

**INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR**

**MAGNO JOSÉ DE OLIVEIRA**

**PROPOSTAS PARA O PLANEJAMENTO DO SERVIÇO DE PROTEÇÃO  
RADIOLÓGICA OCUPACIONAL DURANTE O PERÍODO DE TRANSIÇÃO PARA  
O DESCOMISSIONAMENTO DE ANGRA 1**

Rio de Janeiro

2022

MAGNO JOSÉ DE OLIVEIRA

**PROPOSTAS PARA O PLANEJAMENTO DO SERVIÇO DE PROTEÇÃO  
RADIOLÓGICA OCUPACIONAL DURANTE O PERÍODO DE TRANSIÇÃO PARA  
O DESCOMISSIONAMENTO DE ANGRA 1**

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 Ciência e Tecnologia Nucleares – Aplicações de Técnicas Nucleares na Indústria, Saúde, Segurança e Meio Ambiente.

Orientador: Prof. César Marques Salgado, D.Sc.

Rio de Janeiro

2022

OLIV Oliveira, Magno José de

Propostas para o planejamento do serviço de proteção radiológica ocupacional durante o período de transição para o descomissionamento de Angra 1 / Magno José de Oliveira -- Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2022.

xiv, 75f. : il. ; 31 cm.

Orientador: César Marques Salgado

Dissertação (Mestrado em Ciência e Tecnologia Nucleares) – Instituto de Engenharia Nuclear, PPGCTN, 2022.

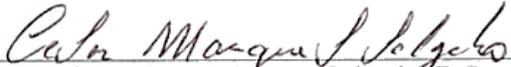
1. Descomissionamento. 2. Período de transição. 3. proteção radiológica da CNAEA.

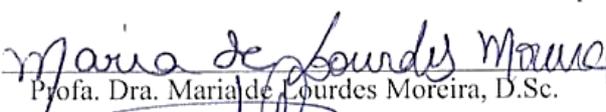
PROPOSTAS PARA O PLANEJAMENTO DO SERVIÇO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA  
OCUPACIONAL DURANTE O PERÍODO DE TRANSIÇÃO PARA O  
DESCOMISSIONAMENTO DE ANGRA 1.

Magno José de Oliveira

DISSERTAÇÃO SUBMETIDA 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 CIÊNCIA E TECNOLOGIA NUCLEARES –  
ACADÊMICO EM APLICAÇÕES DE TÉCNICAS NUCLEARES NA INDÚSTRIA, SAÚDE,  
SEGURANÇA E MEIO AMBIENTE.

Aprovada por:

  
Prof. Dr. César Marques Salgado, D.Sc.

  
Profa. Dra. Maria de Lourdes Moreira, D.Sc.

  
Dr. Roberto Schirru, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

DEZEMBRO DE 2022

## **DEDICATÓRIA**

*À memória dos meus pais, José Magno e Neuza Lopes.  
À minha esposa Marta e aos meus filhos Carolinne e Leonardo.*

## **AGRADECIMENTOS**

À minha família, pela compreensão, apoio e incentivo para realização deste curso.

Ao meu orientador, Prof. César Marques Salgado, D.Sc., pela paciência e pelos ensinamentos que permitiram o desenvolvimento do trabalho com uma visão acadêmica.

Aos amigos da Eletronuclear, John Wagner A. dos Santos, Bruno E. Pinho, Maurilio F. Menezes, William A. Ferreira e Antônio C. Parente, pelo compartilhamento de seus conhecimentos e experiências que me ajudaram a desenvolver os conceitos e selecionar os temas de interesse do estudo.

Ao amigo Ronaldo do Nascimento Viana, pelos ensinamentos proporcionados ao longo de minha vida profissional, muitos dos quais utilizados neste trabalho.

Aos professores do Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear pela excelência nas disciplinas ministradas e aos companheiros do curso de Mestrado pelo incentivo e troca de experiências.

# **PROPOSTAS PARA O PLANEJAMENTO DO SERVIÇO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA OCUPACIONAL DURANTE O PERÍODO DE TRANSIÇÃO PARA O DESCOMISSIONAMENTO DE ANGRA 1**

## **RESUMO**

A estratégia atualmente considerada para o descomissionamento da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) estabelece o desmantelamento protelado de Angra 1. Nesta estratégia, após um período de transição da fase operacional para a fase de descomissionamento, a usina será colocada em uma condição segura, estável e monitorada, aguardando o início de seu desmantelamento. Durante esta transição, são previstas mudanças organizacionais e na configuração da planta para novos objetivos e requisitos. Utilizando o método de pesquisa básica estratégica, descritiva e exploratória, com uma abordagem qualitativa e desenvolvida através da revisão documental, bibliográfica e de estudo de casos, foram analisados os principais desafios previstos para esta etapa do descomissionamento de Angra 1. As atividades preparatórias exigirão um planejamento composto com as informações e os conhecimentos da instalação e de sua operação, incluindo a compreensão de sua configuração, dos riscos associados e os potenciais impactos na cultura de segurança. As medidas de proteção radiológica serão as mesmas da fase operacional, porém, é esperado que a exposição externa seja gradativamente reduzida. Por outro lado, são previstos maiores riscos de exposições internas. É previsto ainda que uma parte significativa da exposição dos trabalhadores seja causada pelo manuseio dos rejeitos radioativos devido ao grande volume a ser tratado. Sua gestão é uma das mais importantes questões a se considerar no planejamento e na implementação das medidas de proteção radiológica para esta etapa. Neste trabalho, com o intuito de assegurar a otimização da radioproteção dos trabalhadores e a preservação do meio ambiente durante o período de transição para o descomissionamento da usina nuclear Angra 1, foi desenvolvida uma metodologia de planejamento, com foco na proteção radiológica, que permitiu identificar os principais riscos e desafios previstos para este período, elaborar propostas para adaptações na organização do Serviço de Proteção Radiológica e ajustes em seus programas, processos de otimização e práticas de trabalho.

Palavras chave: descomissionamento, período de transição, proteção radiológica, CNAAA, Angra 1.

## ABSTRACT

The strategy currently considered for the decommissioning of the Almirante Álvaro Alberto Nuclear Power Plant (CNAAA) establishes the deferred decommissioning of Angra 1. In this strategy, after a transition period from the operational phase to the decommissioning phase, the plant will be placed in a safe condition, stable and monitored, awaiting the start of its dismantling. During this transition, organizational and plant configuration changes are anticipated for new objectives and requirements. Using the basic strategic, descriptive and exploratory research method, with a qualitative approach and developed through documental, bibliographic and case study review, the main challenges foreseen for this stage of the decommissioning of Angra 1 were analyzed. Composed planning with the information and knowledge of the installation and its operation, including an understanding of its configuration, the associated risks and the potential impacts on the safety culture. Radiological protection measures will be the same as in the operational phase however, external exposure is expected to be gradually reduced. On the other hand, greater risks of internal exposures are foreseen. It is also expected that a significant part of the exposure of workers will be caused by handling radioactive waste due to the large volume to be treated. Its management is one of the most important issues to consider when planning and implementing radiation protection measures for this stage. In this work, with the aim of ensuring the optimization of radiation protection for workers and the preservation of the environment during the transition period for the decommissioning of the Angra 1 nuclear power plant, a planning methodology was developed, focusing on radiological protection, which allowed identifying the main risks and challenges foreseen for this period, preparing proposals for adaptations in the organization of the Radiological Protection Service and adjustments in its programs, optimization processes and work practices.

Keywords: decommissioning, transition period, radiation protection, CNAAA, Angra 1.

## LISTA DE FIGURAS

Figura 1	Reatores em operação.....	15
Figura 2	Arranjo esquemático simplificado de Angra 1.....	21
Figura 3	Vista esquemática do Edifício do Reator de Angra 1.....	22
Figura 4	Organização do Serviço de Proteção Radiológica da CNAAA.....	23
Figura 5	Conceito de restrição de dose na otimização da proteção.....	27
Figura 6	Arranjo simplificado do CGR.....	31
Figura 7	Localização do CGG.....	31
Figura 8	Localização do DIGV.....	32
Figura 9	Compartimentos do DIGV.....	33
Figura 10	Gerador de vapor armazenado.....	33
Figura 11	Localização da UAS.....	33
Figura 12	Processo de armazenamento.....	34
Figura 13	UAS com módulos de armazenamento.....	34
Figura 14	Expertise requerida para a Equipe de Descomissionamento.....	44
Figura 15	Estrutura proposta para o Departamento de Proteção Radiológica.....	55
Figura 16	Tenda com exaustão filtrada.....	60
Figura 17	Vestimentas infláveis.....	60
Figura 18	Tambor 0,2 m <sup>3</sup> (Angra 1).....	83
Figura 19	Tambor 0,2 m <sup>3</sup> (Angra 2).....	83
Figura 20	Caixas Metálicas.....	84
Figura 21	<i>Liner</i> .....	84
Figura 22	Caixa B 25.....	85
Figura 23	VBA.....	85

## LISTA DE TABELAS

Tabela 1	Comparação de Volumes de Rejeitos Radioativos, em m <sup>3</sup> , para Projetos Selecionados de Desativação dos EUA.....	40
Tabela 2	Cronograma simplificado do Plano de Descomissionamento da CNAAA.....	43
Tabela 3	Sistemas e instalações que deverão ser mantidos durante o PTA1.....	59
Tabela 4	Impacto das condições de trabalho no tempo exposto.....	86
Tabela 5	Impacto dos trajes de proteção no tempo de exposição.....	87
Tabela 6	Possíveis acidentes Relacionados ao Combustível Nuclear.....	89
Tabela 7	Possíveis acidentes envolvendo materiais radioativos não relacionados ao combustível nuclear.....	89
Tabela 8	Possíveis acidentes iniciados por eventos externos ou outros.....	89

## LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

ABACC	Agência Brasileiro-Argentina de Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares
ALARA	<i>As Low as Reasonably Achievable</i> (Tão baixo quanto razoavelmente exequível)
ANSN	Autoridade Nacional de Segurança Nuclear
CE	Concentrado do evaporador
CGR	Centro de Gerenciamento de Rejeitos
CNAAA	Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto
CNEN	Comissão Nuclear de Energia Nuclear
DIGV	Depósito Inicial dos Geradores de Vapor
DPR.O	Departamento de Proteção Radiológica da CNAAA
DTL	Dosímetro termoluminescente
EPRI	<i>Electric Power Research Institute</i>
EUA	Estados Unidos da América
F	Filtro
FD	Fator de descontaminação
FRD	Fator de redução de dose
GSR	<i>General Safety Requirements</i>
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i>
ICRP	<i>International Commission on Radiological Protection</i>
IOE	Indivíduo ocupacionalmente exposto
IRPA	<i>International Radiation Protection Association</i>
ISFSI	<i>Independent Spent Fuel Storage Installation</i>
KWU	<i>Kraftwerk Union</i>
LCMR	Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação
LMA	Laboratório de Monitoração Ambiental
LTR	Licença de Trabalho Radiológico
NEA	<i>Nuclear Energy Agency</i>
NPP	<i>Nuclear Power Plant</i>
PCU	Piscina do Combustível Usado
PMA1	Período de Monitoração de Angra 1
PTA1	Período de transição de Angra 1
PVC	<i>Polyvinyl chloride</i>
PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>
RC	Rejeito compactado
RHR	<i>Residual Heat Removal System</i> (Sistema de remoção de calor residual)

RNC	Rejeito não compactado
RP	Resina do primário
SONGS	<i>San Onofre Nuclear Generating System</i>
SPR	Serviço de Proteção Radiológica.
T <sub>1/2</sub>	Meia vida
TC	Trocador de calor
TDG	Tanque de Decaimento de Gases
U.S. NRC	<i>United States Nuclear Regulatory Commission</i>
UAS	Unidade Complementar de Armazenamento a Seco dos Elementos Combustíveis Irradiados
VBA	<i>Verlorene Beton Abshirmung</i> (Blindagem de concreto)
WNA	<i>World Nuclear Association</i>

## SUMÁRIO

<b>1</b>	<b>INTRODUÇÃO</b> .....	15
1.1	REVISÃO DA LITERATURA.....	16
1.2	OBJETIVO.....	19
1.3	JUSTIFICATIVA.....	19
<b>2</b>	<b>FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA</b> .....	20
2.1	DESCRIÇÃO DA CENTRAL NUCLEAR ALMIRANTE ÁLVARO ALBERTO....	20
2.2	SERVIÇO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA DA CNAAA.....	22
<b>2.2.1</b>	<b>Plano de Proteção Radiológica</b> .....	23
<b>2.2.2</b>	<b>Controles administrativos</b> .....	26
<b>2.2.3</b>	<b>Programa ALARA</b> .....	28
<b>2.2.4</b>	<b>Gestão de rejeitos radioativos</b> .....	29
2.3	DESCOMISSIONAMENTO DE USINAS NUCLEARES.....	34
<b>2.3.1</b>	<b>Impactos na segurança</b> .....	37
<b>2.3.2</b>	<b>Regulamentação das atividades e salvaguardas</b> .....	41
2.4	PLANEJAMENTO PARA O DESCOMISSIONAMENTO DE ANGRA 1.....	42
<b>2.4.1</b>	<b>Organização e responsabilidades</b> .....	43
<b>2.4.2</b>	<b>Processos de descontaminação</b> .....	45
<b>3</b>	<b>METODOLOGIA</b> .....	49
3.1	ORGANIZAÇÃO DO SERVIÇO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA.....	50
3.2	ANÁLISE DE SEGURANÇA.....	51
3.3	PREPARAÇÃO DA ÁREA CONTROLADA.....	51
3.4	PLANEJAMENTO DO SPR PARA AS ATIVIDADES PREVISTAS.....	52
3.5	OTIMIZAÇÃO DA PROTEÇÃO RADIOLÓGICA OCUPACIONAL.....	52
3.6	GESTÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS.....	53
3.7	PROCESSOS DE FISCALIZAÇÃO.....	53
<b>4</b>	<b>PROPOSTAS PARA O PLANEJAMENTO DO SERVIÇO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA OCUPACIONAL DURANTE O PERÍODO DE TRANSIÇÃO DE ANGRA 1</b> .....	54
4.1	MUDANÇAS ORGANIZACIONAIS.....	54
<b>4.1.1</b>	<b>Adaptação do Serviço de Proteção Radiológica</b> .....	54
<b>4.1.2</b>	<b>Atividades preparatórias</b> .....	56
4.2	AVALIAÇÃO DA SEGURANÇA DAS ÁREAS DE TRABALHO.....	58
<b>4.2.1</b>	<b>Configuração dos sistemas</b> .....	58
<b>4.2.2</b>	<b>Identificação dos riscos</b> .....	59
4.3	CLASSIFICAÇÃO DE ÁREAS E PROGRAMAS DE MONITORAÇÃO.....	63
<b>4.3.1</b>	<b>Processos de descontaminação</b> .....	65

4.4	PLANEJAMENTO PARA AS ATIVIDADES.....	66
4.5	PROCESSOS DE OTIMIZAÇÃO DA PROTEÇÃO RADIOLÓGICA.....	68
4.6	GESTÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS DURANTE O PTA1.....	71
4.6.1	<b>Gestão do Centro de Gerenciamento de Rejeitos.....</b>	<b>73</b>
4.6.2	<b>Gestão da Unidade Complementar de Armazenamento a Seco dos Elementos Combustíveis Irrradiados.....</b>	<b>73</b>
4.7	INSPEÇÕES REGULATÓRIAS E DE SALVAGUARDAS.....	74
5	<b>CONCLUSÃO.....</b>	<b>75</b>
	<b>REFERÊNCIAS.....</b>	<b>78</b>
	<b>ANEXO 1: Rejeitos sólidos radioativos.....</b>	<b>82</b>
	<b>ANEXO 2: Impacto das condições de trabalho e dos equipamentos proteção no tempo de exposição.....</b>	<b>86</b>
	<b>ANEXO 3: Possíveis acidentes relacionados às atividades de período de transição em usinas PWR que afetam a proteção radiológica.....</b>	<b>88</b>

## 1 INTRODUÇÃO

O uso mundial da energia nuclear para a produção comercial de energia elétrica está em sua sexta década e um número crescente de reatores nucleares já está ou está chegando à fase de desativação. Até janeiro de 2022, dos 439 reatores nucleares de potência que estavam em operação em todo o mundo, cerca de 172 operavam há mais de 30 anos e 118 há mais de 40 (IAEA, 2022). A maioria com licenças de operação para 40 anos, portanto, próximos do desligamento permanente. A Figura 1 mostra a distribuição do número de reatores em operação por tempo em operação.

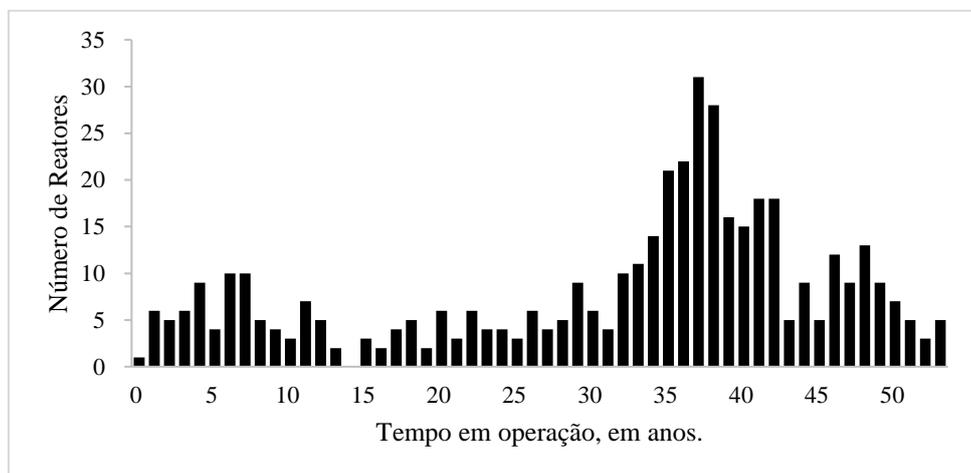


Figura 1: Reatores em operação  
Fonte: Adaptado de IAEA (2022)

Desde o início da implantação da indústria nuclear comercial para produção de energia elétrica, até janeiro de 2022, duzentos e dois reatores nucleares civis deixaram de operar em 21 países. Nesse total estão incluídos os reatores comerciais de potência que foram desligados no final de sua licença de operação, conforme originalmente previsto no projeto, e outros desligados prematuramente (WNA, 2022). À medida que os reatores continuam entrando em descomissionamento, os licenciados enfrentam desafios novos e complexos, incluindo questões técnicas, de radiação e rejeitos.

Existem atualmente duas tendências opostas que podem afetar o momento em que os reatores nucleares são desligados e entram na fase de descomissionamento: a extensão de sua licença de operação ou o seu desligamento prematuro por decisões internas, por razões técnicas ou financeiras, ou externas, por razões políticas. Nos últimos anos, modificações e atualizações para operação de longo prazo e extensões de licenças de operação tornaram-se mais comuns,

com muitas licenças concedidas para operação de usinas nucleares por até 80 anos, notadamente nos Estados Unidos da América (EUA). No entanto, não há garantias de que todos esses planos de extensão da licença serão executados até a sua conclusão ou se serão aprovados pelo órgão regulador. Por outro lado, mudanças nas condições políticas ou econômicas podem afetar os períodos de operação dos reatores e seu plano de descomissionamento. Neste cenário, o descomissionamento de uma instalação nuclear deve ser planejado e revisado periodicamente durante a fase operacional da planta, para que esteja disponível nos casos de desligamentos permanentes prematuros e não planejados (NEA, 2016).

A Usina Nuclear Angra 1 iniciou sua operação comercial em 1985, com uma licença de operação para 40 anos. Um projeto de extensão desta licença para mais vinte anos de operação está em curso junto a Autoridade Nacional de Segurança Nuclear (ANSN). A Norma CNEN NN 9.01, Descomissionamento de Usinas Nucleoelétricas (ANSN, 2017), exige da operadora da instalação um plano preliminar de descomissionamento, atualizado periodicamente, estabelecendo as bases para sua execução. Este requisito é atendido pela Eletronuclear, empresa proprietária e operadora da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAEA), com a manutenção de um plano preliminar que abrange o descomissionamento de todo o sítio.

A fase de descomissionamento de uma usina nuclear é a continuação de sua fase operacional e, entre as fases de operação e de descomissionamento, ocorre um período de transição, quando são previstas mudanças organizacionais e execução de atividades sob diferentes riscos radiológicos, que serão conduzidas em um ambiente novo, que mudará continuamente até sua conclusão. É necessário que estas mudanças organizacionais e de ambiente de trabalho estejam refletidas nos programas de monitoração para garantir uma transição segura e de acordo com os princípios de radioproteção. A metodologia desenvolvida neste estudo analisa o impacto que o período de transição de Angra 1 promoverá no Serviço de Proteção Radiológica da CNAEA (SPR) e apresenta propostas para auxiliar o seu planejamento.

## 1.1 REVISÃO DA LITERATURA

SZILAGYI A., *et al* (2000), durante a *Waste Management Conference*, 2000, em Tucson, EUA, apresentaram propostas de ações preparatórias para período de transição, com o

objetivo de mitigar ou eliminar os perigos e, assim, reduzir os riscos para o trabalhador, o público e o meio ambiente.

Durante período de transição, vários planos e modificações são feitos para adaptar a instalação a novos objetivos e requisitos. Normalmente, essas atividades incluem o descarregamento do reator, retirada de equipamentos e sistemas, caracterização radiológica e de rejeitos, tratamento de rejeitos operacionais e remoção de componentes menores. A remoção ou desmontagem de componentes principais são excluídas e postergadas para a fase de desmantelamento (SZILAGYI *et al*, 2000).

SLAVCHEVA, *et al* (2005), analisaram a cultura de segurança e questões organizacionais durante o período de transição e apresentaram, durante a *International Conference Nuclear Energy for New Europe*, na Eslovênia, os principais desafios humanos e organizacionais durante a fase de pré-desligamento.

BONAVIGO L., *et al* (2009), analisaram a experiência na desativação da Central Nuclear de E. Fermi (*PWR Westinghouse* de 272 MWe), na Itália, e abordaram a situação radiológica da planta.

