

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

LEONARDO DE ALCANTARA GUIMARÃES

**METODOLOGIA DE GERENCIAMENTO DA DEGRADAÇÃO POR
ENVELHECIMENTO NAS USINAS NUCLEARES DE ANGRA**

RIO DE JANEIRO

2017

LEONARDO DE ALCANTARA GUIMARÃES

**METODOLOGIA DE GERENCIAMENTO DA DEGRADAÇÃO POR
ENVELHECIMENTO NAS USINAS NUCLEARES DE ANGRA**

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

Orientador: Prof. Dr. Celso Marcelo Franklin Lapa

Coorientador: Prof. Dr. Jefferson Borges Araújo

RIO DE JANEIRO

2017

GUIM de Alcantara Guimarães, Leonardo

Metodologia de Gerenciamento da Degradação por Envelhecimento
nas Usinas Nucleares de Angra / Leonardo de Alcantara Guimarães –
Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2017

131f.

Orientadores: Celso Marcelo Franklin Lapa e Jefferson Borges
Araújo

Dissertação (mestrado) – Instituto de Engenharia Nuclear, PPGIEN,
2017

1. Envelhecimento de usinas nucleares 2. Programa de
Gerenciamento do Envelhecimento em usinas nucleares.

**METODOLOGIA DE GERENCIAMENTO DA DEGRADAÇÃO POR
ENVELHECIMENTO NAS USINAS NUCLEARES DE ANGRA**

Leonardo de Alcantara Guimarães

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

Aprovada por:

Dr. Celso Marcelo Franklin Lapa, D. Sc.

Dr. Jefferson Borges Araújo, D. Sc.

Drª Maria de Lourdes Moreira, D. Sc.

Dr. Pedro Luiz da Cruz Saldanha, D. Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

SETEMBRO DE 2017

Dedicatória

Dedico este trabalho a minha esposa Suzane, pelo apoio incondicional e constante incentivo.

Aos meus filhos pelo gesto de amizade e pela compreensão quanto a minha ausência.

Aos meus pais, André e Martha, que foram os grandes responsáveis pela minha formação.

Agradecimentos

Agradeço a minha esposa Suzane por seu amor, incentivo e dedicação.

Aos meus pais: André e Martha, pelas palavras de incentivo.

Aos meus filhos por me fazerem sorrir nos momentos de dificuldade.

Ao Instrutor Pedro Leal, da Eletronuclear, pela grandiosa ajuda com a arte dessa dissertação.

Ao Instrutor Gilberto Soares Ribeiro, da Eletronuclear, pelo apoio na aquisição de dados e pelo exemplo de dedicação à indústria nuclear.

Ao amigo Ruiter Diniz, pela ajuda com a revisão ortográfica.

Aos amigos da Gerência de Operação de Angra 1, pelo apoio e incentivo constante durante a realização deste trabalho.

Ao Professor Dr. Celso Marcelo pela orientação, colaboração e paciência.

Ao Professor Dr. Jefferson Borges Araújo, pela orientação e pelo suporte dado durante toda a realização deste trabalho.

Ao Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), pelos ensinamentos adquiridos ao longo dessa jornada.

METODOLOGIA DE GERENCIAMENTO DA DEGRADAÇÃO POR ENVELHECIMENTO NAS USINAS NUCLEARES DE ANGRA

Leonardo de Alcantara Guimarães

RESUMO

Um Programa de Gerenciamento de Envelhecimento de uma usina nuclear consiste em um conjunto de ações de manutenção, de operação e de engenharia, para controlar, dentro de limites aceitáveis, os efeitos da degradação por envelhecimento, com o objetivo de garantir a integridade e a capacidade funcional de Estruturas, Sistemas e Componentes (ESC) responsáveis pela segurança da usina, mantendo as bases de projeto e de licenciamento durante o período de operação vigente, bem como para o período pretendido de extensão de vida útil da usina.

Degradação por envelhecimento é o processo pelo qual características dos componentes da usina se modificam pela ação do tempo ou do uso, podendo afetar sua integridade e capacidade funcional, consequentemente impactando na manutenção das bases de projeto e de licenciamento da usina.

Programas de Gerenciamento de Envelhecimento já foram implementados em diversas usinas no mundo, já existindo vários guias e regulamentos internacionais sobre o assunto. Basicamente, existem duas linhas de metodologias sobre o tema: uma norte-americana, que se baseia na norma US NRC 10 CFR Part 54 [37], do órgão regulador dos Estados Unidos (Nuclear Regulatory Commission - NRC), e outra que se baseia em documentos da Agência Internacional de Energia Atômica - AIEA, como o Safety Guide NS-G 2.12 [15].

Porém, este tema trata de um assunto ainda em processo de desenvolvimento e amadurecimento no Brasil, e até o momento, não existem processos implementados e em vigor para o desenvolvimento e avaliação de Programas de Gerenciamento de Envelhecimento nas usinas nucleares brasileiras.

Este tema torna-se particularmente importante para a Usina de Angra 1, visto que sua licença para operação permanente é válida até 2024, e para conseguir estender sua vida útil é necessário apresentar junto ao órgão regulador, a Comissão Nacional de Energia Nuclear, um pedido de extensão de vida, através de uma solicitação de renovação de licença, cujo teor inclui uma avaliação sistemática do Programa de Gerenciamento de Envelhecimento implementado.

Assim, esse estudo irá focar na geração de conhecimento em processos de desenvolvimento, implementação e avaliação de Programas de Gerenciamento de Envelhecimento, e propor uma metodologia a ser aplicada nas Usinas de Angra 1 e Angra 2.

Palavras-chave: Programa de gerenciamento do envelhecimento, extensão de vida, renovação da licença de operação, obsolescência.

METHODOLOGY OF AGING MANAGEMENT IN BRAZILIAN NUCLEAR POWER PLANTS

Leonardo de Alcantara Guimarães

Abstract

An Aging Management Program of a Nuclear Power Plant is a set of maintenance, operation and engineering actions to control, within acceptable limits, the effects of aging degradation, with the objective of guaranteeing integrity and a functional capacity of Structures, Systems and Components (SSC) responsible for the Plant safety, maintaining the project and licensing bases during the current operating period, as well as for the intended period of extended service life of the plant.

Aging degradation is the process by which features of the components of the plant can be modified by the action of time or use, which may affect its integrity and functional capacity, consequently impacting on the design and licensing bases.

Aging Management programs have already been implemented in several plants around the world, and there are already several international guides and regulations on the subject. There are two main methodologies on the subject: a North American one, which is based on the Guide NRC 10 CFR Part 54 [37], of the United States Regulatory Body (Nuclear Regulatory Commission – NRC), and another that, is based on documents of International Atomic Energy Agency (IAEA), such as the Safety Guide NS-G 2.12 [15].

However, this topic has recently been addressed in Brazil, and to date, there are no processes implemented and in place for the development and evaluation of Aging Management Programs in Brazilian nuclear power plants.

This issue becomes particularly important for Angra 1 Nuclear Power Plant, since its license for permanent operation is valid until 2024. To extend its operating life it is necessary to submit to the regulatory body, Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN, a request of life extension, through a license renewal request, which content includes a systematic evaluation of the implemented Aging Management Program.

Thus, this study will focus on the generation of knowledge in the processes of development, implementation and evaluation of Aging Management Programs, and propose a methodology to be applied in the Angra 1 and Angra 2 Nuclear Power Plants.

Keywords: Aging Management Program, life extension, licensing renewal, obsolescence.

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

Figura 1 - Oferta Interna de Energia no Brasil	17
Figura 2 - Equivalência entre diferentes tipos de combustíveis.....	18
Figura 3 - Processo da fissão e reação em cadeia	26
Figura 4 - Princípio básico de operação de uma usina nuclear (com fluido secundário)	27
Figura 5- Montagem de um elemento combustível típico para usinas tipo Pressurized Water Reactor (PWR)	28
Figura 6 - Barras de controle típicas de um reator tipo PWR	29
Figura 7 - Barreiras contra liberação de radiação para o meio ambiente	31
Figura 8 - Edifícios da Usina de Angra 1	33
Figura 9 - Edifícios da Usina de Angra 2	36
Figura 10 - Principais marcos do acompanhamento da degradação por envelhecimento de Angra 1.....	38
Figura 11 -Principais marcos do acompanhamento da degradação por envelhecimento de Angra 2.....	39
Figura 12 -Atividades de um Programa de Gerenciamento do Envelhecimento	49
Figura 13 -Programa de Gerenciamento da Obsolescência dentro de um PGE.....	72
Figura 14 -Identificação de questões de obsolescência.....	77
Figura 15 -Priorização de questões de obsolescência.....	78
Figura 16 -Diagrama de soluções de questões de obsolescência.....	79
Figura 17 -Organograma da indústria nuclear pelo mundo	92
Figura 18 -Processo de renovação de licença conforme 10 CFR Part 54	95
Figura 19 -Processo de definição conforme 10 CFR 54	96
Figura 20 -Processo de triagem conforme 10 CFR 54.....	97
Figura 21 -Identificação dos efeitos do envelhecimento	99
Figura 22 -Gerenciamento do envelhecimento	100
Figura 23 -Processo para análises Time-Limited Aging Analyses (TLAA).....	101
Figura 24 -Abordagem sugerida pela AIEA para PGE	103
Figura 25 -Sugestão de um arranjo organizacional para implementação de um PGE	105
Figura 26 -Processos de definição e triagem das Estruturas, Sistemas e Componentes (ESC) que farão parte de um PGE	106
Figura 27 -Gerenciamento do envelhecimento segundo modelo da AIEA.....	108
Figura 28 -Proposta de um arranjo organizacional para estabelecimento de um PGE	110
Figura 29 -Proposta de metodologia para identificação dos efeitos do envelhecimento	114
Figura 30 -Proposta de metodologia para gerenciar o envelhecimento nas Usinas de Angra.....	115
Figura 31 -Proposta para abordagem das questões TLAA dentro da metodologia sugerida para um PGE para as Usinas de Angra	116
Figura 32 -Proposta de formulário de verificação relacionado a PGE, para atender uma solicitação de renovação de licença	122

LISTA DE TABELAS

Tabela 1 - Oferta Interna de Energia.....	17
Tabela 2 - Conteúdo energético dos principais combustíveis	19
Tabela 3 - Lista de estruturas passivas e funções pretendidas.....	55
Tabela 4 - Lista de fontes de informações potenciais para o PGE.....	57
Tabela 5 - Grupos de conveniência, componentes e estruturas típicas e suas classificações em ativas ou passivas para uma AIU	59
Tabela 6 - Tratamento dos consumíveis em um PGE	62
Tabela 7 - Tipos de obsolescência.....	69
Tabela 8 - Definição de análises TLAA	86
Tabela 9 - Exemplos de análises TLAA	87

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

- AIEA – Agência Internacional de Energia Atômica
AIU – Avaliação Integrada da Usina
ANSI - American National Standards Institute
AOP – Autorização para Operação Permanente
APR- Acidente de Perda de Refrigerante
ASME - American Society of Mechanical Engineers
ATWS – Anticipated Transients without Scram
BRR – Bombas de Refrigeração do Reator
BWS – Boiling Water Reactor
CFR – Code of Federal Regulations
CLO – Condição Limite de Operação
CNAAA – Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto
CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear
CTP – Choque Térmico Pressurizado
CUF -Cumulative Fatigue Usage Factors
EPE – Empresa de Pesquisa Energética
ESC – Estruturas, Sistemas e Componentes
ET- Especificações Técnicas
EUA – Estados Unidos da América
IAEA – International Atomic Energy Agency
ICES – INPO Consolidated Events System
INB – Instituto Nuclear Brasileiro
INPO – Institute of Nuclear Power Operating
LOCA – Loss of Coolant Accident
LVP – Linha de Vapor Principal
MME – Ministério de Minas e Energia
NEI – Nuclear Energy Institute
NFPA - National Fire Protection Association
NFPA – National Fire Protection Association
NRC – Nuclear Regulatory Commission
NUOG – Nuclear Utility Obsolescence Group
NUREG - US Nuclear Regulatory Commission Regulation

OIRD – Obsolete Item Replacement Database
ONS – Operador Nacional do Sistema
ONU – Organização das Nações Unidas
OSTI – Órgão de Supervisão Técnica Independente
OVR - Obsolescence Value Ranking
PGE – Programa de Gerenciamento de Envelhecimento
PGO – Programa de Gerenciamento da Obsolescência
PMEM - Programa de Monitoração da Efetividade de Manutenção
POMS - Proactive Obsolescence Management System
PWR – Pressurized Water Reactor
RCR – Remoção de Calor Residual
RFAS – Relatório Final de Análises de Segurança
RPAS – Relatório Preliminar de Análise de Segurança
RPS – Relatório Periódico de Segurança
SIN – Sistema Interligado Nacional
SIPRON – Sistema de Proteção ao Programa Energético Brasileiro
SPR- Sistema de Proteção do Reator
SRR – Sistema de Refrigeração do Reator
TEP – Toneladas Equivalentes de Petróleo
TLAA – Time-Limited Aging Analyses (Análises Limitadas pelo Uso ou pelo Tempo)
WANO – World Association of Nuclear Operators

LISTA DE SÍMBOLOS

I&C – Instrumentação e Controle

SUMÁRIO

1. INTRODUÇÃO.....	16
1.1 A ENERGIA NUCLEAR NA MATRIZ ENERGÉTICA MUNDIAL.....	16
1.2 ENVELHECIMENTO DE USINAS NUCLEARES E SOLICITAÇÕES DE EXTENSÃO DE VIDA	20
1.3 MOTIVAÇÃO	22
1.4 DEFICIÊNCIA	23
1.5 OBJETIVOS.....	23
1.6 APRESENTAÇÃO	23
2. DEGRADAÇÃO POR ENVELHECIMENTO EM UMA USINA NUCLEAR	25
2.1 PRINCÍPIO DE OPERAÇÃO DE UMA USINA NUCLEAR.....	25
2.2 CARACTERÍSTICAS DE PROJETO E OPERAÇÃO DAS USINAS DE ANGRA 1 E ANGRA 2	32
2.3 DEGRADAÇÃO POR ENVELHECIMENTO EM ESTRUTURAS, SISTEMAS E COMPONENTES (ESC) DE USINAS NUCLEARES.....	36
2.4 DEFINIÇÕES DE TERMOS RELACIONADOS À PROGRAMA DE GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO (PGE) EM USINA NUCLEAR.....	39
2.5 PROGRAMA DE GERENCIAMENTO DO ENVELHECIMENTO EM UMA USINA NUCLEAR.....	48
3. ESTRUTURAS, SISTEMAS E COMPONENTES (ESC) SUSCEPTÍVEIS A PROCESSOS DE ENVELHECIMENTO E SEUS MECANISMOS DE AÇÃO.....	52
3.1 IDENTIFICAÇÃO DAS ESC QUE ESTÃO SUJEITAS A ACOMPANHAMENTO DEVIDO AO PROCESSO DE ENVELHECIMENTO.....	52
3.2 IDENTIFICAÇÃO DOS EFEITOS DO ENVELHECIMENTO QUE REQUEREM GERENCIAMENTO DENTRO DE UM PGE.....	63
3.3 MONITORAÇÃO E GERENCIAMENTO DOS EFEITOS DO ENVELHECIMENTO.....	66

4. OBSOLESCÊNCIA.....	68
4.1 DEFINIÇÃO	68
4.2 MÉTODOS DE MITIGAÇÃO DA OBSOLESCÊNCIA TECNOLÓGICA	70
4.3 SISTEMAS DE COMPARTILHAMENTO DE EXPERIÊNCIA OPERACIONAL E DE SUPORTE PARA PEÇAS DE REPOSIÇÃO PARA USINAS NUCLEARES	73
4.4 GERENCIAMENTO DA OBSOLESCÊNCIA.....	74
4.4.1 Identificação.....	75
4.4.2 Priorização	75
4.4.3 Solução.....	77
4.4.4 Troca de informações.....	80
4.5 EXEMPLOS DE ATIVIDADES PARA COMBATER A OBSOLESCÊNCIA TECNOLÓGICA REALIZADAS EM USINAS NUCLEARES	81
5. ANÁLISES DE ENVELHECIMENTO LIMITADO PELO TEMPO (TIME-LIMITED AGING ANALYSES – TLAA).....	83
5.1 DEFINIÇÃO	83
5.2 VERIFICAÇÃO E JUSTIFICAÇÃO DE QUE UMA ANÁLISE TLAA PERMANECE VÁLIDA PARA A EXTENSÃO DE VIDA.....	85
5.3 EXEMPLOS DE ANÁLISES TLAA.....	88
6. METODOLOGIAS EXISTENTES PARA IMPLEMENTAÇÃO DE UM PGE NA INDÚSTRIA NUCLEAR	90
7. PROPOSTA DE METODOLOGIA PARA IMPLEMENTAÇÃO DE UM PGE PARA AS USINAS DE ANGRA 1 E ANGRA 2	109
8. CONCLUSÕES.....	123
9. REFERÊNCIAS	126

1. INTRODUÇÃO

1.1 A ENERGIA NUCLEAR NA MATRIZ ENERGÉTICA MUNDIAL

Um assunto de extrema relevância nos dias atuais é a matriz energética mundial, devido sua influência no efeito estufa e no aquecimento global, responsáveis por mudanças climáticas que o mundo experimenta.

Podemos relacionar a matriz energética mundial com o fenômeno das mudanças climáticas pelo fato de que, atualmente, a contribuição de combustíveis fósseis na matriz energética mundial é bastante acentuada.

A produção de energia através da queima de combustíveis fósseis é responsável pela emissão de gases poluentes que potencializam o efeito estufa, consequentemente alteram o clima global.

Conforme dados obtidos da Resenha Energética Brasileira de maio de 2016, do Ministério de Minas e Energia (MME) [31], 80% da matriz energética mundial é constituída por fontes oriundas de combustíveis fósseis. Já a matriz energética brasileira tem em sua composição uma parcela em torno de 57% de combustíveis fósseis.

A contribuição das fontes renováveis de energia na matriz mundial é, ainda segundo a Resenha Energética Brasileira, de 14,3%, enquanto no Brasil está em torno de 41%.

Energia renovável é produzida a partir de recursos naturais que são naturalmente reabastecidos, como o sol, vento, chuva, marés e energia geotérmica. Porém, nem todos os recursos naturais são renováveis. O urânio, carvão mineral e petróleo são retirados da natureza, porém suas reservas são limitadas.

A Oferta Interna de Energia (OIE) no Brasil ficou, em 2015, em 299,2 milhões de toneladas equivalente de petróleo (tep). A OIE expressa a soma do consumo final de energia, das perdas na distribuição e armazenagem, e das perdas nos processos de transformação, ou seja, toda a energia produzida no país.

A tabela 1 abaixo ilustra as contribuições das fontes renováveis e não renováveis na OIE, no Brasil.

Tabela 1 – Oferta Interna de Energia

Tabela 1: Oferta Interna de Energia (OIE)

ESPECIFICAÇÃO	mil tep		15/14 %	Estrutura %	
	2014	2015		2014	2015
NÃO-RENOVÁVEL	185.070	175.957	-4,9	60,6	58,8
PETRÓLEO E DERIVADOS	120.327	111.626	-7,2	39,4	37,3
GÁS NATURAL	41.373	40.971	-1,0	13,5	13,7
CARVÃO MINERAL E DERIVADOS	17.521	17.675	0,9	5,7	5,9
URÂNIO (U3O8) E DERIVADOS	4.036	3.855	-4,5	1,3	1,3
OUTRAS NÃO-RENOVÁVEIS(*)	1.814	1.830	0,9	0,6	0,6
RENOVÁVEL	120.446	123.255	2,3	39,4	41,2
HIDRÁULICA E ELETRICIDADE	35.019	33.897	-3,2	11,5	11,3
LENHA E CARVÃO VEGETAL	24.936	24.519	-1,7	8,2	8,2
DERIVADOS DA CANA-DE-AÇÚCAR	48.128	50.648	5,2	15,8	16,9
OUTRAS RENOVÁVEIS	12.363	14.191	14,8	4,0	4,7
TOTAL	305.516	299.211	-2,1	100,0	100,0
<i>dos quais fósseis</i>	181.034	172.101	-4,9	59,3	57,5

(*) Gás industrial de alto forno, acaria, coqueria, enxofre e de refinaria

Fonte: Resenha Energética Brasileira (maio de 2016) - MME

Os gráficos da figura 1 permitem uma melhor visualização da correspondência entre energias renováveis e não renováveis com a OIE.

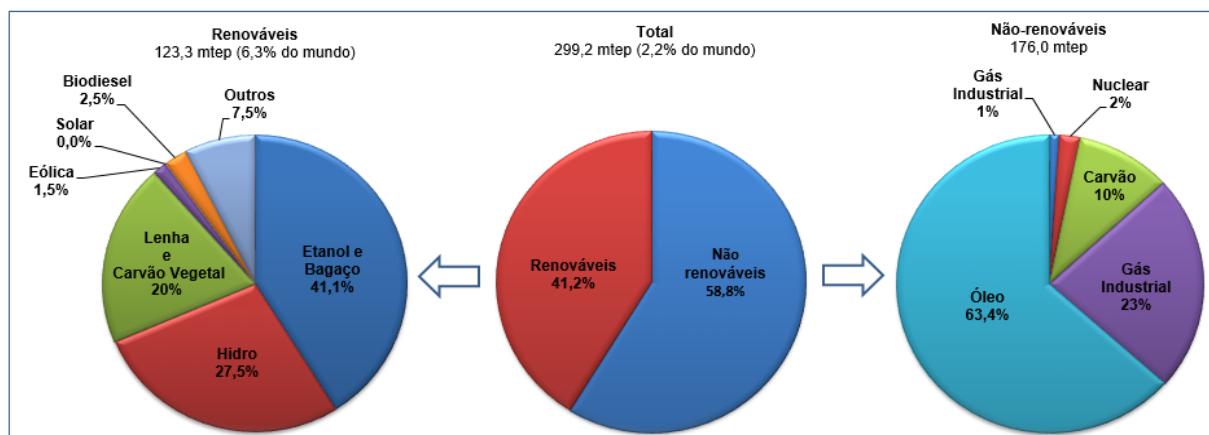


Figura 1 – Oferta Interna de Energia no Brasil

Fonte: Resenha Energética Brasileira (maio de 2016) - MME

Levando em conta somente a matriz de energia elétrica mundial, também conforme dados da Resenha Energética Brasileira [31], a proporção de combustíveis fósseis atinge valores em torno de 22% no Brasil, em contraste com valores próximos a 58% para os países constituintes da Organização para

Comércio e Desenvolvimento Econômico (OCDE), que são países classificados como desenvolvidos e com economia forte.

A partir do exposto acima, fica clara a necessidade de diminuir a contribuição de fontes de energia oriundas de combustíveis fósseis na matriz energética mundial, de modo a diminuir seus efeitos prejudiciais ao clima do planeta.

Nesse contexto, a contribuição da fonte de energia nuclear é de extrema importância, já que se trata de uma fonte de energia confiável e segura, que não gera efeitos negativos significativos ao meio ambiente, nem ao clima do planeta.

