaixo.

O projeto MPC deve minimizar a resistência à transferência de calor dentro da cesta e regiões periféricas da cesta.

O projeto do MPC deve incorporar plenums superior e inferior com caminhos descendentes interconectados formados pelo espaço anular nos calços de alumínio.

Os gradientes de temperatura devem ser minimizados no projeto, resultando em menor tensões térmicas.

A possibilidade de tensões devido à restrição no crescimento térmico da periferia da cesta deve ser eliminada, fornecendo folgas adequadas da carcaça ao recipiente para permitir o crescimento térmico da cesta durante todos os modos operacionais.

O contribuinte mais importante para minimizar tensões térmicas e maximizar a transmissão de calor dentro da cesta de combustível deve ser seu material de construção (Metamic-HT), que tem aproximadamente dez vezes a condutividade térmica do material de aço inoxidável.

Os MPCs devem ser projetados para armazenar o Combustível de Alta Burnup (HBF).

Devem ser analisados as propriedades do material e limites de temperatura presentes no MPC e no dispositivo de transferência HI-TRAC bem como as cargas térmicas e condições ambientais associadas.

Deve haver uma avaliação térmica do HI-STORM, HI-TRAC e MPC para avaliar a integridade do combustível sob condições normais (armazenamento de longo prazo), fora do normal e condições de acidente e no dispositivo de transferência HI-TRAC e de acidentes hipotéticos.

Estas avaliações devem abordar as cargas térmica de base de projeto e as suas condições de carga limite térmica e adotada para avaliação de transferência no local do HI-TRAC e eventos fora do normal e acidentes definidos.

Devem ser avaliados acidentes postulados e eventos fora do normal, como por exemplo:

- i) Pressão Fora do Normal
- ii) Temperatura ambiente fora do normal
- iii) Bloqueio parcial das entradas de ar
- iv) Mau funcionamento de FHD

3.3.7. Avaliação da blindagem

Deve haver a apresentação das avaliações de blindagem para a UAS que incluam cálculos de dose e taxa de dose para demonstrar que a instalação está em conformidade com os requisitos regulamentares aplicáveis (10CFR72.104) (Federal Register, 2020) e Norma CNEN NN-3.01 (CNEN, 2014).

A conformidade deve ser requerida para qualquer indivíduo do público em geral e trabalhadores e serão utilizadas no Programa de Proteção contra Radiação para garantir que os limites de dose anual (CNEN, 2014) e os requisitos de radiação para o público em geral e trabalhadores das instalações sejam atendidos.

Deve ser demonstrado que o projeto do sistema de armazenamento do HI-STORM atende aos seguintes critérios de aceitação descritos no Plano de Revisão Padrão para Sistemas de Armazenamento em Casco Seco NUREG-1536 (NRC, 2010) e no Plano de Revisão Padrão para Gasto Instalações de armazenamento a seco de combustível, NUREG-1567 (NRC, 2000):

Devem ser seguidos os seguintes critérios de aceitação:

1. A distância mínima de cada instalação de manuseio e armazenamento de combustível irradiado até o limite externo da área pesquisada deve ser de pelo menos 100 metros, conforme exigido em 10CFR72 (Federal Register, 2020).

2. O projetista do sistema deve mostrar que, tanto durante as operações normais quanto nas ocorrências previstas, as características de proteção contra radiação do sistema de armazenamento HI-STORM proposto são suficientes para atender aos requisitos de dose de radiação nas Seções 72.104 (a) (Federal Register, 2020). Especificamente, o fornecedor deve demonstrar essa capacidade para um conjunto típico de tonéis na configuração de local mais delimitada. Por exemplo, a configuração mais delimitadora pode estar localizada a uma distância mínima (100 metros) do limite externo da área pesquisada, sem qualquer proteção de outras estruturas ou topografia.

3. As taxas de dosagem do HI-STORM devem ser consistentes com um programa bem

estabelecido “tão baixo quanto razoavelmente exequível” (ALARA) para atividades dentro e ao redor do local de armazenamento.

4. Após um acidente com base no projeto, um indivíduo no limite ou fora do limite externo da área pesquisada não deve receber uma dose maior do que os limites especificados em 10CFR72.106 (Federal Register, 2020).

5. As características de blindagens propostas devem garantir que o sistema de armazenamento em HI-STORM atenda aos requisitos regulamentares para limites ocupacionais e de dose de radiação para membros individuais do público, conforme prescrito na CNEN NN 3.01 (CNEN, 2014) e 10CFR.20 (Federal Register, 2020).

As análises apresentadas devem mostrar que:

- 1) As taxas de dose de radiação seguem as práticas as-low-as-reasonably-achievable (ALARA).
- 2) Os limites de dose de radiação do limite da área externa pesquisada - 10CFR72.104 (Federal Register, 2020) são atendidos durante as condições normais de armazenamento para a Central Nuclear CNAAA UAS.
- 3) Os limites de dose de radiação do limite da área externa pesquisada - 10CFR72.106 (Federal Register, 2020) são atendidos durante as condições de acidente de armazenamento para radiação não efluente de configurações UAS ilustrativas a uma distância mínima de 100 metros.

Além disso, as análises de segurança devem demonstrar que, em condições de acidente, as margens aceitáveis para os limites permitidos existem em todas as condições de carregamento básico do projeto. Para condições normais e fora do normal, as análises devem fornecer uma avaliação genérica que demonstre que os requisitos de dose conforme especificado em 10CFR72.104 (Federal Register, 2020) podem ser atendidos em condições específicas do local. Para condições de acidente, o limite de dose conforme especificado em 10CFR72.106 (Federal Register, 2020) é 5 rem. O único acidente que afeta as taxas de dosagem é a perda de água na camisa de água do HI-TRAC. Para condições normais e fora do normal, avaliações de dose específicas do local são necessárias para demonstrar conformidade com 10CFR72.104 (Federal Register, 2020).

3.3.8. Avaliação da criticalidade

Deve haver a avaliação de criticidade do sistema HI-STORM para armazenamento de combustível nuclear irradiado PWR da Central Nuclear de acordo com o 10CFR72.124 (Federal Register, 2020). A avaliação deve mostrar que o valor máximo do keff, incluindo todos os vieses e incertezas aplicáveis, está abaixo de 0,95 para todas as condições normais, fora do normal e de acidente. Isso deve demonstrar que o sistema HI-STORM atende aos requisitos de segurança de criticidade de 10CFR72.124 (Federal Register, 2020) e do Plano de revisão padrão para instalações de armazenamento a seco de combustível irradiado NUREG-1567 (NRC, 2000) e NEI 14-03 (NEI, 2016).

Além disso, deve descrever as estruturas e componentes do projeto do sistema HI-STORM importantes para a segurança da criticidade e deve definir as características limitantes do combustível em detalhes suficientes para fornecer uma base suficiente para a avaliação do pacote.

Deve haver estrita observância da segurança crítica do Sistema HI-STORM dos seguintes parâmetros principais:

1. A geometria inerente dos projetos da cesta de combustível no MPC;
2. A estrutura do cesto de combustível, que é inteiramente feita de material absorvente de nêutrons Metamic-HT;
3. Um limite administrativo para o enriquecimento máximo; e
4. Um limite administrativo para a concentração mínima de boro solúvel na água durante o carregamento / descarregamento do combustível na cesta de combustível.

O sistema HI-STORM deve ser projetado de modo que o absorvedor de nêutrons fixo permaneça eficaz por um período de armazenamento superior a 60 anos, e não há mecanismos confiáveis que causariam sua perda ou diminuição de sua eficácia. Deve haver aderência ao 10CFR72.124 (Federal Register, 2020) (b), e não deve haver a necessidade de fornecer um programa de vigilância ou monitoramento para verificar a eficácia contínua do absorvedor de nêutrons.

A segurança crítica do sistema HI-STORM não deve depender do uso de qualquer um dos seguintes auxílios para a redução da reatividade presente no sistema de armazenamento:

- queima de combustível
- absorvedores de nêutrons incineráveis relacionados ao combustível
- mais de 90 por cento do conteúdo de B-10 para o absorvedor de nêutrons fixos Metamic-HT com base em testes abrangentes.

O sistema HI-STORM consiste no armazenamento HI-STORM, no dispositivo de transferência HI-TRAC e nos recipientes multiuso (MPCs). Tanto o dispositivo de transferência

HI-TRAC como o sistema de armazenamento HI-STORM acomodam os designs MPC intercambiáveis. O HI-STORM usa concreto como blindagem para radiação gama e nêutron, enquanto o HI-TRAC usa chumbo e aço para radiação gama e uma camisa cheia de água para proteção de nêutrons.

Devem ser desenvolvidas as especificações do combustível, a análise de criticalidade com a sua metodologia calculacional assim como os experimentos de referência de criticalidade.

3.3.9. Avaliação do confinamento

A segurança do confinamento da instalação do UAS deve ser considerada em conformidade com o (NUREG-1567, 2016) e devem ser abordadas as seguintes áreas:

- Potencial de liberação de material radioativo
- Sistemas de monitoramento
- Proteção de materiais armazenados contra degradação

A avaliação de qualquer liberação potencial deve considerar os sistemas de armazenamento e as atividades operacionais.

O confinamento de todos os materiais radioativos no sistema HI-STORM é fornecido pelo MPC. O projeto do HI-STORM MPC deve garantir que não haja eventos de base de projeto confiáveis que possam resultar em uma liberação radiológica para o meio ambiente. O HI-STORM e o dispositivo de transferência HI-TRAC devem ser projetados para fornecer proteção física ao MPC durante condições normais, fora do normal e postuladas de acidentes para garantir que a integridade do MPC seja mantida. A atmosfera inerte seca no MPC e as capacidades passivas de remoção de calor do HI-STORM também devem garantir que os conjuntos SNF permaneçam protegidos da degradação a longo prazo.

Devem ser descritas as estruturas de confinamento, sistemas e componentes importantes para a segurança. A adequação estrutural do MPC deve ser demonstrada bem como a proteção física do MPC fornecida pelo HI-STORM e pelo HI -TRAC (casco de transferência) nas análises estruturais para condições de acidente fora do normal e postuladas.

As capacidades de remoção de calor do sistema HI-STORM devem ser demonstradas pelas análises térmicas bem como uma avaliação de materiais que deve demonstrar a compatibilidade e durabilidade dos materiais MPC para armazenamento de combustível

irradiado de longo prazo.

Deve ser descrito o projeto de confinamento HI-STORM em conformidade com os requisitos de confinamento do 10CFR72 (Federal Register, 2020).

Deve ser estabelecida uma avaliação do limite de confinamento do MPC no que se refere aos critérios contidos na Orientação Provisória da Equipe, considerando o ISG-1 (NRC, 2021) e partes aplicáveis da ANSI N14.5 (ANSI, 1997) que devem justificar o alcance e determinação de que o vazamento do limite de confinamento não é confiável e, portanto, uma quantificação da consequência do vazamento do MPC não deva ser necessária. Todas as análises devem estar em conformidade com o NUREG-1567 (NRC, 2000). Além disso, para os sistemas de armazenamento, aspectos de inspeções de recebimento de sistemas entregues no local e envelhecimento de longo prazo devem ser tratados.

3.3.9.1 Característica de projeto de confinamento

O confinamento contra a liberação de conteúdo radioativo é o MPC totalmente soldado. Não devem haver fechos aparafusados ou selos mecânicos no limite de confinamento do MPC.