A atividade devido à ativação de nêutrons está presente dentro do vaso de pressão do reator e seus internos, e em algumas estruturas e componentes dentro da contenção primária. A análise histórica das condições da instalação e das medidas realizadas ao longo da tubulação do circuito primário permitiu afirmar que a ativação de nêutrons do pressurizador, geradores de vapor, bombas e tubulações fora do escudo biológico é desprezível. Ao contrário destes, o vaso de pressão do reator e seus internos foram ativados pelo fluxo de nêutrons que emana do núcleo do reator (BONAVIGO, *et al*, 2009).

KAULARD, *et al* (2012), apresentaram durante o 13º Congresso da *International Radiation Protection Association* (IRPA), na Escócia, os resultados das análises das medidas de proteção radiológica aplicáveis ao descomissionamento de usinas alemãs e concluíram que são as mesmas da fase operacional. Porém, devido às características e objetivos desta etapa, a dose coletiva anual é menor do que para usinas em operação, mas pode variar significativamente.

MONTEIRO D., *et al* (2015), apresentaram uma revisão das características do conceito de descomissionamento e seus principais aspectos, dando à Eletronuclear uma visão geral do processo considerando a abordagem de múltiplos reatores.

REID R., *et al* (2015), discutiram, durante a *Waste Management Conference* (EUA), as

melhores práticas de gestão de rejeitos para descomissionamento de usinas nucleares, analisando os volumes de rejeitos produzidos no descomissionamento de usinas europeias e norte americanas.

GOTCHEVA, *et al* (2015), em Estocolmo, Suécia, analisaram as questões de cultura de segurança para as quais o licenciado deve se preparar nas diferentes fases do ciclo de vida de uma instalação nuclear, incluindo o seu descomissionamento, destacando os desafios associados aos fatores humanos e organizacionais.

MICHAL V., *et al* (2016), apresentaram, no Simpósio Internacional sobre Preparação para o Descomissionamento, realizado em Lyon, França, as principais atividades previstas para o período de transição e concluíram que: “Embora algumas atividades preparatórias para o descomissionamento comecem no início do ciclo de vida da instalação, as principais são implementadas no final do período operacional e durante o período de transição da operação para o descomissionamento”.

KIM, S., *et al* (2018), apresentaram um estudo sobre a avaliação da exposição interna de aerossóis radioativos durante atividades de corte de tubos no descomissionamento da Usina Nuclear *Kori 1*, na República da Coreia, e concluíram que: “Métodos de corte de tubulações devem ser discutidos nas reuniões de planejamento com as equipes de trabalho com o objetivo de reduzir a dispersão de aerossóis produzidos nos processos de corte.”

PINHO B. (2018), apresentou uma proposta para o planejamento das atividades necessárias para a usina Angra 1 passar pelo período de transição e as principais questões envolvidas nesta fase. Porém, não abordou os potenciais impactos no Serviço de Proteção Radiológica.

QUIROS W. (2019), analisou o descomissionamento de *San Onofre Nuclear Generation System* (SONGS) na Califórnia, EUA, para identificar as prováveis causas pelos atrasos e aumento de custos do projeto, e alertou sobre a importância dos debates com as comunidades locais.

A versão atual do Plano Preliminar de Descomissionamento da CNAEA (ELETRONUCLEAR, 2018) considera que o plano de proteção radiológica a ser usado para o

descomissionamento, não deve diferir daquele usado durante a operação e será descrito nas próximas versões ou em documentos específicos.

Portanto, a revisão bibliográfica não identificou estudos atuais sobre o planejamento das ações do SPR da CNAAA para o período de transição do desligamento permanente do reator nuclear de Angra 1, até a colocação da Usina numa condição segura, estável e monitorada, pronta para o seu descomissionamento.

## 1.2 OBJETIVO

O objetivo deste trabalho é desenvolver uma metodologia, focada no contexto da proteção radiológica, para o período de transição da fase operacional para a fase de descomissionamento de usinas nucleares, tomando como referência a usina Angra 1. Para atingir este objetivo, foram analisados e identificados os principais impactos, desafios e riscos radiológicos previstos para esta etapa do descomissionamento e elaboradas propostas para otimizar a radioproteção dos trabalhadores e a preservação do meio ambiente.

## 1.3 JUSTIFICATIVA

O Plano Preliminar de Descomissionamento da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (ELETRONUCLEAR, 2018) apresenta as principais informações sobre o projeto de desmantelamento de Angra 1. Porém, os potenciais desafios previstos para o Serviço de Proteção Radiológica da CNAAA (SPR) não são analisados neste documento. Embora os requisitos de radioproteção sejam os mesmos da fase operacional, durante o período de transição a usina será adaptada para novos objetivos e requisitos. São previstas mudanças organizacionais e de configuração da planta, com potenciais impactos e diferentes riscos radiológicos. O SPR necessitará de adaptações, novas técnicas e tecnologias. É necessário desenvolver uma metodologia que identifique e analise estes elementos para embasar o planejamento para o SPR, com o intuito de assegurar a otimização da radioproteção dos trabalhadores e a preservação do meio ambiente após o desligamento permanente da usina.

## 2 FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

### 2.1 DESCRIÇÃO DA CENTRAL NUCLEAR ALMIRANTE ÁLVARO ALBERTO

A Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) está localizada no município de Angra dos Reis, estado do Rio de Janeiro, a cerca de 130 km da cidade do Rio de Janeiro, 220 km da cidade de São Paulo e 350 km de Belo Horizonte e ocupa uma área de aproximadamente 12,5 km<sup>2</sup>. A organização proprietária, responsável pela construção, operação e pelo descomissionamento das usinas é a empresa estatal brasileira Eletronuclear S.A. A CNAAA é constituída pelas usinas nucleares Angra 1, Angra 2 e Angra 3 (em construção) e instalações de suporte.

A usina Angra 1 é do tipo Reator de Água Pressurizada (*Pressurized Water Reactor*, PWR), com potência nominal de 640 MWe, fabricada pela empresa norte-americana *Westinghouse Electric Corporation*. Sua construção teve início em 1972 e sua operação comercial iniciou em 01/01/1985. A usina Angra 2, também do tipo PWR, tem potência nominal de 1350 MWe, foi fornecida pela empresa alemã *Siemens/KWU*. Começou a ser construída em 1981 e concluída em 2000. A usina Angra 3 é idêntica a Angra 2, também fornecida pela *Siemens/KWU*. Atualmente está em fase de construção e, quando entrar em operação comercial, fornecerá potência nominal de 1405 MWe (ELETRONUCLEAR, 2022).

As principais edificações da usina Angra 1, inseridas no escopo de seu descomissionamento, são aquelas contendo ou com possibilidade de conter, material radioativo, material ativado ou com contaminação radioativa. As edificações com estas características são, conforme mostrado na Figura 2: Edifício Auxiliar Norte (1), Edifício de Segurança (2), Edifício Auxiliar Sul (3), Edifício do Combustível (4), Edifício do Reator (5) e o espaço anelar (*Annulus*, em inglês) (6). O Edifício da Turbina está incluído na Figura 2 devido a sua ligação com os edifícios auxiliares e para permitir o acesso a áreas que contenham material ativado ou contaminado durante o descomissionamento da usina.

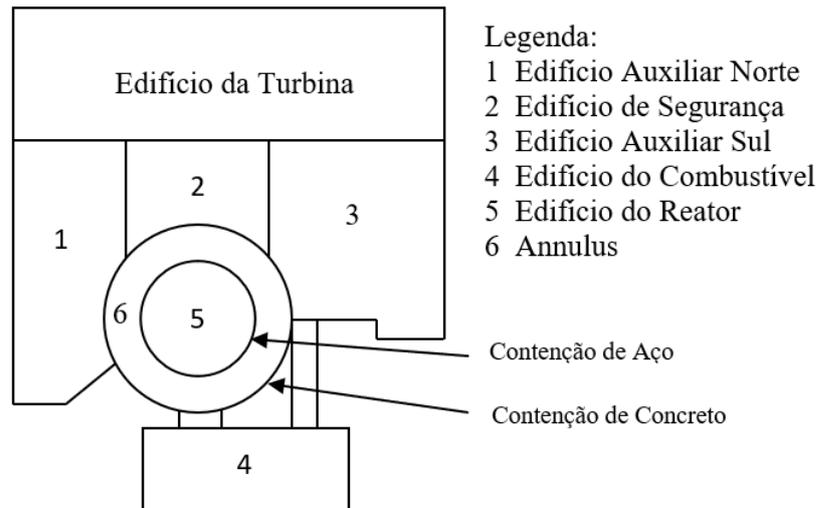


Figura 2: Arranjo esquemático simplificado de Angra 1  
 Fonte: O autor (2022)

Os Edifícios Auxiliares Norte e Sul são estruturas independentes, reforçadas em concreto e isoladas das estruturas adjacentes, e onde estão instalados os sistemas de tratamento de rejeitos e os principais sistemas auxiliares do reator. Os dois edifícios auxiliares são separados pelo Edifício de Segurança, que é uma estrutura de concreto reforçado com isolamento para garantir a segurança da interface de separação e foi projetado para resistir a possíveis projéteis internos e externos. Neste edifício estão instalados os principais sistemas de segurança da usina. O Edifício do Combustível é uma estrutura de concreto reforçado, adjacente ao Edifício do Reator para possibilitar a transferência do combustível.

O Edifício do Reator é uma estrutura cilíndrica de concreto com domo raso no topo. Internamente, há uma estrutura de contenção de aço, também de forma cilíndrica, possuindo domo esférico no topo e uma parte inferior esférica/elipsoidal. Entre estas duas estruturas há um espaço anelar, denominado *Annulus*. Conforme mostrado na Figura 3, dentro do edifício estão o reator nuclear e os grandes componentes do circuito primário, como por exemplo, os geradores de vapor (ELETRONUCLEAR, 2018).

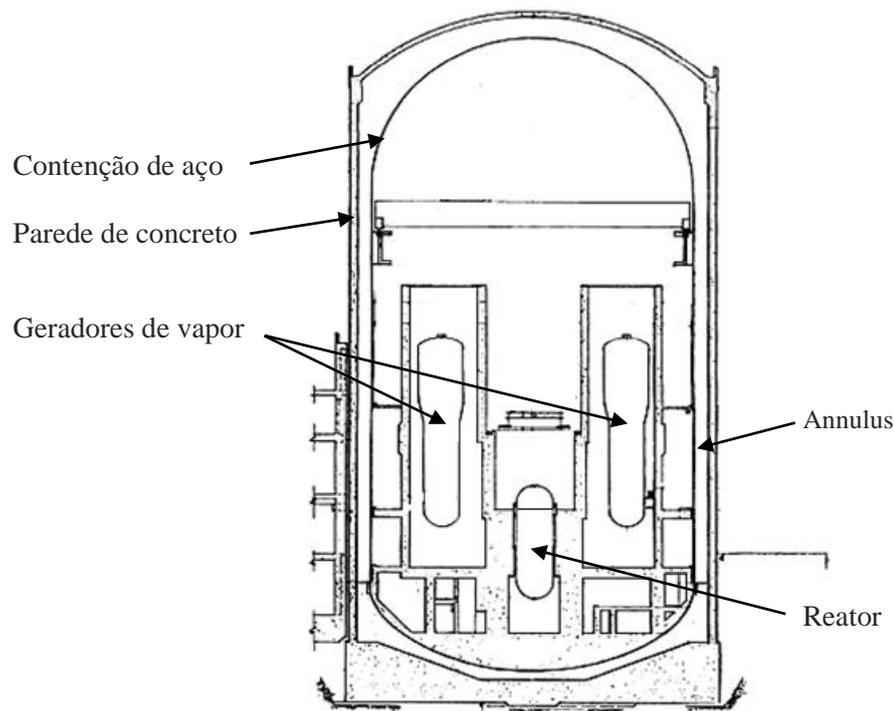


Figura 3: Vista esquemática do Edifício do Reator de Angra 1  
 Fonte: Adaptado de PINHO (2018)

## 2.2 SERVIÇO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA DA CNAAA

A Eletronuclear é composta por três diretorias: a Diretoria de Administração e Finanças, responsável pelas atividades relacionadas com a administração financeira, comercial e de recursos humanos; a Diretoria Técnica, responsável pelas atividades de gerenciamento de empreendimentos, engenharia, construção, combustível nuclear e análise de segurança, licenciamento nuclear e ambiental, e gestão da qualidade e meio ambiente; e, a Diretoria de Operação e Comercialização, que é responsável pela operação, manutenção e a comercialização da energia produzida na CNAAA. Esta diretoria está estruturada pela Superintendência de Coordenação da Operação, Superintendência de Angra 1, Superintendência de Angra 2 (e futuramente, a Superintendência de Angra 3) e pela Superintendência de Manutenção.

O Serviço de Proteção Radiológica da CNAAA (SPR) é a organização responsável pela execução e a manutenção do Plano de Proteção Radiológica da CNAAA. Está estruturado no Departamento de Proteção Radiológica, subordinado à Superintendência de Coordenação da Operação (ELETRONUCLEAR, 2020), com atuação em todas as instalações da CNAAA. Está

organizado em setores cujas atividades atendem ao estabelecido na Norma CNEN NN 3.02 (ANSN, 2018).

A Figura 4 apresenta a organização atual do SPR, já considerando a futura inclusão do setor ocupacional de Angra 3.

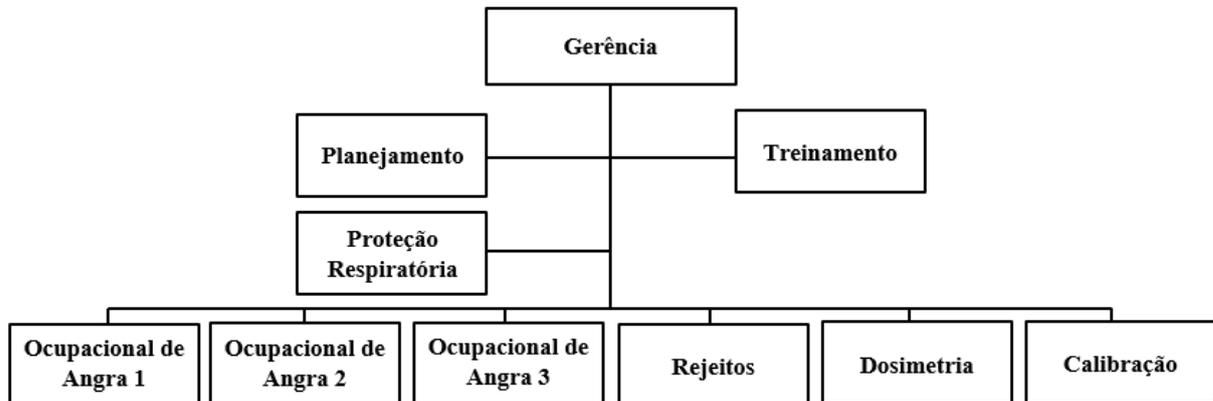


Figura 4: Organização do Serviço de Proteção Radiológica da CNAAA  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2020)

Cada setor é composto por supervisores de proteção radiológica, qualificados conforme requisitos da Norma CNEN NN 7.01 (ANSN, 2020), técnicos e pessoal de suporte, e dimensionado de acordo com a demanda operacional da CNAAA. Suas qualificações, atribuições e responsabilidades estão definidas no Plano de Proteção Radiológica da CNAAA (ELETRONUCLEAR, 2020).

O SPR dispõe do Laboratório de Calibração dos Monitores de Radiação, vinculado ao Setor de Calibração e responsável pela calibração dos instrumentos, dos monitores de radiação e dos dosímetros pessoais utilizados na CNAAA; e os Laboratórios do Serviço de Monitoração Individual Externa e do Serviço de Monitoração Interna, vinculados ao Setor de Dosimetria e responsáveis pela dosimetria pessoal e ambiental.

### 2.2.1 Plano de Proteção Radiológica

O SPR controla e mantém as exposições dos indivíduos ocupacionalmente expostos (IOEs) e dos indivíduos do público à radiação de acordo com a filosofia ALARA. O termo ALARA é um acrônimo usado em proteção radiológica para “*As Low As Reasonably Achievable*”, ou seja, “tão baixo quanto razoavelmente exequível”, o que significa realizar

todos os esforços razoáveis para manter as exposições à radiação ionizante o mais baixo quanto possível inferiores aos limites de dose, conforme prático e consistente com a finalidade para a qual a atividade licenciada é realizada. Deve-se levar em consideração o estado da tecnologia, os benefícios para saúde e segurança do público, fatores sociais e socioeconômicos (U.S. NRC, 2022). Este conceito não é apenas um princípio de segurança, mas um requisito regulatório para todos os programas de proteção radiológica e é parte integrante de todas as atividades que envolvem o uso de radiação ou materiais radioativos.

O Plano de Proteção Radiológica da CNAEA (ELETRONUCLEAR, 2020) consolida esta filosofia nas práticas, nos padrões e nos requisitos operacionais das usinas e estabelece o Programa de Proteção Radiológica, que é conduzido através de procedimentos administrativos, técnicos e operacionais, composto pelos programas de controle da exposição à radiação, de controle de efluentes radioativos, de monitoração radiológica ambiental, de saúde ocupacional e de controle de rejeitos sólidos radioativos.

- a) Programa de Controle da Exposição à Radiação: inclui a monitoração de rotina, para demonstrar que o controle radiológico está satisfatório para as operações e que nenhuma mudança ocorreu que exija uma reavaliação dos procedimentos operacionais; a monitoração específica para um trabalho ou operação a ser realizada, para fornecer as bases para tomada de decisão antes ou durante sua execução; e a monitoração especial após alterações da configuração da instalação (que poderiam afetar a proteção).

A monitoração de área é realizada através de levantamentos radiométricos, medidas diretas dos níveis de radiação, coleta e contagem de esfregaços, amostragens do ar e de líquidos para análises em laboratórios. Em condições de altas taxas de exposição, as medidas de radiação são feitas remotamente, onde as respostas dos detectores são transmitidas (por cabos, por exemplo) para leitura em locais com menores níveis de radiação. Adicionalmente, os monitores de área do sistema de monitoração de radiação da usina fornecem os níveis de radiação das áreas de trabalho em tempo real. A frequência e a extensão das monitorações são determinadas com base nos dados históricos, alterações das condições radiológicas e otimização das doses dos técnicos em proteção radiológica. Para assegurar a confiabilidade dos resultados das monitorações radiológicas (monitoração pessoal e de área), todos os monitores de radiação fixos e portáteis utilizados são submetidos ao Programa de Calibração e Testes do Laboratório de Calibração dos Monitores de Radiação do SPR.

A monitoração pessoal dos IOEs é constituída da verificação e da comprovação de que as doses devido a exposição à radiação são mantidas dentro dos limites estabelecidos, sendo realizadas pelo fornecimento e avaliação de dosímetros pessoais (dosimetria externa) e avaliação da contagem de corpo inteiro (dosimetria interna). O SPR é responsável pelo fornecimento e manutenção dos dosímetros e do sistema de monitoração pessoal. A dosimetria pessoal externa é realizada a partir da utilização de monitores ativos (dosímetros de leitura direta) e passivos (dosímetros termoluminescentes, DTL). Em atividades específicas, é estabelecido o uso de dosímetros adicionais, como por exemplo, dosímetros para extremidades, dosímetros para nêutrons ou um conjunto de multidosímetros, que são DTLs adicionais para a avaliação de doses de regiões do corpo em separado, quando existir o risco de exposição não homogênea. A dosimetria interna é feita através da realização e avaliação da contagem de corpo inteiro pelo Serviço de Monitoração Interna do SPR. Todos os IOEs são submetidos a contagem de corpo inteiro antes da realização de qualquer trabalho em área controlada, anualmente ou a qualquer momento, para investigação de possíveis incorporações, e após o encerramento de suas atividades na CNAAA. Adicionalmente, podem ser realizadas bioanálises com o objetivo de complementar a monitoração, caso requeridas pelo supervisor de proteção radiológica ou pelo médico ocupacional (ELETRONUCLEAR, 2020).

- b) Programa de Controle de Efluentes Radioativos: seu objetivo é controlar e monitorar todas as vias de lançamentos de efluentes das usinas. Inclui monitores de radiação com intertravamentos automáticos das vias de lançamento, amostras e análises químicas e radioquímicas.
- c) Programa de Monitoração Ambiental Radiológico Operacional: seu objetivo é monitorar e acompanhar os níveis de radiação em várias matrizes e meios que constituem os caminhos críticos da radiação durante o período de operação da CNAAA. É realizado pelo Laboratório de Monitoração Ambiental (LMA) e inclui a monitoração das taxas de dose e análises químicas, físicas, biológicas e radioquímicas de amostras do ar, água doce e marinha, areias, fauna e flora da região circunvizinha.
- d) O programa de Saúde Ocupacional: a área de supervisão médica ocupacional da Eletronuclear, especializada em medicina do trabalho, é responsável por fornecer ao

SPR a certificação da aptidão dos IOE de acordo com a Norma CNEN-NE 3.02 (ANSN, 2018).

- e) Programa de Controle de Rejeitos Sólidos Radioativos: tem o objetivo de controlar todos os materiais radioativos existentes na CNAAA. É realizado por meio de procedimentos administrativos onde estão definidos os limites de liberação e de exclusão do controle regulatório, a classificação dos rejeitos e seu local de armazenagem, métodos de segregação e de controle de fontes radioativas.

### **2.2.2 Controles administrativos**

- a) Classificação de Áreas: as áreas de trabalho com radiação ou material radioativo são classificadas de acordo com o estabelecido na Norma CNEN-NN-3.01 (ANSN, 2014):
  - i) Área Controlada: quando for necessária a adoção de medidas específicas de proteção e segurança para garantir que as exposições ocupacionais normais estejam em conformidade com os requisitos de otimização e limitação de dose, bem como prevenir ou reduzir a magnitude das exposições potenciais;
  - ii) Área Supervisionada: quando, embora não requeira a adoção de medidas específicas de proteção e segurança, devem ser feitas reavaliações regulares das condições de exposições ocupacionais, com o objetivo de determinar se a classificação continua adequada; e
  - iii) Área Livre: quando não forem requeridas medidas de supervisão e segurança radiológica.