Embora o urânio seja uma fonte de energia não renovável, pois possui reservas finitas, uma usina nuclear gera energia elétrica causando impactos mínimos ao meio ambiente. Para uma melhor compreensão da eficiência da energia nuclear, a figura 2 ilustra uma comparação da quantidade de diferentes combustíveis necessários para gerar a mesma quantidade de energia. Assim, podemos constatar que o uso de energia nuclear evitaria a queima de enormes quantidades de combustíveis fósseis, o que seria altamente vantajoso para diminuir a liberação dos gases causadores de potencialização no efeito estufa e no aquecimento global.

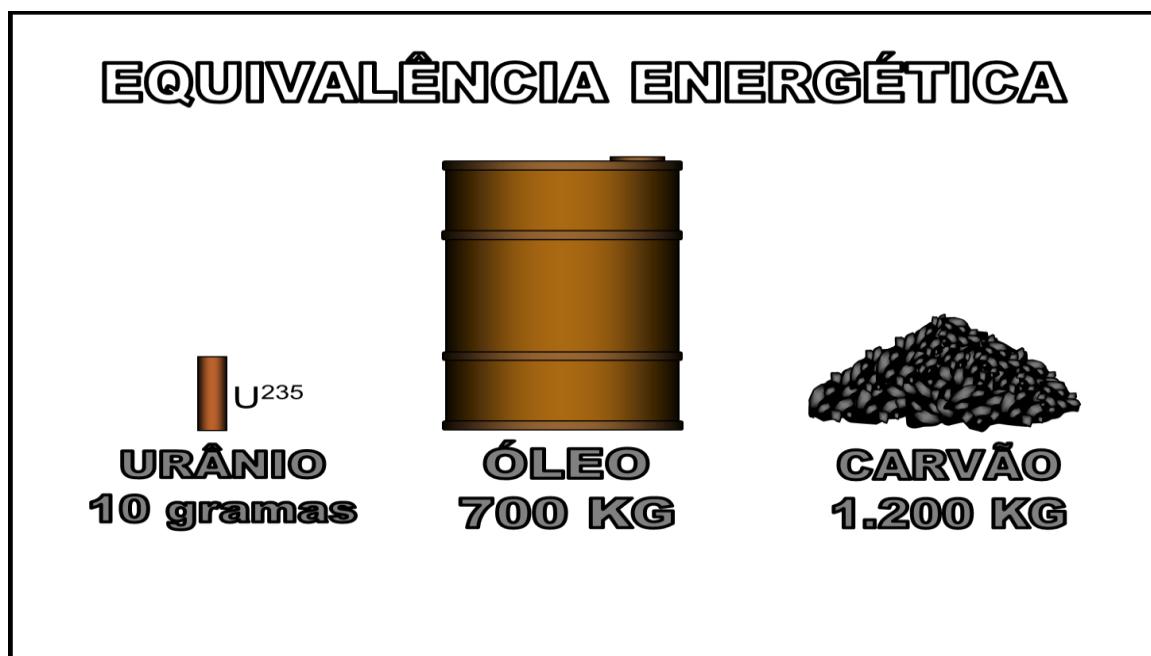


Figura 2 – Equivalência entre diferentes tipos de combustíveis
Fonte: Relatório de Impacto Ambiental de Angra 2 – Eletronuclear

Das fontes térmicas comerciais disponíveis para a geração de energia elétrica em grande escala, o urânio destaca-se como o de maior conteúdo energético por quilograma. Este dado significa que, quando se compara o custo de produção de energia de todas as fontes térmicas, a que utiliza o urânio é a de menor custo de produção em relação às outras, excetuando-se as que utilizam gás natural, em que os custos de produção se equivalem.

A tabela 2 confirma a eficiência energética do urânio.

Tabela 2 - Conteúdo energético dos principais combustíveis

Combustível	Produz cerca de
1 kg de madeira	2 kWh
1 kg de carvão	3 kWh
1 kg de óleo	4 kWh
1 m ³ de gás natural	6 kWh
1 kg de urânio natural	60000 kWh

Fonte: Relatório de Impacto Ambiental de Angra 2 - Eletronuclear

Soma-se a isto o fato que o Brasil tem uma das maiores reservas de urânio do mundo ocidental: 309 mil toneladas identificadas em apenas um quarto do território brasileiro, conforme dados das Indústrias Nucleares do Brasil (INB) [14], quantidade suficiente para alimentar 32 usinas nucleares equivalentes a Angra 3 por toda sua vida útil.

Conforme dados do Instituto de Energia Nuclear dos Estados Unidos Nuclear Energy Institute (NEI) [32], em novembro de 2016, existiam 450 reatores nucleares de potência em operação no mundo, com uma capacidade total de geração de aproximadamente 386,3 Gigawatts elétricos, além de 60 reatores nucleares em construção em 15 países diferentes. A geração nuclear representava aproximadamente 11% de toda a produção de energia elétrica mundial em 2015.

O Brasil possui duas usinas nucleares em operação, e uma terceira em construção. Elas representam apenas 2,87% de toda energia elétrica gerada no

Sistema Interligado Nacional (SIN), conforme dados da Eletronuclear [13], ou seja, existe um grande potencial para aumento dessa parcela.

Conforme o Plano Decenal de Expansão de Energia 2024 [30], da Empresa de Pesquisa Energética (EPE), vinculada ao MME, a expansão da geração termonuclear no Brasil se dará somente pela implantação da Usina de Angra 3, adicionando um total de 1405 MWe ao sistema elétrico nacional.

Em alguns países a contribuição da energia nuclear na matriz elétrica do país supera o patamar de 25%. Por exemplo, na França, aproximadamente 76% da energia elétrica produzida é proveniente da indústria nuclear, e na Ucrânia, cerca de 56% da matriz elétrica do país é de fonte nuclear. Já os Estados Unidos, apesar de serem o país com maior número de usinas nucleares em operação, com 100 reatores em operação comercial, tem em sua matriz elétrica um percentual em torno de 19,7% de fonte nuclear [32].

1.2 ENVELHECIMENTO DE USINAS NUCLEARES E SOLICITAÇÕES DE EXTENSÃO DE VIDA

Devido à necessidade de tornar a matriz energética mundial menos agressiva ao meio ambiente e menos causadora de mudanças climáticas, a fonte de energia nuclear aparece como possível opção para a questão.

Porém, a solução não passa apenas pela construção de novas usinas nucleares, mas também por uma avaliação criteriosa quanto a uma possível extensão da vida útil das usinas nucleares já em operação no mundo.

Evidentemente, essa é uma questão bastante complexa, onde pontos de vista econômicos e políticos também são levados em consideração, e devido a essa complexidade, diferentes decisões têm sido tomadas em relação a indústria nuclear pelo mundo. Alguns países optam por aumentar a parcela nuclear em sua matriz energética, seja pela construção de novas usinas ou pela extensão da vida útil das usinas já existentes, enquanto outros países optam pela descontinuidade do programa nuclear e utilizar outras fontes de energia em sua matriz energética.

O assunto exposto nessa dissertação tem como objetivo sugerir uma metodologia para gerenciar a degradação por envelhecimento nas usinas nucleares brasileiras, garantindo que as mesmas irão operar durante toda sua

vida útil sob suas bases de projeto, mantendo assim a segurança na operação, além de dar subsídios para uma solicitação de extensão de vida das usinas, já que um dos itens a serem estudados em uma solicitação de extensão de vida de uma usina nuclear é justamente a degradação por envelhecimento da usina.

Degradação por envelhecimento seria o processo pelo qual características das Estruturas, Sistemas e Componentes (ESC) da usina se modificam pela ação do tempo ou do uso.

A degradação por envelhecimento de ESC da usina pode afetar sua integridade e capacidade funcional, consequentemente afetando a manutenção das bases de projeto e de licenciamento da usina.

De maneira a exemplificar situações de envelhecimento em componentes de uma usina nuclear podemos citar a diminuição da espessura de tubulações, que pode ser causada por processos de erosão ou corrosão, e que pode vir a comprometer a integridade da tubulação, deixando-a susceptível a ruptura, consequentemente diminuindo os índices de segurança da usina.

Outro exemplo de situação de envelhecimento em componentes de usina nuclear é a diminuição da característica de resistência mecânica do aço constituinte do vaso do reator, devido a fluência de nêutrons a que está submetido durante todo o período em que está ligado, o que torna o aço mais frágil e suscetível a quebras, que também influencia na segurança da usina.

Também podemos citar o caso da degradação das estruturas de concreto que formam os diversos edifícios em uma usina nuclear. Nêutrons e raios gama emitidos pelo núcleo do reator e capturados por compostos do concreto armado podem afetar algumas propriedades do concreto e causar degradação, constituindo alguns dos agentes agressores aos quais o prédio do reator está submetido.

Existe uma outra forma de envelhecimento chamada de envelhecimento tecnológico, ou obsolescência. A obsolescência em uma usina nuclear pode trazer sérios problemas a segurança, e, portanto, também deve existir um programa específico nas usinas para gerenciar essa questão mitigando todos os seus efeitos para a disponibilidade e segurança das instalações.

Existem vários exemplos onde foi concedido, pelo respectivo órgão regulador, extensão de vida para a usina. Por exemplo, nos Estados Unidos existem hoje em operação 100 reatores nucleares, e já foram deferidas pelo

órgão regulador (Nuclear Regulatory Commission - NRC) um total de 81 solicitações de extensão de vida para diversas usinas, com outras 12 solicitações em avaliação, conforme dados do NEI [33].

Na Europa, também já foram deferidas algumas solicitações de extensão de vida para usinas nucleares de diferentes países, pelos respectivos órgãos reguladores.

Por exemplo, na Bélgica, onde existem 7 reatores em operação, o Órgão Regulador já deferiu solicitações de extensão de vida para três usinas até o ano de 2025. Outro exemplo de país europeu onde o órgão regulador concedeu extensão de vida para usinas nucleares é a Hungria, onde foram deferidas quatro solicitações. Em contrapartida, a Alemanha decidiu descontinuar seu programa nuclear e nenhuma usina nuclear irá operar além de sua vida útil de projeto, sendo que ainda existem 8 usinas em operação comercial, conforme dados de 2016 da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) [29].

1.3 MOTIVAÇÃO

A avaliação e implementação de Programas de Gerenciamento de Envelhecimento (PGE) constituem importante ferramenta para garantir que as bases de projeto e as margens de segurança estabelecidas no Relatório Final de Análises de Segurança (RFAS) das Usinas de Angra 1 e 2 permaneçam válidas durante o tempo de vida útil da usina e em eventuais períodos de extensão de vida, evitando falhas que possam causar interrupções na disponibilidade e afetar a segurança da usina.

Este tema trata de um assunto ainda em processo de desenvolvimento e amadurecimento no Brasil.

A pesquisa sobre esse tema se constitui na geração de conhecimento que pode ser utilizado pelo licenciado e pelo órgão regulador brasileiro, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), em processos de desenvolvimento, implementação e avaliação de PGE.

1.4 DEFICIÊNCIA

Existe a necessidade da existência de um processo sólido e regulamentado para gerenciamento da degradação por envelhecimento em ESC das usinas nucleares do Brasil, para ser usado tanto pelo licenciado quanto pelo órgão regulador. Esse processo de gerenciamento do envelhecimento das usinas nucleares poderá ser utilizado em vários momentos, como por exemplo:

- Durante todo o tempo de operação da usina para garantir que suas ESC estão desempenhando adequadamente a função de projeto, e com isso garantindo a operação segura e confiável da usina;
- Durante a preparação de um Relatório Periódico de Segurança (RPS);
- Durante a preparação de uma solicitação de extensão de vida da usina;
- Durante o período de descomissionamento.

1.5 OBJETIVOS

Objetivo geral: identificar metodologias existentes adequadas para programas de gerenciamento de degradação por envelhecimento.

Objetivo específico: propor uma metodologia específica para o estabelecimento de critérios a serem adotados em programas de gerenciamento de degradação por envelhecimento nas usinas de Angra 1 e Angra 2.

1.6 APRESENTAÇÃO

A metodologia utilizada nessa dissertação foi a de pesquisa bibliográfica, para posterior utilização das informações adquiridas na elaboração

de uma proposta de metodologia para implementação de um Programa de Gerenciamento do Envelhecimento para as Usinas de Angra 1 e 2.

O Capítulo 1 dessa dissertação contextualiza a questão do envelhecimento de usinas nucleares e da possibilidade de renovação de suas licenças de operação, dentro do contexto da matriz energética mundial e sua influência no clima do planeta.

O capítulo 2 explica o fenômeno do envelhecimento de usinas nucleares, as principais características de operação das usinas nucleares do Brasil, além de definir um PGE para usinas nucleares.

O capítulo 3 explica como identificar as estruturas e componentes de uma usina nuclear que devem fazer parte de um PGE, fala dos mecanismos de ação do envelhecimento, e explica como gerenciar esses efeitos.

O capítulo 4 aborda a questão da obsolescência tecnológica em usinas nucleares, explicando as possíveis formas de enfrentar a questão, além de abordar a possível implementação de um Programa de Gerenciamento da Obsolescência (PGO) em usinas nucleares dentro de um PGE.

O capítulo 5 traz um estudo sobre análises do envelhecimento de estruturas e componentes de uma usina nuclear devido a ação do tempo de operação, dos ciclos de operação ou da vida útil atingida.

O capítulo 6 aborda as metodologias existentes no mundo para implementação de um PGE.

O capítulo 7 sugere uma metodologia a ser usada pelas usinas de Angra 1 e Angra 2 para implementação de um PGE.

O capítulo 8 traz as conclusões obtidas a partir do estudo do assunto dessa dissertação.

O capítulo 9 desta dissertação lista as referências bibliográficas usadas em sua elaboração.

2. DEGRADAÇÃO POR ENVELHECIMENTO EM UMA USINA NUCLEAR

2.1 PRINCÍPIO DE OPERAÇÃO DE UMA USINA NUCLEAR

Podemos definir uma usina nuclear como uma instalação de geração de eletricidade que usa como fonte de energia primária material radioativo, dentro de um componente conhecido como reator nuclear.

Uma usina nuclear tem basicamente o mesmo princípio de funcionamento de uma usina térmica convencional, onde a fonte de energia primária pode ser carvão, óleo ou gás natural.

Em resumo, a operação de um reator nuclear é sustentada pelo fenômeno da reação em cadeia dentro do núcleo do reator, e o calor gerado por esse processo é usado para aquecer um fluido chamado de refrigerante do reator, que pode ser líquido ou gás.

A fissão nuclear é a divisão de núcleos de átomos pesados em dois núcleos mais leves, gerando além de outros nêutrons, grande quantidade de energia térmica. Os nêutrons que foram gerados na fissão irão atingir outros núcleos, gerando novas fissões e emissão de outros nêutrons. Essa sucessão de reações de fissão nuclear que podem ocorrer a partir de um único nêutron é denominada reação em cadeia.

A figura 3 mostra o processo da fissão nuclear e reação em cadeia.

O calor gerado dentro do núcleo do reator é então usado para acionar o conjunto turbogerador para gerar eletricidade, e pode ser feito basicamente de duas maneiras: a turbina pode ser movida diretamente pela ação do refrigerante do reator, ou o calor transferido para o refrigerante do reator é também transferido para outro fluido, conhecido como fluido secundário, através de um trocador de calor, e esse fluido secundário seria então responsável por movimentar a turbina e o gerador.

Após passar pelo conjunto turbina-gerador, o fluido é então resfriado ou retorna para a forma líquida através da troca de calor em outro trocador de calor, cuja fonte fria pode ser a água do mar ou de um rio, por exemplo.

REAÇÃO EM CADEIA

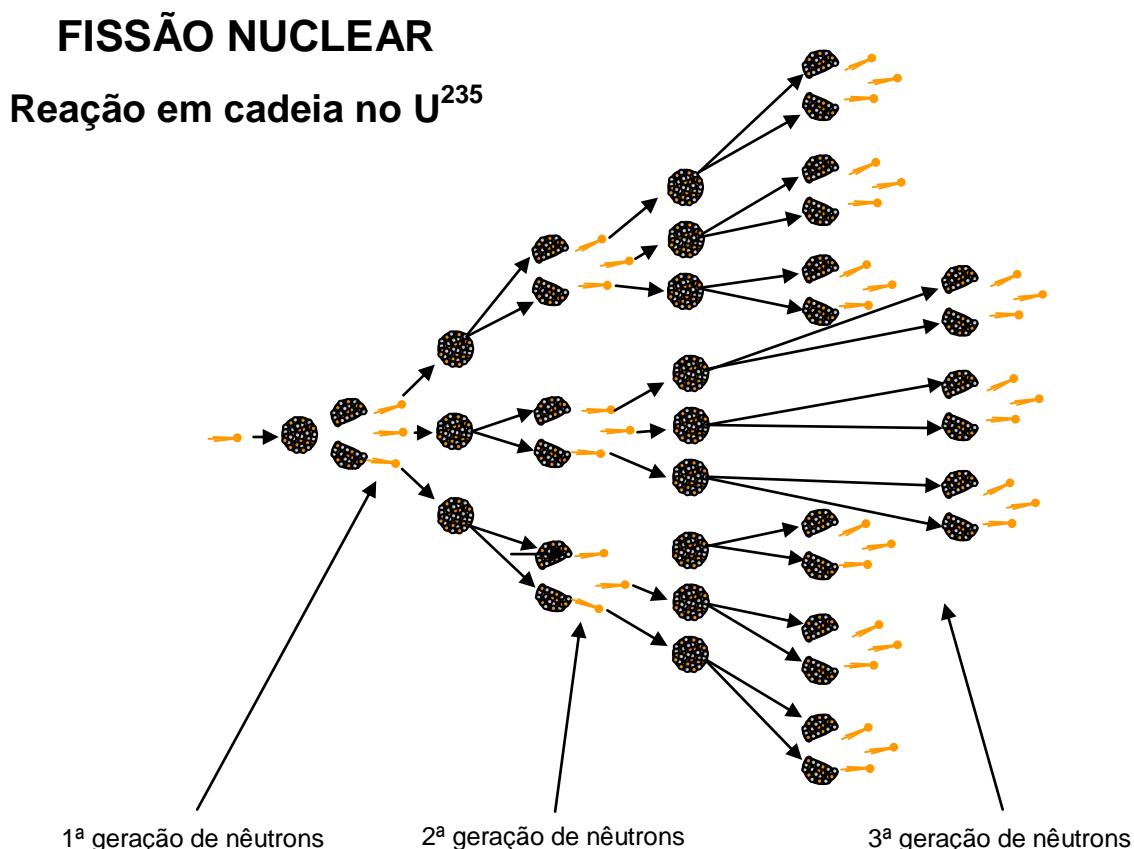


Figura 3 - Processo da fissão e reação em cadeia
Fonte: Autor

E então o processo é reiniciado, forçando esse fluido resfriado a passar novamente no reator, estabelecendo assim um circuito capaz de fornecer a energia necessária para movimentar o conjunto turbogerador e gerar energia elétrica.

Esse fluido de trabalho, ao passar pelo reator, também é responsável por remover calor dos elementos combustíveis dentro do núcleo do reator, viabilizando a manutenção da temperatura dos elementos combustíveis dentro da faixa normal de operação, evitando assim danos aos mesmos.

A figura 4 demonstra o princípio de funcionamento de uma usina nuclear que usa fluido secundário para a geração de vapor para acionamento da turbina, como as Usinas de Angra 1 e 2.

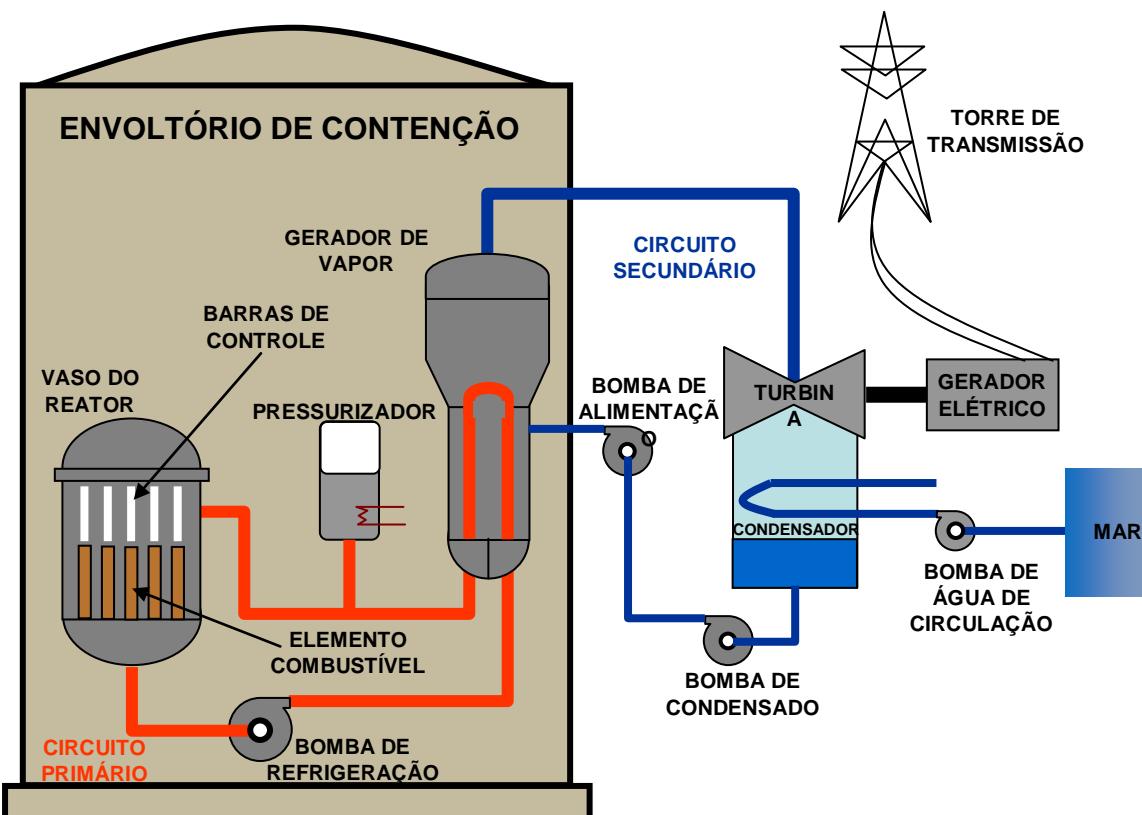


Figura 4 - Princípio básico de operação de uma usina nuclear (com fluido secundário)
Fonte: Autor

Elemento combustível é a estrutura que armazena o combustível nuclear, que por sua vez é revestido por um encamisamento que serve como proteção contra a liberação de material radioativo para o meio ambiente. O combustível nuclear revestido por esse encamisamento é chamado de pastilha combustível. As pastilhas combustíveis podem ser agrupadas em varetas para formar as varetas combustíveis, ou podem ser agrupadas diretamente no núcleo do reator, dependendo do tipo de reator nuclear usado para a geração de energia térmica. Os materiais constituintes dos encamisamentos dos elementos combustíveis devem ter boa resistência mecânica nas temperaturas de operação, alta resistência a corrosão, alta condutividade térmica e não ser um grande absorvedor de nêutrons.