O limite de confinamento do MPC devem consistir nas seguintes partes:

- Shell MPC
- Placa de base MPC
- Tampa MPC
- Ventilador MPC e tampas da porta de drenagem
- Anel de fechamento MPC
- Soldas associadas

A combinação da tampa do MPC soldada e do anel de fechamento soldado deve formar o fechamento redundante do MPC e deve satisfazer os requisitos do 10 CFR 72 (Federal Register, 2020). O limite de confinamento deve ser mostrado e todos os componentes do limite de confinamento devem ser importantes para a segurança. O limite de confinamento MPC deve ser projetado, fabricado, inspecionado e testado de acordo com os requisitos aplicáveis do Código ASME, Seção III (ASME, 2020).

3.3.9.2 - Requisitos para condições normais e não normais de armazenamento

Uma vez selado e transferido para o HI-STORM, não deve haver nenhum mecanismo em condições normais e fora do normal de armazenamento para que o limite de confinamento seja violado. Todos os componentes de limite de confinamento devem ser mantidos dentro de seus limites de tensão permitidos pelo Código durante as condições normais e fora do normal de armazenamento. As temperaturas e pressões dos componentes de limite de confinamento de pico devem estar dentro dos limites básicos do projeto para todas as condições normais e fora do normal de armazenamento. Uma vez que o recipiente de confinamento MPC permanece intacto, as temperaturas e pressão de projeto não devem ser excedidas, e o vazamento do limite de confinamento MPC, conforme discutido na Seção 4.3, não é confiável, não deve haver liberação de material radioativo durante as condições normais e fora do normal de armazenamento .

O MPC deve ser seco e preenchido com hélio antes da selagem e nenhuma umidade significativa ou outros gases devem permanecer dentro do MPC. Portanto, um mecanismo confiável para qualquer decomposição radiolítica que pudesse causar um aumento na pressão interna do MPC deve estar ausente. O potencial para um nível explosivo de gases devido à decomposição radiológica no MPC deve ser eliminado pela exclusão de materiais estranhos no MPC ou pela avaliação de materiais estranhos e deve ser demonstrado que o efeito na pressão interna do MPC é insignificante.

3.3.9.3 Requisitos de confinamento para condições de acidentes hipotéticos

Deve ser demonstrado que o MPC permanece intacto durante e após todas as condições de acidente postuladas; portanto, não deve haver liberação de material radioativo causando qualquer contribuição de dose adicional para o limite do local durante esses eventos.

3.3.10. Condução da operação

Este capítulo deve discutir a organização e os procedimentos estabelecidos para a operação e desativação de uma Instalação Independente de Armazenamento de Combustível Usado (UAS) nas instalações da Central Nuclear. Devem estar descritas a estrutura organizacional, testes, programas de treinamento, operações normais, planejamento de emergência e proteções de segurança. Todas as informações deve estar em conformidade com as disposições do (NUREG-1567, 2016).

3.3.10.1. Estrutura organizacional

Esta seção deve descrever a organização responsável pelo armazenamento de longo prazo do combustível nuclear usado na instalação UAS da Central Nuclear . Linhas de autoridade, responsabilidade e comunicação devem ser definidas e estabelecidas em todos os níveis de gestão mais altos, níveis intermediários e todos os cargos operacionais da organização. Esses relacionamentos devem ser documentados e atualizados, conforme apropriado, em organogramas, descrições funcionais de responsabilidades e relacionamentos departamentais e descrições de cargos para cargos de pessoal-chave ou em formas equivalentes de documentação. Este capítulo deve estar incluído neste FSAR para cumprir os requisitos em 10CFR72.24 (Federal Register, 2020).

3.3.10.2. Testes pré-operacionais e operações de inicialização

Antes da operação do UAS da instalação nuclear, deve ser realizado um teste pré-operacional que deve consistir em uma simulação que demonstrará a adequação do equipamento, treinamento, programas, administração e procedimentos. O teste deverá simular as operações reais, mas não deverá usar conjuntos reais de combustível irradiado. Esta simulação deve ser conduzida pelo licenciado antes do primeiro uso do sistema para carregar conjuntos de combustível irradiado. A simulação deve incluir, mas não está limitada ao seguinte:

1. Inspeção de recebimento dos componentes do Sistema HI-STORM;

2. Movimentação do simulador MPC / HI-TRAC para o reservatório de combustível irradiado;
3. Preparação do simulador MPC / HI-TRAC para carregamento de combustível.
4. Seleção e verificação de simulado de combustível (*dummy*) para garantir a conformidade;
5. Colocação do elemento *dummy* no simulador MPC / HI-TRAC em células específicas do canister, incluindo verificação independente apropriada;
6. Instalação remota da tampa do simulador MPC e remoção do MPC / HI-TRAC do reservatório de combustível irradiado;
7. Soldagem no simulador MPC, inspeções NDE, teste de pressão, drenagem de líquido, remoção de umidade e pressurização de hélio (para o qual uma maquete MPC pode ser usada);
8. Remoção do HI-TRACK da contenção;
9. Transferência do simulador de MPC do HI-TRACK para o HI-STORM; e
- 10 Colocação do sistema HI-STORM no UAS.

A simulação também deverá incluir aquelas partes das operações de descarregamento que podem diferir das operações de carregamento. As atividades de simulação para descarregamento devem incluir, mas não se limitam ao seguinte:

1. Recuperação do MPC do HI-STORM para o HI-TRAC.
2. Movimento do HI-TRAC carregado de volta para a área de preparação do HI-STORM do prédio de combustível.
3. Reabastecimento do MPC com água.
4. Colocação do HI-TRAC e MPC de volta no reservatório de combustível irradiado.
5. Remoção da tampa do MPC.
6. Recuperação dos conjuntos de combustível irradiado.
7. Recuperação do MPC e HI-TRAC descarregados do reservatório de combustível irradiado.

As etapas de simulação devem ser sequenciadas a critério do usuário para otimizar o processo e reduzir a contaminação e descontaminação desnecessária de componentes.

3.3.10.3. Operação normal

Esta seção deve descrever os controles administrativos, a condução das operações

associadas às atividades consideradas importantes para a segurança. E também deve ser descrito o sistema de gerenciamento para manter registros relacionados à operação do UAS.

3.3.10.4. Seleção de pessoal, treinamento e certificação

Deve ser estruturado a seleção de pessoal, treinamento e certificação.

3.3.10.4.1 - Seleção e treinamento de pessoal operacional

Deve ser mostrado o objetivo do programa de treinamento que é fornecer ao pessoal o treinamento especializado necessário para operar e manter o local de maneira segura.

Os indivíduos que precisam de acesso sem escolta ao local devem receber treinamento de acordo com os requisitos de treinamento do local.

A operação de equipamentos e controles identificados como importantes para a segurança do UAS deve ser limitada a pessoal treinado e certificado de acordo com o Programa de Treinamento de Especialistas do local ou pessoal que esteja sob a supervisão visual direta de uma pessoa treinada e certificada de acordo com o Programa de Treinamento de Especialistas do local.

Os trabalhadores no local devem receber treinamento de proteção contra radiação compatível com suas responsabilidades de acordo com o 10 CFR 19 (Federal Register, 2021).

Devem ser mantidos registros sobre o status do pessoal treinado, o treinamento de novos funcionários e o treinamento de atualização do pessoal atual.

3.3.10.4.2. Seleção e treinamento de agentes de segurança

O treinamento de segurança deverá ser fornecido de acordo com os requisitos de treinamento e qualificação descritos no Plano de Segurança do local.

3.3.10.5. Planejamento de emergência

O Plano de Resposta de Emergência da instalação da Central Nuclear deverá ser atualizado para avaliar e descrever as capacidades de resposta de emergência necessárias e suficientes para gerenciar todas as condições de emergência razoavelmente antecipadas associadas à operação do UAS. O plano atenderá a todos os requisitos de 10CFR72.32 (a) (Federal Register, 2020).

Os procedimentos operacionais de classificação de emergência de Angra 1 PEA-03 (Eletronuclear, 2021a) e de Angra 2 2PEA-03 (Eletronuclear, 2021b) deverão ser atualizados, com o nível de classificação de emergência da instalação da UAS.

Uma vez declarada a emergência, as ações de resposta deverão ser as mesmas previstas para aquelas catalogadas no procedimento para cenários anormais e acidentes.

As Equipes de Resposta a Emergências deverão ser acionadas, assim como os Centros de Emergência. A estrutura existente para os Grupos / Centros de Emergência deverá ser acionada, e as ações de resposta serão executadas para a mitigação do evento.

Em caso de acidente de transporte e / ou manuseio de combustível irradiado da central nuclear durante a transferência / transporte do combustível para fora da respectiva unidade de reator ou durante o armazenamento no UAS, o Grupo de Emergência da Unidade (GEU) para a planta responsável pelo combustível deverá ser acionada.

3.3.10.6. Segurança física e planos de contingência de salvaguardas

O Plano de Segurança do Local da Instalação da Central Nuclear deve conter um plano detalhado de medidas de segurança para proteção física do local. Além disso, este plano deve conter contingências para responder a ameaças e sabotagem radiológica potencial. Este plano deve estar em conformidade com os requisitos do 10CFR72 (Federal Register, 2020). O Plano de Segurança do Site deverá ser atualizado para a inclusão do UAS.

A condução das operações deve atender aos requisitos do NUREG-1567 (NRC, 2000), e deve fornecer as informações abaixo (Federal Register, 2020):

1- Um plano para condução de operações na UAS em conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020);

2- Descrição detalhada das operações do sistema de armazenamento do Sistema HI-STORM que, com base na experiência anterior bem-sucedida, concluiu-se que foi amplamente demonstrada e está em conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020);

3- Descrição detalhada do programa cobrindo os testes pré-operacionais e as operações iniciais, em conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020);

4- O fornecimento de qualificações técnicas aceitáveis, incluindo treinamento e experiência, para o pessoal que será envolvido nas atividades propostas, em conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020);

5- Uma descrição de um programa de treinamento de pessoal em conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020);

6- Uma descrição da organização operacional, delegações de responsabilidade e autoridade e as habilidades mínimas e qualificações de experiência relevantes para os vários níveis de responsabilidade e autoridade, em conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020);

7- Um compromisso de manter um complemento adequado de pessoal de instalação treinado e certificado antes do recebimento de combustível irradiado ou lixo radioativo de alto nível para armazenamento, em conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020);

8- Garantia de qualificação em razão de treinamento e experiência para condução das operações previstas na regulamentação 10 CFR 72, em conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020); e,

9- Garantia no que diz respeito à gestão, organização e planejamento para os testes pré-operacionais e operações iniciais de que as atividades autorizadas pela licença podem ser realizadas sem colocar em risco a saúde e segurança do público, em conformidade com 10CFR72 (Federal Register, 2020).

3.3.11. Proteção radiológica

Este capítulo deve discutir as considerações de projeto e recursos operacionais que são incorporados no projeto do sistema HI-STORM para proteger os trabalhadores da planta e o público da exposição à contaminação radioativa e radiação ionizante durante o carregamento do canister, fechamento, transferência e armazenamento a seco no local.

Devem ser fornecidas estimativas de exposição ocupacional para carregamento típico

de canister, fechamento, operações de transferência e inspeções da Central Nuclear UAS.

Deve ser feita uma avaliação de dose fora do local para o UAS.

Todas as avaliações devem atender aos requisitos do NUREG-1536 (NRC, 2010) e NUREG-1567 (NRC, 2000) e da norma CNEN NN 3.01 (CNEN, 2014).

3.3.11.1 - Considerações tão baixas quanto razoavelmente realizáveis

Devem ser estabelecidas as políticas e programas ALARA (as low as reasonably achievable).