Em função das características radiológicas e da experiência operacional, a área controlada é subdividida, conforme o risco associado, em: área de radiação, área de alta radiação, área de muito alta radiação, área com ar ambiente contaminado, área contaminada e área de alta contaminação. O sistema de classificação auxilia o controle das exposições ocupacionais e, de acordo com a classificação, os acessos aos

compartimentos estão sujeitos a restrições, controles adicionais ou até mesmo bloqueados, prevenindo exposições desnecessárias. A classificação é revista, sempre que necessário, em função do modo de operação ou de qualquer modificação que possa alterar as condições de exposição normal ou potencial.

- b) Controle de acesso à área controlada: o acesso é restrito aos IOEs autorizados por Licença de Trabalho Radiológico (LTR), documento formal para a autorização de trabalhos que o SPR utiliza para comunicar as condições radiológicas, estabelecer os requisitos de controle, registrar as doses e controlar o acesso. A inclusão do IOE em uma LTR exige treinamentos, aptidão médica e análises de seu histórico de doses. Procedimentos operacionais complementam este controle incluindo, por exemplo, sinalizações radiológicas e controle das chaves das salas e compartimentos da área controlada (ELETRONUCLEAR, 2020).
- c) Restrição de dose: a restrição da dose individual é um recurso utilizado para assegurar que as doses tenham uma distribuição equitativa entre os IOEs durante a execução dos trabalhos e que sejam minimizadas. Para a exposição ocupacional, a restrição relevante está nas doses individuais (internas e externas) estabelecidas e usadas para definir a gama de opções na otimização da proteção (IAEA, 2021), conforme ilustrado na Figura 5.

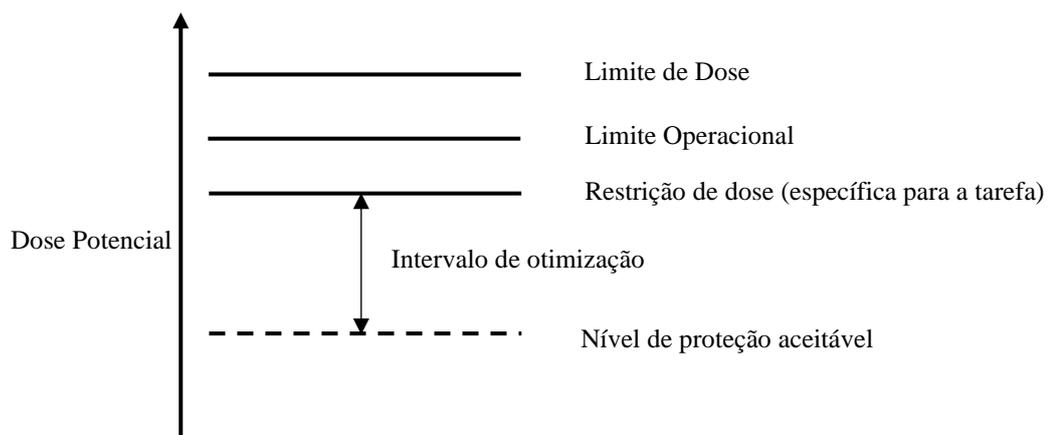


Figura 5: Conceito de restrição de dose na otimização da proteção  
 Fonte: Adaptado de IAEA (2021).

As ferramentas de controle de dose utilizadas para a realização das atividades incluem níveis de ações, projetados para alertar ao SPR antes que os limites regulamentares de dose

sejam atingidos. Por definição, se um nível de ação especificado for alcançado, uma perda de controle de alguma parte do programa de proteção radiológica associado pode ter ocorrido e uma ação específica é necessária. Os níveis de ações incluem:

- i) Nível de registro: valor de dose, ou grandeza relacionada, obtido em um programa de monitoração, cuja magnitude seja relevante para justificar o seu registro.
- ii) Nível de investigação: nível de referência que, quando atingido ou excedido, torna necessária a avaliação das causas e consequências dos fatos que levaram à sua detecção, bem como a proposição de ações corretivas necessárias.
- iii) Nível de intervenção: nível de dose evitável, que leva à implementação de uma ação remediadora ou protetora específica, em uma situação de emergência ou de exposição crônica.

### **2.2.3 Programa ALARA**

É o programa que integra o conjunto de ações, iniciativas e procedimentos com o objetivo de manter as doses individuais e coletivas dos empregados e do público nos níveis mais baixos quanto razoavelmente exequíveis, minimizar os riscos de exposições acidentais e prevenir o espalhamento da contaminação radioativa. Isto é alcançado através da realização do trabalho de forma otimizada, reduzindo a exposição e, conseqüentemente, otimizando a dose. Os trabalhos são avaliados através das seguintes etapas:

- a) Planejamento ALARA (avaliação preliminar): os trabalhos programados para as áreas controladas são submetidos a uma avaliação preliminar do SPR. Seu planejamento é desenvolvido em função da complexidade da tarefa e dos riscos radiológicos envolvidos. As exposições individual e coletiva são estimadas e são estabelecidos os processos de otimização apropriados.

- b) Avaliação da exposição à radiação: durante a realização dos trabalhos, o SPR acompanha a exposição dos IOEs e emite relatórios periódicos para análises da evolução e da distribuição das doses recebidas, avaliação do desempenho e identificação de áreas específicas que requerem esforços adicionais para redução da exposição.
- c) Recomendações ALARA: é uma ferramenta, disponível para todos os IOEs, onde podem ser registradas sugestões para redução das exposições à radiação, proporcionando um processo ativo de revisão de procedimentos de manutenção e operação, em equipamentos e estruturas, visando a redução da exposição.
- d) Redução do termo fonte: a exposição à radiação na usina ocorre principalmente em função da exposição direta ou difusa oriundas dos componentes e sistemas. São adotadas políticas, desenvolvidos processos operacionais e iniciativas com o objetivo de reduzir estas fontes de radiação e manter as exposições otimizadas.

O órgão centralizador do Programa ALARA é a Comissão ALARA, estabelecida em cada usina da CNAAA, e constituída para prover um fórum para discussões de todos os problemas radiológicos e promover a filosofia ALARA dentro da organização. Possui competência para analisar e estabelecer ações corretivas de anormalidades radiológicas identificadas, visando eliminar ou minimizar suas consequências aos trabalhadores e ao meio ambiente. É presidida pelo superintendente da instalação, coordenada e supervisionada pelo SPR e composta por representantes formais dos departamentos que compõem a estrutura organizacional da usina.

#### **2.2.4 Gestão de rejeitos radioativos**

A gestão de rejeitos radioativos abrange diversos subprocessos: segregação, caracterização, identificação, tratamento e acondicionamento, embalagem, transporte, armazenamento e disposição. O Departamento de Operação, subordinado à Superintendência de Angra 1, é a área responsável pelo processamento dos rejeitos operacionais e pela produção dos embalados de rejeitos. O SPR fornece o suporte de radioproteção às operações e é

responsável pela identificação e caracterização radiológica preliminar dos embalados, sua transferência e destinação inicial.

Com o objetivo de otimizar a geração dos rejeitos radioativos e, conseqüentemente, reduzir a exposição IOEs, a gestão de rejeitos radioativos é permanente discutida nas reuniões da Comissão ALARA. Adicionalmente, o SPR executa os procedimentos de segregação e descontaminação de peças e materiais, promove campanhas junto às demais unidades organizacionais, treinamentos e seminários, ressaltando a importância desta otimização para os trabalhadores e para o meio ambiente.

As instalações relacionadas à gestão de rejeitos são o Centro de Gerenciamento de Rejeitos (CGR), o Depósito Inicial dos Geradores de Vapor (DIGV) e a Unidade Complementar de Armazenamento a Seco dos Elementos Combustíveis Irradiados (UAS).

- a) Centro de Gerenciamento de Rejeitos (CGR): é composto pelos Depósitos Iniciais de Rejeitos Radioativos 1, 2 e 3, onde são armazenados os embalados de rejeitos sólidos produzidos durante a operação das usinas, e pelo Prédio de Monitoração (instalação destinada para a caracterização radiológica dos embalados). Os três depósitos iniciais são licenciados pela ANSN. O Prédio de Monitoração e a metodologia para caracterização dos embalados ainda não estavam concluídos, comissionados e validados até a conclusão deste trabalho. A Superintendência de Coordenação da Operação delega ao SPR a gestão e operação do CGR, que implementa na instalação as diretrizes descritas no Plano de Radioproteção para Operação do Centro de Gerenciamento de Rejeitos (ELETRONUCLEAR, 2008).

O Anexo 1 descreve os tipos de rejeitos sólidos radioativos produzidos durante a operação das usinas e suas correspondentes embalagens utilizadas para o acondicionamento. A Figura 6 apresenta um arranjo simplificado do CGR e a Figura 7 mostra sua localização no sítio da CNAAA.

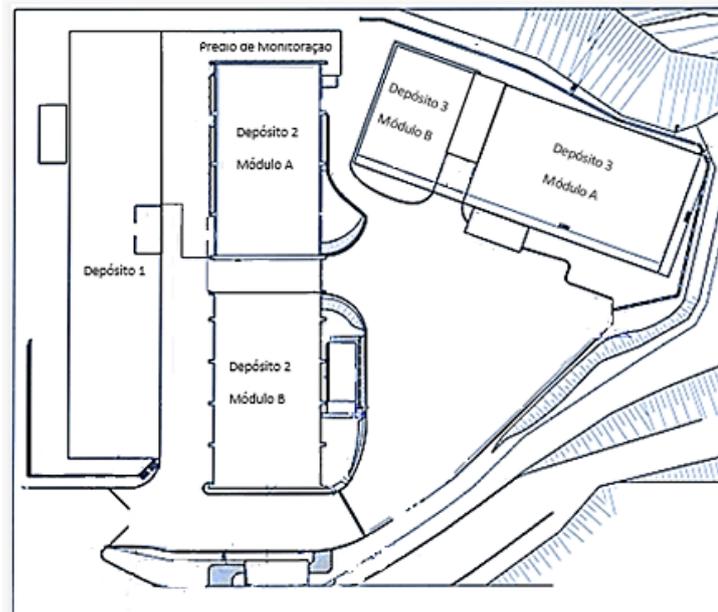


Figura 6: Arranjo simplificado do CGR  
 Fonte: Adaptado de ELETRONUCLEAR (2008)



Figura 7: Localização do CGR  
 Fonte: ELETRONUCLEAR (2022)

A capacidade de armazenamento do CGR é gerenciada através dos procedimentos operacionais, que otimizam a capacidade volumétrica de cada embalado, e através da gestão dos rejeitos, reduzindo sua produção desde a origem. Adicionalmente, são disponibilizadas pela indústria, tecnologias de redução de volume dos rejeitos, resultando na otimização da capacidade de armazenamento dos depósitos iniciais e prolongando sua vida útil, como por exemplo, a incineração de rejeitos e a supercompactação de embalados. A incineração é uma tecnologia que produz resultados

significativos devido à sua capacidade de processar grande variedade de rejeitos, ao seu elevado fator de redução de volume e adequação do produto aos requisitos regulatórios. Por outro lado, é um grande desafio tecnológico, com elevada complexidade técnica e de alto custo. A supercompactação consiste em submeter cada embalado a uma prensa hidráulica com grande força de compressão. O produto depende da densidade do embalado, podendo resultar em reduções de até 70% do volume inicial, nos casos dos embalados de rejeitos compactados (OLIVEIRA, 2007). É um sistema mais simples e com custos inferiores aos do processo de incineração, porém, o produto do processo exigirá adequação aos requisitos regulatórios para a deposição. Portanto, são tecnologias que exigem criteriosas análises de custos e benefícios.

- b) Depósito Inicial dos Geradores de Vapor (DIGV): é a instalação, licenciada pela ANSN, para o armazenamento inicial de dois geradores de vapor, uma tampa do vaso do reator, um trocador de calor do sistema de remoção de calor residual (TC RHR), um evaporador de rejeitos e os embalados de rejeitos sólidos não compactáveis (caixas metálicas) produzidos durante a substituição dos geradores de vapor (ELETRONUCLEAR, 2008). Em 2009, os dois geradores de vapor de Angra 1 foram substituídos e armazenados neste depósito inicial, o mesmo ocorrendo com a tampa do vaso do reator em 2013. A substituição destes componentes, assim como os demais componentes previstos para armazenamento no DIGV, faz parte do projeto de extensão da licença de operação de Angra 1. Sua gestão e operação são delegadas ao SPR que implementa na instalação as diretrizes descritas no Plano de Radioproteção/Operação do Depósito Inicial dos Geradores de Vapor (ELETRONUCLEAR, 2007). A Figura 8 apresenta a localização do DIGV, a Figura 9 apresenta um desenho esquemático de seus compartimentos e a Figura 10 mostra um gerador de vapor (GV) de Angra 1 armazenado na instalação.

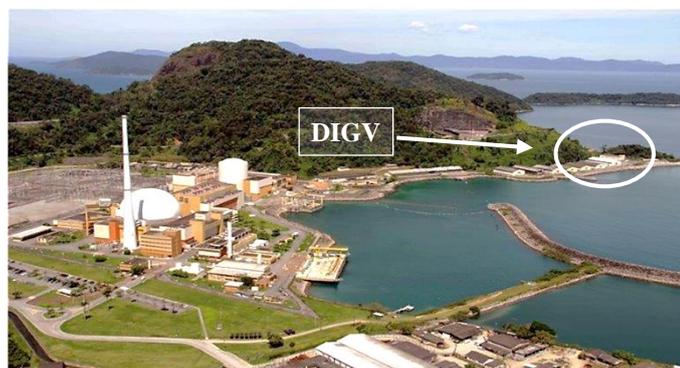


Figura 8: Localização do DIGV  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2022)

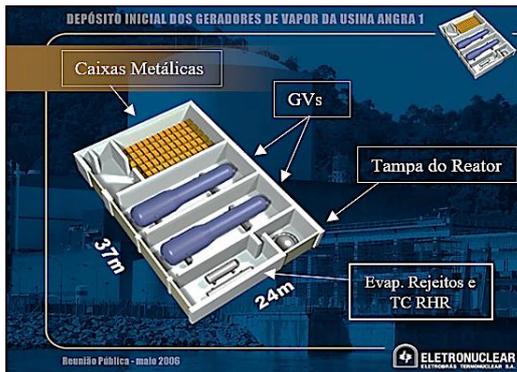


Figura 9: Compartimentos do DIGV  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2022)



Figura 10: Gerador de vapor armazenado  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2022)

- c) Unidade Complementar de Armazenamento a Seco dos Elementos Combustíveis Irrradiados (UAS): é a instalação, licenciada pela ANSN, para o armazenamento complementar de elementos combustíveis irradiados. Está localizada no sítio da CNAAA, conforme mostrado na Figura 11. O SPR implementa as diretrizes descritas no Plano de Proteção Radiológica da CNAAA (ELETRONUCLEAR, 2020) na instalação e durante as operações de transferência dos elementos combustíveis irradiados das piscinas de combustível das usinas para a UAS.



Figura 11: Localização da UAS  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2022)

O sistema de armazenamento se caracteriza por um contêiner de aço inoxidável (*canister*) com capacidade de armazenar até 37 elementos combustíveis e sua função principal é confinar todo o material radioativo em seu interior, garantir a subcriticalidade e permitir a troca de calor com o meio externo. O *canister* é envolvido por um casco de transferência, de aço carbono, com funções de blindagem radiológica e estabilidade estrutural durante as operações de carregamento, descarregamento e movimentação entre as piscinas de combustível

das usinas e a UAS. O armazenamento é feito a seco, com os *canisters* dispostos horizontalmente na superfície e com cascos de transferência (ELETRONUCLEAR, 2022).

A Figura 12 apresenta o processo de armazenamento dos *canisters* e, a Figura 13, mostra a UAS com os primeiros módulos de armazenamento.

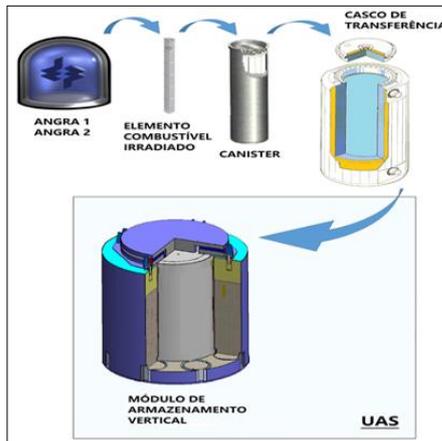


Figura 12: Processo de armazenamento  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2022)



Figura 13: UAS com módulos de armazenamento  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2022)

### 2.3 DESCOMISSIONAMENTO DE USINAS NUCLEARES

O descomissionamento de uma usina nuclear é o conjunto de ações técnicas e administrativas destinadas à liberação de uma instalação do controle regulatório. Aplica-se ao término de operação da instalação, seja pelo fim de sua vida útil ou no caso de retirada precoce de operação por acidente ou por decisão da organização operadora (ANSN, 2020). Durante a fase operacional, a empresa proprietária deverá apresentar à ANSN um plano preliminar de descomissionamento definindo uma estratégia, a qual deverá ser justificada, demonstrando ser a mais segura para a execução das atividades. A Norma CNEN NN 9.01 (ANSN, 2017) define as seguintes estratégias:

- a) **Desmantelamento imediato:** nesta estratégia, equipamentos, estruturas e partes da usina contendo contaminantes radioativos são removidos ou descontaminados até níveis que permitam que o local seja liberado para uso irrestrito ou restrito, conforme critérios definidos ou aceitos pela ANSN. Esta estratégia implica em concluir o descomissionamento em um curto espaço de tempo e envolve a transferência do material

e do rejeito radioativo para uma instalação licenciada, para seu processamento ou armazenamento ou deposição final, conforme aplicável.

- b) Desmantelamento protelado: nesta estratégia, a usina é monitorada e mantida intacta por um período tal que permita o decaimento radioativo de itens contaminados ou ativados. Os materiais radioativos inicialmente presentes são processados ou colocados em condição que possam ser armazenados e mantidos em segurança durante esse período. Ao final desta etapa, a usina será desmantelada.
- c) Confinamento: nesta estratégia, os contaminantes radioativos são contidos em uma estrutura de material suficientemente resistente até que a radioatividade decaia para níveis que permitam que o local seja liberado para uso irrestrito ou restrito. Embora seja considerada uma estratégia, somente deve ser considerada em circunstâncias excepcionais, como por exemplo, após um acidente grave (IAEA, 2014).

A estratégia adotada deverá considerar o estado final do sítio que se pretende obter. O estado final preferido para se alcançar é o uso irrestrito para outras atividades ou que possa ser utilizado de forma restrita em função dos critérios de liberação. O descomissionamento deve prever um prazo de implementação inferior a sessenta anos após o fim da operação comercial da usina e a liberação da usina do controle regulatório fica condicionada à demonstração de que o estado final previsto foi alcançado e que não foram estabelecidos requisitos adicionais, com a aprovação do Relatório Final de Descomissionamento (ANSN, 2017).

O processo de descomissionamento é realizado por meio de cinco etapas principais que devem ser realizadas para qualquer estratégia adotada: planejamento e preparação, período de transição, período de condição segura e estável (período de monitoração), descontaminação e desmontagem da planta, e demolição e restauração do local.

- a) Planejamento e preparação: esta etapa envolve o planejamento e a estruturação da organização para realizar as atividades de descomissionamento. Para a estratégia de desmantelamento protelado, as principais atividades de planejamento são divididas em duas partes: o planejamento do período de monitoração, após o desligamento definitivo, e o planejamento das atividades de descontaminação, desmontagem e restauração do local, após o período de monitoração.

- b) Período de transição: período entre as fases de operação e de descomissionamento onde são previstas diversas atividades, com diferentes riscos radiológicos, que serão conduzidas em um ambiente novo e que muda continuamente até sua conclusão. Ao final deste período, a planta é mantida em uma condição segura, intacta e monitorada até o início de seu desmantelamento.
- c) Período de monitoração: o objetivo desta etapa é manter a instalação em uma condição segura e estável a longo prazo e, ao mesmo tempo, reduzir as necessidades de manutenção. Este período é mencionado na literatura como “*safe storage*” ou abreviadamente “*safstor*” (termos mais utilizados nos EUA) ou “*safe enclosure*” (mais utilizado na Europa). A estratégia permite que certas condições sejam atendidas ou atividades sejam realizadas antes da desmontagem final da instalação. Além disso, períodos mais longos nesta condição permitem reduzir a exposição à radiação dos trabalhadores que irão desmontar a planta e, possivelmente, a quantidade de rejeitos radioativos de alto nível.
- d) Descontaminação e desmontagem da planta: as atividades durante este período incluem a descontaminação e/ou desmontagem de todos os sistemas, equipamentos e materiais da planta, contaminados ou ativados, que serão removidos, separados, devidamente embalados e transportados para uma instalação de armazenamento final. As atividades serão as mais críticas e exigirão tarefas especializadas: remoção de partes internas do reator, vaso de pressão do reator e componentes grandes. Nesta etapa serão produzidas grandes quantidades de material radioativo, como os principais componentes do circuito primário, tubulações, válvulas, tanques, blindagem radiológica, células de armazenamento de combustível e concreto contaminado que deverão ser cuidadosamente embalados e enviados para armazenamento em locais apropriados.
- e) Demolição e restauração do local: o objetivo deste período é levar o local à condição final definida no plano de descomissionamento. O estado final define como o local deve estar após a conclusão do descomissionamento, estabelece os possíveis usos, as necessidades de remediação e os usuários futuros.

### 2.3.1 Impactos na segurança

Durante o período de transição, a instalação é adaptada para os novos objetivos. Estas adaptações podem resultar em desafios que incluem questões críticas de segurança da instalação, impactos na cultura de segurança e na gestão dos rejeitos radioativos.