A figura 5 ilustra um tipo comum de construção de elemento combustível, muito utilizado em usinas do tipo “Pressurized Water Reactor”, ou PWR.

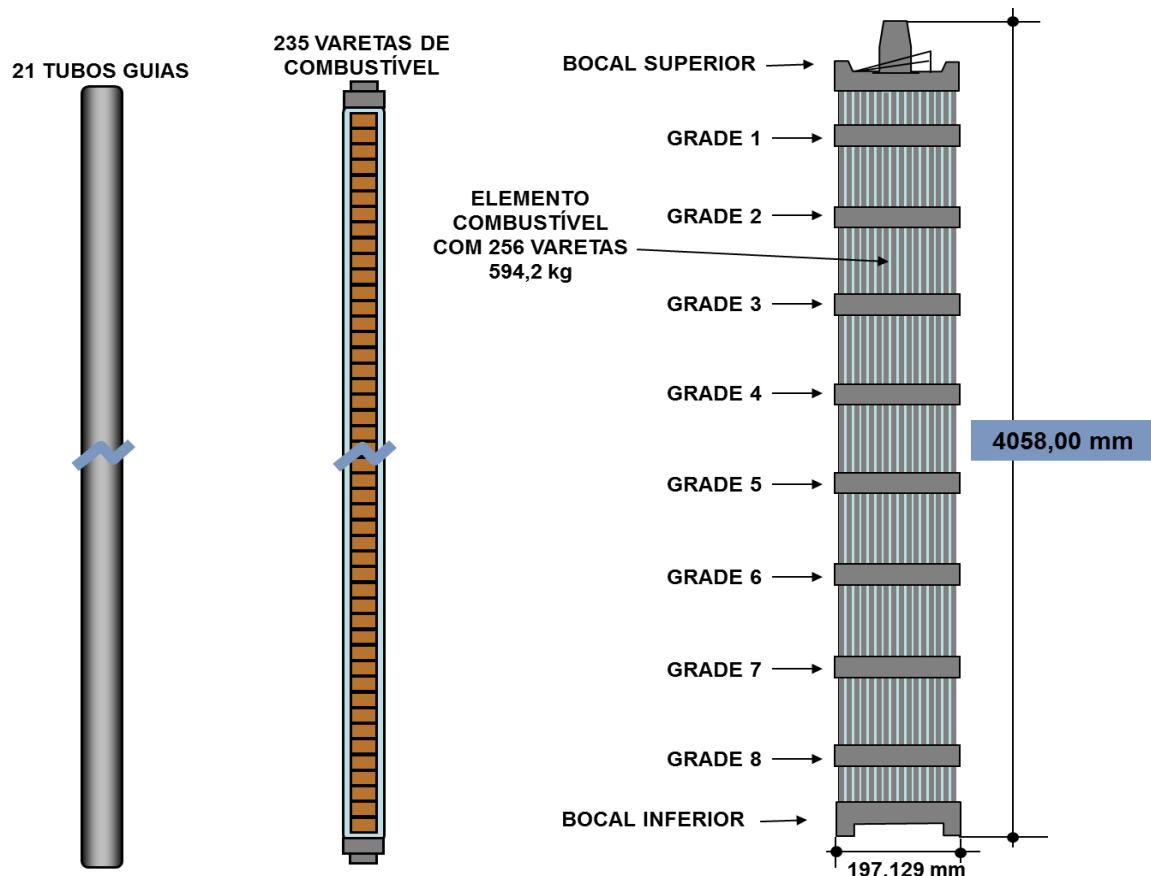


Figura 5 - Montagem de um elemento combustível típico para usinas tipo Pressurized Water Reactor (PWR)
Fonte: Autor

O controle da potência nuclear é feito através do uso de materiais absorvedores de nêutrons. Os materiais absorvedores de nêutrons mais comumente usados são: barras de controle, fabricadas com elementos como prata, índio e cádmio, que são extraídas ou inseridas dentro do núcleo do reator para aumentar ou diminuir a absorção de nêutrons, aumentando ou diminuindo assim a quantidade de nêutrons disponíveis para causar fissões, e consequentemente controlando a potência do reator, ou solução de ácido bórico dissolvida no refrigerante do reator, que perfaz papel semelhante ao das barras

de controle. Quanto maior a concentração de boro presente no refrigerante do reator maior a absorção de nêutrons e menor a potência do reator.

A figura 6 permite ter uma ideia de como as barras de controle são inseridas e extraídas do núcleo do reator de uma usina tipo PWR, para realizar o controle da potência nuclear.

BARRAS DE CONTROLE

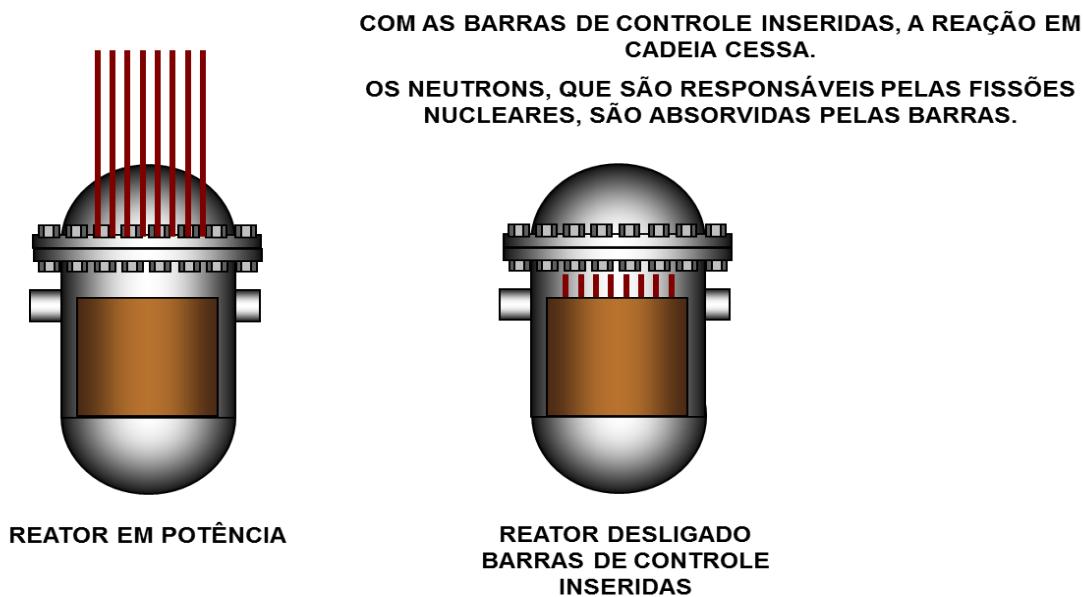


Figura 6 - Barras de controle típicas de um reator tipo PWR
Fonte: Autor

O reator nuclear fica localizado dentro de uma estrutura conhecida como Edifício do Reator, formado por uma estrutura externa de concreto reforçado com aço em conjunto com uma chapa interna e espessa de aço. Essa estrutura é considerada uma barreira contra a liberação de produtos de fissão e é responsável por impedir liberações de produtos radioativos para o meio ambiente em caso de acidentes.

A contenção segura da radioatividade produzida na fissão nuclear é obtida pela existência de uma série de barreiras que agem para proporcionar defesa em profundidade. Através desse conceito assegura-se que uma falha isolada, de natureza humana ou de equipamento, não implicará em danos ao indivíduo do público.

A barreira mais interna dos produtos de fissão é o próprio combustível, pois os produtos de fissão ficam retidos dentro da estrutura cristalina da pastilha. Apenas uma pequena fração dos produtos de fissão voláteis e gasosos é capaz de escapar da estrutura do combustível.

Além disso, para impedir que esta pequena fração de produtos de fissão que escapa do combustível atinja o refrigerante do reator, as pastilhas são colocadas dentro de tubos de revestimento estanques (encamisamento).

O Sistema de Refrigeração do Reator (SRR) se apresenta como mais uma barreira e evita liberação de radioatividade para dentro do prédio da contenção. O SRR, em usinas com projeto iguais as usinas brasileiras, é o sistema responsável por transportar a energia térmica gerada no reator nuclear até os chamados geradores de vapor, que são grandes trocadores de calor que transferem essa energia térmica ao sistema secundário.

A fim de impedir a liberação não controlada de material radioativo para o meio ambiente, na hipótese de acidentes postulados no SRR, o mesmo está localizado dentro de uma esfera de contenção de aço.

E como uma última barreira existe o Edifício do Reator, construído em concreto reforçado com aço.

BARREIRAS CONTRA CONTAMINANTES RADIOATIVOS (PROTEÇÃO DO MEIO AMBIENTE)

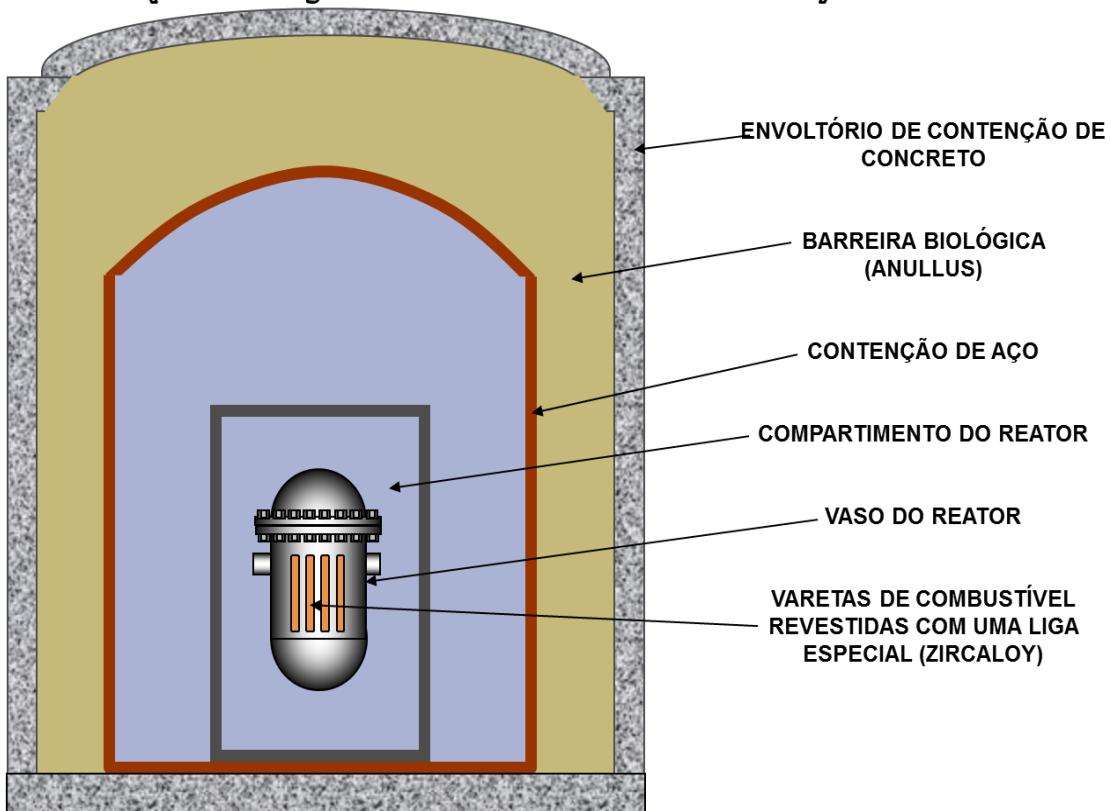


Figura 7 - Barreiras contra liberação de radiação para o meio ambiente

Fonte: Eletronuclear

De maneira resumida, os principais componentes de uma usina nuclear são:

- Combustível: o mais comumente usado é o Urânio. Pastilhas de dióxido de urânio são colocadas no interior de tubos formando as varetas de combustível, que por sua vez são arranjadas de maneira a formar os elementos combustíveis;
- Barras de Controle: são fabricadas com material absorvedor de nêutrons, tais como prata, índio ou cádmio, e são utilizadas para controlar a taxa de reação de fissão no núcleo do reator;
- Vaso de pressão do reator: um robusto vaso de aço contendo o núcleo do reator, além do moderador e refrigerante;
- Gerador de vapor: componente típico das usinas nucleares que usam um fluido secundário para acionar o conjunto Turbogerador. É um grande trocador de calor onde o fluido aquecido do sistema primário

(refrigerante do reator) troca calor com o fluido do sistema secundário, gerando o vapor que irá acionar a turbina e o gerador;

- Turbina: componente onde irá ocorrer a transformação da energia térmica do fluido aquecido ou do vapor em energia mecânica;
- Gerador elétrico: componente onde irá ocorrer a conversão da energia mecânica de rotação da turbina em energia elétrica;
- Condensador: componente onde o vapor, após passar pela turbina, é condensado retornando ao estado líquido. É um trocador de calor que usa como fonte fria água do mar ou de um rio, ou até mesmo uma torre de resfriamento;
- Pressurizador: Componente do circuito primário de uma usina nuclear que é responsável por manter a pressão do sistema primário dentro da faixa normal de operação. Esse tipo de usina, conhecida como “Pressurized Water Reactor”, ou simplesmente usina tipo PWR, mantém a pressão do sistema primário em um valor em torno de 157Kg/cm² de modo a permitir o aquecimento do refrigerante do reator a temperaturas em torno de 300°C sem que ocorra vaporização do mesmo;
- Contenção: estrutura que envolve o reator nuclear, os geradores de vapor e o pressurizador. Constituída por uma estrutura externa de concreto reforçado com aço, em conjunto com uma chapa interna e espessa de aço;
- Vários tipos de bombas, válvulas, tubulações, equipamentos elétricos e de instrumentação distribuídos pelos vários sistemas da usina.

Certamente o funcionamento de uma usina nuclear é mais complexo e depende de outros equipamentos e componentes, além dos referenciados acima.

2.2 CARACTERÍSTICAS DE PROJETO E OPERAÇÃO DAS USINAS DE ANGRA 1 E ANGRA 2

A Unidade 1 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA), ou simplesmente Angra 1, está localizada na praia de Itaorna, em Angra dos Reis, no Estado do Rio de Janeiro, e é de propriedade da empresa Eletrobrás Eletronuclear S.A [10].

É uma usina com reator a água leve pressurizada (PWR), com 2 circuitos de refrigeração do reator, com capacidade de 1882 MWt ou 640 MWe, projetada e fornecida pela Westinghouse Electric Corporation, dos Estados Unidos [10].

A Usina Nuclear de Angra 1 é constituída pelos edifícios do Reator, Segurança, Combustível, Turbogenerator, Auxiliar Norte, Auxiliar Sul e da Administração, conforme ilustrado na figura 8.

O Edifício do Reator (ERE), que abriga o reator nuclear, possui características especiais de construção e está apoiado diretamente sobre uma rocha. Possui 58 metros de altura e 36 metros de diâmetro, com estrutura de concreto de 75 centímetros de espessura. Em seu interior existe um envoltório de aço de 3 cm de espessura, e estão localizados os componentes principais do sistema primário, conforme ilustrado na figura 4 [49].

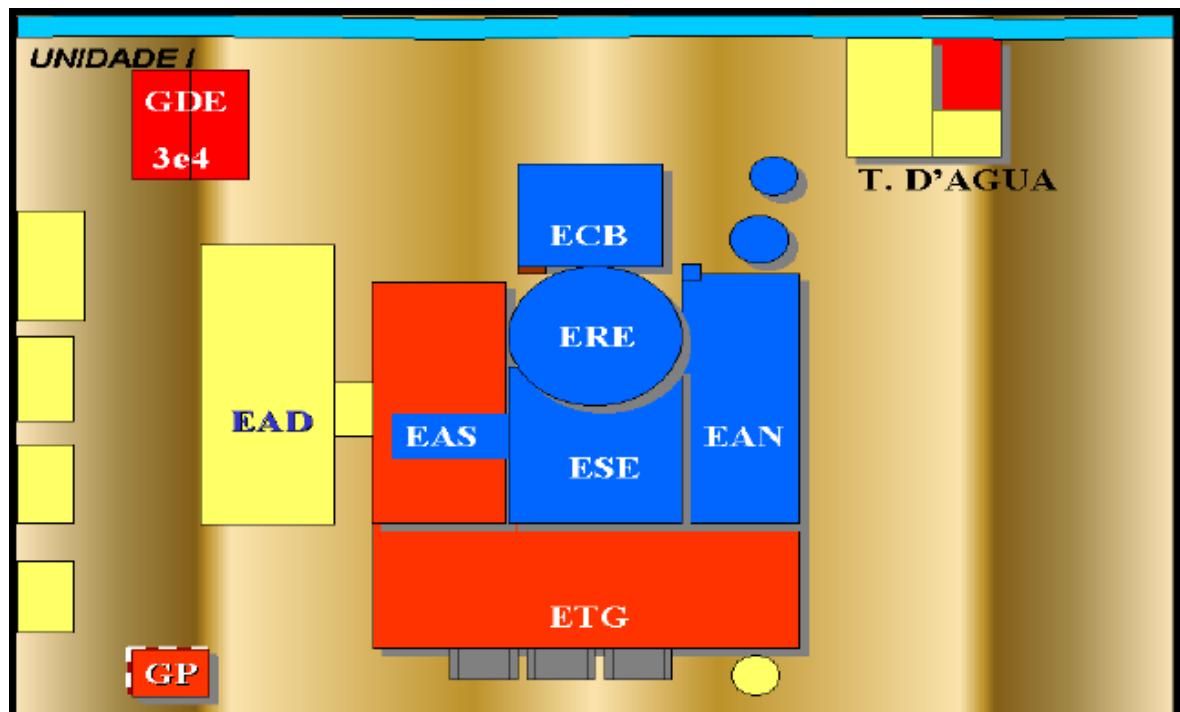


Figura 8 – Edifícios da Usina de Angra 1
Fonte: Eletronuclear

No Edifício de Segurança (ESE) localizam-se a maioria dos componentes dos sistemas destinados a garantir a segurança da usina, como o Sistema de Remoção de Calor Residual (RCR), que é responsável pela remoção do calor de decaimento do núcleo do reator com a usina desligada, garantindo assim a manutenção do reator desligado de maneira segura.

No Edifício de Combustível (ECB) estão localizadas as áreas de armazenagem dos elementos combustíveis novos e usados, e os equipamentos que permitem sua movimentação durante operações de recarregamento do núcleo do reator.

Já o Edifício da Turbina (ETG) abriga o conjunto turbogerador e o condensador, além da maioria dos componentes auxiliares para a geração de eletricidade.

Os componentes auxiliares no processo de geração de vapor estão nos Edifício Auxiliar Norte (EAN) e Edifício Auxiliar Sul (EAS). Também se localizam nesses edifícios a Sala de Controle de Angra 1 (SC) e os Geradores Diesel de Emergência (GDE).

A Usina de Angra 1 possui uma estrutura independente que abriga o circuito de captação e de descarga de água do mar, que é utilizada como fonte fria no condensador.

A criticalidade inicial do reator da Usina de Angra 1 ocorreu às 20h23min do dia 13/03/1982, e o primeiro sincronismo à rede elétrica ocorreu às 15h26min do dia 01/04/1982 [10].

A Usina de Angra 1 pertenceu até maio de 1997 à empresa Furnas Centrais Elétricas S.A. Em maio de 1997 o direito de propriedade da Usina de Angra 1 foi transferido para a recém-criada empresa Eletrobrás Termonuclear S.A. (Eletronuclear). A autorização permanente de operação (AOP) inicialmente de 30 anos foi então concedida a esta empresa pelo prazo de 28 anos. Em 20 de setembro de 2010, a CNEN concedeu à Eletronuclear nova AOP para a Usina de Angra 1 pelo prazo de 14 anos e estipulou que a Eletronuclear deveria apresentar uma Reavaliação Periódica de Segurança (RPS) até seis meses antes para a ratificação desta Autorização, ou seja, até julho de 2014. [11].

O resultado das avaliações dessa segunda RPS mostrou que, nesses 10 anos, a Usina de Angra 1 continuou operando dentro dos limites de segurança,

e se mantiver os atuais padrões de segurança operacional, atenderá às condições de operação até completar seu período de vida.

A Usina de Angra 2 está localizada na mesma Central Nuclear de Angra 1, e somando-se a Angra 3 que está em fase de construção, compõem a CNAAA [12].

A criticalidade inicial do reator da Usina de Angra 2 ocorreu no dia 14/07/2000 [12].

A segunda usina nuclear brasileira começou a operar comercialmente em 2001, disponibilizando uma potência de 1280 MWe ou 3771 MWt. A usina possui um reator de água leve pressurizada de tecnologia alemã da Siemens/KWU (hoje Areva NP), com quatro circuitos de resfriamento no SRR [12].

A figura 9 mostra os principais edifícios da Usina de Angra 2, que apesar de possuírem nomenclaturas diferentes da Usina de Angra 1, possuem equipamentos semelhantes em seus interiores.

O primeiro sincronismo de Angra 2 ao Sistema Interligado Nacional foi às 22h18min do dia 21/07/2000. A AOP de Angra 2 foi concedida a Eletronuclear em 15/06/2011, e também está sujeita a revalidação após a realização de RPS a cada 10 anos [12].

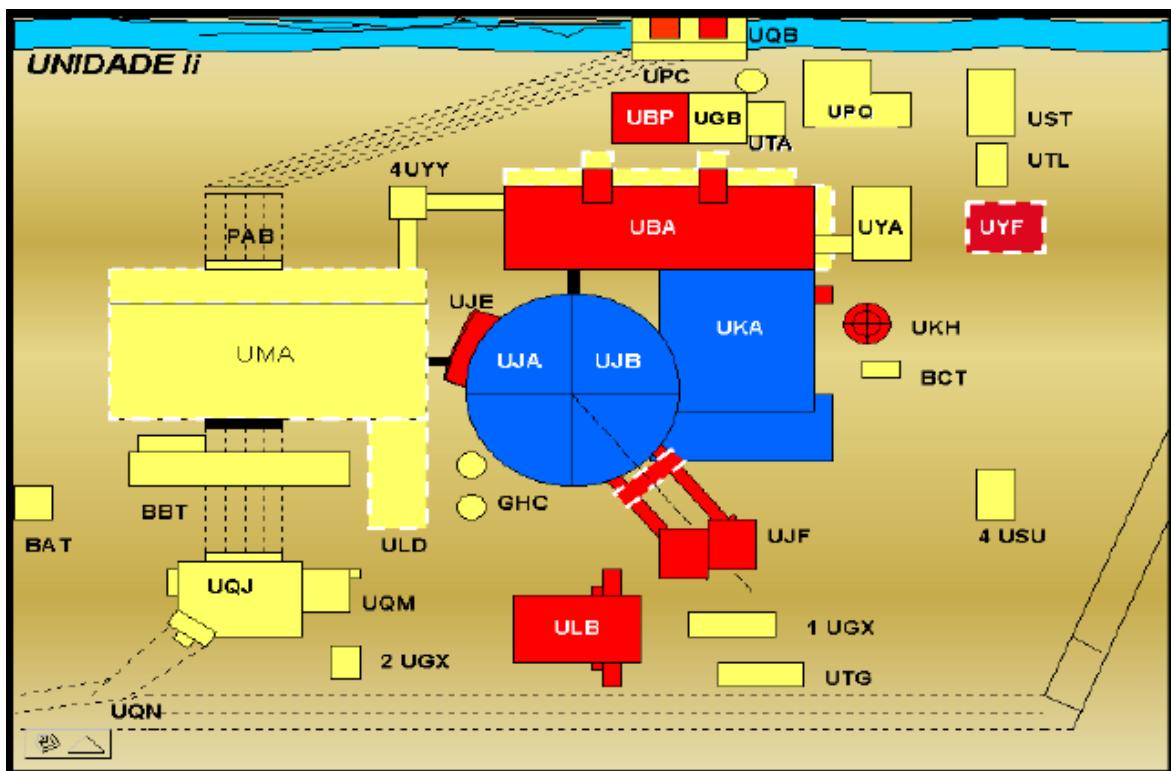


Figura 9 - Edifícios da Usina de Angra 2

Fonte: Eletronuclear

2.3 DEGRADAÇÃO POR ENVELHECIMENTO EM ESTRUTURAS, SISTEMAS E COMPONENTES (ESC) DE USINAS NUCLEARES

Uma usina nuclear é normalmente projetada para uma vida útil de 40 anos. No Brasil, esse prazo é direcionado pelo RFAS e também estabelecido pela CNEN, sendo especificado na AOP, conforme descrito na norma CNEN NE 1.04 [1]. Essa norma define que o período máximo de operação será de 40 anos. Nesse período é garantido que as bases de projeto e as análises de segurança da usina permanecerão válidas, garantindo assim a operação confiável e segura da usina. Essas análises fazem parte do RFAS que é entregue ao órgão regulador para aprovação junto com a solicitação para operação permanente.