Deve estar definido um programa de proteção radiológica que estabelece filosofias e políticas básicas para a proteção radiológica na UAS de acordo com as regulamentações da CNEN contidas Norma CNEN NN-3.01 (CNEN, 2014) e na Norma CNEN NE-3.02 (CNEN, 2018) e demais normas 10CFR72 (Federal Register 2020).

O objetivo principal do Programa de Proteção Radiológica deve ser minimizar a exposição à radiação para que a exposição individual e coletiva do pessoal em todas as fases de operação e manutenção seja mantida ALARA.

Deve ser realizada uma integração dos conceitos ALARA ao projeto, construção e operação da instalação.

Devem ser descritos os Programas de Proteção contra a radiação e treinamentos pertinentes para garantir aderência aos procedimentos e aos requisitos estabelecidos em norma.

Devem ser descritos os objetivos básicos do programa ALARA contemplando a proteção do pessoal sobre a exposição à radiação interna e externa para manter as exposições individuais dentro dos limites estabelecidos condizentes com a dose anual preconizada na Norma CNEN NN-3.01 (CNEN, 2014).

Além disso, deve estabelecer as medidas de proteção ao público sobre todas as condições e operações que possam afetar a saúde e a segurança do público.

Deve ser descrito um programa ALARA para garantir a sua eficácia na UAS que integrando a filosofia de gestão e os requisitos regulamentares e orientações da USNRC e CNEN.

Devem estar descritos os Critérios de Exposição à Radiação - Limites de Dose Regulatórios de acordo com a Norma CNEN NN-3.01 (CNEN, 2014) que estabelecem limites definidos de exposição ocupacional nas instalações do sítio e deve seguir também a 10CFR72

(Federal register, 2020).

Devem ser estabelecidos recursos de proteção de radiação do projeto dos componentes do HI-STORM focado em maximizar o ALAR durante as operações de curto e longo prazo de armazenamento.

Devem ser estabelecidas as avaliações de dose no sítio para as operações de carga, descarga e transferência usando o HI-STORM.

Devem ser controladas as doses ocupacionais dos indivíduos para garantir que sejam mantidas abaixo dos limites regulamentares

Devem ser estabelecidas as exposições ocupacionais estimadas para o pessoal de segurança e pessoal da Instalação do sítio que realiza inspeções, vigilâncias e mantém os sistemas de armazenamento.

Devem ser estabelecidos as doses fora do sítio para operações normais, fora do normal e para condições de acidente postulados para demonstrar que o sistema HI-STORM pode suportar os efeitos de todas as condições de acidentes e fenômenos naturais sem que as doses de radiação correspondentes excedam os requisitos de 10CFR72 (Federal register, 2020) e CNEN NN-3.01 (CNEN, 2014).

3.3.12. Programa de garantia de qualidade

Este capítulo deve fornecer um resumo do programa de garantia de qualidade, incluindo equipamentos usados para armazenamento a seco na instalação UAS.

Este capítulo deve estar em conformidade com a norma CNEN NN-1.16 (CNEN, 2000).

Deve estar estabelecido que o Licenciado é o responsável por fornecer suporte adequado para a implementação efetiva do Programa de Garantia da Qualidade nas áreas sob sua responsabilidade e por demonstrar comprometimento com o sucesso da implementação deste Programa de Garantia da Qualidade.

O planejamento deve envolver a avaliação da tarefa ou atividade a ser realizada, a identificação das habilidades necessárias, a seleção e treinamento de pessoal adequado, o uso de equipamentos apropriados, a criação de um ambiente satisfatório no qual a tarefa ou atividade pode ser realizada, o reconhecimento da responsabilidade do indivíduo que deve realizar a tarefa ou atividade e o fornecimento de evidências documentais para demonstrar que a qualidade exigida foi alcançada e que cada tarefa foi verificada como tendo sido realizada de

forma satisfatória e as ações corretivas necessárias, se houver, foram devidamente implementados.

O Programa de Garantia de Qualidade deve fornecer uma abordagem disciplinada para todas as atividades que afetam a qualidade de itens e serviços e na operação segura da instalação licenciada, em conformidade com estabelecido no 10CFR72 (Federal Register, 2020) e na norma CNEN-NE-1.26 (CNEN, 1997).

O Programa de Garantia de Qualidade deve ser aplicado a todas as atividades que influenciam a qualidade dos itens importantes para a segurança realizadas na gestão do projeto e em todas as fases do mesmo: seleção do local, projeto, construção civil, montagem eletromecânica, transferência de ECI (combustível irradiado) para UAS, operação e descomissionamento.

O gerenciamento do projeto e as etapas desde a seleção do local até a transferência do ECI para o UAS devem estar cobertos no Programa de Garantia de Qualidade da empresa licenciada.

Deve ser desenvolvido um Sistema e Programa de Garantia da Qualidade consistente que atendam os requisitos Norma CNEN NN-1.16 (CNEN, 2000) e da Norma CNEN NN-1.26 (CNEN, 1997).

O Programa de Garantia de Qualidade deve fornecer o controle das atividades constituintes associadas ao UAS e devem incluir:

- 1) Projeto;
Modificações de projeto;
Compra;
Fabricação;
Manuseio;
Transporte;
Armazenamento;
Montagem;
Instalação; e,
Inspeção e teste.

O Programa de Garantia de Qualidade (PGQ) deve considerar as atividades que afetam a qualidade dos itens relacionados à segurança nuclear.

O PGQ deve conter disposições para garantir a identificação e conformidade com os requisitos de regulamentos, códigos, normas, especificações e práticas reconhecidas adequadas.

No desenvolvimento do Programa de Garantia da Qualidade devem ser estabelecidos

níveis adequados de controle e verificação para garantir a qualidade dos itens, serviços e processos, definindo uma gradação na aplicação das ações de Garantia da Qualidade.

As atividades que afetam a qualidade dos itens e serviços importantes para a segurança devem ser realizadas sob condições controladas adequadas.

O pessoal que executa atividades que afetam a qualidade deve ser treinado.

Deve haver um controle de documentos associados para a preparação, revisão, aprovação e emissão de documentos, essenciais para o desempenho ou verificação do trabalho associado às atividades que afetam itens e serviços relacionados à segurança durante a fase operacional do UAS.

Devem ser desenvolvidos procedimentos para requerer que os documentos sejam (1) preparados pela organização responsável pela atividade ou atividades descritas pelos procedimentos documentados; (2) revisado para correção e integridade por pessoal experiente que não seja o originador; e (3) aprovado pelo gerente / supervisor da organização responsável.

Devem ser controlados os seguintes tipos de procedimentos ou documentos que afetam a segurança:

- a. Especificações de projeto;
- b. Desenhos de projeto, fabricação, construção e instalação;
- c. Documentos de aquisição;
- d. Programa de Garantia da Qualidade (PGQ) e procedimentos de implementação;
- e. Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS);
- f. Documentos de fabricação, inspeção e teste e planos para modificações;
- g. Procedimentos operacionais, de manutenção, inspeção e teste;
- h. Solicitações de mudança de design;
- i. PMP – Pedidos de Modificação de Projeto.
- j. Relatórios de não conformidade;
- k. Lista de precauções, limitações e pontos de ajuste (PLS); e
- l. Relatórios de Desvio de Projeto.

Deve ser estabelecido entre as organizações (operadora e contratada) durante as fases de projeto e a fase operacional do UAS, medidas de controle de controle de projeto, que garantam:

- 1 - Requisitos de design especificados, tais como requisitos regulamentares, design, bases, códigos e os padrões são traduzidos corretamente em desenhos, procedimentos ou instruções;
- 2 - Os padrões de qualidade aplicáveis são especificados e declarados nos documentos

de projeto; e,

3 - Modificações e desvios desses requisitos de projeto e qualidade especificados são controlados.

Essas medidas de controle devem ser aplicadas aos itens: proteção radiológica; análises de tensões, física nuclear, análises térmicas, hidráulicas, sísmicas e de acidentes; compatibilidade de materiais; acessibilidade para inspeção em serviço, manutenção e reparo; e delineamento dos critérios de aceitação para atividades de inspeção e teste.

As medidas também devem fornecer revisão, para garantir que (1) as características do projeto possam ser controladas, inspecionadas e testadas e (2) que os critérios de inspeção e teste sejam identificados.

As medidas também devem garantir que o processo de projeto seja documentado de maneira uniforme, para permitir uma avaliação adequada (ou seja, verificação de cálculos ou análise) por pessoal técnico, exceto aqueles que executam a atividade de projeto original.

Medidas de controle de projeto devem ser estabelecidas para garantir a seleção e revisão para adequação de materiais, peças, equipamentos e processos que são essenciais para a função da estrutura, sistema e componente.

Devem ser estabelecidas medidas para controlar a aquisição de materiais, equipamentos e serviços atendendo às normas CNEN NN-1.16 (CNEN, 2000) e CNEN NE-1.21 (CNEN, 1991).

3.3.12.1 - Inspeção e controle de testes

Devem ser realizados a inspeção e controle de testes.

3.3.12.1.1 - Programa de inspeção

Devem ser estabelecidas medidas, por meio de procedimentos, para:

- Preparar instruções de inspeção, procedimentos e listas de verificação
- Realizar inspeções de acordo com as instruções, procedimentos e listas de verificação;
- Qualificar e certificar o pessoal a ser utilizado nas inspeções ou monitoramento;

- Identificar os testes necessários para demonstrar que as estruturas, sistemas e componentes importantes para a segurança podem ter um desempenho satisfatório em serviço;

- Realizar testes e avaliar resultados de acordo com as instruções e procedimentos;

Devem ser estabelecidos Pontos de Espera além dos quais o trabalho não deve prosseguir sem a aprovação documentada de um designado.

Um programa de inspeção em serviço de sistemas, estruturas e componentes concluídos deve ser planejado e executado, e os resultados avaliados em comparação com os dados de linha de base existentes.

3.3.12.1.2 - Controle de itens não conformes

Este item deve atender aos requisitos regulatórios estabelecidos nas normas CNEN NN-1.16 (CNEN, 2000) e CNEN NE-1.21 (CNEN, 1991).

Devem ser estabelecidos procedimentos para controlar e documentar os itens que não estão em conformidade com os requisitos, a fim de evitar o uso ou instalação inadvertida.

Itens não conformes devem ser identificados por marcação, etiquetagem e / ou segregação física, quando prático, atendendo aos requisitos da norma CNEN NN-1.21 (CNEN, 1991).

3.3.12.1.3. Ações corretivas

Os procedimentos devem ser estabelecidos para fornecer e documentar a identificação imediata, relatório uniforme e correção de condições adversas à qualidade, como falhas, mau funcionamento, deficiências, desvios, material e equipamentos defeituosos ou incorretos.

Procedimentos devem ser estabelecidos para fornecer definição de condições adversas à qualidade que podem caracterizar:

- Falha em implementar ações de garantia de qualidade aplicáveis;
- Violação de requisitos especificados;
- Não conformidade com os compromissos de licença.

A causa de condições adversas significativas deve ser determinada e as ações corretivas tomadas para impedir a recorrência.

Condições significativas devem ser relatadas por escrito aos níveis apropriados de gestão. Ações de acompanhamento são tomadas para verificar a implementação da ação corretiva.