- a) Impactos na segurança da instalação: durante as atividades do período de transição são previstos riscos radiológicos, não radiológicos e possíveis acidentes. Seu entendimento é essencial e pode ser obtido através de uma cuidadosa avaliação do local de trabalho para identificar o que poderá causar danos às pessoas, permitindo avaliar se as precauções suficientes estão em vigor ou se algo mais precisa ser feito. Esta abordagem é diferente da forma como ocorre durante a operação, principalmente porque, nas etapas de descomissionamento a configuração da planta sofre constantes mudanças. A drenagem de sistemas e componentes, por exemplo, pode resultar em condições adversas, uma vez que pode causar alterações nas condições radiológicas e não radiológicas. O planejamento de trabalho nesta etapa deve começar somente quando o operador da instalação determinar quais estruturas, sistemas e componentes poderão ser colocados em uma configuração estável e segura para uso posterior ou para o seu desmantelamento definitivo (IAEA, 2004). No decorrer da execução das atividades, a exposição externa tenderá a ser reduzida, tanto pelo decaimento radioativo, quanto pela remoção do combustível nuclear. Porém, os riscos de exposição interna tenderão a aumentar devido aos desmantelamentos de componentes e sistemas contaminados. Cada local de trabalho precisará ser continuamente examinado e os perigos identificados. Há ainda a possibilidade de riscos inesperados, variando em tipos e gravidades. O conhecimento e a compreensão da história da instalação, incluindo quaisquer incidentes durante sua operação, serão fundamentais para a avaliação dos potenciais riscos radiológicos (IAEA, 2021). Os principais riscos envolvem:
- i) Riscos radiológicos: exposições externas de radiação direta e internas devido à inalação ou ingestão de materiais radioativos durante atividades de cortes ou abrasões de componentes, com ênfase especial em partículas alfa. O  $^{241}\text{Pu}$  (emissor beta puro), por exemplo, decai com meia vida de 14,35 anos para  $^{241}\text{Am}$  e, portanto, a quantidade de  $^{241}\text{Am}$  aumenta com o tempo.

A monitoração dos emissores de partículas alfa no ar pode sofrer interferência devido a presença de radônio e de seus produtos de decaimento não gasosos. A maioria dos isótopos do radônio, comumente presente no concreto, é composta por emissores de partículas alfa com meia vida curta. Devido a sua origem na cadeia de decaimento natural, as concentrações de radônio e de seus produtos decaimento não têm relação direta com as usinas nucleares. Entretanto, medidas de radioproteção ocupacionais devem ser aplicadas para redução de suas concentrações nos ambientes de trabalho, sendo as mais indicadas a despressurização de ambientes confinados, a ventilação e exaustão dos compartimentos. Por outro lado, para fins de descomissionamento, o objetivo principal da monitoração alfa é determinar a presença de daqueles com longa meia vida, como o  $^{241}\text{Am}$ , por exemplo ( $T_{1/2} = 432,6$  anos). Portanto, os emissores de partículas alfa (determinados por medidas de alfa total) podem ser superestimados inicialmente devido a presença da progênie do radônio nas amostras de ar (IAEA, 2021).

São previstas ainda ocorrências de micropartículas radioativas, definidas como partículas metálicas de alta mobilidade, caracterizadas por seu tamanho discreto, comumente invisíveis a olho nu, e alta atividade específica. Podem ser originadas pela ativação de produtos de corrosão, predominantemente  $^{60}\text{Co}$ , e produtos de fissão ou fragmentos de combustível irradiado. Portanto, podem ocorrer em todas as fases de uma usina nuclear. Nos casos de contaminação pessoal, depositam grande quantidade de energia em pequeno volume de tecido, resultando em altas doses na pele (SONGS, 1987).

- ii) Riscos não radiológicos: presença de amianto, eletricidade, ambientes confinados com deficiência de oxigênio (tanques, por exemplo), materiais inflamáveis, produtos químicos usados para fins de descontaminação, queda de detritos, trabalho em altura, ruído, altas temperaturas e pressões e riscos de incêndios.
- iii) Acidentes: os possíveis acidentes podem ser radiológicos e industriais convencionais. Os acidentes relacionados ao manuseio de combustível são os de maior relevância em termos de radioatividade durante o período de transição e têm grande potencial para causar espalhamento de materiais radioativos e

grandes exposições aos trabalhadores, como por exemplo nos casos de queda de elemento combustível irradiado durante sua transferência do vaso do reator para a piscina de combustível usado (PCU). Outros possíveis acidentes radiológicos são relacionados à drenagem de sistemas, limpeza e descontaminação, caracterização, acondicionamento e transferência de rejeitos, modificações de barreiras de segurança, entre outros; e acidentes industriais relativos aos processos de desmantelamentos (US.NRC, 2002). O Anexo 3 apresenta uma lista de possíveis acidentes relacionados ao período de transição, de acordo com o NUREG-0586 (US.NRC, 2002).

- b) Impactos na cultura de segurança: cultura de segurança são os valores e comportamentos fundamentais resultantes de um compromisso coletivo de líderes e indivíduos para enfatizar a segurança sobre os objetivos concorrentes para garantir a proteção das pessoas e do meio ambiente (U.S. NRC, 2011). As decisões estratégicas sobre a forma como ocorrerá a transição da operação para o descomissionamento influenciarão diretamente a estratégia de recursos humanos, pois poderá haver aumento da pressão para redução de custos. Empreiteiros serão trazidos e os funcionários podem perder o incentivo para manter a motivação e a dedicação. É responsabilidade do licenciado promover a cultura de segurança para encorajar uma atitude questionadora e de aprendizagem para a segurança e para desencorajar a complacência (IAEA, 2014). Portanto, é importante que a alta gerência mantenha comunicações claras e transparentes durante esse período. Adicionalmente, as mudanças na estrutura e no layout físico da planta, que ocorrerão à medida que é desmontada, apresentam novos desafios, com diferentes riscos de radiação e de contaminação (GOTCHEVA N. *et al*, 2015). Pode haver ainda, uma percepção de que, ao passar de operações de rotina para as de descomissionamento, a importância da segurança radiológica será reduzida uma vez que o combustível nuclear foi removido do núcleo do reator ou da central nuclear. Isto impacta negativamente a cultura de segurança, pois, apesar da retirada do combustível, o nível de risco para os trabalhadores não será necessariamente menor. A natureza não rotineira e às vezes prática das atividades de desmantelamentos implica que os riscos radiológicos e industriais são susceptíveis de serem diferentes em comparação com as operações de rotina, mas continuarão importantes. As atividades previstas para o período de transição não são rotineiras e envolverão trabalhadores experientes da planta, trabalhadores temporários e empreiteiros que podem não estar familiarizados com a

cultura de segurança. É um desafio que envolve a necessidade do alinhamento da cultura de segurança do contratado com a da indústria nuclear, ou ainda, de diferentes culturas de segurança de empreiteiros estrangeiros, de países com diferentes requisitos regulatórios (IAEA, 2021).

- c) Impactos na gestão de rejeitos radioativos: o descomissionamento é, numa perspectiva ampla, um processo de transformação de grandes quantidades de diferentes materiais que termina com diferentes produtos sendo sujeitos a especificações rigorosas antes de serem despachados para seus diferentes destinos. Grande parte dos rejeitos radioativos produzidos durante o descomissionamento é semelhante aos produzidos durante a fase operacional, portanto, o desafio é compartilhado com as atividades operacionais. O novo elemento está relacionado à grande quantidade de resíduos contendo pequenas concentrações de radionuclídeos (IAEA, 2021). A Tabela 1 apresenta um resumo dos volumes de rejeitos radioativos resultantes de alguns projetos de desativação dos EUA.

Tabela 1: Comparação de Volumes de Rejeitos Radioativos (m<sup>3</sup>) para Projetos Seleccionados de Desativação dos EUA.

Usina	Connecticut Yankee	San Onofre Unit 1	Maine Yankee	Rancho Seco
Operação comercial	1967	1968	1972	1975
Tipo – MWe	PWR – 691	PWR – 410	PWR – 860	PWR – 913
Rejeitos de Classe A	106.318	47.588	91.290	17.237
TOTAL	106.611	47.621	91.860	17.341

Fonte: Adaptado de REID *et al*, 2015.

É possível observar que quase todos os rejeitos do descomissionamento são rejeitos de atividade baixa ou muito baixa atividades (Classe A pela classificação dos EUA). A maioria dos rejeitos de descomissionamento tem atividades que são frações dos limites de dispensa do controle regulatório. Este resultado mostra que o gerenciamento dos resíduos operacionais e de descomissionamento, com foco na redução do volume de rejeitos radioativos, traz resultados positivos para a empresa, em termos de custos do processamento e destinação, e para os trabalhadores da planta, reduzindo a exposição à radiação devido a sua manutenção, armazenamento, transporte e ao meio ambiente (REID *et al*, 2015).

São previstas, para o período de transição, diversas atividades relacionadas ao seu processamento. Por exemplo, o processamento dos rejeitos operacionais e aqueles

oriundos dos dismantelamentos de pequenos equipamentos (partes contaminadas e resíduos de limpeza). Portanto, uma parte significativa da exposição dos trabalhadores é causada pelo seu manuseio e a estratégia de descomissionamento deve incluir seu impacto na proteção radiológica ocupacional (IAEA, 2021).

O rejeito radioativo manuseado incorretamente pode exigir o seu reprocessamento e levar a uma exposição adicional à radiação. A capacidade das instalações de armazenamento (temporárias e iniciais) deve considerar eventuais excessos de produção dos rejeitos radioativos. Portanto, a indisponibilidade de instalações adequadas para processamento, armazenamento e eliminação de rejeitos e a falta de clareza na estratégia de sua gestão durante o período de transição pode causar retrabalho e, conseqüentemente, exposição adicional à radiação aos trabalhadores. A indisponibilidade de instalações para a disposição final de rejeitos radioativos é um fator que pode afetar o planejamento do descomissionamento. A legislação brasileira define que a responsabilidade pela destinação final dos rejeitos radioativos caberá ao Governo Federal e a cargo da ANSN.

### **2.3.2 Regulamentação das atividades e salvaguardas**

O Brasil é signatário da Convenção Conjunta para o Gerenciamento Seguro do Combustível Nuclear Usado e dos Rejeitos Radioativos (GOVERNO FEDERAL, 2022) que, em seu Artigo 26 (Descomissionamento), especifica:

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para garantir a segurança do descomissionamento de uma instalação nuclear. Essas medidas devem assegurar que:

- i) haja pessoal qualificado e recursos financeiros adequados;
- ii) são aplicadas as disposições do artigo 24.º no que diz respeito à proteção radiológica operacional, descargas e emissões não planejadas e não controladas;
- iii) são aplicadas as disposições do Artigo 25 com respeito à preparação para emergências; e
- iv) sejam mantidos registros de informações importantes para o descomissionamento.

As atividades de regulamentação, licenciamento e fiscalização visam, de forma permanente, garantir a aplicação da tecnologia e do uso de materiais nucleares e radioativos para fins exclusivamente pacíficos em todo território nacional, em cumprimento às normas

nacionais e acordos internacionais assumidos pelo Brasil. A ANSN realiza a regulação, o licenciamento, o controle e a fiscalização de todas as atividades que envolvam material nuclear e fontes radioativas no país, incluindo as instalações, os procedimentos, os equipamentos e o pessoal relacionado com essas atividades, visando principalmente a manutenção do controle regulatório de instalações radiativas e nucleares em todo território nacional. A fiscalização ocorre através de inspeções regulatórias programadas, planejadas e executadas pelas equipes da ANSN, e inspeções contínuas realizadas por inspetores residentes na CNAAA (ANSN, 2022).

A Agência Internacional de Energia Atômica (*International Atomic Energy Agency*, IAEA) realiza diferentes tipos de inspeções sob acordos abrangentes de salvaguardas que contemplam um conjunto de medidas técnicas aplicadas em instalações nucleares para verificar, de forma independente, a obrigação legal de um Estado, de assegurar que as instalações nucleares não sejam usadas indevidamente e o material nuclear não seja desviado de usos pacíficos. O Tratado de Não-Proliferação Nuclear e outros tratados contra a disseminação de armas nucleares confiam à IAEA a sua inspetoria. As inspeções são realizadas durante a construção, durante as operações de rotina e após a manutenção da instalação, e durante o seu descomissionamento. As atividades de inspeção incluem auditorias dos registros contábeis e operacionais, verificação do inventário de materiais nucleares e suas alterações, coleta de amostras ambientais e aplicação de medidas de contenção e vigilância, como por exemplo, aplicação de selos e instalação de equipamentos de vigilância (IAEA, 2011).

Adicionalmente, para garantir à Argentina, ao Brasil e à comunidade internacional que todos os materiais e instalações nucleares existentes nos dois países estão sendo usados com fins exclusivamente pacíficos, foi criada em 1991, a Agência Brasileiro-Argentina de Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares (ABACC) com o objetivo de administrar e aplicar o Sistema Comum de Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares, cuja finalidade é assegurar que os materiais nucleares não sejam desviados para armas nucleares. Com este propósito, são realizadas inspeções mútuas nas instalações nucleares dos dois países (ABACC, 2022).

## 2.4 PLANEJAMENTO PARA O DESCOMISSIONAMENTO DE ANGRA 1

A estratégia de descomissionamento atualmente considerada para a CNAAA é a combinação do desmantelamento protelado de Angra 1 e Angra 2, e o desmantelamento

imediatamente de Angra 3. O estado final pretendido para o sítio é a sua liberação para uso irrestrito (ELETRONUCLEAR, 2018). Portanto, após um período de transição da fase operacional para a fase de descomissionamento, a usina Angra 1 será mantida em uma condição segura, estável e monitorada, denominado neste trabalho como período de monitoração (PMA1) e, as atividades programadas para este período serão as inspeções, incluindo a monitoração das condições radiológicas, a manutenção de estruturas e sistemas auxiliares e reformas de edifícios quando necessário.

A Tabela 2 apresenta o cronograma simplificado da atual versão do planejamento, já considerando a extensão das licenças de operação das três unidades, e destacando o período de transição de Angra 1 (PTA1), objeto deste trabalho.

Tabela 2: Cronograma simplificado do Plano de Descomissionamento da CNAEA

Período	Início	Término
Descomissionamento da CNAEA	31/12/2044	17/11/2095
Descomissionamento de Angra 1	31/12/2044	10/05/2090
Desligamento Permanente	31/12/2044	31/12/2044
<b>Período de Transição (PTA1)</b>	<b>02/01/2045</b>	<b>04/10/2047</b>
Período de Monitoração (PMA1)	07/10/2047	29/03/2080
Desmantelamento	24/06/2077	10/05/2090
Descomissionamento de Angra 2	30/09/2061	11/02/2093
Descomissionamento de Angra 3	31/12/2082	17/11/2095

Fonte: Adaptado de ELETRONUCLEAR (2018)

#### 2.4.1 Organização e responsabilidades

A Diretoria de Administração e Finanças será a patrocinadora do projeto de descomissionamento, responsável pelos recursos financeiros, apoio para aquisição de bens e serviços, recursos humanos e a estrutura necessária para sua implementação; a Diretoria Técnica será a responsável pelo projeto e sua execução; e a Diretoria de Operação e Comercialização, será responsável pela operação e manutenção da central nuclear em descomissionamento. A Diretoria Técnica e a Diretoria de Operação e Comercialização estarão diretamente envolvidas no planejamento e na execução das etapas do descomissionamento. Para o projeto, será montada inicialmente, dentro da estrutura da Diretoria Técnica, uma equipe que será responsável pelo planejamento e preparação do programa de descomissionamento e pela revisão e atualização do Plano Preliminar de Descomissionamento. Será constituída por

um grupo gestor com expertise apropriada que interagirá com outras unidades organizacionais da empresa das demais diretorias. A expertise necessária durante o a fase de planejamento e preparação incluirá aspectos como o descomissionamento, a gestão de rejeitos, a estimativa de custos e licenciamentos. A organização da Equipe de Descomissionamento é mostrada na Figura 14. Será necessária assistência de pessoal com conhecimento detalhado da planta, técnicos, especialistas em sistemas de planejamento e de empreiteiros externos (ELETRONUCLEAR, 2018).

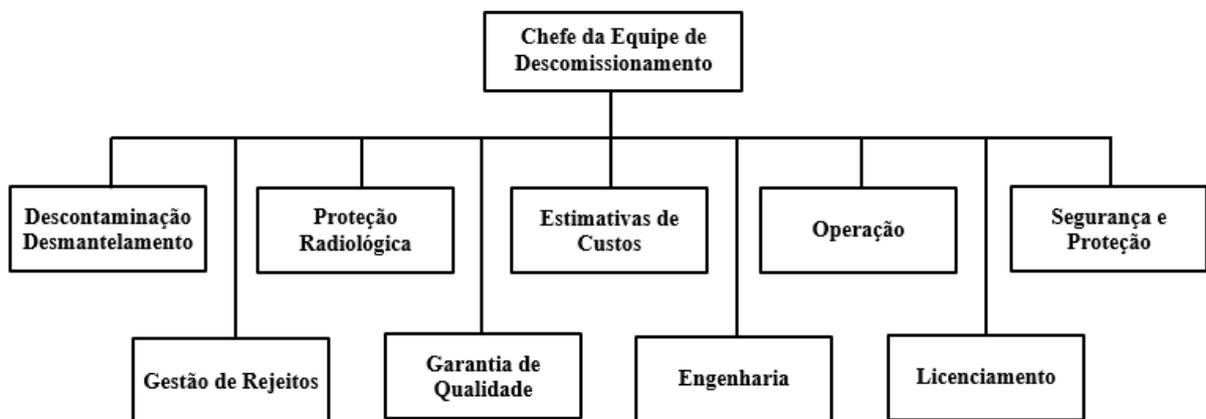


Figura 14: Expertise requerida para a Equipe de Descomissionamento  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2018)

Com a aproximação do desligamento permanente de Angra 1, a equipe se expandirá para incluir pessoas com as qualificações e experiência necessárias para a execução do projeto. A responsabilidade da Diretoria de Operação e Comercialização pela operação e a manutenção da planta em descomissionamento, será exercida desde o desligamento do reator, durante o período de transição, armazenamento seguro e até o desmantelamento final. Isso garantirá uma transição suave da operação para o armazenamento seguro usando a mesma equipe operacional e para manter e o conhecimento obtido durante a fase operacional do reator (ELETRONUCLEAR, 2018).

O planejamento atual considera a utilização de uma empreiteira principal, para conduzir e realizar as atividades, e empreiteiras especializadas para tarefas específicas durante o descomissionamento (por exemplo, descontaminação de sistemas e estruturas, desmontagem, embalagem de rejeitos radioativos, levantamentos radiométricos da instalação e ambientais). Estas empreiteiras deverão aderir a todas as normas e procedimentos da empresa, que conduzirá a supervisão necessária (ELETRONUCLEAR, 2018).

Antes do desligamento permanente, uma série de documentos relacionados ao término da licença de operação deverão ser desenvolvidos e encaminhados aos órgãos reguladores. Também serão concluídas as revisões dos programas, procedimentos, estrutura organizacional e levantamentos radiométricos e de materiais perigosos para a atualização das condições de segurança. Um dos objetivos desta fase é implementar essas atividades em tempo hábil, portanto, é essencial que o seu planejamento inicie, pelo menos, cinco anos antes do desligamento (SZILAGYI A., *et al.*, 2000).

#### **2.4.2 Processos de descontaminação**

A necessidade de ações de proteção radiológica durante o PTA1 deriva da contaminação e da ativação de materiais durante a operação comercial da usina. Parte de suas estruturas, sistemas e componentes são contaminadas ou ativadas durante a fase operacional. Pisos e superfícies de paredes, estruturas de concreto, suportes metálicos para o armazenamento de combustível usado e grandes componentes como geradores de vapor, bombas, pressurizadores e grandes tubulações estarão contaminados. O vaso de pressão do reator, seus componentes internos e sua blindagem estarão ativados. Para remover, completa ou parcialmente, a contaminação das estruturas, sistemas e componentes, e assim melhorar as condições de segurança e reduzir as exposições ocupacionais, são aplicadas técnicas de descontaminação por meio de processos físicos ou químicos.

- a) Processos de limpeza e descontaminação de superfícies: as técnicas atuais envolvem a limpeza tradicional por varredura, aspiração, aplicação de soluções de limpeza (detergentes e solventes, por exemplo), jateamento de água de alta pressão, uso de membranas plásticas removíveis, jateamento com partículas úmidas ou secas de alta velocidade (cristais de vidro ou areia, por exemplo), remoção mecânica, raspagem, jateamento com CO<sub>2</sub> e processos de cavitação por erosão. Para fixação da contaminação, com o objetivo de permitir a descontaminação futura, são aplicadas tintas e revestimentos plásticos removíveis ou contenção por meio de barreiras físicas.
- b) Processos de descontaminação de sistemas: seus principais objetivos são reduzir as exposições ocupacionais e a redução no cronograma de descomissionamento. Diversas

técnicas estão disponíveis na literatura e a mais comumente utilizada é a técnica de descontaminação química (EPRI, 2004). Esta técnica inclui o uso de soluções reagentes que são injetadas no sistema (por exemplo, no sistema de refrigeração do reator ou no sistema de controle químico e volumétrico). A seguir, o sistema é operado em modo de recirculação e, durante o processo, a solução interage com seus componentes (tubulações, válvulas e tanques) dissolvendo depósitos radioativos que se acumularam nas superfícies internas ao longo de sua operação. Posteriormente, a solução é purificada por filtração mecânica (tipicamente constituído por fibras de vidro) e troca iônica através de resinas, retendo sua carga química e radioativa e, posteriormente, retorna ao sistema. A seleção do método e sua aplicação devem ser precedidos por estudos de viabilidade, que consideram a redução das taxas de exposição à radiação, seus custos financeiros, as estimativas de doses ocupacionais recebidas durante o processo de descontaminação e o volume de rejeitos resultantes (EPRI, 2004).