A especificação da vida útil da usina em 40 anos leva em consideração aspectos tais como: características dos materiais (tais como resistência mecânica, tensão de ruptura e deformação, ductilidade), condições adversas de operação de equipamentos, como por exemplo, exposição a altas temperaturas e pressões ou exposição à radiação, desgastes sofridos por partes móveis e partes fixas de

diversas estruturas e equipamentos, degradação por ciclos de operação, transientes, dentre outros fatores.

Para garantir que as margens de segurança da usina permanecem realmente sendo atendidas, a cada 10 anos, é feito uma RPS. Um dos itens a serem avaliados na RPS é a degradação por envelhecimento de ESC das usinas.

Essa periodicidade de 10 anos é sugerida pela AIEA, que estabelece diretrizes para a execução da RPS, conforme Guia SSG-25 “Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants” [16]. Esse intervalo de tempo se fundamenta no fato de que a extensão do período entre a realização de RPS além do prazo de 10 anos sugerido pode atrasar a identificação de questões importantes relacionadas à segurança, levar à perda da experiência e conhecimento adquirido nas revisões anteriores, além da descontinuidade no acompanhamento da condição da usina.

Na verdade, o acompanhamento da degradação por envelhecimento das ESC das usinas deve ser feito constantemente, desde o início da operação da usina até o final de vida, incluindo o tempo de extensão de vida se for o caso. Isso visa garantir a todo tempo a segurança na operação da usina, ou seja, que as bases de projeto e margens de segurança consideradas no RFAS permanecem válidas.

A Usina de Angra 1 entrou em operação comercial em 1985, já atingindo a marca de mais de 30 anos de operação, enquanto a Usina de Angra 2 entrou em operação comercial no ano 2001, atingindo a marca de 16 anos de operação [10] [12].

Desse modo, esse tema é particularmente importante para a Usina de Angra 1, visto que sua licença de operação permanente é válida até 2024, e para estender a operação da usina além desse período é necessário apresentar junto ao órgão regulador, a CNEN, um pedido de extensão de vida da usina. Um dos itens que irão compor este documento é uma análise detalhada da degradação por envelhecimento das ESC necessárias para manter o grau de segurança da usina conforme requerido pelas bases de projeto e pelas análises de segurança da mesma.

Como definido anteriormente, degradação por envelhecimento é o processo pelo qual características das ESC da usina se modificam pela ação do tempo ou do uso, podendo afetar sua integridade e capacidade funcional,

impactando na manutenção das bases de projeto e das análises de segurança da planta.

Um equipamento ou sistema é dito operável quando é capaz de executar suas funções especificadas de segurança, com todo os subsistemas auxiliares sendo capazes de executar suas funções de suporte, conforme definido nas Especificações Técnicas (ET) da Usina de Angra 1 [6].

A figura 10 mostra os principais marcos de Angra 1 relacionados ao acompanhamento da degradação por envelhecimento das ESC relacionadas à segurança, bem como os marcos relacionados a uma possível solicitação de extensão de vida útil. Já a figura 11 mostra as mesmas informações sobre a Usina Angra 2.

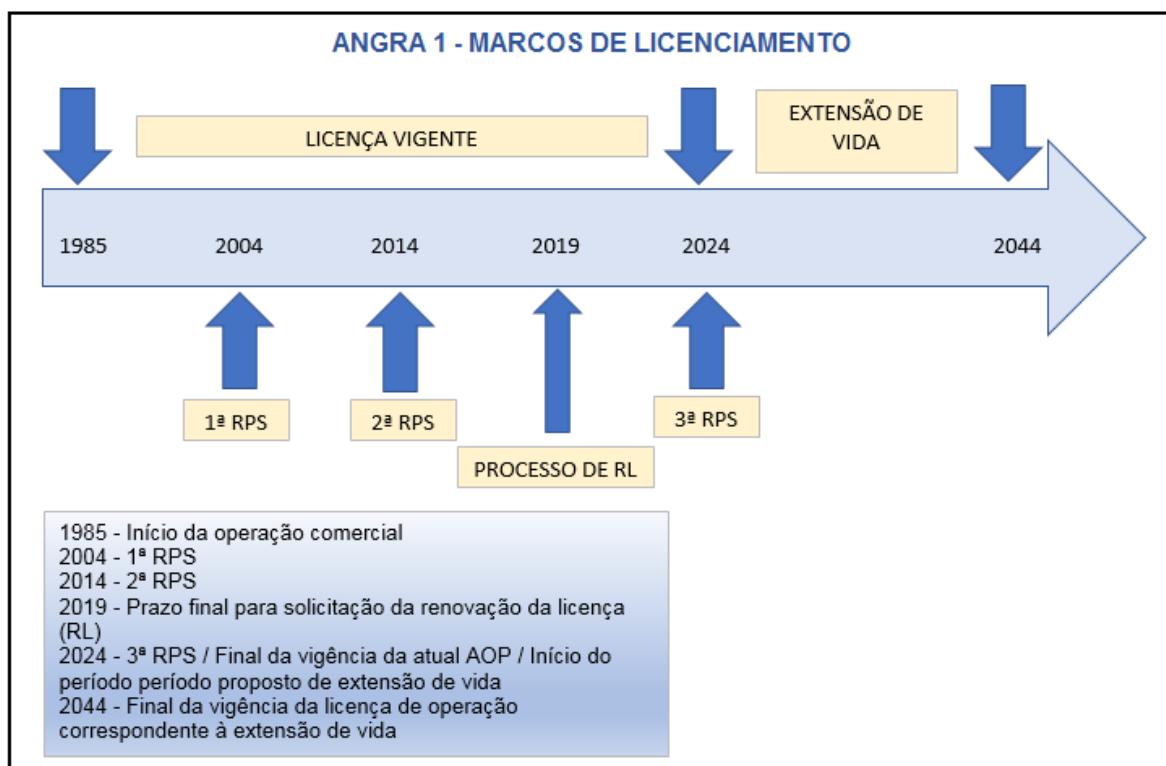


Figura 10 - Principais marcos do acompanhamento da degradação por envelhecimento de Angra 1
Fonte: Eletronuclear

Os processos associados ao envelhecimento podem ser vistos sob duas formas básicas: envelhecimento físico, ou simplesmente envelhecimento, conforme descrito acima, e envelhecimento tecnológico (obsolescência).

Na aplicação industrial, o termo obsoleto é usado para se referir a equipamentos ou partes que não são mais produzidas pelos fabricantes originais ou mercado.

Um agravante para essa situação é que não existem leis específicas para prazos de fabricação e fornecimento de itens nucleares, ao contrário, por exemplo, da indústria automobilística.

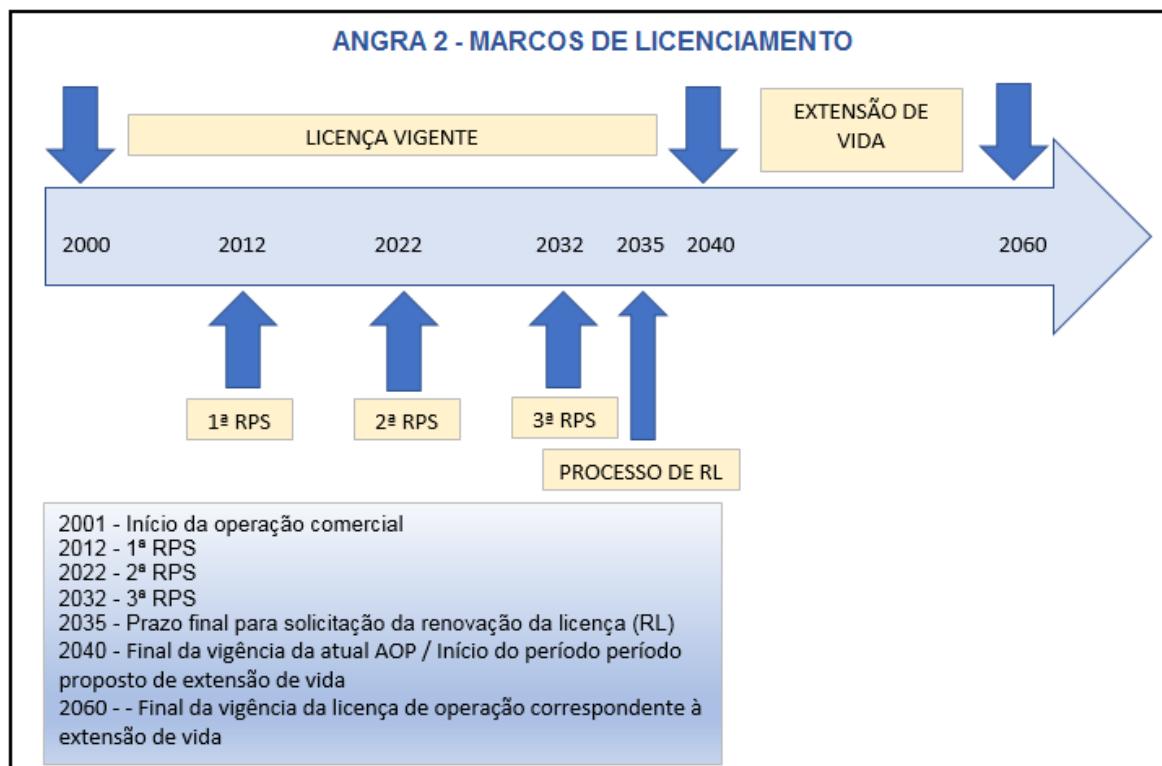


Figura 11 - Principais marcos do acompanhamento da degradação por envelhecimento de Angra 2
Fonte: Eletronuclear

2.4 DEFINIÇÕES DE TERMOS RELACIONADOS À PROGRAMA DE GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO (PGE) EM USINA NUCLEAR

Para facilitar o entendimento da estrutura de um PGE em usinas nucleares, é importante conhecer a definição de alguns termos importantes.

A definição dos termos abaixo relacionados se encontram no documento da AIEA “Regulatory Practices on Ageing Management and Long Term Operation of Nuclear Power Plants in the Ibero-American Region” [20]:

- Degradação por envelhecimento: processo pelo qual as características físicas de ESC de uma usina nuclear são modificadas, levando a uma mudança de seus comportamentos devido a fenômenos tais como exposição à radiação, transientes de ciclo devido à variação de temperatura, pressão, corrosão, dentre outros. Também pode-se definir como sendo os efeitos que podem impactar a habilidade das ESC de operar dentro de seus critérios de aceitação, ou conjunto de processos ou mecanismos pelos quais as características de ESC degradam progressivamente com o tempo ou uso;
- Efeitos do envelhecimento: mudanças nas características de ESC decorrentes do tempo ou do uso, devido a diversos mecanismos causadores de envelhecimento;
- Envelhecimento: processo pelo qual características das ESC da usina se modificam pela ação do tempo ou do uso;
- Estruturas, sistemas e componentes (ESC): termo genérico que compreende todos os elementos de uma usina nuclear:
 - Estruturas são elementos passivos que suportam outros elementos (prédios, estruturas civis, blindagem, etc.);
 - Um sistema compreende vários componentes ou estruturas montadas de maneira a realizar uma função específica;
 - Componente é a combinação de peças e partes que compreendem uma simples e distinta unidade funcional que realiza uma tarefa específica em um sistema (cabos elétricos, circuitos integrados, motores, relés, trocadores de calor, bombas, válvulas, etc.);
- Gerenciamento da degradação por envelhecimento: conjunto de ações de engenharia, operação e manutenção para controlar, dentro de limites aceitáveis, a degradação por envelhecimento das ESC;
- Operação de longo prazo: operação continuada da usina mantendo um nível de segurança aceitável, além de sua vida útil de projeto, após realizar uma avaliação que assegura que os requisitos de segurança aplicáveis às ESC estão atendidas. Também pode ser denominada como extensão de vida;

- Relatório de análises de segurança: relatório oficial da Usina que compreende as informações necessárias para permitir que o órgão regulador seja capaz de realizar uma revisão independente da usina nuclear, em relação à segurança nuclear e proteção radiológica, bem como uma avaliação do risco derivado da operação da usina, tanto em operação normal quanto em emergência. Também inclui descrição detalhada das funções de segurança dos sistemas de segurança e das ESC relacionadas à segurança, bem como suas bases de projeto e funcionamento durante todas as condições operacionais;
- Avaliação integrada da usina (quanto a envelhecimento): conjunto de análises de gerenciamento de envelhecimento que compreende três estágios clássicos: definição e detalhamento das ESC, identificação dos efeitos causadores do envelhecimento e mecanismos de degradação, e definição de programas de gerenciamento da degradação por envelhecimento. Também inclui as análises da degradação por envelhecimento em função do tempo ou uso. A Nuclear Regulatory Commission define como sendo a avaliação que demonstra que as ESC da Usina que requerem um gerenciamento quanto ao envelhecimento foram identificadas e que os efeitos desse envelhecimento na operabilidade dessas ESC serão gerenciados de modo a manter as bases de projeto, de maneira que haja um nível aceitável de segurança durante o período de extensão de vida;
- Programa de gerenciamento do envelhecimento: conjunto estruturado e integrado de atividades de supervisão, controle e mitigação dos efeitos do envelhecimento os quais afetam ESC compreendidas dentro do escopo do processo de gerenciamento do envelhecimento. Programas de gerenciamento são baseados em práticas de manutenção preditiva, preventiva e corretiva, programas de qualificação ambiental, testes periódicos e os testes requeridos por especificação técnica;
- Extensão de vida da usina: é a extensão segura da vida útil da usina além de sua vida útil de projeto. Envolve a substituição ou modernização dos principais componentes, ou modificações substanciais, ou ambos;

- Revisão periódica de segurança: reavaliação de segurança sistemática de uma usina nuclear realizada em intervalos regulares, usualmente de 10 anos, para determinar o impacto dos efeitos acumulativos do envelhecimento, modificações, experiência operacional, dentre outras coisas, e cuja preocupação é garantir um alto nível de segurança durante todo o período de operação da usina;
- Vida útil da usina: período de tempo durante o qual a usina ou componente se comporta de acordo com as especificações técnicas de projeto;

As definições a seguir constam da norma CNEN 1.04 “ Licenciamento de Instalações Nucleares” [1]:

- Autorização para Operação Inicial (AOI) - autorização para operação concedida para início da fase operacional da instalação nuclear, após a verificação que a construção está substancialmente concluída; avaliação do RFAS e dos resultados dos testes pré-operacionais completos; e constatada a inclusão, na instalação nuclear, de todas as condições suplementares de segurança exigidas pela CNEN durante a fase de construção;
- Autorização para Operação Permanente (AOP) – autorização concedida para operação da instalação nuclear em caráter permanente, após a conclusão da operação inicial e da operação com capacidade nominal em condições normais durante um intervalo de tempo contínuo, fixado pela CNEN;
- Análise de Segurança - estudo, exame e descrição do comportamento previsto da instalação nuclear durante toda sua vida, em situações normais, transitórias e de acidentes postulados, com o objetivo de determinar as margens de segurança previstas em operação normal e em regime transitório, e a adequação de itens para prevenir acidentes e atenuar as consequências dos acidentes que possam ocorrer;
- Base de Projeto - conjunto de informações que identificam as funções específicas a serem desempenhadas por um item de uma instalação

nuclear e os valores específicos, ou limites de variação desses valores, escolhidos para parâmetros de controle como dados fundamentais de referência para o projeto;

- Relatório Preliminar de Análise de Segurança (RPAS)

O RPAS deve conter, no mínimo, as informações especificadas abaixo:

- Qualificações técnicas do requerente para se engajar nas atividades propostas;
- Descrição e análise de segurança do local destinado à instalação, principalmente quanto às características que afetem seu projeto e aos critérios para seleção do local. A análise deve incluir a previsão do comportamento dos principais itens significativos em função do local previamente aprovado;
- Descrição e análise da instalação, com atenção especial às características de projeto e de operação, às características novas ou não usuais do projeto e às principais considerações de segurança;
- Projeto preliminar da instalação, incluindo:
 - a) Os critérios principais utilizados na execução do projeto;
 - b) As bases de projeto e sua relação com os critérios principais do mesmo;
 - c) As informações relativas aos materiais de construção, arranjo geral e dimensões aproximadas, suficientes para fornecer razoável garantia de que o projeto final se conformará às bases de projeto com adequada margem de segurança;
- Análise preliminar e avaliação do projeto e desempenho de itens da instalação, com o objetivo de avaliar o risco para a saúde e segurança da população como um todo, resultante da operação da instalação, incluindo a determinação:
 - a) Das margens de segurança durante operações normais e condições de regime transitório previstas durante a vida da instalação; e
 - b) Da adequação de itens previstos para prevenção de acidentes e para minimizar suas consequências;

- Descrição e justificativa da escolha das variáveis, condições ou outras características, as quais, em decorrência da análise e avaliação preliminares de segurança, se constituem em provável objeto de especificações técnicas para a instalação, com atenção especial aos tópicos que possam ter influência significativa no projeto final;
- Planos preliminares de treinamento do pessoal a ser envolvido na operação inicial e permanente, e planos preliminares para a condução das operações;
- Programa de Garantia da Qualidade, do requerente e dos contratados principais, a ser aplicado às atividades de gerenciamento, projeto, fabricação, aquisição, construção civil e montagem eletromecânica de itens importantes à segurança da instalação;
- Caracterização dos itens da instalação que requeiram pesquisa e desenvolvimento para confirmar a adequação de seu projeto; caracterização e descrição do programa de pesquisa e desenvolvimento que será conduzido para resolver problemas de segurança associados com tais itens; cronograma do programa de pesquisa e desenvolvimento, mostrando que tais problemas de segurança serão resolvidos até o término da construção;
- Identificação dos riscos potenciais para funcionamento de itens importantes à segurança, decorrentes de eventuais atividades de construção de mais de uma instalação no mesmo local. Incluir, nesse caso, uma descrição dos controles administrativos a serem aplicados durante a construção, para garantir a segurança da instalação em pauta, quando em operação;
- Planos Preliminares para Procedimentos em Situações de Emergência, que devem ser suficientes para assegurar a compatibilidade do futuro plano de emergência com as características do projeto da instalação e as condições e situação do local com relação a vias de acesso, distribuição da população circunvizinha, meteorologia, hidrologia e utilização do terreno. Os planos preliminares para emergências devem obedecer à

orientação contida nas Normas Gerais do Sistema de Proteção ao Programa Nuclear Brasileiro (SIPRON), dentro da filosofia da AIEA, contendo, no mínimo, os seguintes elementos:

- a) A organização para fazer face a emergências envolvendo radiação, e os meios de notificação às designadas para as diversas atribuições;
- b) Os acordos e contratos realizados ou a serem realizados com autoridades locais, estaduais ou federais com responsabilidade em situações de emergência, incluindo a identificação das principais autoridades;
- c) As medidas a tomar em caso de acidentes, para garantir a saúde e segurança da população como um todo e evitar danos a propriedades, bem como a ação prevista das autoridades externas no caso de uma emergência;
- d) Os recursos de que será provida a instalação para primeiros socorros no próprio local, incluindo serviço de monitoração de pessoal, instalações e provisões locais de descontaminação e transporte de emergência para estabelecimentos hospitalares externos;
- e) As provisões feitas para tratamento, em estabelecimentos hospitalares externos, de indivíduos acidentados ou contaminados;
- f) As características de que será provida a instalação para assegurar a possibilidade de evacuação e de reentrada na instalação a fim de minorar as consequências de um acidente ou, se for o caso, continuar a operação;
- g) Programa de treinamento para empregados, bem como para não empregados, da organização licenciada ou operadora, cujos serviços possam ser necessários em casos de emergência;
- Descrição dos sistemas de controle de liberação de efluentes e rejeitos radioativos incluindo:
 - a) A descrição do projeto preliminar do equipamento a ser instalado para controle durante operação normal, incluindo ocorrências operacionais esperadas;

- b) A caracterização dos objetivos do projeto e os a serem empregados para manter, tão baixo quanto razoavelmente exequível, os níveis de materiais radioativos em efluentes liberados em áreas não controladas;
 - c) A estimativa das atividades dos radionuclídeos que se espera sejam liberados anualmente, em áreas não controladas, em efluentes líquidos produzidos em operação normal;
 - d) A estimativa de atividade de gases, halogenetos e poeiras radioativas que se espera sejam liberados anualmente, em áreas não controladas, em efluentes gasosos produzidos em operação normal;
 - e) Descrição das providências relativas a embalagem, armazenamento e transporte para fora do local, de rejeitos radioativos sólidos resultantes de tratamento de efluentes gasosos, líquidos e de outras fontes;
- Descrição do Plano Preliminar de Proteção contra Incêndio;
 - Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS)
 - O RFAS deve conter informações que descrevam a instalação, apresentem as bases de projeto, os limites de operação e uma análise de segurança da instalação como um todo, devendo incluir, no mínimo, as informações especificadas nos itens a seguir:
 - Resultados de programas de monitoração ambiental e meteorológica que tenham sido desenvolvidos desde a concessão da Licença de Construção e que se relacionem com os fatores de avaliação do local;
 - Descrição e análise dos itens e da instalação, com atenção especial aos requisitos de desempenho, às bases, com as respectivas justificativas técnicas, segundo as quais tais requisitos foram estabelecidos, e às avaliações exigidas para demonstrar que as funções de segurança serão cumpridas. A descrição deve permitir o perfeito entendimento dos projetos do sistema e suas relações com as avaliações de segurança;
 - Para reatores nucleares, descrição de itens tais como o núcleo do reator, sistema de resfriamento do reator, sistema de

instrumentação e controle, sistemas elétricos, sistema de contenção, outros dispositivos técnicos de segurança, sistemas auxiliares e de emergência, sistemas de conversão de energia, sistemas de manuseio de rejeitos radioativos e sistemas de manuseio de combustível;

- Para outras instalações, análise dos processos químicos, físicos, metalúrgicos ou nucleares a serem realizados, sistemas de instrumentação e controle, sistemas de ventilação e de filtragem, sistemas elétricos, sistemas auxiliares e de emergência e sistemas de manuseio de rejeitos radioativos;
- Informações sobre controle de liberação de materiais radioativos;
- Espécies e quantidades de materiais radioativos que serão produzidos na operação, e os meios de controle e de limitação de efluentes radioativos e de irradiação, dentro dos limites fixados em normas da CNEN;
- Análise final e avaliação do projeto, como construído, e comportamento de itens, com a finalidade de avaliar o risco para a saúde e a segurança da população como um todo, resultante da operação da instalação e considerando informações prestadas desde a apresentação do RPAS;
- Descrição e avaliação dos resultados dos programas do requerente e contratados principais, incluindo pesquisa e desenvolvimento, se for o caso, para demonstrar que foram solucionados quaisquer problemas de segurança identificados na fase de construção;
- Informações referentes à operação da instalação incluindo:
 1. Programa de garantia da qualidade do requerente;
 2. Programa de testes pré-operacionais e operação inicial;
 3. Programa de condução de operação normal, incluindo manutenção, monitoração, testes e ensaios periódicos de itens;
 4. No caso da operação de mais de uma instalação no mesmo local, a identificação dos riscos potenciais a que estão sujeitos itens importantes à segurança da operação, resultantes de atividades de construção. Incluir, também, uma descrição dos controles administrativos a serem usados para assegurar que as

condições limites de operação não serão excedidas em consequência de atividades de construção no local;

- Descrição do Plano de Emergência;
- Especificações técnicas propostas;
- Descrição do Plano de Proteção Contra Incêndio;

A definição de qualificação ambiental a seguir consta no glossário de definições da NRC [42]:

- Qualificação ambiental: processo para garantir que o equipamento será capaz de suportar as condições ambientais que possam existir quando a função específica a ser executada pelo equipamento é realmente chamada a ser executada em condições de acidente.