3.3.12.1.4. Registros

3.3.12.1.4.1. Preparação de registros de garantia de qualidade

Os registros de garantia da qualidade são preparados conforme especificado nas especificações de projeto aplicáveis, documentos de aquisição, procedimentos de manutenção, teste e inspeção, procedimentos operacionais ou outros documentos. Esses registros fornecem verificação da configuração "conforme construído" do UAS, fornecem evidências objetivas da qualidade do UAS conforme configurado, incluindo o desempenho satisfatório das atividades que afetam a qualidade. Esses registros incluem desenhos, especificações de projeto, documentação de mudança de projeto, resultados de revisões, inspeções, testes, auditorias, monitoramento do desempenho do trabalho, análise de materiais, registros operacionais, procedimentos de calibração, relatórios de não conformidade, relatórios de ações corretivas, qualificações de pessoal, procedimentos e equipamentos, procedimentos de reparo e retrabalho e outros documentos apropriados, registros de projeto, registros de aquisição, registros de conformidade com os requisitos e restrições de operações, registros de inspeções, testes, vigilâncias, auditorias e avaliações e registros de configuração de estruturas, sistemas e componentes importantes para a segurança, "Conforme construído" e "conforme alterado".

Os registros são legíveis, completos e fornecem identificação em relação ao item envolvido.

3.3.12.1.5. Coleta, armazenamento e preservação de registros de garantia de qualidade

Os registros do sistema devem ser implementados de acordo com os procedimentos e instruções documentados.

O sistema deve oferecer:

- Registros de forma a evidenciar a qualidade e descrever as condições pré-operacionais;
- Identificação, coleta, indexação, arquivamento, armazenamento, manutenção e descarte de registros;
- Os registros devem ser armazenados de forma que possam ser facilmente recuperados e mantidos em um ambiente adequado, para minimizar a deterioração ou danos e prevenir perdas devido a causas naturais ou não naturais.

Os tempos de retenção dos registros de garantia de qualidade e material de teste e espécimes associados devem ser estabelecidos por escrito.

Para registros não permanentes, os tempos de retenção devem ser atribuídos de acordo com o tipo de registro envolvido.

O destino final dos registros deve ser definido de acordo com procedimentos escritos.

Os registros que identificam na instalação a condição dos itens construídos são mantidos por ou para a organização responsável durante a vida do item, desde sua fabricação, armazenamento, instalação e operação.

3.3.12.1.6 - Auditorias

Um sistema abrangente de auditorias internas e externas planejadas e periódicas deve ser estabelecido e documentado.

O objetivo do programa de auditoria deve ser verificar a conformidade com todos os aspectos do programa de garantia de qualidade, determinar a eficácia do programa e verificar se os programas de GQ do fornecedor e do contratado atendem aos requisitos aplicáveis. Todas as auditorias devem ser realizadas de acordo com procedimentos escritos. A organização responsável por realizar uma auditoria deve selecionar e designar auditores qualificados. Os auditores devem ser independentes de qualquer responsabilidade direta pelas atividades que lhes foram atribuídas para auditar. No caso de auditorias internas, as pessoas com responsabilidade direta pelo desempenho das atividades auditadas não devem ser envolvidas na seleção ou designação dos membros da equipe auditora.

3.3.13. Descomissionamento

Este capítulo deve conter as informações sobre o projeto e as características operacionais da Instalação que permitirão a eventual descontaminação e descomissionamento dos UAS.

O Sistema HI-STORM deve ser configurado para facilitar o descomissionamento rápido, seguro e econômico do local de armazenamento.

Devem ser tomadas as medidas adequadas para garantir que os projetos e certificações de equipamentos necessários estejam disponíveis para descomissionar rapidamente o UAS no final da vida útil exigida da instalação de armazenamento.

O MPC deve ser projetado com o objetivo de transportá-lo em um componente.

Uma vez que o MPC carregado em um componente independente, nenhum manuseio adicional do combustível nuclear usado armazenado no MPC é necessário antes do transporte para uma instalação ou repositório de armazenamento licenciado.

Os materiais de construção permitidos para o MPC devem ser altamente resistentes às severas condições ambientais.

Nenhum aço carbono, tinta ou revestimento devem ser usados no MPC em áreas onde possam ser expostos à água da piscina de combustível irradiado ou ao ambiente.

Os conjuntos SNF armazenados no MPC não devem precisar ser removidos. No entanto, para garantir um método prático e viável para esvaziar o MPC, a parte superior do MPC deve estar equipada com proteção gama suficiente e marcações que localizam os locais de drenagem e ventilação para permitir o corte semiautomático (ou acionado remotamente) do anel de fechamento do MPC para fornecer acesso para a ventilação e drenagem do MPC.

As soldas circunferenciais da tampa de fechamento MPC devem poder ser removidas por meios semiautomáticos ou remotamente atuados.

O MPC pode ser removido da embalagem, e esta última reutilizada para armazenamento de outros MPCs.

O HI-STORM não deve ter contaminação da superfície radioativa interna ou externa. A ativação de nêutrons do aço e concreto deve ser extremamente pequena.

Após a descontaminação, o único perigo radiológico que o Sistema HI-STORM pode representar deve ser uma ligeira ativação dos materiais causada pela irradiação durante o período de armazenamento.

Os radionuclídeos de longa duração produzidos pela irradiação dos componentes do Sistema HI-STORM devem estar especificados.

A ativação dos componentes HI-STORM deve ser limitada a uma atividade cumulativa de 10 curies por metro cúbico (Ci/m³) antes que o descomissionamento e descarte do item ativado possam ser realizados.

Os registros importantes para o descomissionamento da central nuclear devem ser mantidos pelo licenciado até que o local seja liberado para uso irrestrito. Os registros devem incluir:

- Registros de derramamentos ou outras ocorrências incomuns envolvendo a disseminação de contaminação dentro e ao redor da instalação, equipamento ou local.
- Registros de contaminação que pode ter se espalhado para áreas inacessíveis.
- Desenhos as-built e modificações de estruturas e equipamentos usados no armazenamento de materiais radioativos.
- Uma lista contendo todas as áreas designadas como áreas restritas.

3.2.13.1. Plano de Descomissionamento

Este capítulo deve atender aos requisitos regulatórios estabelecidos na norma CNEN NN-9.01 (CNEN, 2012).

O objetivo das atividades de descomissionamento na instalação deve ser verificar se qualquer contaminação radioativa potencial está abaixo dos limites de liberação estabelecidos e, no caso improvável de contaminação, identificar e remover a contaminação radioativa que está acima dos limites de liberação regulamentares, para que o local possa ser liberado para uso irrestrito e a licença do site pode ser rescindida.

Deve ser gerada uma quantidade insignificante de rejeitos radioativos nas Instalações a partir das operações normais do local.

Técnicas convencionais de descontaminação devem ser utilizadas para minimizar o volume de resíduos gerados.

Não devem ser gerados resíduos gasosos e líquidos.

Os fluxos potenciais de resíduos sólidos devem ser coletados e armazenados temporariamente no local até que métodos de envio, processamento e descarte externos estejam disponíveis.

Antes do fim da vida útil do UAS, os MPCs devem ser transferidos dos HI-STORM para os componentes de transporte.

Um Plano Final de Descomissionamento detalhando as atividades e procedimentos para o descomissionamento deve ser fornecido assim que todos os canisters forem removidos da instalação.

O plano final deve avaliar os critérios da CNEN para o descomissionamento para garantir que todos os requisitos sejam atendidos.

As atividades de desativação devem ser planejadas usando os princípios ALARA e de uma forma que proteja o público e o meio ambiente durante o processo.

O plano final deve conter detalhes para o plano de financiamento de desativação e estimativa de custo.

3.3.14. Avaliação de gerenciamento e confinamento dos rejeitos

Não devem ser geradas quantidades significativas de resíduos radioativos no resultado do manuseio e armazenamento para as operações de combustível irradiado na Instalação Nuclear UAS.

Os recipientes com SNF e outros conteúdos aprovados para armazenamento no sistema HI-STORM na Instalação Nuclear UAS devem servir como sistema de confinamento durante o armazenamento e operações relacionadas.

Não deve haver violação ou abertura do recipiente de confinamento durante as operações de armazenamento.

A integridade do sistema de confinamento deve ser comprovada por meio de análise e deve ser mantida durante condições normais, fora do normal e hipotéticas de acidentes.

3.3.14.1. Fontes de resíduos

Resíduos radioativos normalmente gerados durante as operações em uma instalação de armazenamento seco de combustível nuclear usado devem se enquadrar nas categorias abaixo:

Não devem ser gerados rejeitos radioativos, da central Nuclear para a UAS, de nenhuma forma durante as operações., além do que é normalmente utilizado na área de manuseio de combustível irradiado.

Um resumo dos resíduos, que estão dentro dos resíduos normais do plano, deve estar estabelecido nesta capítulo

3.3.14.1.1 - Produtos de combustão

Uma explosão dentro da área protegida do UAS deve ser improvável.

Materiais explosivos devem ser proibidos dentro dos limites do local.

Uma explosão como resultado do fluido combustível contido no CHM deve ser avaliada.

Deve ser garantido que a quantidade de fluido combustível e aos materiais de construção estruturalmente robustos do HI-STORM e do canister, causem efeitos mínimos e que o limite de confinamento do canister não seja comprometido.

3.3.14.1.2 - Resíduos químicos

Não deve haver geração de resíduos químicos na Instalação Nuclear UAS.

3.3.14.2. Tratamento de rejeitos dos HI-STORMS

A instalação do UAS não deve ser uma estação de tratamento de resíduos.

Canisters carregados e soldados fechados no edifício do Combustível da instalação nuclear devem permanecer fechados durante as operações de transferência e armazenamento no UAS.

A tampa de confinamento do canister não deve ser aberto de forma processual durante as operações na chegada a central nuclear do UAS.

Os seguintes critérios devem ser estabelecidos:

- a) a violação dos HI-STORMS é não deve ser credível nas condições analisadas;
- b) a abertura do HI-STORM e do canister deve ser proibida na usina nuclear.

3.3.15. Análise de acidentes

Este capítulo deve abordar as falhas, maus funcionamentos e acidentes passíveis de ocorrer na UAS ou no transporte do HI-STORM das usinas nucleares para a UAS.

Para cada evento postulado, a causa do evento, meios de detecção, consequências e ações corretivas, conforme aplicável, devem estar discutidos e avaliados.

Para outros eventos classificados como eventos de interesse, um esboço similar para análise de segurança deve ser realizado.

A avaliação das consequências deve incluir o impacto no desempenho estrutural, térmico, blindagem, criticidade, confinamento e proteção contra radiação do sistema devido a cada dos eventos postulados.

Devem estar descritos os recursos estruturais, térmicos, de blindagem, de criticidade e de confinamento e o desempenho do sistema HI-STORM sob as operações de curto prazo e várias as condições de armazenamento possíveis. As avaliações fornecidas nos este capítulo devem ser baseados nas análises de segurança efetuadas. Os acidentes apresentados neste capítulo devem seguir as orientações do NUREG-1567 (NRC, 2000) e do NUREG-1536 (NRC, 2010).

3.3.16. Especificação técnica

Este capítulo deve definir os controles e limites operacionais (ou seja, especificações técnicas), incluindo suas bases de apoio para implantação e armazenamento de MPCs aprovados em HI-STORM.

As Especificações Técnicas e bases associadas devem definir as condições que são consideradas necessárias e suficientes para o uso seguro do UAS.

As especificações técnicas devem incluir os limites funcionais / operacionais, instrumentos de monitoramento, configurações de controle de limitação, condições de limitação, requisitos de vigilância, características de projeto e controles administrativos.

As especificações técnicas para uma instalação de armazenamento - UAS, devem estar estabelecidas para manter a subcriticalidade, confinamento, blindagem, remoção de calor e integridade estrutural em condições normais, anormais e de acidente.

As especificações técnicas da Unidade UAS devem ser baseadas por análises de segurança. As Especificações Técnicas e bases relacionadas ao carregamento e descarregamento de combustível do MPC, incluindo operações de secagem e controle de criticalidade e monitoração de contaminação de superfície, devem ser verificadas antes do início da operação da UAS.