Para avaliar o benefício relativo da descontaminação química, dois parâmetros radiológicos devem ser conhecidos: o fator de descontaminação (FD), que é a redução do campo da radiação projetada ou real obtida no componente que foi descontaminado; e o fator de redução de dose (FRD), que é a redução da dose de trabalho em uma determinada área. Por exemplo, um tubo com taxa de dose inicial de 1 mSv/h é descontaminado a um ponto em que a taxa de dose passa a ser de 0,1 mSv/h. Isso seria um FD de 10. Devido a outras fontes de radiação ou a configuração da área, tal descontaminação pode resultar apenas em uma redução da dose da área de trabalho de 0,5 mSv/h para 0,25 mSv/h ou, um FRD de 2 (EPRI, 2004). Deve ser feita a soma das economias de exposição para todos os componentes do sistema a serem removidos. Esta soma pode ser comparada, por meio de um processo de avaliação ALARA, aos custos associados à descontaminação do sistema, com especial atenção às seguintes questões:

- i) A descontaminação pode ser realizada em vários sistemas, sistemas individuais ou em partes de um sistema. O escopo da descontaminação deve ser selecionado para maximizar o fator de redução de dose.
- ii) A configuração do sistema, os materiais perigosos associados (pintura à base de amianto ou chumbo) ou sua configuração física podem exigir tempos de desmontagem mais longos do que os esperados. As tarefas de duração mais longa são candidatas à redução da dose.

- iii) A descontaminação também pode ser realizada não para eliminar os perigos, mas para reduzi-los a um nível em que o equipamento de proteção seja reduzido. A eliminação da proteção respiratória aumentará significativamente a produtividade do trabalhador.
- iv) A capacidade dos sistemas existentes de fornecer caminhos e taxas de fluxo necessários para sua descontaminação, bem como sua disponibilidade.
- v) Os requisitos para modificações no sistema precisam ser identificados e seus custos estimados.
- vi) Qualquer método de descontaminação proposto deve demonstrar que não degrada de forma inaceitável os sistemas que deverão permanecer operáveis e funcionais, ou levantar preocupações de integridade estrutural a longo prazo.

Amostras dos sistemas devem ser coletadas para determinar a mistura de radionuclídeos e sua concentração na superfície interna. Os níveis estimados de radiação para as tarefas de desmantelamentos devem ser montados para cenários de descontaminação e não descontaminação em cada área de trabalho, e devem ser ajustados para o decaimento radioativo. Deverá ser incluída a determinação do homem-hora para a descontaminação, remoção, embalagem, envio e disposição de materiais radioativos e não radioativos gerados durante o processo, e uma estimativa completa dos volumes de rejeitos, meios filtrantes e resinas deverão ser feitos para completar a análise de custo-benefício. Os custos totais das atividades de descomissionamento devem ser calculados para cenários descontaminados e não descontaminados. Com base nas economias por pessoa·Sv calculadas e no custo desta economia, a análise de custo-benefício pode ser concluída (EPRI, 2004).

Na experiência de *Connecticut Yankee Power Plant*, por exemplo, dois casos foram assumidos para determinar o efeito de uma descontaminação química na exposição do pessoal. Um caso base, assumindo não realizar a descontaminação química, e um segundo caso, assumindo que o sistema de refrigeração do reator e sistemas auxiliares foram descontaminados. Os resultados obtidos foram: exposição à radiação do caso base: 19,7 pessoa·Sv; caso de descontaminação química: 9,35 pessoa·Sv. A dose projetada a ser economizada na realização da descontaminação

química foi de 10,35 pessoa·Sv. A estimativa de exposição para o caso base foi comparada com a estimativa da U.S. NRC para atividades de descomissionamento, que considera 11,15 pessoa·Sv para reatores de água pressurizada, incluindo a exposição durante o transporte de rejeitos de descomissionamento. Como a estimativa de exposição sem descontaminação química excedeu o valor de referência, a instalação decidiu realizá-la (EPRI, 2006).

A remoção de pontos quentes é outra técnica comumente utilizada e pode ser executada independentemente ou complementar à descontaminação química dos sistemas. Seu objetivo é a redução e/ou remoção de depósitos com alta radioatividade/contaminação acumulada pontualmente no interior dos sistemas (tubulações e componentes) que resultam em altas taxas de exposição. O processo consiste, inicialmente, na lavagem e/ou retrolavagem do sistema com seu próprio fluido. Nos casos em que o este processo não resulte na remoção ou na redução dos pontos quentes devido à forte incrustação dos contaminantes, pode ser necessário remover o componente ou sua parte contaminada para aplicação de técnicas de descontaminação de superfícies. Como a remoção de algum componente pode tornar o sistema inoperante, esta etapa deve ser adiada até que todas as atividades previstas para o sistema tenham sido concluídas.

### 3 METODOLOGIA

Para desenvolver as propostas o planejamento Serviço de Proteção Radiológica Ocupacional (SPR) da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) com o objetivo de otimizar a radioproteção dos trabalhadores e a preservação do meio ambiente durante o período de transição de Angra 1 (PTA1), foram analisados os principais impactos, desafios e riscos radiológicos previstos para esta etapa. Foi aplicado o método de pesquisa básica estratégica, descritiva e exploratória, utilizando uma abordagem qualitativa e desenvolvido através da revisão documental, bibliográfica e estudo de casos.

O procedimento desenvolvido para sua execução iniciou com a análise da estrutura organizacional da CNAAA e, principalmente, do SPR, os fundamentos de radioproteção, programas de monitoração, controles, métodos de otimização e como a gestão de rejeitos é conduzida em Angra 1. A seguir, foi analisado o planejamento atual para o descomissionamento da CNAAA, as mudanças previstas na estrutura organizacional da usina e o planejamento para a execução das atividades preparatórias. Posteriormente, foram revisados documentos (normas, guias regulatórios, relatórios técnicos e relatórios de experiência internacional) e a literatura disponível (artigos e dissertações) para identificação dos principais impactos, desafios e riscos radiológicos a serem considerados para a segurança dos indivíduos ocupacionalmente expostos (IOEs) e para a preservação do meio ambiente. Como o descomissionamento de instalações nucleares de grande porte foi intensificado a partir da década de 1990, a revisão documental e bibliográfica foi limitada, principalmente, nas publicações posteriores ao ano 2000.

Concluídas estas etapas, foram avaliadas as questões relacionadas com a preparação da instalação e com as práticas de proteção radiológica. Foram analisadas na bibliografia as principais atividades previstas para o PTA1 e, em função das modificações de configuração da instalação, foram identificados novos elementos para otimização da radioproteção. Na última etapa, foram analisados os impactos na gestão dos rejeitos sólidos radioativos de baixa e média atividade e na gestão do SPR com relação ao combustível nuclear irradiado. O procedimento foi concluído com uma revisão das inspeções e auditorias regulatórias previstas para PTA1. Os objetivos e a descrição do procedimento utilizado são apresentados a seguir.

### 3.1 ORGANIZAÇÃO DO SERVIÇO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

Nesta etapa, foi analisada a estrutura organizacional da empresa operadora e, principalmente, do SPR, os fundamentos de radioproteção descritos no Plano de Proteção Radiológica da CNAEA (ELETRONUCLEAR, 2020) e o planejamento atual para o descomissionamento de Angra 1. O objetivo destas análises foi identificar o planejamento com relação às mudanças previstas na estrutura organizacional da usina, as atividades preparatórias, o planejamento executivo e as principais considerações acerca da preparação do SPR para o PTA1. A estrutura organizacional da empresa e do SPR estão disponíveis no sítio eletrônico da Eletronuclear (ELETRONUCLEAR, 2022). O Plano de Preliminar de Descomissionamento da CNAEA (ELETRONUCLEAR, 2018) estabelece que, cinco anos antes do desligamento definitivo, será criada uma Equipe de Descomissionamento dentro da estrutura da Diretoria Técnica, com a participação de profissionais da proteção radiológica. Estabelece ainda que as atividades de campo serão desenvolvidas por uma empreiteira principal e empreiteiras especializadas para tarefas específicas durante o descomissionamento (por exemplo, descontaminação de sistemas e estruturas, embalagem de rejeitos radioativos, levantamentos radiométricos da instalação e ambientais). A revisão documental (Referências: IAEA, 2004, 2014, 2021; U.S. NRC, 2011) e bibliográfica (SLAVCHEVA, *et al*, 2005; GOTCHEVA, *et al*, 2015) mostraram que as modificações organizacionais, a participação direta de departamentos externos à estrutura organizacional da usina e a terceirização das atividades de campo têm grande potencial para impactar a cultura de segurança. Portanto, serão necessárias adaptações na estrutura do SPR, tanto para atender as demandas operacionais das demais usinas da Central Nuclear, quanto para difundir a cultura de segurança e a filosofia ALARA na nova organização. Adicionalmente, foram revisados os documentos US.NRC, 2002 e IAEA, 2008 e a bibliografia, como por exemplo: SZILAGYI *et al*, 2000; BONAVIGO *et al*, 2009; MICHAL *et al*, 2016; KIM *et al*, 2018; SONGS, 1987, para identificar os potenciais impactos a serem considerados pelo SPR para o seu planejamento e para a segurança radiológica da planta, e identificadas as principais atividades preparatórias previstas para execução na área controlada após o desligamento permanente do reator. Estas informações permitiram analisar o gerenciamento da demanda de pessoal dedicado ao PTA1, para o planejamento do programa de trabalho do SPR e para a elaboração dos planejamentos ALARA preliminares das tarefas.

### 3.2 ANÁLISE DE SEGURANÇA

As condições de segurança radiológica das áreas de trabalho poderão ser afetadas após o desligamento permanente da usina e durante o PTA1, quando muitos sistemas, barreiras de confinamento e estruturas poderão estar reconfigurados ou fora de serviço, exigindo do SPR um planejamento alinhado com o plano geral do descomissionamento (IAEA, 2021). A análise documental (IAEA, 2004, 2014, 2021; SONGS, 1987) e bibliográfica (por exemplo: BONAVIGO *et al*, 2009; KAULARD *et al*, 2012; MICHAL, *et al*, 2016; KIM *et al*. 2018) permitiram identificar os potenciais impactos e riscos radiológicos e ocupacionais decorrentes e a necessidade de manutenção da disponibilidade operacional dos sistemas relacionados à segurança, habitabilidade e proteção radiológica da planta.

### 3.3 PREPARAÇÃO DA ÁREA CONTROLADA

Foram analisadas as principais atividades, as mudanças na configuração dos sistemas e estruturas da usina previstas para o PTA1 e as potenciais consequências radiológicas na área controlada. Foram identificadas, através da revisão documental (ANSN, 2014, 2017, 2018; IAEA, 2021; ELETRONUCLEAR, 2018) e bibliográfica (MICHAL *et al*, 2016), necessidades de adaptações e ajustes nos processos de classificação de áreas e nos programas de monitoração. As tarefas de desmontagem e desmantelamentos de sistemas e componentes representam desafios aos processos de controle e confinamento da contaminação radioativa, exigindo avaliação das técnicas de descontaminação, tanto de superfícies, quanto dos sistemas, que deverão ser planejadas com base nos princípios de otimização, justificação e limitação da dose (ANSN, 2014). Para o estudo da aplicação das técnicas de descontaminação de sistemas foi analisado o documento EPRI, 2004. O processo de tomada de decisão para a seleção da técnica, sua abrangência e momento de aplicação requer a análise de parâmetros não disponíveis atualmente. Desta forma, foram considerados os parâmetros atualmente disponíveis: o intervalo de tempo previsto para o período de monitoração, o programa de tarefas do PTA1 (ELETRONUCLEAR, 2018 e PINHO, 2018) e a expectativa das condições radiológicas de Angra 1 após o desligamento do reator (experiência profissional do autor). O planejamento atual considera um longo PMA1; as atividades previstas para o PTA1 não incluem as tarefas

mais complexas e mais contaminadas, tampouco o desmantelamento dos componentes ativados, tarefas previstas para a última etapa do descomissionamento (descontaminação e desmontagem), com participação de empresas especializadas e grande quantidade de homem-hora; e as condições radiológicas observadas durante as paradas de recarregamento de Angra 1 são conhecidas e suas ações de contorno estão estabelecidas nos procedimentos operacionais do SPR (ELETRONUCLEAR, 2020).

### 3.4 PLANEJAMENTO DO SPR PARA AS ATIVIDADES PREVISTAS

O conhecimento prévio do programa de trabalho será fundamental para o planejamento do SPR, pois permitirá avaliar as demandas relacionadas ao quadro de pessoal de radioproteção, à especificação de equipamentos e aos estudos preliminares para os planejamentos ALARA. O detalhamento do programa de trabalho para o PTA1 ainda não está disponível e deverá ser desenvolvido à medida que o desligamento permanente se aproxime. Para auxiliar o SPR na identificação das principais atividades do PTA1, foram consideradas as tarefas previstas no Plano Preliminar de Descomissionamento da CNAEA (ELETRONUCLEAR, 2018), na revisão bibliográfica (MICHAL *et al*, 2016) e na experiência operacional de Angra 1.

### 3.5 OTIMIZAÇÃO DA PROTEÇÃO RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

A manutenção dos princípios de justificação, da limitação da dose individual e de otimização será o aspecto mais importante para garantir a proteção radiológica adequada após o desligamento permanente da usina (ANSN, 2014; ELETRONUCLEAR, 2020). A otimização da proteção envolverá a avaliação dos riscos e dos recursos necessários para a proteção dos indivíduos para determinar a melhor opção das medidas de proteção em função das circunstâncias, o que resultará na otimização da dose. Nesta etapa, foram analisados os processos de restrição da dose individual e de otimização, e o processo para as autorizações de trabalho praticados pelo SPR durante a fase operacional (ANSN, 2014; ELETRONUCLEAR, 2020). Foram avaliados os potenciais desafios impostos durante o PTA1 (por exemplo, na revisão documental: US.NRC, 2002; IAEA, 2008; e bibliográfica: SZILAGYI *et al*, 2000;

BONAVIGO *et al*, 2009; MICHAL *et al*, 2016; KIM *et al*, 2018; SONGS, 1987). Em função da configuração da usina, das condições de segurança e características radiológicas previstas nas áreas de trabalho, foi identificada a necessidade de ajustes no Plano de Proteção Radiológica (ELETRONUCLEAR, 2020).

### 3.6 GESTÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS

A gestão de rejeitos radioativos é uma das mais importantes questões a se considerar no planejamento e para a implementação de medidas de proteção radiológica para o descomissionamento como um todo e terá grande influência na dose ocupacional prevista para o PTA1. Foram analisadas as participações do SPR no gerenciamento dos rejeitos radioativos e identificada a necessidade de inclusão de elementos adicionais nos processos de otimização para as tarefas relacionadas. Adicionalmente, a revisão documental (ELETRONUCLEAR, 2002, 2007, 2008; ANSN, 2014, 2017; U.S. NRC, 2002) e bibliográfica (OLIVEIRA, 2007; REID *et al*, 2015; PINHO, 2018; QUIROS, 2019), indicaram que a disponibilidade de áreas de armazenamento temporário é um importante fator a ser considerado para as etapas do descomissionamento. Foram analisadas algumas áreas da usina que poderão ser destinadas às operações de segregação, destinação e armazenamento temporário dos rejeitos produzidos para auxiliar a gestão do Centro de Gerenciamento de Rejeitos (CGR) e foi avaliado o impacto do desligamento permanente nos procedimentos operacionais do SPR relativos a Unidade Complementar de Armazenamento a Seco dos Elementos Combustíveis Irradiados (UAS).

### 3.7 PROCESSOS DE FISCALIZAÇÃO

O estudo foi concluído com a revisão documental (arcabouço normativo da ANSN) e pesquisas nos sítios eletrônicos do Governo Federal, da Autoridade Nacional de Segurança Nuclear (ANSN), da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) e da Agência Brasileiro-Argentina de Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares (ABACC), para identificação das principais auditorias e inspeções previstas na regulamentação e em acordos internacionais de salvaguardas.

## **4 PROPOSTAS PARA O PLANEJAMENTO DO SERVIÇO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA OCUPACIONAL DURANTE O PERÍODO DE TRANSIÇÃO DE ANGRA 1**

A estratégia, hoje definida pela Eletronuclear para a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA), considera o desmantelamento protelado de Angra 1. Nesta estratégia, após um período de transição da fase operacional, a usina será colocada numa condição segura, estável e monitorada, até o início de seu descomissionamento. São previstas mudanças organizacionais e atividades preparatórias que exigirão um planejamento composto com as informações e os conhecimentos disponíveis da instalação e de sua operação.

### **4.1 MUDANÇAS ORGANIZACIONAIS**

O Plano Preliminar de Descomissionamento da CNAAA (ELETRONUCLEAR, 2018) considera a criação de uma Equipe de Descomissionamento, cinco anos antes do desligamento permanente do reator nuclear. Esta equipe, que terá a participação do pessoal de proteção radiológica em sua composição, será responsável pelo planejamento do período de transição de Angra 1 (PTA1). É fundamental que o Serviço de Proteção Radiológica (SPR) esteja representado nesta organização e participe dos processos de tomada de decisão. Porém, as etapas de preparação e de transição de Angra 1 ocorrerão em paralelo com a operação comercial de Angra 2 e Angra 3 que exigem a atuação contínua do SPR. Serão necessárias adaptações em sua organização para assegurar o cumprimento de suas responsabilidades relacionadas ao PTA1 e a operação das demais instalações da central nuclear.

#### **4.1.1 Adaptação do Serviço de Proteção Radiológica**

Para adaptar o SPR, frente as demandas previstas, é proposta a revisão do Plano de Proteção Radiológica da CNAAA (ELETRONUCLEAR, 2020) incluindo, em sua estrutura organizacional, um setor subordinado diretamente à gerência do departamento, com atribuições

e responsabilidades voltadas exclusivamente ao PTA1 e integrado a Equipe de Descomissionamento. Inicialmente, composto por um supervisor de proteção radiológica qualificado e experiente, que responderá pela demanda de proteção radiológica dentro da Equipe de Descomissionamento e coordenará as ações preparatórias do SPR. À medida que o detalhamento das atividades seja desenvolvido, supervisores de proteção radiológica, especializados em planejamentos ALARA e em gestão de rejeitos radioativos serão incorporados para o desenvolvimento dos respectivos programas. Com a proximidade da data do desligamento permanente, este setor será complementado por supervisores, técnicos e pessoal de suporte, fornecendo a expertise em cada uma das áreas que compõem os programas de proteção radiológica. Esta complementação dependerá do programa de trabalho e da estratégia adotada para execução das tarefas. A Figura 15 apresenta a estrutura proposta para o SPR com a inclusão do setor dedicado ao PTA1.

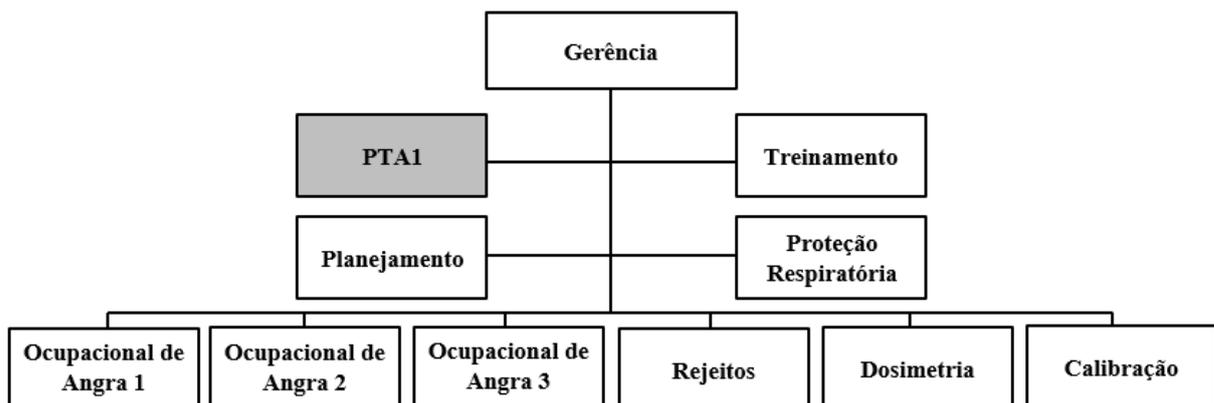


Figura 15: Estrutura proposta para o Serviço de Proteção Radiológica  
Fonte: O autor (2022)

Está previsto que as atividades de descomissionamento serão realizadas por uma empreiteira principal e por empreiteiras especializadas para tarefas específicas. A interação entre a gestão dessas empresas e a gestão de proteção radiológica é essencial para garantir que as expectativas no desempenho dos trabalhadores sejam compreendidas e devidamente implementadas, por exemplo: práticas de trabalho esperadas e adesão às licenças de trabalho. Está previsto ainda a terceirização de atividades de proteção radiológica dentro da estrutura de descomissionamento. Mesmo com a delegação das tarefas aos contratados, o SPR deverá assegurar que os trabalhos sejam adequadamente planejados, controlados e conduzidos com segurança, o que requer planejamentos e supervisão. Todas as equipes contratadas necessitarão de treinamentos de proteção radiológica, os quais deverão ser revisados pelo SPR para refletir os novos objetivos e desafios impostos pelo PTA1. É proposto que a ementa do Programa de

Treinamento dos Empregados (ELETRONUCLEAR, 2020) inclua tópicos de boas práticas de proteção radiológica e cultura de segurança, com a descrição dos perigos previstos nos ambientes de trabalho. Os treinamentos práticos, preferencialmente, devem ser feitos em ambientes que simulem as áreas de trabalho e deverão abordar a gestão dos rejeitos radioativos que surgem como resultado das atividades de desmantelamentos e seus impactos ambientais. O documento *IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-2.3, Decommissioning of Nuclear Facilities: Training and Human Resource Considerations* (IAEA, 2008), apresenta importantes considerações sobre o pessoal envolvido em um projeto de descomissionamento, incluindo sua competência, treinamento e qualificação.