As últimas definições dessa seção foram retiradas das Especificações Técnicas da Usina de Angra 1 [6]:

- Especificação técnica: Conjunto de informações que compreendem os requisitos sob os quais a usina nuclear deve operar, estabelecendo limites de modo a garantir a segurança na operação;
- Condição Limite de Operação (CLO): é a menor capacidade funcional ou nível de desempenho de sistema, subsistema, componente ou equipamento necessário para garantir a operação segura da Usina.

2.5 PROGRAMA DE GERENCIAMENTO DO ENVELHECIMENTO EM UMA USINA NUCLEAR

Programas de Gerenciamento de Envelhecimento já foram implementados em diversas usinas no mundo, já existindo vários guias e regulamentos internacionais sobre o assunto. Basicamente, existem duas linhas de metodologias para PGE: uma norte-americana, que se baseia na norma 10 CFR Part 54 [37], da NRC, e outra que se baseia em documentos da Agência Internacional de Energia Atômica, como o Safety Guide NS-G 2.12 [15].

No Brasil, este tema está sendo discutido atualmente pelo fato da AOP de Angra 1 expirar em 2024, sendo necessário realizar uma solicitação de extensão de vida a CNEN para poder operar a usina além da vida útil de projeto. Portanto, não existem guias regulatórios nem processos sólidos estabelecidos nas usinas para desenvolvimento e implementação de PGE. A pesquisa sobre esse tema irá gerar conhecimento a ser utilizado pelo licenciado e pelo órgão regulador em processos de desenvolvimento, implementação e avaliação de programas de gerenciamento da degradação por envelhecimento em usinas nucleares.

Um PGE consiste em um conjunto de ações de manutenção, de operação e de engenharia, para controlar, dentro de limites aceitáveis, os efeitos da degradação por envelhecimento, com o objetivo de garantir a integridade e a capacidade funcional de ESC responsáveis pela segurança da usina, mantendo as bases de projeto de licenciamento durante o período de operação vigente, bem como para o período pretendido de extensão de vida útil da usina.

A figura 12 demonstra diversas atividades que podem fazer parte de um PGE efetivo.



Figura 12 – Atividades de um Programa de Gerenciamento do Envelhecimento
Fonte: CNEN

Outro aspecto importante que deve ser ressaltado é que um programa efetivo de gerenciamento do envelhecimento em usinas nucleares deve ser colocado em prática desde o início da vida da usina até o último desligamento da mesma, incluindo o período de extensão de vida, assegurando assim que a operação da usina esteja sempre atendendo as bases de licenciamento. Esse conceito é importante para reforçar que uma análise do envelhecimento de uma usina nuclear não é requerida somente durante a preparação de um RPS ou de um pedido de extensão de vida da usina, ao contrário, é requerido um acompanhamento da degradação por envelhecimento das ESC de uma usina durante toda sua vida útil.

Podemos dividir um PGE em uma usina nuclear em quatro momentos distintos:

1. Gerenciamento durante a vida útil de projeto

Durante a vida útil de projeto, a usina deve realizar as ações necessárias para implementação de um PGE para suas ESC. Essas atividades devem incluir métodos para supervisão, controle e mitigação dos mecanismos físicos de envelhecimento das ESC definidas como parte do programa de gerenciamento do envelhecimento. Deve também levar em consideração propostas de aperfeiçoamento, tais como novas atividades de inspeção, testes ou manutenção para melhorar o processo de detecção e controle dos mecanismos de envelhecimento;

2. Gerenciamento para pedido de extensão de vida

A solicitação da renovação da licença de operação de uma usina nuclear deve incluir, entre outros documentos, uma avaliação integrada da usina, dentro de um programa de gerenciamento do envelhecimento, para permitir razoável certeza da funcionalidade das ESC da usina já definidas dentro do escopo do PGE;

3. Gerenciamento durante o período de extensão de vida

Durante o período de extensão de vida, a usina deve programar e realizar atividades de acompanhamento do envelhecimento nas ESC identificadas previamente como sendo parte do PGE, de maneira a assegurar a supervisão, controle e mitigação do

envelhecimento e mecanismos de degradação de tais ESC, considerando os mecanismos já identificados na Avaliação Integrada da Usina e outros que possam surgir;

4. Gerenciamento durante a fase de descomissionamento da usina

Dentro das fases de um PGE, implementado durante toda a vida da usina, também deve constar um Programa de Gerenciamento da Obsolescência (PGO).

Um programa de gerenciamento de obsolescência deve ter claramente definida a responsabilidade pelo programa dentro da organização, deve ter suas tarefas executadas por pessoal qualificado e focado no programa, com grande experiência em engenharia, manutenção e operação, e as atividades desse programa devem ser implementadas por uma equipe multidisciplinar, com representantes de engenharia, manutenção, operação e especialistas em procedimentos.

3. ESTRUTURAS, SISTEMAS E COMPONENTES (ESC) SUSCEPTÍVEIS A PROCESSOS DE ENVELHECIMENTO E SEUS MECANISMOS DE AÇÃO

3.1 IDENTIFICAÇÃO DAS ESC QUE ESTÃO SUJEITAS A ACOMPANHAMENTO DEVIDO AO PROCESSO DE ENVELHECIMENTO

As diversas ESC de uma usina nuclear podem ser classificadas em estruturas ativas ou passivas.

Estruturas passivas são aquelas que realizam sua função pretendida, sem possuir partes móveis ou mudança de configuração ou propriedades. Também podem ser entendidas como estruturas ou componentes que não mostram uma mudança em seu estado.

Um PGE focará em estruturas e componentes passivos porque estruturas e componentes com função passiva geralmente não têm características de performance e de condição facilmente observáveis quanto as estruturas e componentes ativos.

Um PGE deve garantir que estruturas e componentes de longa duração sejam identificados como aqueles que não estão sujeitos a substituição periódica baseado em vida útil ou período de tempo específico, e requeiram um estudo sobre degradação por envelhecimento. Logo, uma estrutura ou componente que não seja substituído com base em sua vida útil, ou em um período de tempo específico, deve ser considerado como de longa duração, e então está sujeito a um fazer parte de um PGE.

A vida útil de um equipamento não deve necessariamente ser baseada em tempo de calendário. Pode ser baseada em tempo efetivo de operação ou quantidade de ciclos de operação.

Estruturas e componentes que não são considerados de longa duração não devem ser incluídos em um PGE. Programas de substituição de componentes ou estruturas podem ser baseados em recomendações dos fornecedores, experiência operacional das usinas, ou qualquer meio que estabeleça um tempo de serviço, uma vida útil ou uma frequência de substituição sob um programa controlado.

O processo para identificar quais ESC farão parte de PGE se divide basicamente em duas partes: definição e triagem. No processo de definição são verificadas quais ESC atendem aos critérios listados a seguir:

- i. Incluir as ESC relacionadas à segurança as quais devem se manter em operação durante e após qualquer evento base de projeto, para garantir as seguintes funções:
 - Integridade da barreira de pressão do sistema de refrigeração do reator;
 - Capacidade de desligar o reator e mantê-lo em uma condição segura;
 - Capacidade de impedir ou mitigar efeitos de acidente de modo a manter a exposição à radiação para a população dentro dos limites estabelecidos;
- ii. Incluir as ESC não relacionadas à segurança cuja falha poderia impedir o cumprimento satisfatório de qualquer das funções identificadas no parágrafo acima;
- iii. Incluir aqueles elementos que fazem parte das análises de segurança das usinas nucleares e que estão em conformidade com diretrizes do órgão regulador, como por exemplo, proteção contra incêndio, qualificação ambiental, choque térmico pressurizado, eventos de ATWS (Anticipated Transients Without Scram), e perda completa de energia elétrica externa.

Esses critérios são utilizados para listar as ESC relacionadas à manutenção da segurança da usina em operação normal e após ocorrência de um acidente postulado.

Já o processo de triagem, que é iniciado após o processo de definição estar concluído, é elaborado para identificar as ESC de uma usina nuclear que devem efetivamente fazer parte de um PGE. Para isso, o processo de triagem deve satisfazer os seguintes critérios para identificar as ESC que serão incluídas no PGE:

- i. ESC que realizam uma função específica conforme estipulado no processo de definição, sem, no entanto, possuir partes móveis e sem mudanças de configuração ou propriedades. Essas estruturas e componentes incluem o vaso do reator, a barreira de pressão do sistema de refrigeração do reator, os geradores de vapor, o pressurizador, tubulações, carcaças de bombas, corpos de válvulas, suportes de componentes, barreiras de retenção de pressão, trocadores de calor, dutos de ventilação, a contenção, o liner de aço da contenção, penetrações elétricas e mecânicas, estruturas sísmicas de categoria I, cabos elétricos e conexões, bandejas de cabos e gabinetes elétricos. Importante ressaltar que não obrigatoriamente se restringem a esses, podendo outras estruturas e componentes fazer parte de um PGE eventualmente, de acordo com a avaliação das usinas.

Não fazem parte de um PGE as seguintes estruturas e componentes: bombas (exceto carcaça), válvulas (exceto o corpo das mesmas), motores, geradores diesel, compressores de ar, amortecedores, mecanismos das barras de controle, abafadores de ventilação, transmissores de pressão, indicadores de pressão, indicadores de nível, barramentos elétricos, máquinas de ventilação e refrigeração, transistores, disjuntores, baterias, relés, inversores elétricos, placas de circuito, carregadores de bateria, fontes de potência;

- ii. Que não estão sujeitas a substituição devido a vida útil especificada ou tempo de operação especificado.

O gerenciamento do envelhecimento de componentes ativos está dentro do escopo de um Programa de Monitoração da Efetividade de Manutenção (PMEM). A CNEN possui requisitos regulatórios próprios para gerenciar manutenção em usinas nucleares, conforme descrito na norma CNEN NE 1.21 “Manutenção de Usinas Nucleoelétricas” [2]. A NRC possui requisitos regulatórios sobre o tema relatados na norma 10 CFR 50.65 “Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants” [41].

Todos os componentes, sistemas e estruturas da usina que devem permanecer em operação durante um terremoto base de projeto são projetados

conforme requisitos sísmicos categoria I, conforme FSAR de Angra 1, e devem assegurar:

- A integridade da barreira de pressão do refrigerante do reator;
- A capacidade de desligar o reator e mantê-lo em uma condição segura de desligamento;
- A capacidade de impedir ou mitigar as consequências de um acidente que poderia resultar em liberação de radiação para o meio externo.

Podem existir diversos métodos para atingir o objetivo de identificar as ESC sujeitas a fazer parte de um PGE. Independentemente do método usado, deve ser feita a identificação e gerada a listagem das ESC que atendem aos requisitos para serem abordadas dentro de um PGE.

A seleção do método mais apropriado é altamente dependente do sistema de gerenciamento de informações da usina. Por exemplo, a disponibilidade de um sistema de armazenamento de dados informatizado dos equipamentos da usina pode resultar em um método de revisão “equipamento por equipamento” bastante eficiente. Na ausência de um sistema informatizado, a usina pode usar um processo de revisão manual baseado nos desenhos de instrumentação e tubulações, nos diagramas elétricos, além de qualquer outra documentação da usina que possa ter informações relevantes para esse fim.

A listagem das ESC que farão parte de um PGE desenvolvida pela usina deve incluir todas as estruturas e componentes passivos e de longa duração dentro do escopo definido durante os processos de definição e de triagem.

Uma lista contendo algumas estruturas passivas e suas respectivas funções pretendidas está contida na Tabela 3.

Tabela 3 - Lista de estruturas passivas e funções pretendidas

FUNÇÃO PRETENDIDA	DESCRIÇÃO
Absorver nêutrons	Absorver os nêutrons.

Continuidade elétrica	Fornecer conexões elétricas para seções específicas de um circuito de distribuição de tensão, corrente ou sinal.
Isolamento elétrico	Isolar e sustentar um condutor elétrico.
Filtro	Promover filtragem.
Trocador de calor	Fornecer transferência de calor.
Fronteira de vazamento	Componente não relacionado com a segurança que mantém a integridade mecânica e estrutural para prevenir interações espaciais que poderiam causar falha de ESC relacionados à segurança.
Fronteira de pressão	Fornecer uma fronteira de pressão para que seja fornecido fluxo suficiente a uma pressão adequada ou fornecer isolamento de confinamento para a retenção do produto de fissão.
Spray	Converter fluido em spray.
Integridade estrutural	Componente não relacionado com a segurança que mantém a integridade mecânica e estrutural para fornecer suporte estrutural a tubulações e componentes relacionados à segurança.
Apoio estrutural	Fornecer estrutura e / ou suporte funcional aos componentes relacionados à segurança e / ou não relacionados à segurança.
Regulador de pressão	Prover uma restrição ao fluxo.
Direcionador de fluxo	Fornece um escudo de pulverização ou um direcionador para direcionar o fluxo (por exemplo, fluxo de injeção de segurança para o poço de contenção).
Barreira de fogo	Fornecer uma barreira específica para confinar ou retardar a propagação de fogo, evitando dele espalhar e / ou atingir áreas adjacentes da planta.
Barreira de Inundação	Fornecer barreira de proteção contra inundações (evento de inundação interna e externa)
Via de liberação de gases	Fornecer uma via para liberação ou descarga de gases filtrados ou não filtrados.
Fonte fria	Fornecer fonte fria durante uma perda completa de energia AC ou de um acidente básico de projeto.

Envoltório de aço	Fornecer proteção contra quebra de tubulação com fluido de alta energia.
Barreira anti-míssel	Fornecer uma barreira antimíssel (gerado interna ou externamente).
Restritores em tubulações	Fornecer restrição de fluxo.
Alívio de pressão	Fornecer proteção contra sobrepressurização.
Abrigo, proteção	Fornecer abrigo / proteção aos componentes relacionados à segurança.
Blindagem	Fornecer blindagem contra a radiação.
Água de resfriamento para o desligamento	Fornecer fonte de água de resfriamento para o desligamento da planta.
Estrutura de barreira de pressão	Fornecer limite de pressão ou barreira essencialmente estanque para proteger a saúde pública e a segurança no caso de quaisquer eventos de base de projeto postulados.

Fonte: NEI 95.10

Entende-se por função pretendida a função específica das estruturas ou componentes que suportam a função pretendida do sistema, e devem ser documentadas para uso posterior durante a Avaliação Integrada da Usina. As bases de licenciamento da usina requerem certas funções pretendidas para serem satisfeitas.

A Tabela 4 exemplifica fontes de informações potenciais que podem ser usadas na identificação das ESC de uma usina que farão parte de um PGE.

Tabela 4 - Lista de fontes de informações potenciais para o PGE

• Banco de dados comprovado (banco de dados sujeito a controles administrativos para assegurar e manter a integridade dos dados ou informações armazenadas)
• Lista de equipamentos principais
• Lista de classificação de componentes
• Relatórios de análise de segurança atualizados

• Diagramas de tubulações e instrumentos
• Desenhos elétricos de linha e esquemáticos
• Manuais de operação e treinamento
• Documentos de bases de projeto
• Desenhos estruturais ou de arranjo geral
• Programa ou Plano de Garantia de Qualidade.
• Documentação de regras de manutenção
• Avaliação de eventos bases de projeto
• Correspondências recebidas
• Especificações Técnicas
• Documentos do Programa de Qualificação Ambiental
• Relatórios de conformidade regulatória (incluindo relatórios de avaliação de segurança)
• Relatório Síntese da Avaliação Probabilística de Risco
• Procedimentos operacionais de emergência
• Diretrizes de gestão de acidentes severos
• Exame individual de eventos externos da usina

Fonte: NEI 95.10

Pode ser positivo durante os processos de definição e triagem das ESC que irão fazer parte de um PGE agrupá-las em grupos de conveniência, incluindo aquelas que são ativas e passivas, e identificar e submeter cada grupo inteiro a um programa específico de gerenciamento do envelhecimento. A base para arranjar estruturas e componentes em um grupo específico pode ser: possuir projetos similares, materiais de construção similares, estar exposto a ambientes semelhantes, ou possuir as mesmas práticas de gerenciamento do envelhecimento.

A Tabela 5 fornece uma listagem com exemplos de componentes, estruturas e grupos de conveniência, e a sua classificação em ativo ou passivo. Essa listagem é uma sugestão do NEI para ser seguida pelas usinas a fim de facilitar os processos de definição e de triagem durante a preparação de um PGE.

Também pode ser útil categorizar as estruturas por tipo (concreto de chão, blocos de concreto, aço estrutural, paredes de blindagem, fundações em pilhas, etc....) em preparação para o PGE. Dividir estruturas complexas em elementos discretos (paredes, chãos, portas, penetrações, fundações, etc....) pode ser útil porque alguns elementos podem não possuir funções de acordo com os critérios definidos nos processos de definição e triagem, e não estarão sujeitas a fazerem parte de um PGE. Por exemplo, um prédio com várias salas pode estar dentro do contexto de definição de um PGE devido a uma sala realizar uma função pretendida conforme especificado nos processos de definição e triagem, porém somente essa sala fará parte especificamente do PGE, após a fase de triagem.

Tabela 5 – Grupos de conveniência, componentes e estruturas típicas e suas classificações em ativas ou passivas para uma AIU

Categoría	Estrutura, componente ou grupo de conveniência	Passivo
Bombas	Bombas de incêndio e água de serviço	SIM (Carcaça)
Bombas	Bombas de água de resfriamento e de óleo de lubrificação	SIM (Carcaça)
Bombas	Bombas de condensado	SIM (Carcaça)
Bombas	Bombas de água borada	SIM (Carcaça)
Turbinas	Bombas turbinadas	SIM (Carcaça)
Turbinas	Turbinas a gás	SIM (Carcaça)
Turbinas	Controles (Atuador e desarme por sobrevelocidade)	NÃO
Geradores diesel de emergência	Geradores diesel de emergência	NÃO

Trocadores de calor	Condensadores	SIM
Trocadores de calor	Trocadores de calor do sistema de óleo lubrificante	SIM
Trocadores de calor	Trocadores de calor do sistema de água tratada	SIM
Trocadores de calor	Trocadores de calor do sistema de água de resfriamento fechado	SIM
Trocadores de calor	Trocadores de calor do sistema de água do primário	SIM
Componentes da barreira de pressão do SRR	Vaso do reator	SIM
Componentes da barreira de pressão do SRR	BRR	SIM (Carcaça)
Componentes da barreira de pressão do SRR	Mecanismos de movimentação das barras de controle	SIM
Componentes da barreira de pressão do SRR	Geradores de Vapor	SIM
Componentes da barreira de pressão do SRR	Pressurizador	SIM
Componentes da barreira de pressão do SRR	Tubulações classe 1 ASME	SIM
Estruturas	Bandejas de cabos e suportes	SIM
Estruturas	Conduítes	SIM
Estruturas	Internos do vaso do reator	SIM
Estruturas	Amortecedores	SIM
Elétrico e I&C	Barramentos, Centros de carga, Centros de controle de motores, Equipamentos de painéis de distribuição	NÃO
Elétrico e I&C	Monitores de radiação (monitores de radiação de área, monitores de radiação de processo)	NÃO
Elétrico e I&C	Registradores (registradores de papel, registradores digitais, registradores de evento)	NÃO
Elétrico e I&C	Relés (relés de proteção, relés lógicos, relés auxiliares)	NÃO
Elétrico e I&C	Solenóides	NÃO

Elétrico e I&C	Equipamentos de estado sólido (Transmissores, placas de circuito, computadores)	NÃO
Elétrico e I&C	Transformadores	NÃO
Elétrico e I&C	Transmissores (Transmissores de pressão diferencial, transmissores de pressão, transmissores de fluxo, transmissores de nível, transmissores de radiação)	NÃO
Válvulas	Válvulas operadas hidráulicamente	SIM (Corpo)
Válvulas	Válvulas manuais	SIM (Corpo)
Válvulas	Pequenas válvulas	SIM (Corpo)
Válvulas	Válvulas operadas a motor	SIM (Corpo)
Válvulas	Válvulas operadas a ar	SIM (Corpo)
Válvulas	Válvulas de isolamento LVP	SIM (Corpo)
Válvulas	Válvulas de retenção	SIM (Corpo)
Válvulas	Pequenas válvulas de alívio	SIM (Corpo)
Tanques	Acumuladores de ar	SIM
Tanques	Acumuladores de descarga (dampers)	SIM
Tanques	Tanque de armazenamento de ácido bórico	SIM

Fonte: NEI 95.10

Componentes suportes estruturais dão suportação ou restringem movimentos de equipamentos mecânicos ou elétricos. Suportes estruturais podem ser considerados parte ou não da respectiva estrutura.

Podem existir também partes de tubulações que fornecem suportação estrutural. Por exemplo, a fronteira entre a parte relacionada a segurança e a parte não relacionada a segurança em uma tubulação pode ocorrer em uma

válvula. A parte da tubulação entre a válvula e a próxima fixação sísmica fornece suportação estrutural em um evento sísmico, e fará parte então de um programa de gerenciamento de envelhecimento.