As condições de uso do sistema HI-STORM devem estar identificadas, com os limites de segurança autorizados e as características de projeto para os requisitos regulatórios aplicáveis e também descrever os critérios de aceitação aplicáveis.

A conformidade com estas especificações técnicas deve fornecer uma garantia razoável de que o sistema HI-STORM propiciará um armazenamento seguro de combustível irradiado.

As especificações técnicas da UAS devem incluir requisitos para o sistema de armazenamento, como por exemplo, o sistema HI-STORM. O sistema HI-STORM deve fornecer armazenamento seco passivo de conjuntos de combustível irradiado em MPCs com fechamentos soldados e canais de recirculação de ar redundantes.

O MPC carregado deve ser selado (com solda) em um HI-STORM externa de metal-concreto ventilada de propósito único para armazenamento.

As Especificações Técnicas devem incluir requisitos para os acessórios do sistema HI-STORM, como a máquina de manuseio dos HI-STORM (CHM), carrinho de transferência, engates de içamento, dispositivos de acoplamento, garfos de içamento (incluindo extensões e adaptadores), grampo de içamento MPC e dispositivos de içamento, transporte HI-STORM, estrutura de inclinação HI-TRAC, suportes de elevação, espaçadores de combustível, tampa para transporte horizontal, adaptador de içamento e abaixamento inferior.

Os limites estabelecidos nas Especificações Técnicas sobre cargas de calor, procedimento de secagem e repressurização de hélio devem cobrir a segurança e integridade do combustível durante todas as fases do sistema.

3.3.17. Avaliação de materiais

Este capítulo deve apresentar uma avaliação dos materiais selecionados para uso nos componentes do sistema HI-STORM que estão previstos para serem implantados na central nuclear e deve apresentar uma descrição geral do Sistema HI-STORM, incluindo informações sobre materiais de construção com as categorias de ITS dos principais materiais de construção

devendo ser identificadas no pacote de desenhos.

Devem ser apresentadas as propriedades mecânicas, térmicas, radiológicas e metalúrgicas significativas dos materiais identificados para uso nos componentes do Sistema HI-STORM.

Os componentes do HI-STORM devem resistir às condições ambientais experimentadas durante a operação normal, condições fora do normal e condições de acidente durante toda a vida útil da instalação de armazenamento.

Devem ser avaliados os materiais aplicáveis ao HI-STORM em conformidade com o ISG-15 (NRC, 2001) e o ISG-11 (NRC, 2003) cujo principal objetivo é avaliar o sistema de armazenamento a seco (HI-STORM) para garantir o desempenho adequado do material dos componentes considerados importantes para a segurança em uma instalação independente de armazenamento de combustível irradiado (ISFSI) em condições normais, anormais e de acidentes ISG-15 (NRC, 2001) deve estabelecer os seguintes critérios gerais de aceitação para avaliação de material:

- O relatório de análise de segurança deve descrever todos os materiais usados para componentes de armazenamento de combustível seco irradiado importantes para a segurança e deve considerar a adequação desses materiais para as funções pretendidas em detalhes suficientes para avaliar sua eficácia em relação a todas as funções de segurança.

- O sistema de armazenamento de combustível irradiado seco deve empregar materiais compatíveis com as operações e instalações de carregamento e descarregamento de combustível irradiado seco e úmido. Esses materiais não devem se degradar a ponto de criar uma preocupação com a segurança.

As informações devem abordar os critérios de aceitação mencionados na íntegra para o sistema HI-STORM e ISFSI. Deve ser realizada uma avaliação de adequação do material com a caracterização do componente segundo os itens abaixo:

- (i) o ambiente aplicável,
- (ii) modos de degradação potenciais; e;
- (iii) perigos potenciais para a eficácia continuada do material selecionado.

3.3.17.1. Modos de degradação de material

Devem ser considerados a diferença de armazenamento dos ambientes operacionais dos

diferentes locais de operação assim como os perigos e modos de degradação potenciais.

Devem ser apresentados um resumo dos estados ambientais, modos de degradação ambientais em potencial e perigos aplicáveis aos módulos do HI-STORM e outros componentes ITS.

Os ESCs específicos da instalação empregam materiais semelhantes aos do HI-STORM conforme listado abaixo:

- HI-TRAC;
- Máquina de Manuseio do HI-STORM (CHM);
- Carro de Transferência;
- Engates de içamento;
- Dispositivos de Acoplamentos;
- Garfos de içamento do MPC;
- Grampo de içamento MPC (incluindo extensões e adaptadores)
- Dispositivos de montagem e içamento VECASP;
- Estrutura de transporte HI-STORM;
- Estrutura de transporte VECASP
- Estrutura de inclinação HI-TRAC;
- Concreto da laje do UAS
- Suportes de elevação, MPC 37 e MPC 32-ML
- Cestas;
- Espaçadores de combustível;
- Tampa para transporte horizontal;
- Adaptador de subida e descida de fundo; e,
- Dispositivo multimodal de transporte.

3.3.17.2 Seleção de material

Os critérios de aceitação para os materiais sujeitos às condições de armazenamento no HI-STORM devem ser estabelecidos considerando os requisitos do ISG-15 (NRC, 2001) e devem atender aos requisitos:

- As propriedades do material de um componente de armazenamento de combustível irradiado a seco devem atender aos seus requisitos de serviço no sistema de armazenamento proposto durante todo o período de licenciamento.

- Os materiais que compõem o armazenamento do combustível irradiado a seco devem

manter as suas propriedades físicas e mecânicas durante todas as condições de operação. O combustível usado deve ser prontamente recuperável sem representar problemas de segurança operacional.

- Ao longo da faixa de temperaturas esperadas antes e durante o período de armazenamento, qualquer transição dúctil para frágil dos materiais de armazenamento de combustível irradiado seco, usado para componentes estruturais e não estruturais, deve ser avaliada por seus efeitos na segurança.

- Os materiais de proteção contra gama para armazenamento de combustível irradiado a seco não devem sofrer queda ou perda de eficácia de proteção a ponto de comprometer a segurança e a blindagem deve desempenhar sua função pretendida durante todo o período de serviço licenciado.

- Os materiais de armazenamento de combustível irradiado usados para absorção de nêutrons devem ser projetados para desempenhar sua função de segurança.

- Os revestimentos de proteção para armazenamento de combustível irradiado a seco devem permanecer intactos e aderentes durante todas as operações de carga e descarga em instalações úmidas ou secas de combustível irradiado e durante o armazenamento de longo prazo.

Estes critérios devem ser utilizados na seleção dos tipos de materiais para o sistema HI-STORM e os materiais de maneira a fornecerem a transferência de calor necessária para questões de: confinamento, blindagem e controle de criticidade do combustível gasto armazenado.

O Hi-Storm deve ser capaz de suportar cargas incluindo sísmica, ciclos de temperatura devido ao calor interno e variação da temperatura ambiente, condições extremas de temperatura, cargas devido a fenômenos naturais como mísseis de tornado, inundações e outros cenários hipotéticos de acidentes confiáveis.

Os componentes do HI-STORM devem resistir às condições ambientais experimentadas durante a operação normal, condições fora do normal e condições de acidentes durante toda a vida útil da instalação.

3.3.17.3. Códigos e padrões aplicáveis

Os principais códigos e padrões aplicados aos componentes do Sistema HI-STORM são

o Código ASME para Caldeiras e Vasos de Pressão (ASME, 2020), o código ACI (ACI, 1992), os Padrões ASTM e os padrões ANSI.

Os códigos utilizados devem contemplar as combinações de carga utilizadas para o dimensionamento da laje do UAS de acordo com o NUREG-1567 (NRC, 2000), que é consistente com o ACI-349-85 (ACI, 1985).

Códigos ACI 360R-92, “Projeto de Lajes em Nível” (ACI 1992); ACI 302.1R, “Guia para Construção de Piso e Laje de Concreto” (ACI, 2015); e ACI 224R-90 (ACI, 2008), “Controle de rachaduras em estruturas de concreto” devem ser usados no projeto e construção da laje de concreto.

Todos os códigos e padrões identificados devem ser apropriados para o controle de materiais dos componentes principais e de materiais adicionais.

Devem ser realizadas as identificações e especificações dos materiais envolvidos.

As seleções de materiais devem ser apropriadas para as condições ambientais a serem encontradas durante as operações de carregamento, descarregamento, transferência e armazenamento.

Os materiais e a fabricação dos componentes principais devem ser adequados com base nos códigos de registro aplicáveis.

3.3.18. Programa de gerenciamento da degradação por envelhecimento (PGE)

Este capítulo deve conter os fundamentos dos Programas de Gerenciamento do Envelhecimento (AMP) da Unidade Complementar de Armazenamento a Seco – UAS, durante a sua vida útil.

Os AMPs devem monitorar e controlar a degradação dos ESCs de um sistema de armazenamento, de modo que os efeitos do envelhecimento não resultem na perda de sua função significativa de segurança durante sua vida útil no armazenamento provisório.

Um AMP eficaz deve prevenir, atenuar ou detectar os efeitos do envelhecimento e fornecer a previsão da extensão dos efeitos do envelhecimento e ações corretivas oportunas antes que haja uma perda da função pretendida.

Um AMP aceitável é necessário, após o tempo útil da UAS caso seja necessário uma solicitação de a extensão da vida

Devem ser considerados os 10 elementos (AMP) do NUREG-1927 (NRC, 2016a) para

gerenciar os efeitos do envelhecimento.

O Licenciado deve gerenciar os mecanismos e efeitos do envelhecimento monitorando os mecanismos de degradação de ESCs conhecidos e os sintomas que seriam indicadores de um potencial mecanismo de degradação de ESC desconhecido.

O AMP deve estar definido neste capítulo. Este AMP deve consistir em quatro componentes principais, a saber:

- Monitoração para sinais de emergência com potencial de degradação;
- Inspeção periódica e testes para descobrir o início da degradação do ESCs;
- Implementação de medidas preventivas (barreiras) para conter a degradação; e
- Recuperação e medidas corretivas se todas as barreiras falharem .

Cada um dos constituintes acima do AMP deve ser descrito.

A publicação do Nuclear Energy Institute (NEI, 2016) fornece um conjunto explícito de expectativas de um AMP bem implementado.

O programa adotado pela NEI exige que o AMP tenha os seguintes atributos:

- Foco na segurança;
- Baseado em operações;
- Implementado dentro dos programas existentes de ação corretiva e experiência operacional;
- Qualitativamente informada sobre o risco com base nos modos e efeitos de falha relevantes;
- Voltado para o futuro;
- Pró-ativo; e,
- Responsivo ao monitoramento baseado em condições.

O NEI 14-03 (NEI, 2016) fornece uma estrutura para AMP por meio da avaliação contínua da experiência operacional, pesquisa, monitoramento e inspeções no desempenho do componente que faz parte das operações normais do ISFSI para licenciados durante o período de licença inicial, bem como a renovação período.

O conceito de gerenciamento de envelhecimento baseado em operações deve gerenciar mecanismos de envelhecimento e prazos (duração até a perda da função pretendida) que não são conhecidos ou não são bem compreendidos.

Os mecanismos de envelhecimento conhecidos devem ser gerenciados usando ações corretivas existentes e programas de experiência operacional com o objetivo de prevenir a perda das funções de segurança pretendidas devido aos efeitos do envelhecimento.

Como alguns mecanismos postulados de envelhecimento e / ou prazos para ESCs no

escopo não são bem caracterizados por dados operacionais, o gerenciamento de envelhecimento deve ser implementado de uma maneira que realimenta as informações em tempo hábil para os licenciados.