Considerando a composição da Equipe de Descomissionamento, com a participação de profissionais oriundos de áreas diferentes da operação de Angra 1 e empreiteiros externos executando atividades na área controlada, é proposta uma revisão do Programa ALARA, incluindo na composição da Comissão ALARA os representantes da Equipe de Descomissionamento e os responsáveis técnicos das empreiteiras como membros adicionais. Como estes novos membros podem não ter conhecimento sobre suas funções e responsabilidades dentro desta comissão, deverão ser submetidos a treinamentos específicos ministrados pelo SPR. Esta proposta tem o objetivo de integrar a nova organização (composta por pessoal externo à usina) aos processos de otimização da radioproteção, promover a filosofia ALARA e a cultura de segurança de Angra 1 em sua composição e entre as empreiteiras. A inclusão do chefe da Equipe de Descomissionamento deve ocorrer juntamente com a criação da nova equipe e dos responsáveis técnicos das empreiteiras tão logo se apresentem ao sítio.

#### **4.1.2 Atividades preparatórias**

Após a implementação da Equipe de Descomissionamento, iniciam as atividades preparatórias para o período de transição. As demandas do SPR envolverão, por exemplo: a preparação de documentos, relatórios, revisão dos programas de monitoração, emissão e revisão de procedimentos. Nesta etapa, o programa de trabalho começará a ser detalhado e exigindo a elaboração dos planejamentos ALARA das tarefas para o PTA1. Para esta elaboração, serão necessárias informações sobre a caracterização radiológica inicial da usina (natureza, localização e concentração de radionuclídeos na instalação) e envolverá os seguintes elementos:

- a) Avaliação do histórico do sítio: é a primeira etapa para a caracterização radiológica da planta e será desenvolvido através da compilação dos resultados das análises dos Programas de Monitoração Radiológica e Ambiental Pré-operacional e Operacional executados pelo Laboratório de Monitoração Ambiental (LMA), e pelo Programa de Monitoração do SPR (ELETRONUCLEAR, 2020).
- b) Caracterização radiológica inicial: esta etapa consiste em levantamentos radiométricos para o mapeamento dos níveis de radiação (alfa, beta e gama) e níveis de contaminação (incluindo a composição dos radionuclídeos) da usina após o desligamento permanente. Seu objetivo é fornecer a caracterização radiológica de referência para o planejamento das atividades durante o PTA1. Portanto, deverá cobrir as áreas, sistemas e compartimentos da usina que estejam com tarefas programadas para esta fase e deverá ser executada logo após o desligamento. Em função da necessidade de mapeamento em áreas de difícil acesso e/ou altas taxas de dose, deve ser considerada a aplicação de métodos de monitoração remota, como por exemplo, através de robótica ou *drones*, com sensores de radiação acoplados. É importante considerar que levantamentos extensivos para a caracterização radiológica podem resultar em exposições desnecessárias ao pessoal da radioproteção. Nesse sentido, é proposto revisar o Programa de Monitoração de Área (ELETRONUCLEAR, 2020), estabelecendo que, a menos que seja justificada, a caracterização radiológica de áreas com alta taxa de dose deve ser postergada, permitindo a redução dos níveis de radiação em função do decaimento radioativo ou processos de descontaminação. A gerência do descomissionamento e a Comissão ALARA devem ponderar entre a necessidade e as consequências radiológicas de uma caracterização inicial prematura e o impacto no planejamento que uma caracterização postergada poderia resultar.

O planejamento ALARA para a estimativa de inventário de material radiativo deve considerar que os radionuclídeos importantes durante o descomissionamento podem ser diferentes daqueles importantes durante a fase operacional, notadamente os emissores de partículas alfa (o que é reforçado por ciclos de operação com falhas de elementos combustíveis), e que sua detecção pode ser dificultada devido a camadas de óxidos que podem estar depositadas sobre as superfícies. Portanto, amostras representativas deverão ser previamente planejadas e a exposição do pessoal do SPR deverá ser justificada e otimizada.

## 4.2 AVALIAÇÃO DA SEGURANÇA DAS ÁREAS DE TRABALHO

Para assegurar que durante o PTA1 as tarefas sejam conduzidas de forma segura para a planta, para os trabalhadores e para o meio ambiente, as avaliações das condições de segurança deverão ser feitas para a segurança da usina, para o plano de trabalho e para o planejamento de cada atividade.

### 4.2.1 Configuração dos sistemas

Está previsto que os sistemas e componentes que não foram necessários para a ventilação, para a segurança da usina e para a segurança do sítio serão drenados, desenergizados, protegidos e alguns desmantelados durante o PTA1 e ainda, aqueles que não forem usados durante as operações após o desligamento permanente da planta serão drenados, e alguns sistemas, equipamentos e infraestrutura operacional precisarão ser mantidos, ajustados ou adaptados e outros necessitarão ser instalados (ELETRONUCLEAR, 2018).

A proposta para esta questão envolve a revisão dos procedimentos de controle da exposição à radiação, incluindo a confirmação da disponibilidade operacional dos sistemas relacionados à segurança, habitabilidade e proteção radiológica da planta, que deverão estar disponíveis e operáveis durante o PTA1. A drenagem de sistemas e componentes pode resultar em condições adversas à segurança, uma vez que pode causar alterações nas condições radiológicas e não radiológicas. Portanto, a sua indisponibilidade poderá influenciar diretamente a radioproteção, exigindo procedimentos de proteção adicionais para a desmontagem. Os sistemas relacionados à ventilação, por exemplo, além de promover a subpressão nos edifícios que compõem a área controlada, garantindo sua habitabilidade e sentido do fluxo do ar para o interior das áreas com maior potencial de contaminação, promovem sua exaustão filtrada.

A Tabela 3 apresenta uma proposta com os sistemas e instalações mais importantes, relacionados à segurança, habitabilidade e proteção radiológica da planta, que deverão ser mantidos durante o PTA1.

Tabela 3: Sistemas e instalações que deverão ser mantidos durante o PTA1

---

Sistema de Ventilação da Área de Acesso Controlado
Sistemas de Ventilação do Edifício do Combustível
Sistema de Recirculação de Ar da Contenção
Sistema de Tratamento de Água
Sistema de Abastecimento de Água da Lavanderia
Sistema de Abastecimento de Água Doce
Sistema de Água de Serviço
Sistema de Tratamento de Rejeitos Líquidos
Sistema de Tratamento de Rejeitos Sólidos
Sistema de Tratamento de Rejeitos Gasosos
Sistema de Combustível Nuclear
Sistema de Purificação e Limpeza da Piscina de Combustível Usado
Sistema de Purificação da Água de Recarregamento
Sistema de Refrigeração de Componentes
Sistema de Amostragem do Primário
Sistema de Distribuição Elétrica da Usina e Área Externa
Sistema de Controle de Acesso Eletrônico
Sistema de Meteorologia
Sistema de Monitoração de Radiação
Sistema de Monitoração Isotópica da Chaminé
Sistema de Ar de Instrumentos/Ar de Serviço
Sistema de Proteção Contra Incêndio
Sistema dos Geradores Diesel 1 A/B, 3 e 4
Instalações: Ponto de Controle, vestiários, instalações de descontaminação e sala de contagem, Laboratório de Calibração dos Monitores de Radiação (LCMR), e Laboratórios de Química e Radioquímica.

---

Fonte: O autor (2022)

#### 4.2.2 Identificação dos riscos

O conhecimento do histórico operacional, incluindo quaisquer incidentes durante sua operação, são fundamentais para a avaliação dos potenciais riscos radiológicos relacionado ao PTA1. Os treinamentos e a transferência de informações entre o pessoal de operação e as equipes responsáveis pela execução das tarefas sobre riscos radiológicos e ocupacionais serão importantes recursos para a segurança.

O planejamento para identificação dos riscos durante o PTA1 passará pelas seguintes avaliações:

- a) Inventário de material radioativo: diversas técnicas estão disponíveis, incluindo amostragens para avaliação da contaminação e medição de campos de radiação pelo SPR (taxas de dose, níveis de contaminação e concentração de radionuclídeos) que, com auxílio de códigos computacionais, estimam o inventário de radionuclídeos nos sistemas. Esta caracterização permitirá avançar no planejamento da proteção radiológica e para definição dos processos de descontaminação, além de orientar a classificação de rejeitos e a seleção da técnica de desmantelamento dos sistemas e componentes. É esperado que a composição dos radionuclídeos mude à medida que o PTA1 avance devido à contaminação cruzada entre os sistemas e pelo decaimento radioativo. Os efeitos do decaimento podem ser facilmente considerados, mas a dispersão e o transporte dentro dos sistemas são difíceis de estabelecer. Pode haver limitações práticas causadas pela sensibilidade de detecção dos equipamentos de medição (em áreas com alta radiação de fundo, por exemplo), levando ao entendimento de riscos potencialmente mais elevados, resultando em medidas de proteção desnecessárias e aumentando o tempo de exposição (o Anexo 2 apresenta o impacto das condições de trabalho e dos equipamentos de proteção no tempo de exposição). A caracterização radiológica inicial não é, normalmente, detalhada o suficiente nem contém todas as informações necessárias para o planejamento dos trabalhos. Será necessário um processo de caracterização contínuo, otimizado e justificado. Para uma caracterização radiológica detalhada é proposta a inclusão dos seguintes elementos nos procedimentos do Programa de Monitoração (ELETRONUCLEAR, 2020):
- i) Os mapas de levantamento radiométrico deverão conter os resultados das medições de taxa de dose, do nível de contaminação e das amostragens do ar para cada sistema e, em mais detalhes, para o sistema a ser desmontado. Incluindo os pontos quentes e taxas de dose em áreas de baixos níveis de radiação (zonas de espera). O mapeamento deve incluir os resultados de diferentes distâncias para compreensão de sua variação, a influência do nível dos sistemas (tubulações e tanques), o momento e as condições do sistema durante a coleta dos dados (antes/depois da descontaminação, por exemplo) que precisam estar claramente indicadas para evitar interpretações equivocadas.
  - ii) Informações sobre a composição real dos radionuclídeos: emissores alfa, beta e gama.

- b) Riscos radiológicos: após o desligamento permanente do reator os níveis de radiação tendem a diminuir à medida que o combustível nuclear seja removido e o PTA1 avance. Porém, outras fontes de radiação permanecerão presentes, como os materiais ativados e contaminados que poderão representar riscos de radiação direta durante as atividades. Adicionalmente, surgirão novos riscos, principalmente aqueles relacionados à dispersão de aerossóis e emissores de partículas alfa, principalmente  $^{241}\text{Am}$ , com potencial exposição dos trabalhadores à radiação interna por ingestão ou inalação. Por exemplo, entre as atividades previstas para o PTA1 estão as drenagens e secagens de sistemas contaminados. Neste cenário, o risco de dispersão de aerossóis durante aberturas e desmantelamentos dos componentes destes sistemas será potencializado, exigindo procedimentos que assegurem sua minimização. O SPR deve revisar os procedimentos do Programa de Monitoração (ELETRONUCLEAR, 2020), incluindo requisitos que assegurem a operação dos sistemas de ventilação e exaustão, a monitoração contínua do ar do ambiente e, quando necessário, a montagem de tendas com exaustão filtrada nos locais de trabalho (Figura 16) e indicação para o uso de equipamentos de proteção respiratória ou vestimentas infláveis, como macacões ou capuzes (Figura 17), pelas equipes executantes. A aplicação pelo SPR de técnicas para manutenção da umidade das superfícies, lavagem, aspiração ou a segmentação de componentes poderão ser necessárias para reduzir ou remover o risco radiológico, garantindo que as exposições dos trabalhadores sejam otimizadas.



Figura 16: Tenda com exaustão filtrada  
Fonte: IAEA (2021)



Figura 17: Vestimentas infláveis  
Fonte: o autor (2017)

A monitoração de partículas alfa pode sofrer interferência devido a ocorrência das partículas alfa oriundas do acúmulo de  $^{222}\text{Rn}$  e sua progênie em compartimentos da área controlada (por exemplo, no *annulus*). O acúmulo do gás radônio pode ser

reduzido, e até eliminado, com a manutenção da operação dos sistemas que promovam a exaustão das áreas de trabalho.

A ocorrência de micropartículas radioativas é prevista para todas as etapas da vida da usina, tanto as originárias da ativação de produtos corrosão do sistema de refrigeração do reator, quanto aquelas originárias de fragmentos de combustível irradiado. Algumas atividades previstas para o PTA1, tais como, a descontaminação de superfícies e da cavidade do reator, as etapas de processamento de rejeitos sólidos e desmantelamentos de sistemas e componentes têm alta probabilidade de sua ocorrência. Portanto, é proposto que os procedimentos de controle de micropartículas permaneçam ativos após o desligamento permanente de Angra 1.

Alguns dos resíduos gerados durante o PTA1 poderão ter formas e características diferentes daqueles gerados durante a fase operacional. Isso ocorre porque os materiais e algumas atividades associadas (cortes de tubulações e descontaminações, por exemplo) podem ser diferentes daqueles empregados durante a fase operacional. Além disso, as quantidades de efluentes líquidos gerados nas operações de descontaminação serão maiores, aumentando os riscos. O SPR deve considerar ainda a potencial liberação errônea de materiais da área controlada com atividades superiores aos níveis de autorizados pela Autoridade Nacional de Segurança Nuclear (ANSN), identificando e antecipando ações que a evitem. É proposta a intensificação dos treinamentos dos técnicos em proteção radiológica e a revisão dos procedimentos do Programa de Monitoração (ELETRONUCLEAR, 2020) estabelecendo o requisito de dupla verificação nos processos de liberação, isto é, executada por um técnico e confirmada por um supervisor de proteção radiológica.

- c) Riscos não radiológicos: devido às características dos trabalhos previstos, com desmontagens de estruturas e componentes, trabalho em altura, ambientes confinados, produtos químicos, entre outros, aumentam os riscos industriais. Para o planejamento do PTA1, é proposta a revisão do Programa ALARA (ELETRONUCLEAR, 2020), incluindo o pessoal de segurança industrial nas reuniões de planejamento das tarefas pelo SPR para assegurar sua plena avaliação.
- d) Acidentes: a classificação de emergências, atualmente adotada pela CNAEA, considera os possíveis acidentes com riscos radiológicos e os procedimentos de emergência do SPR definem suas ações, principalmente aqueles relacionados ao combustível nuclear.

É proposto que o SPR conduza uma revisão dos procedimentos relacionados com o plano de emergência, incluindo ou complementando-os com os possíveis acidentes não relacionados ao combustível nuclear (por exemplo, os relacionados ao transporte rodoviário de rejeitos radioativos e processos de descontaminação). O Anexo 3 apresenta os possíveis acidentes e suas correspondentes ações de resposta.

#### 4.3 CLASSIFICAÇÃO DE ÁREAS E PROGRAMAS DE MONITORAÇÃO

Com as mudanças de configuração da usina e suas potenciais consequências radiológicas serão necessárias adaptações e ajustes nos procedimentos relacionados ao Programa de Controle da Exposição à Radiação (ELETRONUCLEAR, 2020). É proposto que o SPR revise os procedimentos relacionados ao sistema classificação de área e aos programas de monitoração radiológica de rotina e monitoração pessoal.

- a) Classificação de áreas: durante o PTA1, sistemas contaminado que são normalmente fechados, serão abertos, possibilitando o surgimento de radionuclídeos não esperados normalmente durante a operação. É provável que haja uma expansão das áreas existentes ou a designação de novas áreas controladas (para o armazenamento temporário de rejeitos, por exemplo) e alguns compartimentos, localizados no limite de uma área controlada ou supervisionada, podem ser reconfigurados. Haverá ainda casos em que ajustes periódicos de classificação das áreas e medidas de radioproteção sejam necessárias quando sistemas ou componentes forem desmontados e as taxas de dose e/ou níveis de contaminação forem reduzidos. As constantes mudanças esperadas das condições radiológicas exigirão prontidão e agilidade do pessoal de proteção radiológica. Estas mudanças, em conjunto com a presença de trabalhadores externos, ainda poderão resultar em aumento das exposições coletivas. É proposto que o SPR revise a sinalização radiológica da área controlada incluído, em todas as salas e compartimentos, a sinalização clara sobre os níveis de radiação em contato com as tubulações, no ambiente do compartimento e a indicação da posição dos pontos quentes (uma boa prática consiste na sinalização luminosa de sua posição exata); nível de contaminação fixa e transferível; nível de contaminação do ar; e sinalização das áreas de baixa radiação (zonas de espera).

- b) Monitoração radiológica de rotina: serão necessárias adaptações nos regimes de monitoramento para refletir a mudança dos riscos. Nesta etapa, o SPR deverá revisar o Programa de Monitoração (ELETRONUCLEAR, 2020) considerando o planejamento dos trabalhos, a taxa de ocupação do local e seus níveis de radiação. Por exemplo, o Programa de Monitoração Radiológica (ELETRONUCLEAR, 2020) será mais extenso do que o realizado durante a fase operacional e deverá ser gradativamente ajustado, com a revisão dos procedimentos operacionais, à medida que os desmantelamentos avancem. Serão necessários ajustes tanto da frequência, quanto dos pontos de medição de radiação, de contaminação de superfícies e de contaminação aerotransportada. A frequência poderá ser diária, semanal, mensal ou especial (antes do início de uma tarefa específica), de acordo com as novas taxas de ocupação de áreas de trabalho e em função das atividades de desmantelamentos previstas, que têm maior probabilidade de derramamento de materiais radioativos nos ambientes de trabalho. As alterações do programa deverão ser adaptadas de acordo com os riscos radiológicos que podem mudar durante o PTA1 e exigirão avaliação contínua.
- c) Equipamentos de monitoração: para as atividades previstas para o PTA1 os requisitos de monitoração radiológica serão os mesmos do período operacional. O SPR deverá estar atento ao programa de trabalho previsto para atender a um possível aumento da demanda e a incorporação de novos equipamentos. A disponibilidade desses dispositivos deverá ser revisada regularmente à medida que os trabalhos avancem e poderá necessitar de complementos, com novas tecnologias e procedimentos.
- d) Monitoramento individual: o SPR deverá ajustar a dosimetria pessoal de acordo com a caracterização do risco radiológico. Por exemplo, as aberturas e desmantelamentos dos sistemas radioativos podem levar a níveis mais elevados de contaminação de superfície, aumentando o potencial para dose relacionada às partículas beta. Como medida preventiva, é proposto que seja incluído no Programa de Controle da Exposição à Radiação (ELETRONUCLEAR, 2020), recomendações explícitas para o uso de equipamentos de proteção dos olhos (óculos de proteção ou viseira com proteção facial). Adicionalmente, com os maiores riscos de contaminação aerotransportada aumentam os riscos de exposição interna. A probabilidade de exposição interna poderá ser estimada através de um programa de amostragens do ar das áreas de trabalho. Seus resultados orientarão o SPR na avaliação da indicação de equipamentos de proteção respiratória

para os indivíduos ocupacionalmente expostos (IOEs). Porém, equipamentos de proteção adicionais podem impactar o tempo de exposição, conforme apresentado no Anexo 2. Portanto, uma avaliação preliminar ALARA deve ser desenvolvida para estimar as doses resultantes com seu uso, assim como, outros fatores de segurança devem ser analisados, tais como a concentração de oxigênio do local de trabalho e o fator de proteção do respirador. Para a gestão de seu pessoal, o SPR deve considerar o potencial aumento da frequência das bioanálises devido à ocorrência de radionuclídeos aerotransportados.

#### **4.3.1 Processos de descontaminação**

Para melhorar as condições de trabalho, removendo ou reduzindo os riscos de exposições externas e internas, e otimizar o volume rejeitos sólidos radioativos, serão aplicadas técnicas de descontaminação de superfícies e de descontaminação dos sistemas. Para a seleção da técnica e de sua aplicação será necessário analisar previamente as condições de segurança da instalação e realizar uma avaliação de custos-benefícios. Sua execução deverá estar aderente aos princípios de justificação, otimização e limitação de dose.

- a) Descontaminação de superfícies: as técnicas atualmente praticadas pelo SPR atenderão a maioria das situações esperadas para o PTA1, tanto para a descontaminação de peças e materiais, quanto para superfícies de pisos e paredes dos locais de trabalho. Considerando que Angra 1 ficará sob o regime de desmantelamento protelado, é proposta uma revisão dos procedimentos de descontaminação incluindo, nos casos de altos níveis de contaminação e/ou radiação, técnicas de fixação através da aplicação de tintas e revestimentos plásticos removíveis ou contenção por meio de barreiras físicas, de forma que a descontaminação possa ser postergada para um período com menores níveis de atividade em função do decaimento radioativo. Porém, devido ao longo período de monitoração (PMA1), os processos de fixação poderão degradar, levando à redução da limpeza, ao espalhamento do material radioativo e ao aumento do risco de contaminação pessoal. Essas questões precisam ser consideradas pelo SPR para o planejamento das atividades de limpeza e descontaminação e para o desenvolvimento de um programa de inspeção.

- b) Descontaminação dos sistemas: esta técnica envolverá os processos de descontaminação química e/ou remoção dos pontos quentes. A seleção do método, sua abrangência e o momento de aplicação devem estar baseados em análises de custos e benefícios. Considerando o longo tempo previsto para o PMA1, a expectativa das condições radiológicas típicas de Angra 1 e o programa de tarefas previsto para o PTA1 (ELETRONUCLEAR, 2018), é proposto para o planejamento estratégico do projeto de descomissionamento, realizar as operações de remoção dos pontos quentes em sistemas selecionados pelo SPR durante o PTA1, e postergar a descontaminação química dos sistemas para o PMA1, pelo menos cinco anos antes da última etapa do descomissionamento, para possibilitar a plena caracterização radiológica da planta. Estas propostas são preliminares e necessitarão de revisão quando todos os parâmetros necessários para as análises completas de custos e benefícios estiverem definidos.

#### 4.4 PLANEJAMENTO PARA AS ATIVIDADES;

O conhecimento prévio do programa de trabalho será fundamental para o SPR analisar as demandas relacionadas ao seu quadro de pessoal, especificação de equipamentos e para as pesquisas preliminares para os planejamentos ALARA. O detalhamento do programa de trabalho para o PTA1 ainda não está disponível e deverá ser desenvolvido à medida que o desligamento permanente se aproxime. É proposto que o SPR inicie o seu planejamento analisando as atividades previstas no Plano Preliminar de Descomissionamento da CNAAA (ELETRONUCLEAR, 2018) e em experiências de outras usinas. Por exemplo, com base nas tarefas previstas por MICHAL *et Al.* (2016) e considerando experiência operacional de Angra 1, é apresentado a seguir um sumário com as principais atividades propostas que envolverão o SPR durante o PTA1.