Consumíveis também precisam ser considerados no processo de determinação das ESC que farão parte do PGE. Os consumíveis são divididos em categorias:

- a) Gaxetas, juntas, selos, o-rings;
- b) Selantes estruturais;
- c) Óleos, graxas e filtros;
- d) Filtros de sistemas, mangueiras de incêndio, máscaras autônomas.

A tabela 6 ilustra o tratamento dado aos consumíveis dentro de um PGE.

Tabela 6 – Tratamento dos consumíveis em um PGE

Consumíveis	Disposição
Juntas, Gaxetas, componentes de selos e O-rings.	Estes não seriam necessariamente listados explicitamente nos processos de definição e triagem. Em vez disso, eles seriam implicitamente tratados no nível de componente. A usina poderá excluir-los utilizando uma base clara como o exemplo da Seção III da ASME.
Selantes estruturais	Estes não seriam necessariamente listados explicitamente nos processos de definição e triagem. Em vez disso, eles seriam implicitamente tratados no nível de componente. Selantes estruturais podem executar funções sem peças móveis ou mudanças na configuração e eles não são normalmente substituídos. Espera-se que a gestão do envelhecimento estrutural destes itens seja especificada nas bases da usina.
Óleo, graxa e filtros de componentes	Para essas categorias, o processo de triagem deveria excluir esses materiais porque eles são de curta duração.

Sistemas de Filtros, Extintores de Incêndio, Mangueiras de Incêndio.	Estes podem ser excluídos assumindo que eles são periodicamente substituídos. Deve-se identificar as normas que são assumidas para a substituição como parte da descrição do método: por exemplo, normas National Fire Protection Association (NFPA) para equipamentos de proteção contra incêndio.
--	---

Fonte: NEI 95.10

3.2 IDENTIFICAÇÃO DOS EFEITOS DO ENVELHECIMENTO QUE REQUEREM GERENCIAMENTO DENTRO DE UM PGE

Essa parte do estudo irá abordar metodologias para identificar os efeitos do envelhecimento nas estruturas e componentes sujeitos a fazer parte de um PGE. Podem ser usadas várias técnicas para identificar os efeitos do envelhecimento que requerem gerenciamento, desde que, independentemente da metodologia aplicada, seja alcançado o objetivo de demonstrar que os efeitos do envelhecimento serão adequadamente gerenciados, e que as funções pretendidas das estruturas e componentes da usina serão mantidas de acordo com as bases de projeto e de licenciamento durante todo o tempo.

Esse processo é iniciado determinando as estruturas, componentes ou grupos de conveniência que se enquadram nas funções pretendidas listadas nos processos de definição e triagem. Após esta etapa, os efeitos do envelhecimento que requerem gerenciamento são identificados, e, finalmente os programas de gerenciamento do envelhecimento são implementados e avaliados quanto à sua eficácia. Em resumo, os efeitos do envelhecimento poderão ser gerenciados por meio de programas já existentes, ou atividades adicionais de gerenciamento do envelhecimento poderão ser necessárias.

Como já exposto, existem vários meios de identificar e avaliar os efeitos do envelhecimento. Para algumas estruturas e componentes, as bases de projeto e propriedades dos materiais são conhecidas e podem ser usadas.

Nesses casos, uma mera análise pode ser suficiente para demonstrar que os efeitos do envelhecimento estão sendo gerenciados. Para outras estruturas e componentes, o histórico de manutenção e de performance pode estar disponível e pode ser usado para mostrar que os efeitos do envelhecimento estão sendo gerenciados.

Essas considerações mostram a necessidade de se determinar o nível adequado da revisão que deve ser efetuada em cada usina para se determinar a metodologia mais apropriada de identificação dos mecanismos de envelhecimento, e garantir que estão sendo adequadamente gerenciados.

Uma possível abordagem para fazer a identificação dos mecanismos causadores de envelhecimento é através da identificação do material, ambiente e agente estressor, ou agente degradante. Nessa abordagem, a usina deve considerar os materiais, o ambiente e os agentes degradantes associados a cada estrutura, componente ou grupo de conveniência sob revisão. Em muitos casos, a adequada seleção de materiais para o ambiente de operação dos equipamentos resulta em poucos efeitos de envelhecimento que irão necessitar de acompanhamento. Por exemplo, o fenômeno da erosão e corrosão tem pouco ou nenhum efeito em tubulações de aço inoxidável. Em contrapartida, aço carbono está sujeito a erosão e corrosão em um ambiente de água bruta. Então o método de identificar efeitos de envelhecimento pode ser baseado em combinações de materiais com os seus ambientes de operação. Após essa identificação das combinações materiais-ambientes dentro da usina a experiência operacional internacional pode ser usada para validar a metodologia.

Além das considerações de materiais, ambiente e agentes degradantes, a usina deve considerar também as bases de projeto e licenciamento em vigor, a experiência operacional interna e externa, além das avaliações de engenharia já existentes, de modo a identificar os efeitos de envelhecimento que devem ser acompanhados dentro de um PGE.

Outra possibilidade de abordagem para fazer essa identificação seria através de uma análise específica baseada na possível perda da função pretendida. Por essa análise, a usina deve ser capaz de demonstrar que não irá ocorrer a perda da função pretendida das estruturas ou componentes, sob as condições base de projeto, devido ao efeito do envelhecimento. Ou seja, a abordagem deve concluir que, com razoável certeza, as bases de projeto e as

análises de segurança serão mantidas durante todo o tempo de operação da usina, incluindo o período de extensão de vida, e então não é necessária nenhuma atividade de monitoração do envelhecimento.

Um outro exemplo de abordagem para a identificação dos mecanismos de envelhecimento das estruturas e componentes da usina seria pelo "espaço".

Nessa abordagem a usina seria dividida em áreas nas quais parâmetros ambientais limitantes comuns seriam atribuídos. Essas áreas poderiam ser de qualquer tamanho, tal como uma área específica em uma sala, uma sala inteira, um andar inteiro de um prédio ou até mesmo um prédio inteiro. Um parâmetro ambiental limitante, tal como temperatura, poderia ser utilizado: a temperatura média mais alta presente nos locais definidos nesse "espaço". Essa abordagem se resumiria em três etapas:

- a) Identificação de todos os componentes ou grupos de conveniência que sofram mecanismos de envelhecimento quando submetidos ao agente degradante (causador do fenômeno do envelhecimento);
- b) Determinar o valor do parâmetro ambiental limitante ao qual os componentes nessa área são expostos;
- c) Relacionar as características de envelhecimento dos materiais identificados com o parâmetro limitante e determinar se esses componentes serão capazes de manter suas funções pretendidas durante toda a vida da usina, incluindo o período de extensão de vida.

Através das metodologias apresentadas aqui, devem ser identificados os agentes degradantes das ESC compreendidas no PGE, compreendidos seus mecanismos de ação e, a partir desse ponto, relacionar quais atividades deverão ser implementadas para monitorar e gerenciar os efeitos do envelhecimento dessas ESC.

Para validar as análises feitas nesta etapa devem ser feitas comparações com a experiência operacional internacional, sendo os documentos NUREG 1801 “Generic Aging Lessons Learned” [43], da NRC, e o guia “International Generic Aging Lessons Learned” [21], da AIEA, fontes de validação confiáveis.

3.3 MONITORAÇÃO E GERENCIAMENTO DOS EFEITOS DO ENVELHECIMENTO

A demonstração de que os efeitos do envelhecimento das ESC estão sendo monitorados e gerenciados é importante para garantir que as bases de projeto e licenciamento da usina estão sendo mantidas a todo tempo.

Programas de monitoração e gerenciamento do envelhecimento são normalmente de quatro tipos: prevenção, mitigação, monitoração da condição e monitoração da performance.

O objetivo aqui deve ser avaliar se as causas e consequências da degradação por envelhecimento das diversas ESC da usina estão sob adequada monitoração, controle e mitigação através das práticas de manutenção ou PGE existentes, levando em consideração que não estão somente incluídas atividades de manutenção preventiva e preditiva, mas também atividades de inspeções e testes.

Programas de prevenção devem impedir que os efeitos do envelhecimento ocorram. Por exemplo, programas de tratamento com pintura para impedir corrosão externa de um tanque.

Programas de mitigação tentam diminuir o ritmo com que os efeitos do envelhecimento ocorrem. Por exemplo, acompanhamento químico de um fluido para mitigar corrosão interna de tubulações.

Já programas de monitoração da condição de ESC verificam a existência e extensão de efeitos de envelhecimento. Como exemplo, podemos citar inspeção visual de estruturas de concreto quanto a rachaduras e avaliação ultrassônica de paredes de tubulações quanto a perda de espessura.

A monitoração da performance de ESC verifica a capacidade das ESC em realizar suas funções pretendidas. Por exemplo, balanço térmico de um trocador de calor pode verificar a função pretendida de transferência de calor pelos tubos desse trocador de calor.

Em alguns casos mais de um tipo de PGE podem ser utilizados para garantir que os efeitos de envelhecimento estão sendo adequadamente monitorados, e consequentemente as funções pretendidas das ESC estão sendo mantidas durante todo o tempo. O acompanhamento da corrosão interna de

tubulações pode se basear em um programa de mitigação pelo acompanhamento das condições químicas do fluido, e também em um programa de monitoração de condição realizando testes ultrassônicos para verificar a perda de espessura da tubulação.

Como vimos, para garantir uma monitoração eficiente dos efeitos do envelhecimento a usina pode usar um tipo ou uma combinação de tipos diferentes de PGE. Uma vez determinada a maneira pela qual será feito esse acompanhamento, o PGE deve ser avaliado conforme os 10 passos listados abaixo:

1. Definição da atividade do PGE: deve incluir as ESC específicas sujeitas a fazer parte de um PGE;
2. Ações preventivas: devem mitigar ou evitar os efeitos do envelhecimento;
3. Parâmetros monitorados ou inspecionados: devem ser relacionados a degradação de uma estrutura específica ou de uma função pretendida;
4. Determinação dos efeitos do envelhecimento: deve ocorrer antes que ocorra a perda da função pretendida da ESC. Deve levar em consideração pontos como o método ou tecnologia empregada, frequência, tamanho da amostra, dados existentes, para assegurar pronta detecção dos efeitos de envelhecimento;
5. Monitoração e acompanhamento: deve fornecer uma previsão da extensão da degradação e prover prontas ações de mitigação e correção;
6. Critérios de aceitação: devem assegurar que as funções pretendidas das ESC estão sendo mantidas sob as atuais bases de projeto e licenciamento da usina durante todo o tempo;
7. Ações corretivas: ações corretivas, incluindo determinação da causa raiz para impedir recorrência, devem ser colocadas em prática imediatamente;
8. Processos de confirmação: devem assegurar que ações preventivas são adequadas e que ações corretivas apropriadas são realizadas e são efetivas;

9. Controles administrativos: devem fornecer um estudo formal e ser realizados através de um processo aprovado;
10. Experiência operacional: experiência operacional de atividades de PGE deve fornecer dados confiáveis para assegurar que os efeitos do envelhecimento serão adequadamente gerenciados.

4. OBSOLESCÊNCIA

4.1 DEFINIÇÃO

Podemos usar o termo obsoleto para se referir a partes de equipamentos ou equipamentos que não são mais produzidos pelos fabricantes originais ou ofertados pelo mercado de peças de reposição. A obsolescência na indústria torna alguns equipamentos, ou apenas partes deles, de difícil aquisição. Isso pode ser um sério problema para a indústria nuclear, visto que a dificuldade de encontrar peças de reposição para as ESC de uma usina pode gerar um decréscimo nos indicadores de disponibilidade ou até mesmo afetar a segurança da planta.

Baseado nisso, a obsolescência tecnológica se tornou um tema de grande importância para as usinas nucleares. De maneira simples, a obsolescência tecnológica ocorre quando a produção de certos equipamentos, ou partes deles, tem sua produção descontinuada pelos fabricantes.

Essa seção direcionará um estudo específico da questão da obsolescência em usinas nucleares. O foco aqui é a obsolescência de ESC, e a expressão “componente obsoleto” se refere a materiais e componentes que provavelmente são substituídos uma ou mais vezes durante a vida útil da usina,

sem causar alterações no projeto no sistema. Não será abordado aqui a questão de obsolescência de projeto, que é uma questão muito mais complexa e exige um estudo de engenharia abrangente, não sendo, portanto, uma simples questão de obsolescência de equipamentos.

A segurança de uma usina nuclear pode ser prejudicada se a obsolescência de ESC da usina não for prontamente identificada e ações corretivas não forem tomadas antes que ocorram declínios na confiabilidade e disponibilidade dessas ESC.

Podemos identificar a obsolescência tecnológica sendo abordada no documento NS-G-2.12 [15], da AIEA, conforme tabela 7 a seguir:

Tabela 7 – Tipos de obsolescência

ESC desatualizadas em comparação com:	Manifestação	Consequências	Gerenciamento
Conhecimento	Conhecimento das normas, regulamentos e tecnologias atuais relevantes para as ESC não atualizados.	Oportunidades para melhorar a segurança da usina; Capacidade reduzida para operação a longo prazo.	Atualização contínua do conhecimento e aperfeiçoamento de sua aplicação.

Normas e regulamentos	<p>Desvios das normas e regulamentos atuais, tanto de hardware quanto de software;</p> <p>Fraquezas de projeto (por exemplo, qualificação de equipamentos, diversidade de capacidades de gerenciamento de acidentes graves).</p>	<p>Nível de segurança da planta abaixo das normas e regulamentações atuais (por exemplo, fraquezas na defesa em profundidade);</p> <p>Capacidade reduzida para operação a longo prazo</p>	<p>Reavaliação sistemática das instalações de acordo com as normas em vigor (por exemplo, revisão periódica da segurança) e adaptação adequada ou modernização.</p>
Tecnologia	<p>Falta de peças sobressalentes e / ou suporte técnico;</p> <p>Falta de fornecedores e / ou capacidades industriais.</p>	<p>Declínio do desempenho e da segurança da usina devido ao aumento das taxas de falhas e à diminuição da confiabilidade;</p> <p>Capacidade reduzida para operação a longo prazo</p>	<p>Identificação sistemática da vida útil e obsolescência antecipada das ESC;</p> <p>Fornecimento de peças sobressalentes para a vida útil prevista e substituição oportuna de peças;</p> <p>Contratos de longo prazo com fornecedores;</p> <p>Desenvolvimento de estruturas/componentes equivalentes</p>

Fonte: NS-G-2.12, AIEA

Por ser um assunto de extrema relevância, deve ser implementado dentro de um Programa de Gerenciamento do Envelhecimento global um Programa de Gerenciamento da Obsolescência (PGO), com estrutura e recursos próprios. O PGO deve focar no gerenciamento da obsolescência tecnológica, e, em adição, pode também suprir orientações de como monitorar e gerenciar as questões da obsolescência de documentos e de conhecimento.

4.2 MÉTODOS DE MITIGAÇÃO DA OBSOLESCÊNCIA TECNOLÓGICA

Existem dois modos principais de fazer frente a questão da obsolescência tecnológica nas usinas nucleares: modo reativo e o modo proativo.

Cada um desses modos tem características bem definidas, e cada usina deve avaliar qual dos modos melhor atenderá suas expectativas e necessidades.

Pode até mesmo ser empregado um modelo de programa de gerenciamento da obsolescência tecnológica que empregue uma combinação dos modos reativos e proativos para fazer frente a essa questão dentro da usina.

Um PGO baseado no modelo reativo tem como característica principal a busca de peças de reposição relacionadas a necessidade imediata da usina, seja para retornar um equipamento a condição operável ou para repor nível de estoque zerado. A grande vantagem desse modelo é o baixo custo operacional para a usina, porém muito contestado devido ao alto risco de comprometer a disponibilidade e a segurança da usina. Devido à necessidade imediata de se adquirirem peças de reposição quando se usa o modo reativo para enfrentar a obsolescência tecnológica, algumas vezes as peças procuradas podem ter custo bastante elevado, dada a urgência e a necessidade da aplicação. Podemos definir este modo como um modelo de programa de combate a obsolescência tecnológica que trará soluções pontuais para a usina.

Os principais problemas relacionados a obsolescência, e que levam a usina a adotar uma solução reativa para essa questão são: processo de compra de peças de reposição deficiente, falta de gestão de estoque, falta de previsão de peças de reposição nos processos de manutenção, além de problemas de especificação técnica para compra das peças.

Já o modelo proativo para enfrentar a questão da obsolescência tecnológica tem várias vantagens sobre o modelo reativo, porém requer um investimento bastante alto para ser implementado. Podemos citar como vantagens do modelo proativo a possibilidade da implementação de um programa de reposição de peças baseado em um planejamento para longo prazo, o que assegura confiabilidade a usina, mantendo sua disponibilidade e segurança em níveis adequados. O modelo proativo permite a usina desenvolver soluções mais abrangentes para as questões de obsolescência tecnológica que surgirem.

Algumas das ações a serem implementadas dentro de um modelo proativo de um PGO seriam:

- Classificação da importância do item em relação à disponibilidade e segurança da usina;
- Avaliação dos níveis de estoque, sempre mantendo um nível mínimo para as tarefas de manutenção preventiva;
- Ações de busca de informações junto a fabricantes sobre a disponibilidade de peças de reposição.

Para que um modelo proativo de PGO seja efetivo, a usina deve ter pessoal qualificado e direcionado especificamente para trabalhar com essa questão. Essa equipe deve ser multidisciplinar, sendo constituída de pessoal das áreas de Engenharia, Manutenção, Operação, além de especialistas em documentos e procedimentos da usina.

Deve ser definido claramente o responsável pelo programa dentro da organização, além das responsabilidades de cada membro da equipe.

A figura 13 ilustra a importância de um PGO dentro de um PGE.

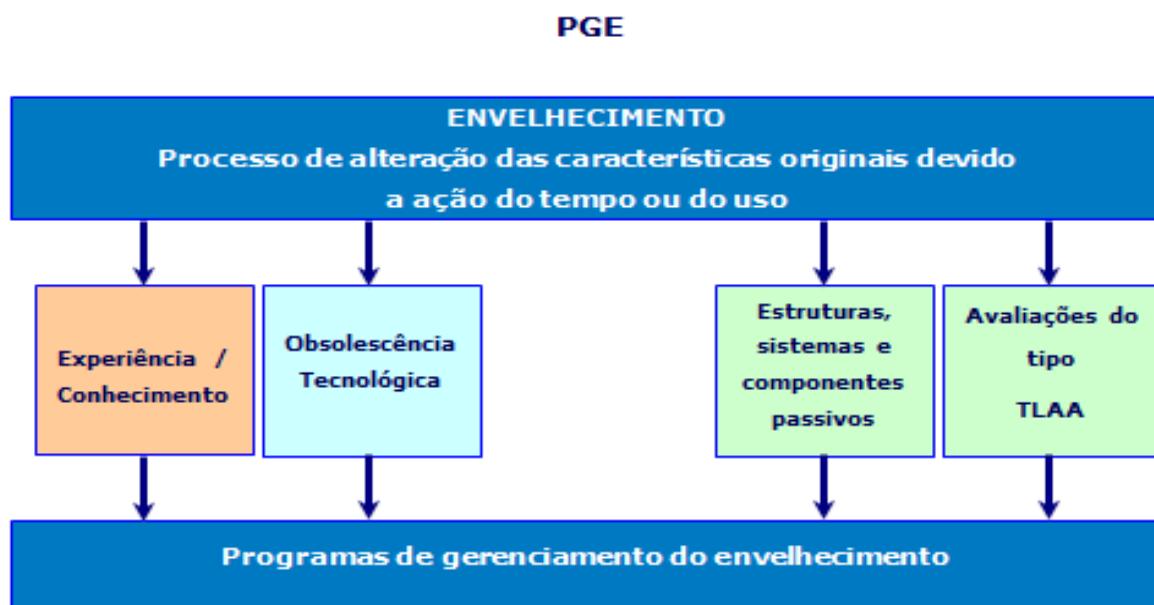


Figura 13 - Programa de Gerenciamento da Obsolescência dentro de um PGE
Fonte: Autor

4.3 SISTEMAS DE COMPARTILHAMENTO DE EXPERIÊNCIA OPERACIONAL E DE SUPORTE PARA PEÇAS DE REPOSIÇÃO PARA USINAS NUCLEARES

Para fazer frente à questão da obsolescência tecnológica nas usinas, a indústria nuclear decidiu trabalhar de forma conjunta. Para que isso acontecesse foram criados, por empresas especializadas na indústria nuclear, banco de dados sobre peças de reposição para equipamentos obsoletos que existem em estoque nas usinas do mundo todo.

Esses bancos de dados virtuais nada mais são que um "Almoxarifado Virtual". Como exemplo de um banco de dados virtual para peças de reposição de equipamentos obsoletos em usinas nucleares podemos citar o RAPID (Readily Accessible Parts Inventory Database), gerenciado pela empresa Scientech. Também podemos citar o banco de dados conhecido como OIRD (Obsolete Items and Replacements Database), também gerenciado pela empresa Scientech, que não é um banco de dados de peças de reposição para equipamentos obsoletos, e sim um banco de dados que compartilha experiência operacional informando os problemas de obsolescência tecnológica já experimentados por diversas usinas nucleares pelo mundo.

Esses bancos de dados são extremamente úteis na solução de problemas de obsolescência tecnológica nas usinas, porque além de permitirem acesso a diversas peças de reposição que já não são fabricadas pelo mercado, compartilham experiência em como resolver as questões de obsolescência tecnológicas. Essa experiência já vivenciada por outra usina permite que a solução para uma questão de obsolescência seja resolvida mais prontamente, o que eleva os índices de disponibilidade, confiabilidade e segurança da usina.

Um outro exemplo de empresa que se especializou em dar suporte para as usinas nucleares pelo mundo sobre a questão de obsolescência tecnológica é a PKMJ Technical Services. Essa empresa desenvolveu um modelo de programa de gerenciamento da obsolescência tecnológico denominado EOS (Engineered Obsolescence Solutions), que tem como objetivo resolver problemas de obsolescência minimizando o impacto para as usinas, através de serviços de engenharia para identificar, pesquisar, avaliar e implementar soluções para questões de obsolescência nas usinas.

Dentro do programa de gerenciamento de obsolescência oferecido pela PKMJ Technical Services existem programas como o POMS (Proactive Obsolescence Management System), que é responsável pela identificação de equipamentos obsoletos, o PM Forecasting, responsável pela priorização da questão de obsolescência, e o Obsolescence Manager, também utilizado na priorização das questões de obsolescência que existam nas usinas.

Todos esses serviços são prestados por empresas privadas, sendo necessário que as usinas estabeleçam contratos de uso com essas empresas para poderem ter acesso aos serviços.