Este feedback deve ser usado para executar ações corretivas nos componentes para evitar a perda da função de segurança durante o período de operação renovado.

Os programas de gerenciamento de envelhecimento com base em operações devem incluir os seguintes atributos para os mecanismos de degradação e prazos conhecidos e desconhecidos:

- Reconhecimento e avaliação
- Inspeções de sistema de armazenamento
- Monitoramento e inspeções operacionais
- Análise e avaliação
- Feedback e ações corretivas (mitigação / reparo e/ou análise)

3.3.18.1. Avaliação de alcance e índice de gravidade

A UAS consiste em (i) o MPC, (ii) o HI-STORM e (iii) outros ESCs de suporte.

Esses componentes devem ser avaliados usando os dois critérios do NUREG-1927 (NRC, 2016a). Esses critérios são (1) um ESC que é importante para a segurança (ITS) ou (2) um ESC que oferece suporte às funções de segurança ESC.

Como o canister fornece proteção de confinamento e controle de reatividade, seu AMP é a atividade mais crítica e, portanto, o foco central do programa. O Hi-Storm é o outro componente crítico.

Como uma estrutura de aço e concreto que se limita a fornecer atenuação de dose, as demandas de gerenciamento de envelhecimento na embalagem externa são de natureza diferente daquelas no MPC e também são um pouco menos severas.

O HI-TRAC deve ser usado apenas durante as operações de carga e descarga; não armazena nenhum combustível usado.

O AMP para o Hi-Track deve ter especificado seus equisitos funcionais.

Uma avaliação do Hi-Storm, MPCs, HI-TRAC e outros ESCs deve estar documentada no Programa de Avaliação e Gerenciamento de Envelhecimento, identificando as atividades de inspeção e monitoramento necessárias para fornecer garantia razoável de que os ESCs

desempenharão as funções pretendidas durante a vida da licença.

Deve estar definida uma metodologia para determinação de um índice de gravidade.

Um resumo dos ESCs que justificam um AMP, juntamente com a gravidade da consequência da degradação de cada ESC, deve ser especificada.

Um índice de gravidade é essencialmente uma abordagem gradativa para definir os requisitos de AMP: um 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 está sujeito a um AMP.

3.3.18.2. Programa de manutenção para o HI-STORM e para o HI-TRAC

Devem ser atendidos os requisitos regulatórios da norma CNEN NE 1.21 (CNEN, 1991).

Os fundamentos do programa de manutenção para os ESCs da UAS devem estar definidos.

A relação do gerenciamento de envelhecimento com o programa de manutenção deve ser apresentada.

3.3.18.3. Mecanismos para o envelhecimento do ESC

Nesta seção, devem ser discutidos os mecanismos fundamentais subjacentes ao envelhecimento de um ESC de armazenamento a seco para servir como um guia na evolução de um programa de gerenciamento de envelhecimento eficaz.

Os principais efeitos que podem causar o envelhecimento de um ESC são:

- i. Fadiga cíclica de transientes térmicos e de pressão
- ii. Fluência
- iii. Erosão
- iv. Corrosão Geral
- v. Depleção de boro (de materiais de absorção ou proteção de nêutrons)
- vi. Propagação de fissuras
- vii. Carregamento mecânico repetitivo

viii. Fissuras por corrosão sob tensão

A seguir é apresentada uma breve discussão sobre estes mecanismos.

i. Fadiga cíclica:

A fadiga cíclica é causada por transientes térmicos ou de pressão em um ESC. A condição necessária para o ponto de fadiga em metais é uma pulsação rápida de tensão de grande amplitude que só é possível nos ESCs de armazenamento a seco se as condições ambientais mudassem drasticamente (mudança de centenas de ° F) em questão de segundos e tais mudanças fossem ocorrem repetidamente (milhares de ciclos).

Como essas condições cíclicas não são realistas para nenhum ambiente terrestre, a fadiga cíclica de componentes e estruturas de armazenamento seco não é um mecanismo confiável para sua degradação.

ii. Fluência:

A fluência é um efeito dependente do tempo que produz deformação sempre crescente sob uma carga sustentada. A fluência é um fator em componentes que operam em alta temperatura e estão sujeitos a um elevado estado de estresse. Os efeitos de fluência são desprezíveis na maioria dos metais em temperatura moderada (abaixo de 600 ° F) e níveis de tensão (menos da metade da resistência ao escoamento do material). A fluência é uma preocupação apenas para as hastes de montagem de combustível dentro dos canisters. Isto porque as barras de combustível têm paredes finas

3.3.18.4. Aspectos com relação ao AMP associado

Os seguintes aspectos da Instalação Nuclear UAS são relevantes para o desenvolvimento de um AMP de som para o site:

i. A parede relativamente fina da superfície exposta do canister (o invólucro do canister que é feito de aço inoxidável austenítico) é disposta verticalmente, o que, como esperado, desencoraja a deposição de espécies agressivas de se acumularem na superfície do invólucro. A taxa de deposição reduzida na parede fina do canister é um recurso positivo para uma vida útil prolongada.

ii. Não há nenhum local para surgir o contaminante (como fenda ou goiva) na superfície do recipiente verticalmente disposto, onde as partículas contendo haleto podem se concentrar, permitindo que o ESC se fixe.

iii. O acúmulo de umidade no invólucro do cilindro durante as horas frias, seguido por horas quentes, fazendo com que a umidade evapore, deixando para trás o resíduo particulado, é o principal meio de os sais se acumularem na superfície do cilindro. A região UAS, geralmente recebe uma maior contribuição de umidade do ar de origem marinha tornando mais efetiva a entrega de sais na superfície do canister.

O AMP descrito deve incorporar os elementos descritos e são guiados por princípios técnicos fundamentais e experiência operacional contínua.

Todos os ESCs importantes para a segurança (ITS) com escopo para gerenciamento de envelhecimento devem receber uma licença inicial sob a licença do sítio da UAS.

Para garantir um desempenho ininterrupto desses ESCs de ITS e de suas funções pretendidas durante o período de licença estendido, todos esses ESCs de ITS deverão ser inspecionados e monitorados de acordo com seus respectivos AMPs, e deve ser estabelecida uma vida útil para esses ESCs.

Deve ser realizada a avaliação de alcance e índice de gravidade, e também a implementação de um programa de manutenção para o HI-STORM e HI-TRAC.

Devem ser estabelecidos mecanismos para o envelhecimento do ESCs, bem como um Programa de Gestão do Envelhecimento do Canister, do Overpack, do HBF e dos dispositivos de elevação.

3.4. ASPECTOS GERAIS DE CONSTRUÇÃO

Todas as etapas da obra devem atender aos requisitos de qualidades CNEN NN-1.16 (CNEN, 2000) em conjunto com as normas e requisitos da Engenharia Civil brasileira NBR 6118 (ABNT, 2014), NBR 5739 (ABNT, 2018) e demais normas aplicáveis.

Os aspectos relacionados a concretagem necessitam de comprovação da resistência característica de projeto (FCK) com a extração de corpos de prova conforme procedimento aplicado. Estes corpos de prova (CP's) são ensaiados conforme procedimento ABNT NBR 5739 (ABNT, 2018) e verificada a resistência com o ensaio de rompimento de corpo de prova aos 28 dias de acordo com a ABNT NBR 6118 (ABNT, 2014).

As etapas preliminares de preparação da área envolvem o levantamento geotécnico e geológico para posterior desenvolvimento das atividades de construção civil do UAS.

O ensaio de carga estática deve ser desenvolvido de forma a atestar a capacidade de

resposta do solo às solicitações externa da laje do UAS em acordo com as normas e procedimentos aprovados para posterior início da construção civil.

As principais atividades que envolvem as etapas da construção civil são:

- Preenchimento e compactação da área de interesse com camadas de substrato (composto por agregados graúdos e miudos com granulometria adequada) e testes de laboratórios associados;

- Atividades de forma, armação e concretagem (da laje de armazenamento do UAS) em aderência aos projetos, procedimentos pré-estabelecidos e das normas vigente existentes e ensaios de campo e laboratorias associados.

Uma análise a parte deve ser destinada ao tipo de concreto CAD (Concreto de Alta Densidade) adotado para preencher o interior do HI-STORM. Esse tipo de concreto, com densidade em torno de 4.000 kg/m³, acima dos especificados na ABNT NBR 6118 (ABNT, 2014), possui constituintes semelhantes aos do concreto da laje do UAS, porém com a blindagem como principal finalidade. O mesmo possui baixo FCK (em torno de 22Mpa) e não possui armação associada. Além disso, é composto por um cimento do tipo CII E (Cimento Portland) em conformidade com a ABNT NBR 11.579 (ABNT, 2013) e é constituído por agregados graúdos e miudos a base de Hematita e Magnetita que conferem a característica de blindagem radiológica. A forma de lançamento do concreto adotada usualmente se dá por meio de caçambas e não por meio de bombeamento. Isso se dá pela dificuldade de passagem do concreto ao longo de todo o trecho da tubulação em razão da alta densidade (evitando) e dificuldades de se obter uma bomba projetada a esse fim. O CAD possui características de baixa trabalhabilidade, sendo necessário a inclusão de aditivos específicos para esse fim. Além disso, em função da reação exotérmica do contato da água com o cimento, foi necessário também acrescentar em torno de 50% do fator água / cimento para mitigar a presença de fissuras e eventuais problemas associados a dificuldade de expulsão de vazios no processo de adensamento do concreto. Adicionalmente, foi necessária a aplicação de um aditivo (camada selante) na camada superior do HI-STORM para evitar a penetração de água ao processo de cura do concreto.

3.5. ASPECTOS GERAIS DE COMISSONAMENTO

Os testes pré-operacionais representam etapa fundamental anterior ao início da operação da Instalação Nuclear do UAS. Esta etapa é necessária pois atestam a capacidade de se realizar

etapas que farão parte da transferência de EC da piscina de combustível usado (PCU) da central nuclear até que sejam depositados os HI-STORM na laje da Instalação Nuclear UAS. Nestes, faz-se necessário a verificação de algumas etapas, cujo levantamento serve para um acompanhamento do comissionamento e são denominados testes de demonstração de operabilidade a saber:

- 1 - Soldagem da tampa do MPC
- 2 – Drenagem, secagem e pressurização com gás inerte;
- 3 - Horizontalização do HI-TRAC e chegada do HI-STORM na laje do
- 4 - Colocação do EC no interior do HI-TRAC localizado no interior do *cask pool* e colocação da tampa

3.5.1. Soldagem da tampa do MPC

Deve ser demonstrada a capacidade de soldagem da tampa com um simulador MPC. Nesta etapa, devem ser seguidos as normas, procedimentos e os critérios de aceitação associados. Esta etapa constitui nas seguintes etapas:

- . Preparação para aplicação de solda da tampa do simulado MPC;
- . Purga de argônio e acompanhamento do hidrogênio no MPC;
- . Aplicação de soldagem da tampa;
- . Instalação e soldagem de placa no acesso de ventilação do MPC;
- . Instalação e soldagem de placa no acesso de drenagem do MPC;
- . Instalação e aplicação de solda em anel de vedação do MPC.

A aplicação da solda deve ser realizada em etapas com o avanço da aplicação da solda em camadas de forma a garantir a homogeneidade da mesma conforme Figura 11. Após a aplicação de cada camada, a superfície deve ser esmerilhada para a remoção de imperfeições na superfície e posterior limpeza. Deve ser realizada uma inspeção visual feita por soldador qualificado e um teste de líquido penetrante (Figura 12) para comprovar a integridade da camada (ausência de vazios ao longo do perímetro aplicado).