- a) Relacionadas ao desligamento:
- i) Desligamento e inspeção inicial da planta: levantamento radiométrico pós desligamento, sinalização do Edifício do Reator, transferência do combustível nuclear do reator para a piscina de combustível usado (PCU) e descontaminação da cavidade do reator.

- ii) Operações de limpeza dos sistemas: drenagem, secagem ou purga de todos os sistemas não requeridos para a segurança do PTA1, incluindo a remoção fluidos operacionais e drenagem de sistemas contaminados.
  - iii) Descontaminação e/ou fixação de contaminação de superfícies para reduzir os riscos potenciais de contaminação e o nível geral de radiação nas áreas de trabalho.
  - iv) Operação para remoção dos pontos quentes e/ou descontaminação dos sistemas.
  - v) Suporte às atividades de desmantelamentos de equipamentos menores (tubulações, bombas, trocadores de calor, entre outros) e remoção de materiais perigosos (amianto, chumbo e produtos químicos).
  - vi) Identificação de sistemas que darão suporte às atividades.
  - vii) Preparação de salas e edifícios durante a transição: definição das salas e edifícios que poderão ter acesso de rotina, periódico ou bloqueados.
- b) Atividades de preparação para o período de monitoração (PMA1):
- i) Descontaminação de áreas, compartimentos e equipamentos para otimizar o desmantelamento.
  - ii) Transferência do combustível nuclear da PCU para a Unidade Complementar de Armazenamento a Seco dos Elementos Combustíveis Irrradiados (UAS).
  - iii) Operações de drenagem da PCU e do canal de transferência e suas respectivas descontaminações.
  - iv) Preparação de uma área para armazenamento temporário de rejeitos.

- v) Desmantelamento e transferência de equipamentos contaminados e materiais para armazenamento de longo prazo (repositório final de rejeitos radioativos, se disponível).
- vi) Amostragens para caracterização radiológica e levantamentos radiométricos e ambientais periódicos de rotina.
- vii) Configuração do sítio, isolamento e estruturas de proteção.

#### 4.5 PROCESSOS DE OTIMIZAÇÃO DA PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

O projeto para o descomissionamento de Angra 1 e etapas associadas são as referências para o planejamento geral. Para o trabalho prático do SPR, será necessário um planejamento mais detalhado com respeito aos aspectos de segurança e proteção radiológica. Planejamentos ALARA criteriosos e o conhecimento das técnicas de descontaminação e de desmontagem serão essenciais para garantir que a exposição dos trabalhadores à radiação seja otimizada. As técnicas de desmontagem podem ser comparadas com o auxílio de critérios de seleção baseados em doses individual e coletiva, e as opções práticas das medidas de proteção podem ser identificadas analisando a experiência de outras usinas.

Os níveis de restrição de dose praticados durante a fase operacional foram definidos em função das características radiológicas daquela fase. O SPR deve avaliar as consequências das constantes alterações de configuração da usina com relação aos níveis de restrição para o PTA1. Por exemplo, a expectativa para os períodos de descomissionamento indica a redução gradativa dos níveis de radiação e, conseqüentemente, é esperado que as doses dos IOEs acompanhem o mesmo perfil. Porém, a manutenção dos níveis de restrição operacionais poderá dificultar a identificação das doses evitáveis, prejudicando sua otimização. Portanto, o Programa de Controle Sobre a Exposição à Radiação (ELETRONUCLEAR, 2020) deve ser revisado. As restrições de dose não são limites de dose e excedê-las não representa uma não conformidade com os requisitos regulatórios, mas podem indicar a necessidade de ações de acompanhamento.

O sistema de autorizações de trabalho e a emissão das Licenças de Trabalho Radiológico (LTR), deverão estar vinculados aos planejamentos ALARA para todas as tarefas e suportados por critérios de otimização. Estes critérios deverão ser considerados para a dose individual e

coletiva esperadas, bem como, em condições específicas que desafiam a proteção radiológica ocupacional (por exemplo, composições de radionuclídeos emissores de partículas alfa, trabalho em espaço confinado com taxas de dose não homogêneas). Os documentos do planejamento devem conter todas as informações necessárias para derivar, justificar e verificar o trabalho seguro e garantir que a exposição estará de acordo com os princípios de otimização. Serão necessárias informações sobre a situação radiológica, os arranjos reais dos sistemas e as medidas de proteção aplicadas. Neste contexto, é proposta a revisão do Programa ALARA (ELETRONUCLEAR, 2020), incluindo novos elementos para o planejamento ALARA das tarefas:

- a) Descrição das salas e áreas onde ocorrerá a desmontagem incluindo seu layout e ergonomia para os trabalhadores (arranjos, esquemas e fotos ilustrando a situação local).
- b) Descrição dos sistemas de segurança e instruções claras do Departamento de Operação da usina sobre quais devem ser desmontados e os que não devem ser desmontados.
- c) Descrição das condições para iniciar o trabalho (configuração elétrica, drenagem, despressurização, isolamento total ou parcial dos sistemas a serem desmontados). A configuração do sistema deve ser formalizada para o SPR.
- d) Avaliação previa, pelo SPR, da acessibilidade das áreas de trabalho (necessidade de descontaminação ou limpeza, estado da ventilação ou exaustão).
- e) Informações da Equipe de Descomissionamento sobre quais trabalhos poderão ou serão executados em paralelo e, quando aplicável, como os eventuais impactos negativos serão evitados.
- f) Dados da caracterização radiológica atualizados.
- g) Análise, junto à equipe que executará a tarefa, da sequência de trabalho principal e das etapas potencialmente relevantes para a exposição do pessoal.
- h) Lista detalhada, pela equipe executante da tarefa, das ferramentas e equipamentos específicos para cada etapa do trabalho.

- i) Revisão, junto à área de segurança industrial, das rotas e equipamentos para transporte, para emergências e resgates.
- j) Lista de monitores de radiação, amostradores de ar, equipamentos de proteção radiológica e equipamentos de proteção individual, incluindo os de segurança industrial.
- k) Avaliação dos riscos e ocorrências potenciais e contramedidas planejadas.
- l) Análise, junto as equipes envolvidas no planejamento, das técnicas de desmantelamento opcionais. Por exemplo, a seleção de equipamentos de corte que podem minimizar a liberação de contaminação aerotransportada. A segmentação de componentes e de sistemas contaminados é uma das atividades previstas para o PTA1 que não ocorrem com frequência durante a operação. Portanto, suas consequências devem ser avaliadas para a definir a proteção respiratória e identificar a necessidade ventilação adicional ou exaustão filtrada.
- m) Reuniões pré-trabalho com instruções do SPR para as equipes executantes, especialmente em termos de situação radiológica, espaço disponível, etapas críticas (por exemplo, o momento da abertura ou corte do sistema altamente contaminado).
- n) Reuniões pós-trabalho, junto à comissão ALARA, para discussão dos resultados e lições aprendidas.
- o) Estimativas de dose interna e externa individual e coletiva para as etapas de trabalho e para sua conclusão.
- p) Avaliação das estimativas de dose em relação às restrições de dose. As estimativas de doses não devem ser limitadas ao desmantelamento, mas também incluir o trabalho preparatório, a limpeza após o trabalho e as atividades relacionadas com o tratamento dos rejeitos.

Em termos de efluentes radiológicos, as drenagens de sistemas previstas para o PTA1 podem resultar em uma quantidade considerável de rejeitos líquidos a serem tratados, incluindo a possibilidade de remoção e destinação de óleos usados em bombas e motores. São previstas

ainda, crescentes atividades de descontaminação de áreas, compartimentos, equipamentos, descontaminações da PCU e do Canal de Transferência, tarefas que envolverão a aplicação de técnicas de descontaminação e gerenciamento dos rejeitos oriundos dos processos. Para sua otimização, serão necessários planejamentos ALARA específicos e a presença do pessoal da proteção radiológica durante todo o tempo, aplicando as medidas de proteção e segurança dos trabalhadores e para a destinação dos rejeitos.

#### 4.6 GESTÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS DURANTE O PTA1

Todos os materiais, equipamentos, componentes, resíduos e substâncias oriundas da área controlada estão sob controle regulatório. Sua liberação é condicionada a demonstração que atendem aos critérios de exclusão descritos na Norma CNEN NN 3.01 (ANSN, 2014). Esta demonstração se baseia em monitoração radiológica e o não atendimento aos níveis de exclusão classifica o material como rejeito radioativo. As atividades relativas ao gerenciamento dos rejeitos exigirão, portanto, participação ativa da radioproteção ocupacional: no acompanhamento radiológico das operações de tratamento dos rejeitos operacionais, encapsulamento e transferência, em atividades de segregação, monitoração, descontaminação, destinação e armazenamento inicial dos embalados de rejeitos sólidos. Em função dos volumes a serem tratados nas diversas etapas para o seu processamento, a exposição dos trabalhadores pode ser contínua, resultando em grande parcela da dose coletiva. É proposto que o SPR inclua em sua estratégia as estações de segregação com grande capacidade de processamento. Deve ainda ampliar as estações hoje disponíveis para descontaminação e utilizar, dentro do possível, os recursos de descontaminação das outras usinas da CNAEA. A gestão dos rejeitos deve ser planejada de acordo com os critérios de otimização para se obter o melhor resultado com o menor custo de dose possível. De acordo com o planejamento das atividades que constam no Plano Preliminar de Descomissionamento da CNAEA (ELETRONUCLEAR, 2018), são previstas para o PTA1 as seguintes tarefas relacionadas ao processamento de rejeitos, armazenamento e disposição:

- a) Processamento dos rejeitos operacionais e aqueles produzidos após o desligamento, seu armazenamento inicial e análise de segurança para disposição.

- b) Processamento de rejeitos líquidos oriundos da lavanderia da área controlada, dos rejeitos de descontaminação e do processamento de fluidos dos sistemas operacionais (líquidos, gases, óleos e resíduos).
- c) Gestão dos rejeitos oriundos dos dismantelamentos de pequenos equipamentos (por exemplo, partes contaminadas e resíduos de limpeza).
- d) Transferências, caracterização e armazenamento no Centro de Gerenciamento de Rejeitos (CGR) dos embalados de rejeitos de baixa e média atividades e suas transferências para o repositório final (se disponível).

São atividades que exigem a presença ativa de trabalhadores da planta, incluindo grande participação do pessoal da radioproteção ocupacional. É proposto que o Programa ALARA considere:

- a) A definição prévia dos níveis de referência aplicáveis aos processos de gestão de rejeitos.
- b) O equilíbrio entre a redução do volume de rejeitos e a exposição ocupacional.
- c) O manuseio e monitoração de resíduos mistos potencialmente contaminados (cabos elétricos contaminados com chumbo e amianto).
- d) A disponibilidade das áreas de armazenamento temporário adequadas para sistemas, equipamentos desmontados e materiais. As áreas de armazenamento temporário precisam ser dimensionadas para fornecer espaço suficiente para a segregação dos rejeitos radioativos e distanciamento adequado para minimizar a dose dos trabalhadores devido ao acúmulo de equipamentos e materiais. Uma boa prática consiste na blindagem dos volumes de rejeitos com altas taxas de dose com os volumes com taxas de dose menores. É proposta a utilização do Edifício da Turbina para este fim.

#### **4.6.1 Gestão do Centro de Gerenciamento de Rejeitos**

Os Depósitos Iniciais do CGR foram projetados e licenciados para armazenar os embalados de rejeitos sólidos de baixa e média atividades produzidos durante a operação das unidades 1 e 2 da CNAAA. Portanto, não estão dimensionados para o armazenamento dos embalados produzidos nas fases de descomissionamento, tampouco licenciados para a disposição final. É proposto que o SPR inclua em sua estratégia de gestão a utilização do CGR para auxiliar no armazenamento dos embalados produzidos durante o PTA1, liberando espaço nas áreas de armazenamento temporário e melhorando o fluxo dos embalados. Para isso, deverá revisar o Programa de Controle de Rejeitos Sólidos Radioativo (ELETRONUCLEAR, 2020) incluindo a intensificação das técnicas e as campanhas de redução de geração de rejeitos. A estratégia de gestão deverá ainda considerar a aplicação de procedimentos de redução do volume dos embalados armazenados com o objetivo de viabilizar sua aplicação no CGR (por exemplo, a secagem de resinas exauridas, incineração de rejeitos ou a supercompactação de embalados). No caso dos componentes armazenados no Depósito Inicial dos Geradores de Vapor (DIGV), é necessário que a alta gerência da empresa defina a estratégia a ser adotada. Por exemplo, se serão descontaminados, desmantelados ou segmentados (geradores de vapor, por exemplo) antes de sua disposição final. A disposição final exigirá a plena caracterização radiológica dos embalados e rejeitos, portanto, é fundamental que o Prédio de Monitoração esteja disponível e operável, com os processos de caracterização radiológica validados.

A gestão do CGR será otimizada com a disponibilidade do Repositório Final de Rejeitos de Baixa e Média Atividades e é esperado que este repositório esteja disponível antes do início da última etapa do descomissionamento da CNAAA. Desta forma, o planejamento para o PTA1 deverá considerar, além da ampliação da área para o processamento dos rejeitos, a possibilidade de ampliação de sua capacidade de armazenamento inicial.

#### **4.6.2 Gestão da Unidade Complementar de Armazenamento a Seco dos Elementos Combustíveis Irrradiados**

A experiência internacional, especialmente nos Estados Unidos da América, mostra que o gerenciamento do combustível usado é de grande importância nos projetos de

descomissionamento, principalmente porque a maioria dos países ainda não possui um repositório final (EPRI, 2006). No Brasil, atualmente não existe previsão para a definição deste repositório à curto prazo. A estratégia atual considera armazenar os elementos combustíveis de Angra 1 na UAS. Esta instalação permite ampliação para armazenar todos os elementos combustíveis da usina, caso o repositório não esteja disponível, funcionando como uma ISFSI (*Independent Spent Fuel Storage Installation*). A UAS é uma instalação licenciada e não exigirá modificações do SPR com o armazenamento de todos os elementos combustíveis de Angra 1, visto que as operações de transferência e armazenamento e os programas de inspeção e os controles radiológicos, já estão implementados.

#### 4.7 INSPEÇÕES REGULATÓRIAS E DE SALVAGUARDAS

Todo o projeto de descomissionamento é regulamentado e requer autorizações para cada etapa, até sua conclusão. O início das atividades será autorizado após a aprovação do Plano Final de Descomissionamento e da concessão, pela ANSN, da Autorização para Descomissionamento (ANSN, 2017). Durante o PTA1 são previstas inspeções regulatórias da Autoridade Nacional de Segurança Nuclear (ANSN), incluindo o permanente acompanhamento das atividades por inspetores residentes. Também são previstas inspeções de salvaguardas pela *International Atomic Energy Agency* (IAEA) e Agência Brasileiro-Argentina de Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares (ABACC).

A fiscalização regulatória contribui para a manutenção da segurança radiológica das instalações, dos trabalhadores e do meio ambiente. Portanto, representa importante apoio que deve ser considerado durante o planejamento e durante a execução das atividades do SPR.

## 5 CONCLUSÃO

A usina Angra 1 será a primeira a encerrar sua licença de operação e os resultados obtidos durante o seu descomissionamento orientarão os eventuais ajustes no planejamento para toda a central nuclear. A execução bem sucedida de seu descomissionamento envolverá um planejamento abrangente e que aborde os impactos e desafios esperados para Serviço de Proteção Radiológica (SPR) durante o período de transição. A atual versão do Plano Preliminar de Descomissionamento da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) (ELETRONUCLEAR, 2018) abrange as principais informações sobre o projeto para o descomissionamento protelado de Angra 1, porém, não discute estes elementos.

As mudanças organizacionais, a terceirização das atividades e a reconfiguração da planta previstos para esta etapa, representam potenciais desafios para a cultura de segurança, para a segurança radiológica dos indivíduos ocupacionalmente expostos (IOEs) e para a gestão dos rejeitos radioativos. Serão necessárias adaptações na organização do SPR e da Comissão ALARA de Angra 1, revisões das práticas de radioproteção, do Plano de Proteção Radiológica e dos respectivos programas de monitoração e de treinamento para que esta transição ocorra de forma segura e de acordo com os princípios de proteção radiológica.

Durante a fase de planejamento para o período de transição de Angra 1 (PTA1), a compilação dos resultados do histórico radiológico ambiental e dos levantamentos radiométricos das áreas de trabalho fornecerão a caracterização radiológica de referência para o desenvolvimento preliminar dos planejamentos ALARA. Nesta etapa, o conhecimento pessoal do histórico operacional da usina será um importante recurso para a segurança. Sua preservação será fundamental para a avaliação dos potenciais riscos radiológicos.

Após o desligamento permanente do reator nuclear, a usina será reconfigurada para os novos objetivos. Neste cenário, as avaliações das condições de segurança deverão incluir a segurança da instalação, o plano de trabalho e o planejamento de cada atividade para que as tarefas sejam conduzidas de forma segura para a usina, para os trabalhadores e para o meio ambiente. É previsto ainda que, durante o PTA1, alguns sistemas sejam desenergizados ou desmantelados. A Comissão ALARA deverá assegurar que os sistemas relacionados à habitabilidade, segurança e proteção radiológica estejam disponíveis e operáveis durante este período.

É esperado que a composição dos radionuclídeos mude devido à contaminação cruzada entre os sistemas, pelo decaimento radioativo e pelos processos de descontaminação. Será

necessário um processo de caracterização radiológica contínuo, otimizado e justificado, com ajustes sempre que necessário nos sistemas de classificação de áreas e nos programas de monitoração. Apesar da expectativa de redução gradativa dos níveis de exposição externa, novos riscos poderão surgir, principalmente aqueles relacionados à dispersão de aerossóis e emissores de partículas alfa durante os dismantelamentos de sistemas e componentes, aumentando os riscos de exposições não planejadas. O SPR deverá aplicar técnicas de descontaminação, de confinamento de aerossóis e monitorar continuamente o ar do ambiente de trabalho.

As técnicas de limpeza e de descontaminação de superfícies, serão as mesmas que as atualmente praticadas e, assim como na fase operacional, deverão estar aderentes aos princípios de radioproteção. Nesse sentido, para a descontaminação de superfícies em locais com altos níveis de radiação, deverão ser aplicadas as técnicas de fixação para permitir sua descontaminação futura, com menores riscos de exposição devido ao decaimento radioativo resultante do longo período de monitoração (PMA1) previsto. Em sistemas identificados pelo SPR, as operações de remoção de pontos quentes auxiliarão na redução das taxas de exposição durante o PTA1, possibilitando postergar a descontaminação química completa dos sistemas para os anos finais do PMA1.

Os processos de otimização da radioproteção necessitarão de revisão com a inclusão de elementos relacionados à análise de segurança da instalação, dos riscos industriais e suas respectivas ações contingenciais e, devido aos maiores os riscos de acidentes convencionais previstos devido aos processos de dismantelamentos, será importante a participação de representantes da área de segurança industrial nas reuniões de planejamento ALARA das tarefas.

A gestão dos rejeitos radioativos é um dos mais importantes desafios previstos para o SPR devido ao grande volume esperado, podendo resultar uma parte significativa da exposição dos trabalhadores. Portanto, deve estar baseada em planejamentos ALARA e com estratégia claramente definida: com áreas adequadamente dimensionadas e disponíveis para sua segregação e armazenamento temporário. A utilização do Centro de Gerenciamento de Rejeitos (CGR), para auxiliar o armazenamento temporário dos embalados durante o PTA1, exigirá a intensificação das campanhas de redução da geração dos rejeitos radioativos na usina. Adicionalmente, o SPR deverá avaliar a aplicação de métodos de redução do volume dos embalados armazenados nos depósitos iniciais e considerar a possibilidade de ampliação de sua capacidade de armazenamento. A destinação dos embalados de rejeitos radioativos de baixa e média atividades será solucionada com a disponibilidade do Repositório Final. Portanto, é

fundamental que o Prédio de Monitoração esteja operável e os métodos de caracterização validados para atender aos requisitos da regulamentação para a destinação dos embalados e dos rejeitos. Com relação à estratégia adotada pela CNAAA para o armazenamento dos elementos combustíveis usados na Unidade Complementar de Armazenamento a Seco dos Elementos Combustíveis Irradiados (UAS), não foram identificadas necessidades de adaptações ou ajustes no SPR ou em suas práticas, visto que as operações de transferência e armazenamento, assim como, os programas de inspeção e de monitoração, já estão implementados.

Com relação as inspeções regulatórias previstas, serão realizadas por profissionais com expertise e larga experiência, o que pode proporcionar apoio adicional ao SPR para o planejamento e para a execução das atividades do PTA1.

O Serviço de Proteção Radiológica da CNAAA é dimensionado e qualificado para atender a fase operacional das usinas nucleares. Mas, a fase de descomissionamento exigirá adaptações, ajustes e planejamentos específicos que não são analisados e discutidos no planejamento geral. É necessário portanto, debater o tema para iniciar o desenvolvimento de um planejamento específico para o SPR, ainda que preliminar, para que o período de transição de Angra 1 ocorra de forma otimizada e segura. A metodologia desenvolvida neste estudo identificou a necessidade de ajustes e adaptações do SPR e as propostas apresentadas têm o intuito de auxiliar este planejamento, otimizar a radioproteção dos trabalhadores e preservar o meio ambiente. Porém, necessitarão de atualizações, complementos e aperfeiçoamentos à medida que o planejamento para o descomissionamento de Angra 1 seja mais detalhado. Nesse sentido, são propostos os seguintes trabalhos futuros:

- a) Desenvolvimento de novos métodos de monitoração remota e técnicas e tecnologias para monitoração e descontaminação de superfícies, paredes e solo.
- b) Análise de custos e benefícios para definição do processo de descontaminação de sistemas, sua abrangência e momento de aplicação.
- c) Estudo de métodos de corte das tubulações de Angra 1, com o objetivo de reduzir a dispersão de aerossóis.
- d) Estudo de novas técnicas para redução do volume de rejeitos radioativos e do volume de embalados armazenados.