Conforme já comentado nessa dissertação, a Alemanha decidiu por descontinuar seu programa nuclear, e nenhuma usina alemã em operação terá sua vida útil entendida, pelo contrário, todas serão permanentemente desativadas ao final da vida útil de projeto. Por isso, a AREVA, que é a maior proprietária de usinas nucleares na Alemanha, decidiu comercializar itens em estoque de diversas usinas alemãs. Através do ERVA (Equipment, Replacement Parts and Validation) a AREVA se propõe a fornecer peças em estoque de usinas nucleares alemãs desativadas ou que serão desativadas, e a realizar adaptação na documentação de engenharia e inspeções de qualidade dos itens para atender as especificações de licenciamento para outras usinas, o que favorece bastante alcançar soluções rápidas de obsolescência tecnológica na Usina de Angra 2, por se tratar de um projeto alemão da AREVA.

4.4 GERENCIAMENTO DA OBSOLESCÊNCIA

As usinas devem definir e implementar um PGO o qual deve incluir uma avaliação sistemática da questão da obsolescência tecnológica, uma estratégia a ser seguida em cada situação onde a questão da obsolescência for detectada, além de uma análise da efetividade dos programas implementados, na medida que fornecem suficiente conhecimento para dar suporte na definição das ações de manutenção necessárias.

A metodologia básica para um PGO consiste de quatro principais processos: identificação, priorização, solução e troca de informações.

4.4.1 Identificação

A identificação dos equipamentos obsoletos é o primeiro passo importante no processo de solução da questão de obsolescência. Diferentes canais de comunicação devem ser estabelecidos para uma contínua identificação de possíveis questões de obsolescência. Fontes típicas de informações incluem:

- Estoque de reposição reduzido: estoque de almoxarifado baixo é um problema para a instalação imediata do equipamento.
- Exigências decorrentes da manutenção da planta: onde o estoque está esgotado ou onde não existe histórico de estoque, as tarefas de manutenção da usina podem servir como indicador sobre questões de obsolescência.
- O pessoal da usina deve ser instruído a reportar os problemas de obsolescência à medida que surjam. A identificação precisa requer atenção das equipes de Operação, Engenharia, Manutenção, Química, Planejamento, Materiais.
- Informações de fornecedores: ocasionalmente, os fornecedores avisam com antecedência que estão descontinuando a fabricação ou o suporte de determinadas linhas de produtos.
- Informações de outras plantas e de outras fontes externas.
- Estudo pró-ativo de vulnerabilidades: para identificar obsolescência de equipamentos. Essas revisões podem ser direcionadas a equipamentos ou sistemas críticos.

A figura 14 ilustra um fluxograma de processo para identificação de questões relacionadas à obsolescência.

4.4.2 Priorização

Para gerenciar efetivamente a obsolescência, algumas questões devem ser priorizadas. Critérios para priorização podem variar de acordo com os recursos e as necessidades de cada usina. Um método de identificação e priorização é demonstrado na figura 15, que mostra quatro níveis de prioridades, baseados na importância do equipamento, na necessidade da usina e na quantidade em estoque. Fatores de priorização podem incluir:

- Componentes críticos: itens que são essenciais para a operação da usina incluem ESC relacionadas à segurança, ESC relacionadas as Especificações Técnicas, ESC relacionadas a equipamentos não relacionados à segurança, mas cuja falha pode afetar a operação segura da usina;
- Necessidade da usina: ESC obsoletas em serviço necessitando de reparo ou substituição imediata tem prioridade mais alta;
- Em estoque: inventário de peças incluem sobressalentes em almoxarifado e também equipamentos que podem ser reparados;
- Inventário adequado: quantidade de partes reservas disponíveis devem ser estabelecidas em função do histórico de uso e do tempo de espera.

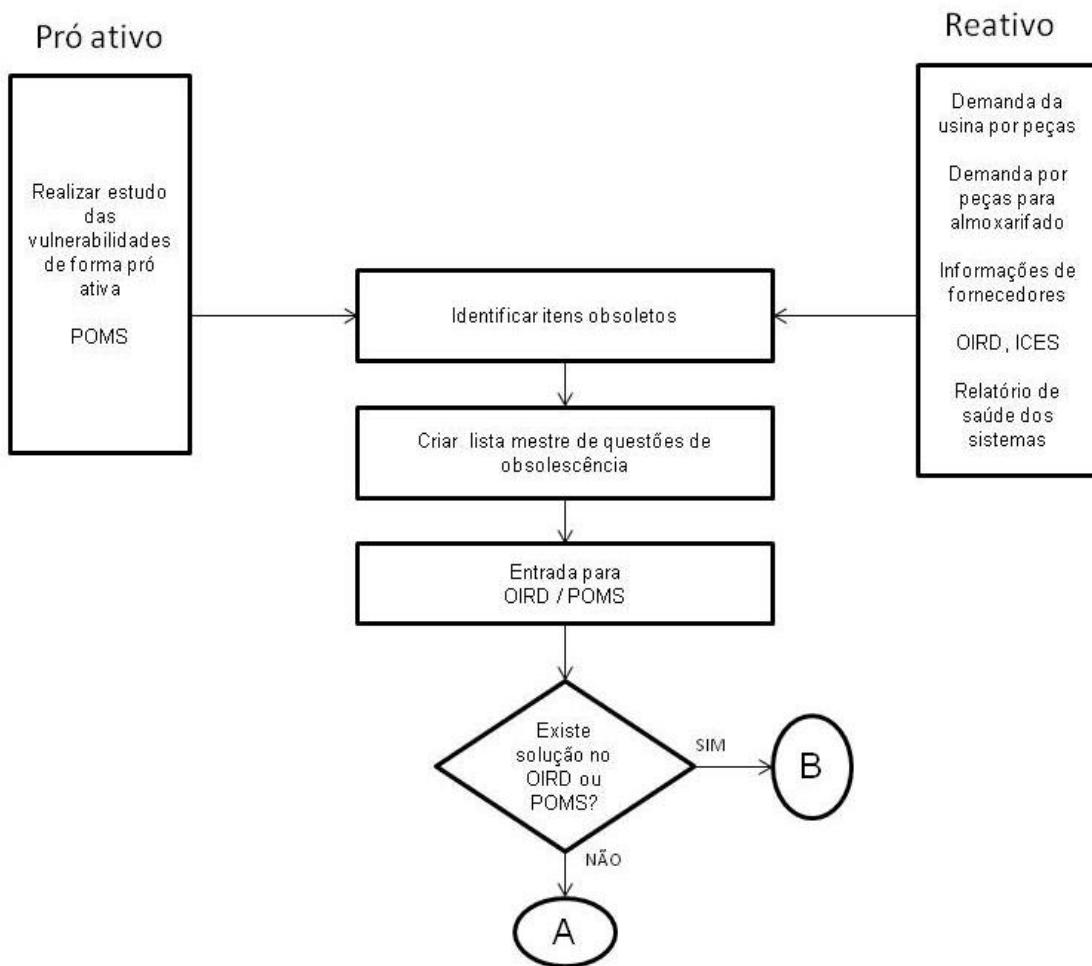


Figura 14 – Identificação de questões de obsolescência
Fonte: NX-1037, NUOG Obsolescence Guideline

4.4.3 Solução

Existem diversas abordagens para a solução de problemas de obsolescência, conforme pode ser visualizado na figura 16.

Em situações não emergenciais, a solução mais econômica deve ser avaliada antes de expandir os esforços buscando soluções mais economicamente dispendiosas. Esse processo tem duas vantagens: diminui o custo de operação da usina, e fornece dados para serem usados para justificar soluções mais caras no futuro, como mudanças de projeto.

Já durante situações de emergências, como por exemplo durante uma situação de Condição Limite de Operação (CLO), mais de um tipo de abordagem devem ser estabelecidas até que a questão tenha sido resolvida.

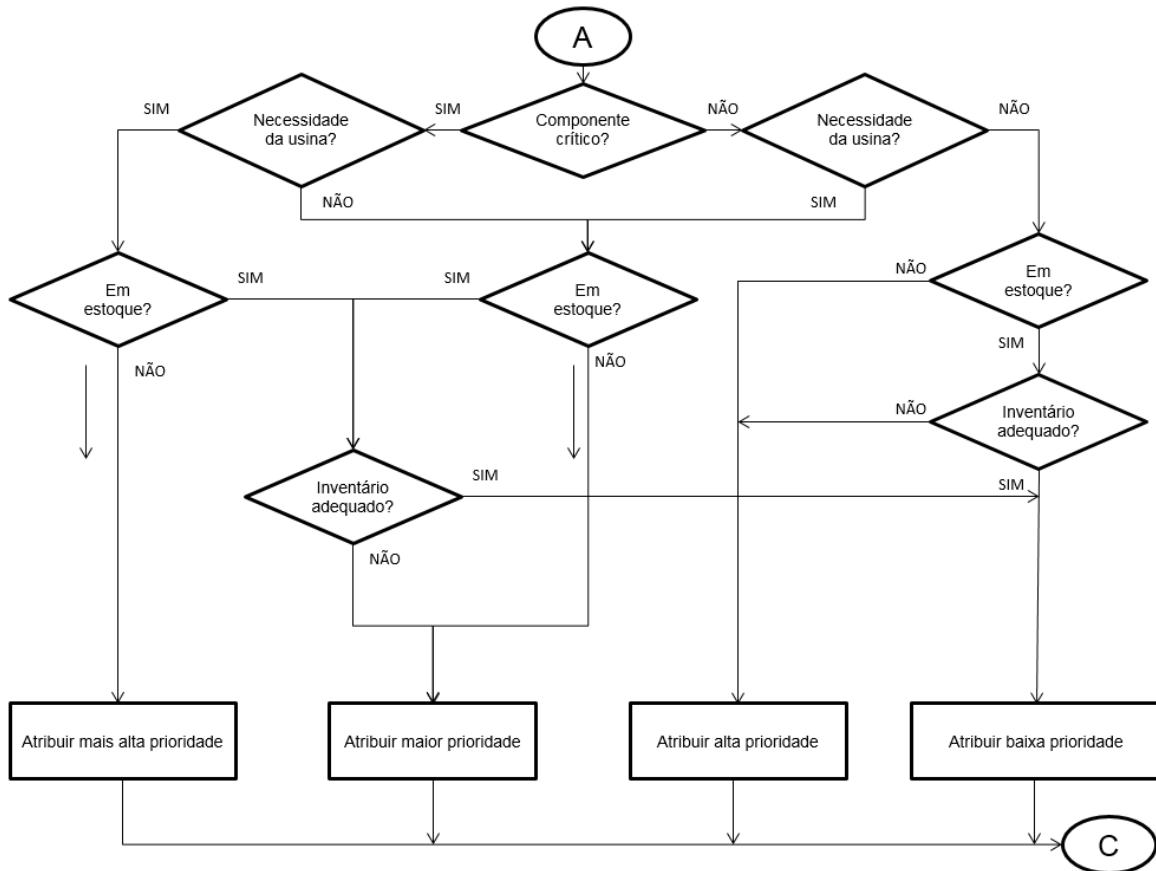


Figura 15 - Priorização de questões de obsolescência
Fonte: NX-1037, NUOG Obsolescence Guideline

O diagrama da figura 16 mostra os diversos tipos de solução em ordem crescente de custo de operação. Porém, na prática, esse custo pode sofrer variações, e algumas vezes, substituição de componentes pode ser a solução mais econômica. Por isso, soluções alternativas devem ser buscadas em paralelo sempre que possível.

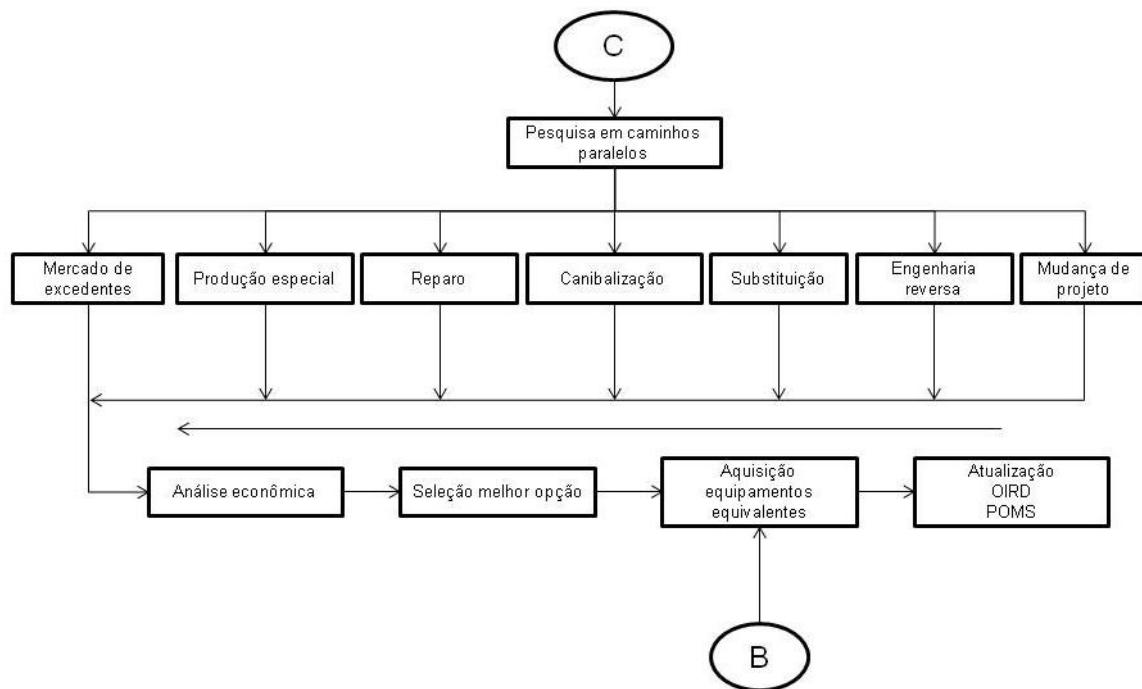


Figura 16 – Diagrama de soluções de questões de obsolescência

Fonte: NX-1037, NUOG Obsolescence Guideline

As diversas abordagens a serem utilizadas na solução de problemas relacionados a obsolescência estão listadas abaixo, da abordagem mais econômica para a abordagem que exige emprego de mais recursos financeiros:

- Mercado de excedentes – vendedores especializados na compra e revenda de produtos descontinuados. Normalmente é o método mais rápido e barato na solução de questões de obsolescência;
- Produção especial – fornecedores podem realizar uma produção extra de produtos já descontinuados. O custo é mais elevado, mas pode ser compartilhado com outras usinas que enfrentam o mesmo problema de obsolescência;
- Reparo - alguns equipamentos podem ser incluídos em um programa de reconstrução ou reparação de longo prazo. Esta é uma estratégia particularmente útil para componentes eletrônicos, como fontes de alimentação e placas de circuito impresso, que tendem a sair da produção a cada poucos anos, mas para os quais as peças de reposição continuam disponíveis;

- Canibalização – um caso especial de reparo. As peças necessárias para reconstruir um componente são retiradas de um equipamento idêntico que não está operável. Canibalização é uma solução provisória, e pode criar problemas de controle de configuração.
- Substituição - A substituição é provavelmente a solução mais comum para problemas de obsolescência de equipamentos. Qualquer substituição requer uma revisão formal de engenharia para avaliar a permutabilidade e seu impacto no desempenho do sistema, e os desenhos de projeto aplicáveis também devem ser submetidos a revisões.
- Engenharia reversa - Engenharia reversa é o processo de desenvolvimento da especificação do produto para duplicar um item, revendo informações técnicas e realizando exames físicos de um equipamento original. Uma vez que um item tenha sido avaliado com a técnica de engenharia reversa, ele pode ser fabricado.
- Mudança de projeto - A mudança de projeto refere-se a uma modificação na usina. Embora esta possa ser a solução mais abrangente para obsolescência de equipamentos, também pode ser a opção mais cara.

4.4.4 Troca de informações

O compartilhamento de dados e informações sobre questões de obsolescência é um ponto chave na resolução dessas questões, e para que esse intercâmbio de conhecimento seja efetivo é de vital importância que as usinas usem os programas mencionados anteriormente, como O OIRD e o POMS. Agindo dessa forma, uma questão de obsolescência que já tenha sido experimentada e resolvida por uma usina, terá sua solução disponível para que outras usinas estudem e apliquem a solução em seu problema, o que torna a solução rápida e mais econômica.

4.5 EXEMPLOS DE ATIVIDADES PARA COMBATER A OBSOLESCÊNCIA TECNOLÓGICA REALIZADAS EM USINAS NUCLEARES

Usinas nucleares já realizaram diversas ações de maneira a enfrentar a questão da obsolescência tecnológica. Esta pode ser considerada uma questão crítica na Usina de Angra 1, por se tratar de uma usina com mais de 30 anos de operação comercial.

Para que uma usina nuclear possa operar de forma segura e confiável é necessário o correto funcionamento de diversos sistemas de controle e proteção, relacionados à segurança ou não. Os diversos componentes eletrônicos que compõem esses sistemas de controle e proteção se tornam equipamentos críticos em relação à obsolescência. Isso ocorre principalmente devido a velocidade com que surgem novas tecnologias, mais eficientes e viáveis, que acabam por tornar obsoletos os sistemas eletrônicos das usinas nucleares.

Algumas usinas já implementaram modernizações em seus sistemas de controle e proteção. Dentre essas modernizações implementadas podemos citar a troca dos transmissores de pressão do Envoltório da Contenção. Em um projeto de usina nuclear como o de Angra 1, os transmissores de pressão da contenção são necessários para gerar ações de proteção em caso de ocorrência de um acidente postulado de perda de refrigerante do reator no interior do edifício da contenção, sendo assim equipamentos de extrema importância para garantir a segurança da usina e do público de maneira geral, em caso de acidente. Quando esses equipamentos se tornaram tecnologicamente obsoletos, providenciou-se a substituição por equipamentos mais modernos, garantindo assim a confiabilidade em seu funcionamento.

Um outro exemplo de modernização realizada em usinas nucleares foi a modernização do regulador de tensão do gerador elétrico principal. Não se trata, nesse caso, de um equipamento diretamente relacionado à segurança, mas que pode afetar diretamente a disponibilidade da usina. Com um regulador de tensão mais moderno, ganha-se confiabilidade e estabilidade no controle de tensão de saída do gerador elétrico.

Um exemplo icônico de obsolescência tecnológica que usinas nucleares enfrentam está relacionado aos sistemas de proteção contra incêndio no interior das usinas. Esses sistemas foram severamente atingidos pela

obsolescência tecnológica, e as usinas vem implementando diversas atividades de modernização para garantir sua confiabilidade. Parte do sistema de proteção contra incêndio na Usina de Angra 1 é requisito de Especificação Técnica, fazendo parte das bases de projeto da usina, além de também existir a norma da CNEN NN 2.03 [5], que normatiza as exigências para os sistemas de proteção contra incêndio em usinas nucleares.

Duas outras modernizações relacionadas a sistemas de controle implementadas em usinas nucleares foram: a implementação de sistemas digitais de controle para o sistema de água de alimentação para os geradores de vapor e para o sistema de controle da turbina. Essas duas modificações trouxeram maior confiabilidade à operação.

O Sistema de Proteção do Reator (SPR) também foi alvo de ações de modernização em usinas nucleares pelo mundo, devido a eventos de desarme do reator por falhas em seu funcionamento. O Sistema de Proteção do Reator é um sistema bastante complexo, constituído por uma parte analógica e por uma parte digital, que por sua vez é constituída por diversos módulos eletrônicos que comandam a atuação de relés elétricos, e estes irão gerar as ações de proteção para a usina. A substituição de diversos cartões eletrônicos que compõem o SPR gera um aumento na confiabilidade da operação segura na disponibilidade das usinas.

Esses exemplos citados servem para demonstrar o quanto é importante a questão da obsolescência tecnológica em uma usina nuclear, e que se essa questão não for tratada adequadamente pode-se realmente diminuir os índices de disponibilidade da usina, além de poder afetar a operação segura da usina.

5. ANÁLISES DE ENVELHECIMENTO LIMITADO PELO TEMPO (TIME-LIMITED AGING ANALYSES – TLAA)

5.1 DEFINIÇÃO

Em um PGE de usinas nucleares também devem ser feitas análises de envelhecimento limitadas pelo tempo ou pelo uso de ESC.

Usando uma definição adotada internacionalmente, podemos definir essas análises como as que:

1. Envolvem ESC listadas pelos processos de definição e triagem para fazer parte de um PGE;
2. Consideram os efeitos do envelhecimento;
3. Envolvem hipóteses de limitação pelo tempo baseadas na vida útil atual, por exemplo, 40 anos;
4. São determinadas pela usina como sendo importantes para a operação segura da planta;
5. Envolvem conclusões ou fornecem dados para conclusões relacionadas à capacidade das ESC realizarem suas funções pretendidas;
6. Estão contidas nas bases de licenciamento em vigor.

Para facilitar o entendimento, é apresentado a seguir um guia de como aplicar os seis critérios anteriores, a fim de definir quando se trata ou não de uma análise TLAA:

1. Envolvem ESC listadas pelos processos de definição e triagem para fazer parte de um PGE. A definição das ESC deve ser realizada antes, ou simultaneamente com a identificação das análises TLAA;
2. Os efeitos do envelhecimento incluem perda de material, perda de espessura, perda de pré-tensionamento, rachaduras e perda de propriedades dielétrica, mas não se limitam a isto;

3. Envolve hipóteses de limitação pelo tempo baseadas na vida útil atual, por exemplo, 40 anos. O tempo de operação deve ser bem definido nas análises. Analisar simplesmente que um componente é projetado para a vida útil da usina não é suficiente. A avaliação deve ser suportada por cálculos ou outras análises que explicitamente incluem limitação por tempo;
4. São determinadas pela usina como sendo importantes para a operação segura da planta. A determinação da relevância de ESC é algo que a usina deve fazer baseada em um estudo das informações disponíveis. Uma análise é relevante se puder ser demonstrado ter direta influência nas ações realizadas como resultado de análises prévias. Análises são também relevantes se proveem bases para as determinações de segurança da usina, e se na ausência dessas análises, a usina pode atingir uma diferente conclusão de segurança;
5. Envolve conclusões ou fornecem dados para conclusões relacionadas à capacidade das ESC realizarem suas funções pretendidas. Como definido no primeiro critério, as funções pretendidas devem ser identificadas antes, ou em conjunto, com a identificação das análises TLAA. Análises que não afetam as funções pretendidas das ESC não são definidas como TLAA;
6. Estão contidas nas bases de licenciamento atuais. Cálculos ou análises que não estão contidas nas bases de licenciamento atuais não são consideradas análises TLAA.

Em suma, todos esses critérios devem ser atendidos para se concluir que se trata de uma análise de envelhecimento pelo tempo ou pelo uso.

Como exemplo de análises que não constituem uma análise do tipo TLAA podemos citar análises baseadas em hipóteses de tempo curto em relação à vida útil da usina, ou seja, uma análise para um componente cuja vida útil seja inferior à vida útil da usina.

5.2 VERIFICAÇÃO E JUSTIFICAÇÃO DE QUE UMA ANÁLISE TLAA PERMANECE VÁLIDA PARA A EXTENSÃO DE VIDA

As análises TLAA são definidas no tempo de vida útil atual da usina, portanto as análises TLAA definidas para o período de vida útil da usina podem não ser aplicadas para o período de extensão de vida. Por isso, deve haver uma abordagem específica sobre TLAA para o período de extensão de vida da usina.