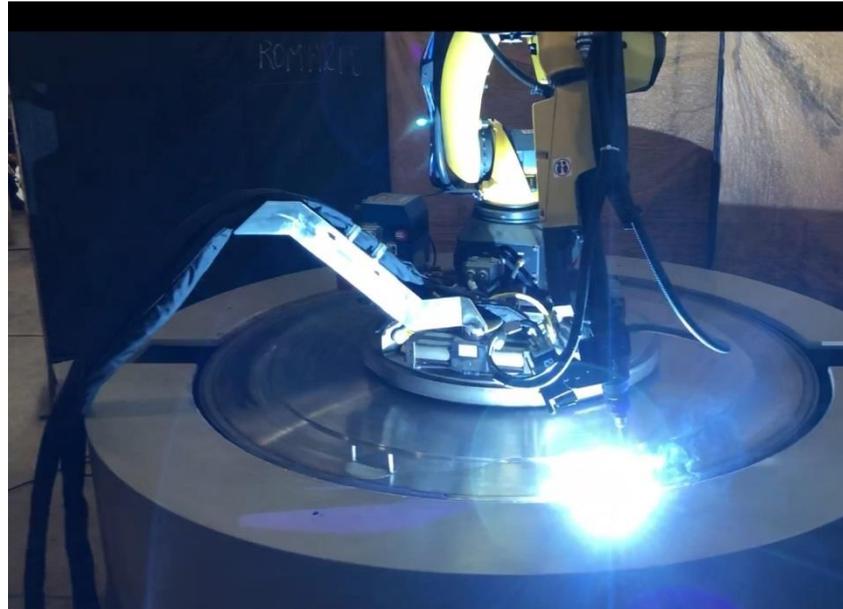


Figura 11: Soldagem do MPC simulado
Fonte: Cortesia Eletronuclear



Figura 12: Aplicação de líquido penetrante para verificação da integridade da solda
Fonte: Cortesia Eletronuclear

3.5.2. Drenagem, secagem e pressurização com gás inerte

Deve ser demonstrada a capacidade da selagem do simulado MPC logo após a etapa de soldagem anterior. Esta demonstração deve ser realizada com a purga de gases e água do MPC e posterior pressurização com gás inerte (hélio) dentro dos parâmetros de projeto associado com as normas, procedimentos e critérios de aceitação. O teste deve ser realizado inicialmente com a instalação de válvula de purgas na tampa do simulado MPC nas conexões de entrada e saída

(ventagem e drenagem) com o Desidratador Forçado de Hélio (FHD), além dos equipamentos de monitoramento e medição associados conforme mostra a Figura 13.



Figura 13: MPC simulado com conexões e equipamentos de medição e monitoramento
Fonte: Cortesia Eletronuclear

Deve ser realizado um teste hidrostático prévio para atestar a ausência de vazamentos no sistema para posterior drenagem (através da instalação de bombeamento) e secagem do simulado MPC. A etapa seguinte envolve a inserção de hélio para expulsar o ar existente e eliminar a possibilidade de contaminação e monitoramento dos parâmetros de temperatura e pressão do MPC. Esta etapa é desenvolvida em etapas escalonadas e pausas programadas para atestar a integridade da vedação em conformidade com o procedimento aprovado.

3.5.3. Colocação de EC no HI-TRAC no interior do *cask pool*

Deve ser demonstrado a capacidade de preparação de um MPC inserido dentro do HI-TRAC no *cask pool* (conectado a PCU) através de uma comporta (Figura 14) em conformidade com as normas, procedimentos e critérios de aceitação. Deve ser avaliado os procedimentos de enchimento do MPC com a água borada da piscina de combustível usado e também da adequada inserção de um elemento *Dummy* em 04 (quatro) posições diferentes por meio da utilização da ponte polar do edifício da contenção. Ademais, deve ser realizada a descontaminação do MPC e também do HI-TRAC (casco de transferência).

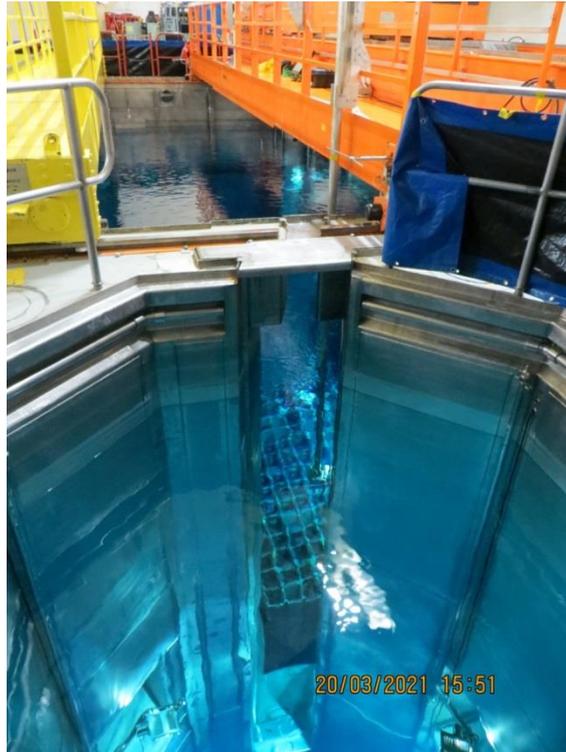


Figura 14: Comporta de interligação entre PCU e cask pool
 Fonte: Cortesia Eletronuclear

3.5.4. Horizontalização do HI-TRAC e chegada do HI-STORM na laje do UAS

Deve ser realizado um teste para demonstrar a capacidade de retirada do HI-TRAC da área da contenção até a chegada do HI-STORM na instalação do UAS. Para tanto, as etapas devem ser realizadas em estrita aderência aos procedimentos envolvidos, normas e critérios de aceitação aplicáveis. As etapas envolvidas nessa etapa são:

- . Horizontalização do HI-TRAC para acomodação em carro de transferência (Figura 15);
- . Retirada do HI-TRAC do edifício da contenção com utilização de carro de transferência;
- . Verticalização do casco de transferência para descida do pórtico (Figura 16);
- . Posicionamento do HI-TRAC em cima do HI-STORM com a transferência do MPC
- . Posicionamento do HI-STORM em cima do dispositivo de transporte horizontal (Figura 17);
- . Transporte do HI-STORM para o UAS (Figura 18); e,
- . Retirada do HI-STORM do equipamento de transporte horizontal pelo CHM para local pré-estabelecido na laje do UAS (Figura 19).

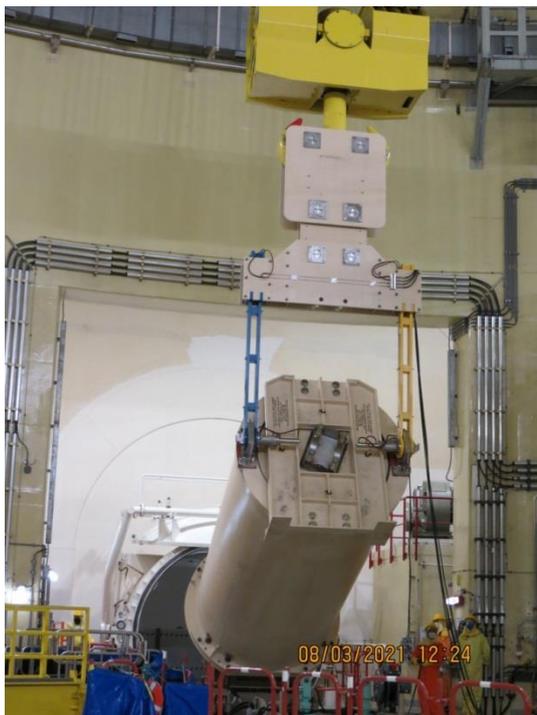


Figura 15: Horizontalização do HI-TRAC no edifício da contenção
Fonte: Cortesia Eletronuclear

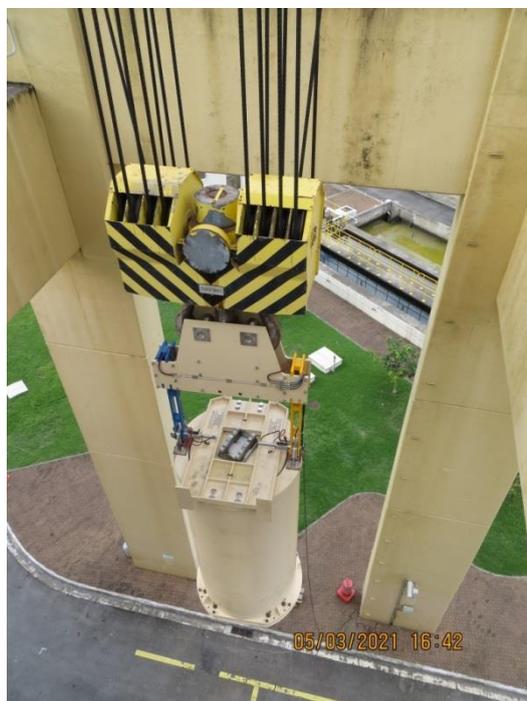


Figura 16: Descida do HI-TRAC com utilização de pórtico
Fonte: Cortesia Eletronuclear



Figura 17: Posicionamento do HI-TRAC acima do HI-STORM
Fonte: Cortesia Eletronuclear



Figura 18: Transporte do HI-STORM para o UAS
Fonte: Cortesia Eletronuclear



Figura 19: Transporte do HI-STORM pelo CHM
Fonte: Cortesia Eletronuclear

3.7.5. Testes pré-operacionais dos sistemas de monitoração

Após a finalização das obras civis da Instalação do UAS, são iniciados uma bateria de testes pré-operacionais dos sistemas, ou seja, testes de comissionamento cujo objetivo é atestar que as funcionalidades dos sistemas e o Teste de Aceitação do Site (SAT) seguiram os passos definidos nos procedimentos aprovados em CROU, ainda, e se as ações atendem aos requisitos das Normas CNEN NN-2.03 (CNEN, 1999), CNEN NE- 2.01 (CNEN, 2019) e CNEN NN-3.01 (CNEN, 2014) e estão dentro dos critérios de aceitação associados. Abaixo estão listados os diversos sistemas:

- Monitoração de Temperatura;
- Monitoramento de Radiação;
- Detecção de Incêndio;
- Sonorização;
- Circuito Fechado de TV; e,
- Intrusão.

Somente após o acompanhamento do órgão regulador com a checagem dos critérios de aceitação preconizados por cada teste de aceitação já descritos, a empresa licenciada terá a sua licença de operação concedida e estará apta a iniciar a transferência dos HI-STORM para a laje principal da unidade de armazenamento de combustível irradiado a seco.

CAPÍTULO 4

4. CONCLUSÕES

Este documento apresentou uma visão geral do processo de licenciamento nuclear de maneira geral, baseado na norma CNEN NN 1.04 (CNEN, 2002).

Pode ser verificado que a norma em questão é bem detalhada para reatores de potência (Usinas nucleares), mas precisa de uma revisão para dar um tratamento mais adequado para as evoluções dos aspectos regulatórios tais como: extensão de vida, descomissionamento entre outros.

Mesmo assim, pode ser mostrado que essa metodologia de armazenamento em processo de licenciamento é abrangente, segura e usada por muitos países e usinas nucleares em todo o mundo.

As avaliações de segurança para todas as fases de licenciamento devem ser desenvolvidas considerando referências técnicas aplicáveis e documentadas para caracterizar os aspectos de segurança analisados e respectivos diagnósticos, com eventuais ações corretivas necessárias.

Foi também apresentado uma relação de referências (e os caminhos para obtenção destas) que podem ser utilizados para a revisão das diversas normas aplicáveis ao licenciamento nuclear deste tipo de instalação.