## REFERÊNCIAS

AGÊNCIA BRASILEIRO-ARGENTINA DE CONTABILIDADE E CONTROLE DE MATERIAIS NUCLEARES (ABACC). Disponível em: <https://www.abacc.org.br/>. Acessado em 22 de agosto de 2022.

AUTORIDADE NACIONAL DE SEGURANÇA NUCLEAR (ANSN). **Certificação da Qualificação de Supervisores de Proteção Radiológica**. Norma CNEN NN 7.01, 2020.

AUTORIDADE NACIONAL DE SEGURANÇA NUCLEAR (ANSN). **Critérios de Aceitação para Deposição de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação**, Norma CNEN NN 6.09, 2002.

AUTORIDADE NACIONAL DE SEGURANÇA NUCLEAR (ANSN). **Descomissionamento de Usinas Nucleoelétricas**. Norma CNEN NN 9.01, 2017.

AUTORIDADE NACIONAL DE SEGURANÇA NUCLEAR (ANSN). **Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica**. Norma CNEN NN 3.01, 2014.

AUTORIDADE NACIONAL DE SEGURANÇA NUCLEAR (ANSN). **Glossário do Setor Nuclear e Radiológico Brasileiro**. Rio de Janeiro, março de 2020.

AUTORIDADE NACIONAL DE SEGURANÇA NUCLEAR (ANSN). **Licenciamento de Depósitos de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação**. Norma CNEN NN 8.02, 2014.

AUTORIDADE NACIONAL DE SEGURANÇA NUCLEAR (ANSN). **Serviços de Radioproteção**. Norma CNEN NE 3.02, 2018.

AUTORIDADE NACIONAL DE SEGURANÇA NUCLEAR (ANSN). Disponível em: <https://www.gov.br/cnen/pt-br>. Acessado em 09 de agosto de 2022.

BONAVIGO L., DE SALVE M., ZUCCHETTI M., ANNUNZIATA D. **Radioactivity release and dust production during the cutting of the primary circuit of a nuclear power plant: The case of E. Fermi NPP**. Politecnico di Torino, Dipartimento di Energetica, SOGIN S.p.A., Centrale Nucleare di Trino, Italy, 2009.

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE (EPRI). **Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report**, 2006.

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE (EPRI). **Radiation Field Control Manual**. Final Report, 2004.

ELETRONUCLEAR. **Plano Preliminar de Descomissionamento da CNAAA**, 2018.

ELETRONUCLEAR. **Plano de Proteção Radiológica da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto**, 2020.

ELETRONUCLEAR. **Plano de Radioproteção para Operação do Centro de Gerenciamento de Rejeitos**, 2008.

ELETRONUCLEAR. **Plano de Radioproteção/Operação do Depósito Inicial dos Geradores de Vapor**, 2007.

ELETRONUCLEAR. **Eletrobras Eletronuclear S.A.** Disponível em <https://www.eletronuclear.gov.br/Paginas/default.aspx>. Acessado em 26 de janeiro de 2022.

GOVERNO FEDERAL, Gabinete de Segurança Institucional. **Sistema de Proteção ao Programa Nuclear Brasileiro – SIPRON**. <https://www.gov.br/gsi/pt-br/assuntos/sipron>. Acessado em 05 de outubro de 2022.

GOVERNO FEDERAL, Presidência da República, Casa Civil. **Convenção Conjunta para o Gerenciamento Seguro de Combustível Nuclear Usado e dos Rejeitos Radioativos**. Decreto nº 5935 ([planalto.gov.br](http://planalto.gov.br)). Acessado em 05 de outubro de 2022.

GOTCHEVA N.; OEDEWALD P., Technical Research Centre of Finland. **SafePhase: Safety culture challenges in design, construction, installation and commissioning phases of large nuclear power projects**. Swedish Radiation Safety Authority, Estocolmo, Suécia, 2015.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Decommissioning of Facilities**, General Safety Requirements Part 6 No. GSR Part 6. Vienna, 2014.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Methods for Assessing Occupational Radiation Doses Due to Intakes of Radionuclides**, Safety Reports Series No. 37. Vienna, 2004.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Decommissioning of Nuclear Facilities: Training and Human Resource Considerations**. Nuclear Energy Series No. NG-T-2.3. Vienna, 2008.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Occupational Radiation Protection during the Decommissioning of Nuclear Installations**, TECDOC-1954. Vienna, 2021.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **The Power Reactor Information System (PRIS)**. PRIS - Home (iaea.org) <https://pris.iaea.org/pris/home.aspx> (acessado em 14 de janeiro de 2022).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). Disponível em: <https://www.iaea.org>. Acessado em 22 de agosto de 2022.

KAULARD J., BRENDENBACH B. **Radiation Protection during Decommissioning of Nuclear Facilities, Experiences and Challenges**, IRPA13, Glasgow, Scotland, 2012.

KIM, S. I., LEE, H. Y., SONG, J. S. **A study on characteristics and internal exposure evaluation of radioactive aerosols during pipe cutting in decommissioning of nuclear power plant**, 2018.

MICHAL V., LJUBENOV V., INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Perspectives on Preparation for Decommissioning**. Lyon, France, 2016.

MONTEIRO B., MOREIRA J., MAIORINO J. **Brazilian Nuclear Power Plants Decommissioning Plan for a Multiple Reactor Site**. Universidade Federal do ABC. INAC, 2015.

NUCLEAR ENERGY AGENCY (NEA). **Financing the Decommissioning of Nuclear Facilities**, 2016.

OLIVEIRA, M. J. **Redução do Volume de Rejeitos Radioativos Sólidos pela Técnica de Supercompactação**. 64ª Semana Oficial da Engenharia, da Arquitetura e da Agronomia (SOEAA). Rio de Janeiro, 2007.

PINHO, B.E. **Uma Proposta Inicial de um Plano para o Período de Transição do Desligamento Permanente da Usina Nuclear Angra 1 até a Condição de Safe Storage**. Rio de Janeiro, 2018.

QUIROS, W. A Case Study: **The First Coastal Nuclear Decommissioning Project in California**. California Polytechnic State University, San Luis Obispo, California. USA, 2019.

REID, R.; MCGRATH R. **Waste Management Best Practices for Decommissioning of Nuclear Power Plants**. Waste Management Conference (WM 2015), Phoenix, AZ. USA, 2015.

SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATING STATION (SONGS). **Hot Particle Training for Health Physics Technicians**. Student Handout, Rev. 1, 1987.

SLAVCHEVA K.; MORI M.; D'AMICO N. **Safety Culture and Organizational Issues during Transition from Operation to Decommissioning of NPPs**. International Conference Nuclear Energy for New Europe. Slovenia, 2005

SZILAGYI A.; BRIN G. **Operations to Disposition: The Final Steps of A Facility's Operational Phase**. Waste Management Conference (WM'00). Tucson, AZ. USA, 2000.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (U.S.NRC): **Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities**, NUREG-0586, 2002.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (U.S.NRC): **Safety Culture Policy Statement**, 76 FR 34773, 2011.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION - U.S.NRC: Code of Federal Regulations, Part 20 – **Standards for Protection Against Radiation** (10 CFR 20.1003). Disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part020/part020-1003.html>. Acessado em 14 de dezembro de 2022.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION (WNA), **Decommissioning Nuclear Facilities**. Disponível em: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-wastes/decommissioning-nuclear-facilities.aspx>. Acessado em 04 de fevereiro de 2022.

## ANEXO 1: Rejeitos sólidos radioativos

Os rejeitos sólidos radioativos produzidos durante a operação das usinas são os Rejeitos de Baixo e Médio Níveis de Radiação, os quais são definidos na Norma CNEN NN 6.09 (ANSN, 2002) por: “*aqueles contendo, predominantemente, radionuclídeos emissores beta e gama com meia vida da ordem de 30 anos, com quantidades de emissores alfa iguais ou inferiores a  $3,7 \times 10^3$  Bq/g, e cujas taxas de calor não ultrapassem a  $2 \text{ kW/m}^3$ .*”

O Plano de Radioproteção para Operação do Centro de Gerenciamento de Rejeitos (ELETRONUCLEAR, 2008) define os seguintes tipos de rejeitos sólidos radioativos de baixa e média atividades produzidos durante a operação das usinas.:

Concentrado do evaporador (CE): oriundo dos sistemas de purificação e de tratamento de rejeitos líquidos das usinas (evaporador de rejeitos e de reciclagem). Em Angra 1, é imobilizado em matriz de cimento, em recipientes cilíndricos de  $1 \text{ m}^3$ , denominados como *liners*. Em Angra 2, é imobilizado em matriz de betume, em tambores de  $0,2 \text{ m}^3$ .

Resina do primário (RP): oriundo dos sistemas de purificação do refrigerante do reator, sistema de purificação da piscina de elementos combustíveis e sistema de processamento de rejeitos líquidos. Em Angra 1, é imobilizado em matriz de cimento, em recipientes cilíndricos de  $1 \text{ m}^3$  (*liners*). Em Angra 2, é imobilizado em matriz de betume, em tambores de  $0,2 \text{ m}^3$ .

Filtro (F): oriundo dos sistemas de purificação do refrigerante do reator. É imobilizado em tambor de  $0,2 \text{ m}^3$ , sendo, em Angra 1 imobilizado em matriz de cimento e, em Angra 2, imobilizado em betume.

Rejeito compactado (RC): composto por materiais compressíveis triturados e compactados por prensa hidráulica para redução de volume (por exemplo: materiais plásticos, papéis, luvas, sapatilhas e vestimentas). Tanto em Angra 1, quanto em Angra 2, são compactados em tambores de  $0,2 \text{ m}^3$ .

Rejeito não compactado (RNC): composto por materiais não compressíveis (por exemplo, peças, tubos e materiais metálicos em geral). Em Angra 1, são imobilizados em matriz de

cimento, em caixas metálicas de 1,248 m<sup>3</sup>. Os RNC produzidos em Angra 2 são transferidos para imobilização em cimento em Angra 1.

As embalagens autorizadas pela ANSN para o acondicionamento de rejeitos sólidos radioativos gerados durante a operação das usinas nucleares Angra 1 e 2, são:

Tambor (Angra 1): embalagem confeccionada em aço carbono com 1,25 mm de espessura e capacidade volumétrica nominal de 0,2 m<sup>3</sup>. Revestida interna e externamente com pintura à base epóxi, com acabamento externo na cor verde. Altura total de 875 mm, diâmetro interno de 570 mm e diâmetro externo de 604 mm. É utilizada para a condicionamento de rejeitos compactáveis e filtros (Figura 18).

Tambor (Angra 2): embalagem confeccionada em aço carbono com 1,50 mm de espessura e capacidade volumétrica nominal de 0,2 m<sup>3</sup>. Revestida interna e externamente com pintura à base epóxi, com acabamento externo na cor amarela. Altura total de 928 mm, diâmetro interno de 560 mm e diâmetro externo de 621 mm. É utilizada para rejeitos imobilizados em matriz de betume e compactáveis (Figura 19).



Figura 18: Tambor (Angra 1)  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2008)



Figura 19: Tambor (Angra 2)  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2008)

Caixa metálica: embalagem confeccionada em aço carbono com 4,76 mm de espessura e capacidade volumétrica de 1,248 m<sup>3</sup>. Revestida interna e externamente com pintura à base epóxi, com acabamento externo na cor amarelo. Altura total de 1,200 mm, largura de 800 mm e 1300 mm de comprimento. É utilizada para a imobilização em cimento dos rejeitos sólidos não compactados de Angra 1 e de Angra 2 (Figura 20).

*Liner*: embalagem de forma cilíndrica circular, confeccionada em aço carbono, com acabamento de pintura à base epóxi. É equipada individualmente com conjunto misturador interno de palhetas e defletores. Altura total de 1301,75 mm e diâmetro externo do corpo de 1206,50 mm, são providas de blindagens internas de concreto, variáveis em espessura, acarretando em três tipos de embalagens com volumes internos diferentes, dependendo do rejeito a ser solidificado em Angra 1: resina do primário, resina do secundário e concentrado do evaporador (Figura 21).



Figura 20: Caixas metálicas  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2008)



Figura 21: *Liner*  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2008)

Caixa B 25: embalagem metálica confeccionada em aço carbono com dimensões internas 1,26 m de altura, 1,91 m de comprimento e 1,01 de largura e capacidade volumétrica nominal de 2,43 m<sup>3</sup>. É revestida interna e externamente por uma camada de tinta anticorrosiva e tem como acabamento externo uma camada de tinta esmalte alquídico na cor azul (Figura 22). É utilizada para o acondicionamento dos tambores supercompactados.

VBA (Sigla do idioma alemão para *Verlorene Beton Abshirmung*): embalagem de concreto armado para transporte e acondicionamento de embalados de rejeitos radioativos. Construída em concreto armado pré-fabricado, de forma cilíndrica, com altura total de 1,50 m e diâmetro externo de 1,07 m. Destina-se a receber tambor de 0,2 m<sup>3</sup> que a ela será monolitizado por argamassa. É utilizada como blindagens ou em tambores danificados (Figura 23).



Figura 22: Caixa B 25  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2008)



Figura 23: VBA  
Fonte: ELETRONUCLEAR (2008)

Os embalados produzidos são armazenados em Depósitos Iniciais que compõem o Centro de Gerenciamento de Rejeitos (CGR). Os Depósitos Iniciais são “*aqueles destinados ao armazenamento de rejeitos radioativos cuja responsabilidade para administração e operação é do titular, pessoa jurídica responsável legal pela instalação geradora dos rejeitos.*” (ANSN, 2014). Os Depósitos Iniciais do CGR são descritos abaixo.

Depósito 1: Instalação para armazenamento dos embalados oriundos da operação de Angra 1. É composta pelo Módulo A, com capacidade equivalente a 1696 tambores; e pelo Módulo B, com capacidade equivalente a 2368 tambores.

Depósito 2: Instalação para armazenamento dos embalados oriundos da operação de Angra 1. É composta pelo Módulo A, com capacidade para 755 *liners* e 19 VBAs; e pelo Módulo B, com capacidade para 252 *liners* e 2316 tambores.

Depósito 3: É composto pelo o Módulo A, que armazena os tambores de rejeitos compactados oriundos de Angra 2 e qualquer tipo de embalado proveniente de Angra 1. Tem capacidade para 3892 tambores e 300 caixas metálicas; e o Módulo B, com capacidade para 1720 tambores, que se destina a receber tambores oriundos de Angra 2.

Prédio de Monitoração: localizado entre os Depósitos 1 e 2. Se destina a caracterização isotópica dos embalados de rejeitos produzidos na CNAAB. Até a conclusão deste trabalho, o prédio e a metodologia para a caracterização isotópica não estavam finalizados.

## ANEXO 2: Impacto das condições de trabalho e dos equipamentos proteção no tempo de exposição

As condições do trabalho, a ergonomia, o conforto e os trajes de proteção impactam os trabalhadores e interferem no tempo de exposição e, portanto, a dose externa. As Tabelas 4 e 5 apresentam estes impactos e indicam a interdependência dos diferentes objetivos de proteção que precisam ser equilibrados.

Tabela 4: Impacto das condições de trabalho no tempo exposto

Condições de trabalho	Impacto na duração da exposição
Iluminação inadequada.	+ 20% em comparação com o trabalho com iluminação adequada.
Condições de ruído ou comunicação difícil devido a máscaras, sem links de áudio.	+ 20% em comparação com empregos usando links de áudio para se comunicar com outros.
Espaço de trabalho: Área não muito congestionada.	+ 20% em comparação com o trabalho em uma área aberta.
Espaço de trabalho: Área altamente congestionada.	+ 40% em comparação com o trabalho em uma área aberta.

Fonte: Adaptado de IAEA (2021)

Tabela 5: Impacto dos trajes de proteção no tempo de exposição

	Tipo de Trabalho 1	Tipo de Trabalho 2	Tipo de Trabalho 3
Tipo de proteção	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Contínuo</li> <li>➤ Concentração</li> <li>➤ Trabalho preciso</li> <li>➤ Grande esforço</li> <li>➤ Duração &lt; 2 min</li> <li>➤ Espaço de trabalho muito restrito</li> <li>➤ Postura desconfortável</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Contínuo</li> <li>➤ Concentração</li> <li>➤ Trabalho preciso</li> <li>➤ Esforço leve pesado</li> <li>➤ Duração &lt; 10min</li> <li>➤ Área de trabalho restrita</li> <li>➤ Postura desconfortável (Exemplo: remoção, instalação e ajuste de 2 chaves de limite em um valor de 2 polegadas)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Contínuo</li> <li>➤ Concentração</li> <li>➤ Trabalho impreciso</li> <li>➤ Esforço leve pesado</li> <li>➤ Duração &lt; 10 min</li> <li>➤ Pouco espaço de trabalho</li> <li>➤ Postura desconfortável (Exemplo: desaparafusar, remover e aparafusar 12 porcas em uma válvula de 12 polegadas)</li> </ul>

## a) Roupas de algodão não ventiladas

Macacão de algodão + máscara	34% (± 17%)	34% (± 17%)	19% (± 14%)
------------------------------	-------------	-------------	-------------

## b) Roupa impermeável não ventilada (PVC ou Tyvek)

Capuz não ventilado + máscara ventilada	34% (± 19%)	65% (± 20%)	21% (± 13%)
Roupa impermeável + máscara	29% (± 8%)	46% (± 18%)	25% (± 13%)
Roupa impermeável + capuz ventilado	28% (± 12%)	27% (± 16%)	22% (± 10%)

## c) Roupa pressurizada alimentada a ar (PVC)

<i>Mururoa</i> pressurizado alimentado a ar	30% (± 11%)	37% (± 25%)	8% (± 4%)
Capuz pressurizado alimentado a ar + máscara ventilada	51% (± 12%)	57% (± 25%)	16% (± 14%)
<i>Mururoa</i> encurtado pressurizado com alimentação de ar	21% (± 13%)	-----	-----

Fonte: Adaptado de IAEA (2021)

### **ANEXO 3: Possíveis acidentes relacionados às atividades de período de transição em usinas PWR que afetam a proteção radiológica.**

A CNAAA desenvolveu ao longo de sua operação um plano de emergência que é atualizado regularmente com a introdução das melhores práticas, guias regulatórios e experiências da indústria e dos treinamentos simulados realizados na central nuclear. As equipes de resposta são organizadas em times que incluem profissionais de todas as áreas e especializações requeridas. O principal objetivo do plano é assegurar, manter e retornar à níveis aceitáveis as condições de segurança das instalações em uma condição de emergência. As ações a serem tomadas em resposta a uma emergência na CNAAA são regulamentadas por meio das Leis Federais que estabelecem o Sistema Integrado de Proteção ao Programa Nuclear Brasileiro (SIPRON) (GOVERNO FEDERAL, 2022) e definem sua organização, níveis de autoridade e responsabilidades. Estabelece ainda a organização da empresa, a distribuição e a definição de responsabilidades, a classificação das zonas de planejamento de emergência, as classes de emergência, os centros de suporte e os métodos de notificação externa.

As usinas dispõem de procedimentos administrativos e operacionais com as principais informações do plano de emergência de forma a auxiliar e definir os padrões para tomadas de decisão durante uma emergência. Estes procedimentos fornecem orientação para a atuação de cada área de forma coordenada durante um evento, estabelecendo limites e condições de contorno para atender, controlar e dirimir a emergência. Com a nova configuração, após o desligamento permanente de Angra 1, será necessário avaliar a necessidade de revisão nos procedimentos relacionados ao plano de emergência, incluindo ou complementando, caso necessário, as ações previstas para esta nova condição.

As tabelas abaixo apresentam a relação de alguns possíveis acidentes relacionados às atividades de período de transição em usinas PWR que afetam a proteção radiológica (U.S.NRC, 2002). A Tabela 6 apresenta os possíveis acidentes relacionados ao combustível nuclear, a Tabela 7 os possíveis acidentes envolvendo materiais radioativos não relacionados ao combustível nuclear e, a Tabela 8, aqueles iniciados por eventos externos.

Tabela 6: Possíveis acidentes relacionados ao combustível nuclear

---

Acidente de manuseio de casco ou cargas pesadas: queda de casco na PCU, queda de casco de transporte de EC ou carga pesada na PCU
Acidente de manuseio de EC usado com queda do combustível
Perda de refrigeração da PCU
Perda de água da PCU
Perda de Energia externa
Falha de Combustível
Criticalidade: inadvertida (posicionamento errado de EC), criticalidade devido a rearranjo dos EC causado por eventos sísmicos

---

Fonte: Adaptado de U.S. NRC (2002)

Tabela 7: Possíveis acidentes envolvendo materiais radioativos não relacionados ao combustível nuclear.

---

Acidentes relacionados à descontaminação: espalhamento, vazamento
Acidentes no manuseio de material radioativo
Acidentes relacionados ao desmantelamento: espalhamento de contaminação durante corte, corte acidental ou rompimento de tubulações contaminadas
Perda de filtros HEPA: perda da integridade do invólucro da unidade
Vazamento do Tanque de Decaimento de Gases Radioativos (TDG)
Liberações inadvertidas de rejeitos líquidos
Violação do Envoltório de Contenção (penetração aberta)
Acidentes com Resinas do Primário: incêndio, quedas dos embalados durante as transferências ou no armazenamento no CGR.
Perda de energia externa
Perda de ar comprimido
Incêndio
Explosão
Acidentes de transporte dentro do sítio

---

Fonte: Adaptado de U.S. NRC (2002)

Tabela 8: Possíveis acidentes iniciados por eventos externos ou outros

---

Colisão de aeronaves
Inundações interna e externado sítio
Ventos e tornados
Terremotos e eventos sísmicos
Relâmpagos
Incêndio florestal
Segurança física: intrusão e violação da segurança física
Outros: acidente de transporte fora do sítio, incêndio em caminhão de transporte de rejeitos radioativos, evento radiológico fora do sítio (transporte de material radioativo ou contaminado)

---

Fonte: Adaptado de U.S. NRC (2002)