Com relação aos objetivos específicos foram verificados:

1 – Anatomia de um site típico de UAS.

Após a realização de pesquisa bibliográfica, e considerado o atual estágio de construção da UAS da Central Nuclear de Angra (CNAAA), foi visualizado um layout típico de uma instalação tipo UAS. Este trabalho fornece uma visão geral deste layout e a caracterização típica dos componentes que fazem parte do complexo e inclui aspectos relacionados a construção bem como os testes pré-operacionais e suas funcionalidades e também os testes de demonstração associados para atestar o atendimento aos normativos adotados, procedimentos associados e critérios de aceitação pertinentes para a sua adequada operação.

2 – Principais ações de licenciamento regulatório aplicado a este tipo de instalação.

A CNEN elaborou uma sistemática de licenciamento de instalações nucleares. Conforme comentado anteriormente, a norma aplicável necessita de revisão para adequação de novos tipos de instalação que antes não eram considerados ou que surgiram depois de sua emissão. Um aspecto significativo a ser comentado é a utilização de normativa internacional pela ausência de normas nacionais específicas aplicáveis. Por esse motivo, é essencial a avaliação destas normas e adaptá-las ao cenário nacional. Como pode ser observado neste trabalho, várias normas americanas (NRC) foram utilizadas, e foi necessário um trabalho técnico para verificar tanto o seu conteúdo, como o modo de aplicabilidade. O trabalho realizado pela CNEN está em conformidade com a experiência americana.

De maneira geral pode ser observado que a utilização destas normas proporcionou o preenchimento de lacunas existentes e apresentou um ganho de qualidade na avaliação o que, contribuiu para a obtenção de altos níveis de segurança operacional.

3- Visão geral da descrição e conteúdo de um Relatório Final de Análise de Segurança

Foi feita uma avaliação do conteúdo destes relatórios estabelecidos duas principais referências e avaliado um conteúdo considerado adequado para compor um Relatório Final de Análise de Segurança. Neste contexto, após pesquisas nestas referências, foi desenvolvido um texto apresentando os principais temas que cada capítulo deste relatório deveria conter e ser considerado nas avaliações de segurança. De maneira geral, estes capítulos devem ter a extensão suficiente e necessária, para descrever o Programa de Garantia de Qualidade, o cenário onde a instalação será construída, aspectos de projeto nuclear, planos aplicáveis (Proteção Radiológica, Proteção Física, Proteção Contra Incêndio e Plano de Emergência), e aspectos de construção, testes, operação, descomissionamento, degradação por envelhecimento, eventual extensão de vida e descomissionamento.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS. **NBR 11.579**: Cimento Portland – Determinação do índice de finura por meio da peneira 75 μm (nº 200), Rio de Janeiro, 2013.

ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS. **NBR 5739**: Ensaio de compressão de corpos de prova cilíndricos, Rio de Janeiro, 2018.

ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS. **NBR 6118**: Projeto de estruturas de concreto – Procedimento, Rio de Janeiro, 2014.

AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, ACI 224R-90. **Controle de rachaduras em estruturas de concreto**, 2008.

AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, ACI 302.1R. **Guia para Construção de Piso e Laje de Concreto**, 2015.

AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, ACI 318C. **Building Codes Requirements for Structural Plain Concrete**, Michigan, 1992.

AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, ACI 360R-92. **Projeto de Lajes em Nível**, 1992.

AMERICAN CONCRETE INSTITUTE, ACI 349-85. **Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures**, Michigan, 1985.

AMERICAN NATIONAL STANDARD INSTITUTE, ANSI N14.5. **Radioactive Materials - Leakage Tests on Packages for Shipment**, Washington, 1997.

THE AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME. **Código ASME, Seção II**, 2020.

THE AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME. **Código ASME, Seção III**, 2020.

BRUNO, Jordi; DURO, Lara; DIAZ-MAURIN, François. **Spent nuclear fuel and disposal**. In: **Advances in Nuclear Fuel Chemistry**. Woodhead Publishing, 2020. p. 527-553.

CHUEN, Cristina. **Russian Spent Nuclear Fuel**. Nuclear Threat Initiative, February 1, 2003. Disponível em: <https://www.nti.org/analysis/articles/russian-spent-nuclear-fuel/>; acessado em: 14 de março, 2021.

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Licenciamento de Instalações Nucleares. Norma NE-1.04**. Resolução 15/02. Brasil:CNEN, 2002.

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Manutenção de Usinas Nucleoelétricas. Norma NE-1.21**. Resolução CNEN 03/91. Brasil: CNEN, 1991.

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Segurança na Operação de Usinas Nucleares. Norma NE-1.26**. Resolução 04/97. Brasil: CNEN, 1997.

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Proteção Física de Unidades Operacionais da Área Nuclear. Norma NE-2.01.** Resolução 253/19. Brasil, CNEN, 2019.

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Serviços de Radioproteção - Serviços de Proteção Radiológica. Norma NE-3.02.** Resolução CNEN 231/18. Brasil: 2018.

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Garantia da Qualidade para a Segurança de Usinas Nucleoelétricas e outras Instalações. Norma NN-1.16.** Resolução CNEN 17/00. Brasil: 2000.

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Proteção Contra Incêndio em Usinas Nucleoelétricas. Norma NN-2.03.** Resolução CNEN 13/99. Brasil: CNEN, 1999.

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Diretrizes básicas de proteção radiológica. Norma CNEN NN 3.01.** Resolução CNEN 164/14. Brasil: CNEN, 2014.

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Descomissionamento de Usinas Nucleoelétricas. Norma CNEN, NN-9.01.** Resolução Resolução 133/12. Brasil, CNEN, 2012.

ELETRONUCLEAR. **Relatório Final de Análise de Segurança da usina de Angra 2,** revisão 15. Angra dos Reis, 2018.

ELETRONUCLEAR. **Relatório Final de Análise de Segurança da usina de Angra 1,** revisão 39. Rio de Janeiro, 2019.

ELETRONUCLEAR. **Audiência pública virtual sobre o licenciamento de Unidade de Armazenamento Complementar a Seco de combustível Irrradiado (UAS).** Disponível em: https://www.youtube.com/watch?v=cpo_4CSO8OA . Acesso em: 07/04/2021.

ELETRONUCLEAR, Procedimento PE-A 03, “Classificação da Situação de Emergência”, Rev 10, 2021a.

ELETRONUCLEAR, Procedimento 2PE-A 03, “Classificação da Situação de Emergência”, Rev 10, 2021b.

ELETRONUCLEAR. **Relatório Final de Análise de Segurança da UAS,** revisão 4. Angra dos Reis, 2021c.

EPE - Empresa de Pesquisa Energética. **Plano Decenal de Expansão de Energia – 2019.** Brasília, 2010.

EPE, “Plano Nacional de Energia – 2030. Empresa de Pesquisa Energética, Brasília, 2006.

EWING, Rodney C.; MACFARLANE, Allison. **Yucca mountain.** 2002. Disponível em: <https://science.sciencemag.org/content/296/5568/659.full>, acessado em: 4 de março de 2021.

FEDERAL REGISTER, 10 CFR 20. **Standards for Protection Against Radiation.** Washington, DC, 2021.

FEDERAL REGISTER, 10 CFR 20. **Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.** Washington, 2021a.

FEDERAL REGISTER, 10 CFR 19. **Notices, Instructions and Reports to Workers: Inspection and Investigations.** Washington, 2021.

FEDERAL REGISTER, 10 CFR 72. **Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater than Class C Waste.** Title of the Code of Federal Regulations – Energy, Office of the Federal Register, Washington, DC, 2020.

HOIST MAGAZINE. **Cask Handler.** Disponível em: <http://www.hoistmagazine.com/features/cask-handlers-130317-5786498//image/cask-handlers-130317-5786498-486063.html>, acessado em: 14 de março, 2021.

HOLTEC INTERNATIONAL. Dry Cask Storage and Transportation. Disponível em: <https://holtecinternational.com/products-and-services/nuclear-fuel-and-waste-management/dry-cask-and-storage-transport/> ; acessado em: 4 de março de 2021

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. NF-T-3.5. **Costing of Spent Fuel Storage,** Viena, 2009

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-25, IAEA, Vienna (2013)

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, **IAEA Safety Standards Series No. SSG-48,** IAEA, Vienna, 2018.

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks/Containers,** IAEA-TECDOC-CD-1532, IAEA, Vienna, 2007.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA. Further Analysis of Extended Storage of Spent Fuel. **Co-ordinated Research Programme on the Behaviour of Spent Fuel Assemblies during Extended Storage (BEFAST-III).** Vienna, Austria, 1997.

KHAN, A.; PATTANTYUS, P. **Spent fuel management in Canada.** 1999. Disponível em: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/29/026/29026634.pdf , acessado em: 4 de março de 2021.

KONECRONES. **Smarter Where It Matters Nuclear Material Handling,** 2016. Disponível em: https://www.konecranes.com/sites/default/files/2018-09/Konecranes_nuclear_e_book_2016.pdf , acessado em: 4 de março de 2021.

NEA – NUCLEAR ENERGY AGENCY. **Safety and Engineering Aspects of Spent Fuel Storage,** NEA, Washington, 1995.

NEA – NUCLEAR ENERGY AGENCY. **The Safety of Long Term Interim Storage Facilities in NEA Member Countries**, 2017.

NEI – NUCLEAR ENERGY INSTITUTE. NEI 14-03. **Format, Content and Implementation Guidance for Dry Cask Storage Operations – Based Ageing management**, rev 2, 2016.

SPYKMAN, Gerold. **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, v. 50, n. 2, p. 313-317, 2018. Disponível em: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1738573317307453>; acessado em: 4 de março de 2021.

TAKATS, F. e BUDAY, G. **Spent fuel dry storage in Hungary (IAEA-CSP--20/P)**, 2003. International Atomic Energy Agency (IAEA)

USNRC. Regulatory Guide RG 3.61. **Standard Format and Content for a Topical Safety Analysis Report for a Spent Fuel Dry Storage Cask**. Washington, 1989.

USNRC. **Spent Fuel Storage in Pools and Dry Casks - Key Points and Questions & Answers**, NRC, Washington, 2019.

USNRC. **Dry Cask Storage of Spent Nuclear Fuel**. Backgrounder Office of Public Affairs, outubro de 2016.

USNRC. **Spent Fuel Storage Regulations, Guidance, and Communications**, NRC, Washington, 2019. Disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/dry-cask-storage.html>; acessado em: 02 de março de 2021.

USNRC. Interim Staff Guidance - ISG-1. **Spent Fuel Storage and Transportation**, 2021.

USNRC. Interim Staff Guidance - ISG-11. **Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel**, rev 3, 2003.

USNRC. Interim Staff Guidance - ISG-15. **Material Evaluations**, 2001

USNRC. Interim Staff Guidance - ISG-21. **Use of Computational Modeling Software**, 2020.

USNRC, NRC. **Maps of Independent Spent Fuel Storage Installations (ISFSI)**, março 2021. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML2111/ML21116A041.pdf> , acessado em: 2 de março de 2021

USNRC, NUREG / CR-6407. **Classification of Transportation Packaging and Dry Spent Fuel Storage System Components According to Importance of Safety**, Washington, 1996.

USNRC, NUREG-0612. **Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants**, Washington, 1980

USNRC, NUREG-1536. **Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility**, NRC, Washington, 2010.

USNRC, NUREG-1567. **Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Facilities**, NRC, Washington, 2000.

USNRC, NUREG-1927. **Standard Review Plan for renewal of Specific Licenses and Certificates of Compliance for Dry Storage of Spent Nuclear Fuel**, rev 1, Washington, 2016b.