As ESC que constituem uma usina nuclear devem ser qualificadas para um período de operação de 40 anos, no mínimo. Um estudo detalhado pode demonstrar que essa qualificação é válida para o período de extensão de vida e nenhuma reanálise seria necessária.

O estabelecimento de análises TLAA deve ser orientado considerando os objetivos das análises, condições e hipóteses usadas nas análises, critérios de aceitação, efeitos do envelhecimento que requeiram gerenciamento e funções pretendidas das ESC. Deve ser demonstrado que:

- As condições e hipóteses usadas nas análises já leva em consideração os efeitos do envelhecimento requerendo gerenciamento durante o período de extensão de vida;
- Os critérios de aceitação são mantidos para fornecer razoável segurança de que as funções pretendidas serão mantidas.

Para justificar que as análises TLAA podem ser estendidas para o período de extensão de vida, as usinas podem revisar as análises TLAA pelo reconhecimento e reavaliação de qualquer condição ou hipótese conservativa. Como exemplo, podemos citar a adoção de hipóteses menos conservativas para as novas análises, através do uso de novas técnicas e metodologias e realizando as análises para um período de vida útil de 60 anos. Desse modo as TLAA podem ser demonstradas válidas para o período de extensão de vida da usina.

Para fazer a verificação que a TLAA está sendo abordada pelo gerenciamento dos efeitos do envelhecimento, as ESC associadas devem ter sido identificadas. A TLAA deve estar relacionada aos objetivos das análises,

condições e hipóteses usadas nas análises, critérios de aceitação, efeitos do envelhecimento requerendo gerenciamento e funções pretendidas. A abordagem descrita na seção 3.3 desta dissertação pode ser usada para demonstrar que os efeitos do envelhecimento de uma determinada função pretendida estão sendo adequadamente monitorados para o período de extensão de vida.

Para exemplificar o exposto sobre análises TLAA a tabela 8 ilustra situações em que são aplicados os seis critérios usados para definir se uma análise é TLAA ou não, e a tabela 9 exemplifica situações de análises TLAA já definidas pela experiência operacional da indústria.

Tabela 8 - Definição de análises TLAA

Exemplo	Explicação
Uso acumulativo das barras de controle durante a vida útil da usina.	Não se constitui uma análise TLAA devido a vida útil das barras de controle ser menor que 40 anos (não satisfaz critério nº 3).
Velocidade máxima do vento de 160 Km/h é esperada ocorrer uma vez a cada 50 anos.	Não se constitui uma análise TLAA porque não envolve nenhum efeito de envelhecimento (não satisfaz critério nº2).
Membrana da base do prédio do reator é certificada pelo fornecedor para durar 40 anos.	Não se constitui uma análise TLAA porque essa membrana não faz parte de nenhuma análise de segurança da usina (não satisfaz critério nº4).
Fadiga na linha de surto do pressurizador.	Se constitui em uma análise TLAA. A base de projeto do sistema se baseia em uma vida útil de 40 anos (satisfaz os 6 critérios).
Forças de tensão no Envoltório da Contenção são calculadas para um período de 40 anos.	Se constitui em uma análise TLAA. O cálculo das forças de tensão no Envoltório da Contenção leva em consideração uma vida útil de 40 anos (satisfaz os 6 critérios).

Fonte: NEI 95.10

Tabela 9 - Exemplos de análises TLAA

TLAA	NUREG – 1800 Considerações TLAA
Fragilização do Vaso do Reator devido à radiação neutrônica	<ul style="list-style-type: none"> – Energia superior – Choque térmico pressurizado (PWR) – Limites de Pressão-Temperatura (P-T) – Eliminação da Inspecção de Solda Circunferencial (para BWR) – Soldas axiais (para BWR)
Análises de fadiga dos metais	<ul style="list-style-type: none"> – ASME Seção III, Classe 1 – ANSI B31.1 – Outras avaliações baseadas na CUF (Cumulative Usage Factors) – ASME Seção III, Class 2 and 3
Qualificação Ambiental de equipamentos elétricos	<ul style="list-style-type: none"> – Guias da NRC – NUREG-0588, Category II – NUREG-0588, Category I
Concreto protendido da Contenção	<ul style="list-style-type: none"> – Análises do concreto protendido da Contenção
Análises de fadiga da parte curva da Contenção, do metal da Contenção e das penetrações.	<ul style="list-style-type: none"> – ASME Seção III – Outras avaliações baseadas na CUF

Fonte: NEI 95.10

O NUREG 1800 “Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants” [44] fornece orientações para os avaliadores da NRC em como realizar uma inspeção em usinas nucleares com o intuito de avaliar uma solicitação de extensão de vida.

O NUREG 0588 “Interim Staff Position on Environmental Qualification of Safety-Related Electrical Equipment” [45] fornece orientações sobre qualificação ambiental de equipamentos elétricos.

O American National Standards Institute (ANSI) supervisiona a criação, a promulgação e o uso de milhares de normas e diretrizes que afetam diretamente as empresas em todos os setores, sendo a ANSI B31.1 uma de suas normas emitidas.

A American Society of Mechanical Engineers (ASME) é uma associação profissional para a promoção da arte, da ciência e da prática de engenharia multidisciplinar através de educação, treinamento para desenvolvimento profissional, códigos e padrões, pesquisas, conferências e publicações, sendo, portanto, uma associação de engenharia nos Estados Unidos.

Podem existir exceções aos conceitos e definições apresentados nessa seção sobre análises TLAA. A definição dessa exceção, a análise que forma a base para essa exceção, a ESC afetada e as análises de envelhecimento limitado pelo tempo ou pelo uso devem ser identificadas, ou seja, a análise que forma a base para uma exceção deve ser identificada durante a avaliação de uma TLAA. A exceção deve ser avaliada para determinar seu efeito na capacidade de os programas associados da usina detectar ou mitigar os efeitos do envelhecimento ou nas condições e hipóteses usadas nas análises de envelhecimento limitadas pelo tempo para o período de extensão de vida.

5.3 EXEMPLOS DE ANÁLISES TLAA

- Fragilização do vaso do reator devido a fluência de nêutrons

Durante a operação da usina, radiação por nêutrons reduz a tenacidade do aço nas soldas da região central do vaso do reator de reatores de água leve. Deve ser assegurado que o vaso do reator tenha adequada resistência a fratura frágil para impedir que ocorram quebras durante operação normal e em condições anormais de operação da usina. A perda de tenacidade do aço constituinte do vaso do reator devido a processo de irradiação por nêutrons, associada, por exemplo, a eventos de choque térmico pressurizado, ou durante aquecimentos e resfriamentos do SRR que não obedeçam aos limites especificados, podem ocasionar quebras no vaso do reator.

- Fadiga de metal

Um componente metálico pode se degradar progressivamente e perder sua integridade estrutural quando sujeito a esforços de tensões variáveis, mesmo em magnitudes menores que as cargas estáticas de projeto, devido a mecanismo de degradação conhecido como fadiga.

Fadiga mecânica é o fenômeno de ruptura progressiva de materiais sujeitos a ciclos repetidos de tensão ou deformação. Este mecanismo de degradação pode ocorrer em equipamentos em funcionamento pelo desenvolvimento de fissuras.

Essa análise considera todas as cargas transitórias com base no número previsto de transientes térmicos e de pressão, e inclui o cálculo de um parâmetro "Fator de uso cumulativo" que é usado para estimar a extensão do dano de fadiga no componente.

- Qualificação ambiental de equipamentos elétricos

Um programa de qualificação ambiental especificamente exige que a usina qualifique certos equipamentos elétricos (não incluindo equipamentos em ambientes suaves) de forma que esse equipamento, em seu final de vida útil, consiga cumprir as suas especificações de desempenho durante e após acidentes de base de projeto, sob as condições ambientais severas postuladas no local do equipamento após tal acidente. Tais condições incluem, entre outras, condições de acidente de perda de refrigerante do reator (APR), quebras de linha de alta energia e radiação pós-APR. Os componentes com uma vida útil igual ou superior à vida útil da usina é coberta por TLAA.

- Concreto pré-tensionado (protendido)

O concreto pré-tensionado é um material de construção que é colocado sob compressão antes de suportar qualquer carga aplicada (isto é, "pré" estressado).

Os tendões de pré-esforço em contenções de concreto pré-esforçado perdem suas forças de pré-esforço com tempo devido a deformação e contração do concreto e relaxamento do aço de pré-esforço. Durante a fase de projeto, deve-se estimar essas perdas para chegar ao fim da vida útil da usina.

Experiências da indústria indicam que o concreto perde suas forças de pré-esforço a uma taxa maior que a prevista devido à alta temperatura sustentada. Assim, é necessário assegurar que a usina aborda uma análise TLAA para o período prolongado de operação.

6. METODOLOGIAS EXISTENTES PARA IMPLEMENTAÇÃO DE UM PGE NA INDÚSTRIA NUCLEAR

Vamos iniciar esse capítulo fazendo uma breve explanação sobre as principais organizações relacionadas a indústria nuclear no mundo.

A AIEA é uma organização autônoma vinculada a Organização das Nações Unidas (ONU) que foi criada em 1957, tem sede em Viena e possui 137 Estados membros. É um órgão intergovernamental para cooperação científica e técnica do uso pacífico da energia nuclear.

A instituição denominada World Association of Nuclear Operators (WANO) foi criada em 1989, como resposta da indústria nuclear ao acidente de Chernobyl, e possui sedes em Londres e Hong Kong. Após esse acidente, ficou claro para a indústria nuclear que um evento em uma usina nuclear afeta toda a indústria nuclear, e que a segurança nuclear deve ser prioridade de todas as usinas. A partir dessa realidade, todas as usinas nucleares no mundo deixaram as diferenças competitivas de lado e se uniram para criar a WANO, cuja missão é maximizar a segurança e confiabilidade nas usinas nucleares no mundo através de suporte mútuo, troca de informações e da disseminação de boas práticas na operação de reatores nucleares.

Devido à forte presença da indústria nuclear nos EUA, naturalmente foram criados órgãos para cooperação na operação de suas usinas nucleares, e principalmente para fiscalizar a operação dessas usinas. Dois dos principais institutos dos EUA são o Institute of Nuclear Power Operations (INPO) e o Nuclear Energy Institute (NEI).

O INPO foi criado em 1979, pela indústria nuclear dos EUA, como uma organização sem fins lucrativos, e possui sede em Atlanta. O INPO surgiu como resposta da indústria nuclear dos EUA ao acidente na Usina de Three Mile Island, e tem como missão promover a excelência na operação das usinas

nucleares dos EUA, além de cooperação técnica com as diversas usinas nucleares espalhadas pelo mundo.

Já o NEI surgiu em 1994 pela fusão de várias organizações da indústria de energia nuclear, e atualmente possui mais de 350 membros em 17 países. O NEI, em conjunto com seus membros, atua sobre questões normativas e regulatórias importantes que afetam a indústria nuclear. O NEI também fornece um fórum para resolver problemas técnicos da indústria, além de fornecer informações precisas e oportunas sobre a indústria nuclear aos seus membros, aos meios de comunicação e ao público.

Uma outra instituição de renome dos EUA é seu órgão regulador para a indústria nuclear, Nuclear Regulatory Commission (NRC), que tem ampla atuação regulatória nos EUA, com inúmeras normas e requisitos regulatórios sobre a indústria nuclear, estando incluída nesse repertório a norma 10 CFR Part 54 [37], já mencionada diversas vezes nesse trabalho.

Exposto isto, lembramos que uma solicitação de extensão de vida para uma usina nuclear deve incluir informações gerais da usina, bem como informações técnicas. As informações gerais são as mesmas que foram fornecidas pela usina quando da solicitação de operação inicial. Já as informações técnicas incluem uma Avaliação Integrada da Usina (AIU) em relação as questões de envelhecimento, as análises TLAA e sua exceções, os adendos ao FSAR, as mudanças nas ET da usina necessárias para gerenciar os efeitos do envelhecimento durante o período de extensão de vida da usina, e os suplementos ao relatório de impacto ambiental da Central Nuclear.

Uma AIU da usina também é requerida sempre que for emitido um relatório de RPS.

O processo para implementação de um PGE está bem consolidado nos Estados Unidos, devido a quantidade de usinas norte-americanas que já solicitaram a extensão de vida ao órgão regulador.

O órgão regulador nos EUA, a NRC, possui vasta experiência em avaliar a efetividade da implementação de um PGE, tal que as solicitações de extensão de vida para as usinas sejam deferidas sempre com total certeza de que as usinas continuarão operando de forma segura e confiável. Para facilitar as usinas na implementação de um PGE efetivo foi elaborada uma norma em que estabelece as diretrizes que devem ser seguidas pelas usinas durante o processo

para solicitação de renovação de licença de operação. Essa norma é a 10 CFR Part 54 [37].

A AIEA também estabelece diretrizes gerais para implementação de um PGE através do Safety Guide NS-G-2.12 [15].

A figura 17 ilustra um organograma contendo os principais órgãos relacionados a indústria nuclear no mundo, que facilita o entendimento sobre as metodologias para implementação de um PGE já existentes no mundo.

Basicamente, as metodologias sugeridas pelos órgãos nos EUA e pela AIEA são semelhantes, existindo peculiaridades em como implementar o processo. Um diferencial é a sugestão de implementação de um Programa de Gerenciamento da Obsolescência (PGO) dentro de um Programa de Gerenciamento de Envelhecimento (PGE), na proposta da AIEA.

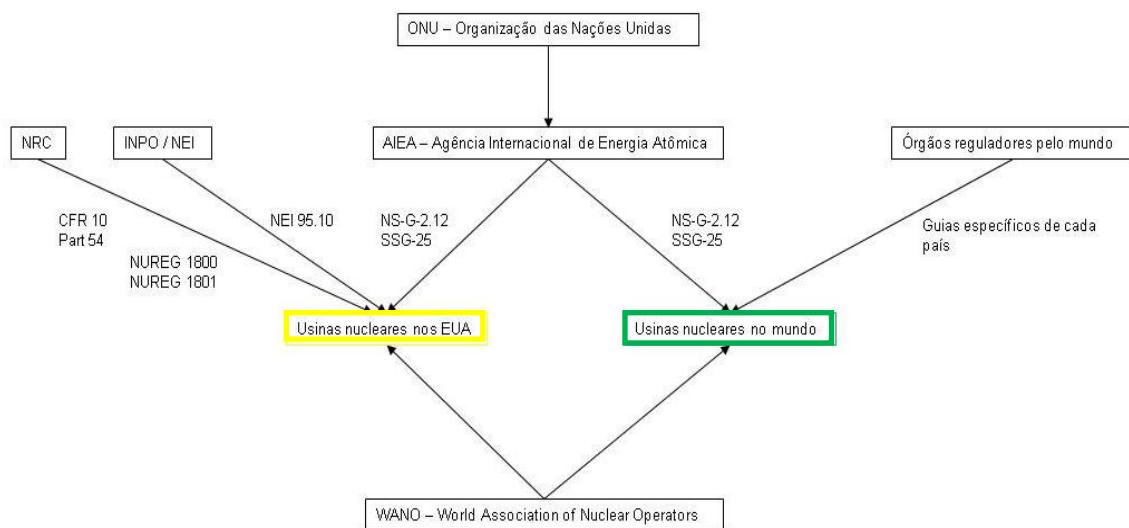


Figura 17 – Organograma da indústria nuclear pelo mundo
Fonte: Autor

Para facilitar a implementação da norma 10 CFR Part 54 [37] pelas usinas nos EUA, o NEI elaborou o Guia NEI 95.10 “Industry Guidelines for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54 – The License Renewal Rule” [34]. O conteúdo desse guia se traduz em uma abordagem de como implementar a norma 10 CFR Part 54 [32], baseada na experiência da indústria em processos de renovação de licenças de operação de usinas nucleares.

Entretanto, as usinas podem escolher usar outros métodos para cumprir as exigências da norma 10 CFR Part 54 [37], e completar um processo de renovação de licença. O Guia NEI 95.10 [34] é apenas uma sugestão de abordagem para facilitar o cumprimento dos requisitos dessa norma, e que foi elaborado baseado na experiência bem-sucedida dos EUA em renovar as licenças de operação de mais de 80 usinas nucleares.

Os objetivos do guia NEI 95.10 [34] são:

- Identificar as ESC dentro do escopo do processo de renovação de licença;
- Identificar as funções pretendidas das ESC dentro do processo de renovação de licença;
- Identificar as ESC sujeitas a fazerem parte de um PGE;
- Assegurar que os efeitos do envelhecimento estão sendo gerenciados;
- Identificar e gerenciar questões de TLAA, e suas exceções;
- Identificar conteúdo e formato padrão para uma solicitação de renovação de licença.

Outros dois documentos que podem ser utilizados pelas usinas nucleares nos EUA, em conjunto com o guia NEI 95.10 [34] e a norma 10 CFR Part 54 [37], são os documentos NUREG 1800 “Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants” [44] e o NUREG 1801 “Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report” [43].

O NUREG 1800 [44] fornece diretrizes para a equipe de revisores da NRC sobre como avaliar uma solicitação de extensão de vida para uma usina nuclear, incluindo nesse processo a avaliação do PGE estabelecido nessa usina. O principal propósito dessa norma é assegurar qualidade e uniformidade nas análises das solicitações de extensão de vida, além de tornar disponíveis para as usinas informações que facilitam o entendimento de como é o processo de avaliação de uma solicitação de renovação de licença de operação de uma usina nuclear pelo órgão regulador.

O NUREG 1801 [43] contém relatórios de avaliações sobre PGE existentes e documenta as bases técnicas para determinar quando os programas

já existentes são adequados, e quando os programas existentes devem ser aperfeiçoados. Os resultados das avaliações documentados no NUREG 1801 indicam que muitos dos programas de gerenciamento de envelhecimento existentes são adequados para gerenciar os efeitos do envelhecimento nas usinas, sem a necessidade de alteração.

As usinas nos EUA podem fazer referência ao NUREG 1801 [43] para demonstrar que os seus PGE estabelecidos correspondem aos programas já revisados e aprovados nesse documento, e nesse caso nenhuma melhoria no PGE seria necessária. Nada impede que outra usina nuclear no mundo, fora dos EUA, faça referência ao NUREG 1801 [43] para validar seus programas e atividades de gerenciamento do envelhecimento.

A figura 18 resume o processo de renovação de licença a partir dos requisitos da norma 10 CFR Part 54 [37], e ilustra de forma clara como um PGE é essencial para que a renovação da licença de operação de uma usina nuclear seja efetivada.

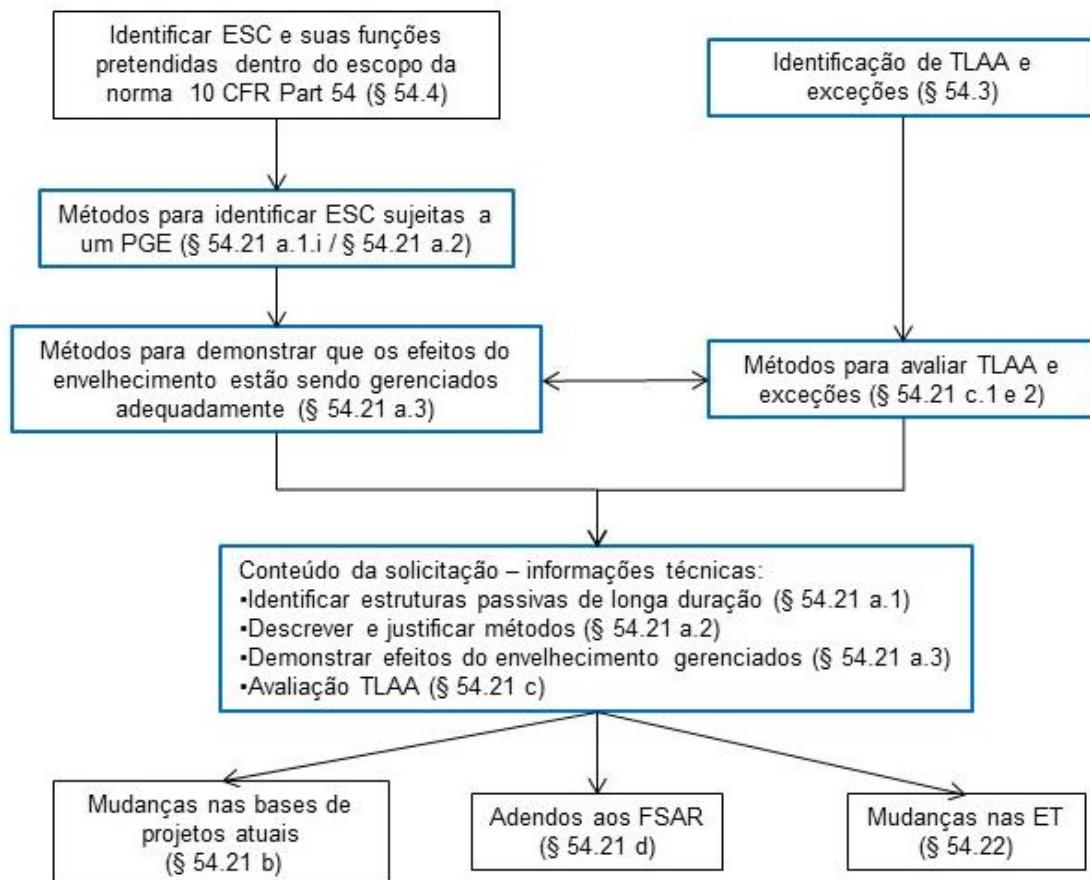


Figura 18 - Processo de renovação de licença conforme 10 CFR Part 54
Fonte: NEI 95.10

Os quadrados em azul no fluxograma da figura 18 mostram as etapas de um processo de renovação de licença relacionadas a implementação de um PGE, ficando clara a importância de garantir a segurança na operação da usina durante o período de extensão de vida, através da identificação e gerenciamento dos efeitos do envelhecimento da usina.

O objetivo dessa dissertação é realizar um estudo sobre a implementação de um PGE em usinas nucleares, ou seja, tem como foco as etapas retratadas em azul no fluxograma da figura 18. Esse processo também ocorre dentro de um processo de renovação de licença de operação, mas ressalta-se aqui que o objetivo principal dessa dissertação não é focar no processo de renovação de licença propriamente dito. Para ressaltar isto, relembramos o exposto na seção 2.5 desta dissertação, que lista as fases da vida da usina onde um PGE é aplicável:

1. Gerenciamento durante a vida útil de projeto

Nessa fase também são feitas AIU durante a elaboração de relatórios de RPS.

2. Gerenciamento para pedido de extensão de vida

Nessa fase é realizada uma AIU para garantir que a usina pode operar além de sua vida útil de projeto sem prejuízo à segurança.

3. Gerenciamento durante o período de extensão de vida

Nessa fase é garantido que as análises feitas para o pedido de extensão de vida continuam válidas, e que a usina continua operando com segurança e confiabilidade.

4. Gerenciamento durante a fase de descomissionamento da usina

Especificamente falando da implementação de um PGE conforme modelo dos EUA, as figuras 19 e 20 retratam os processos de definição e triagem que atendem os requisitos da norma 10 CFR Part 54 [37].

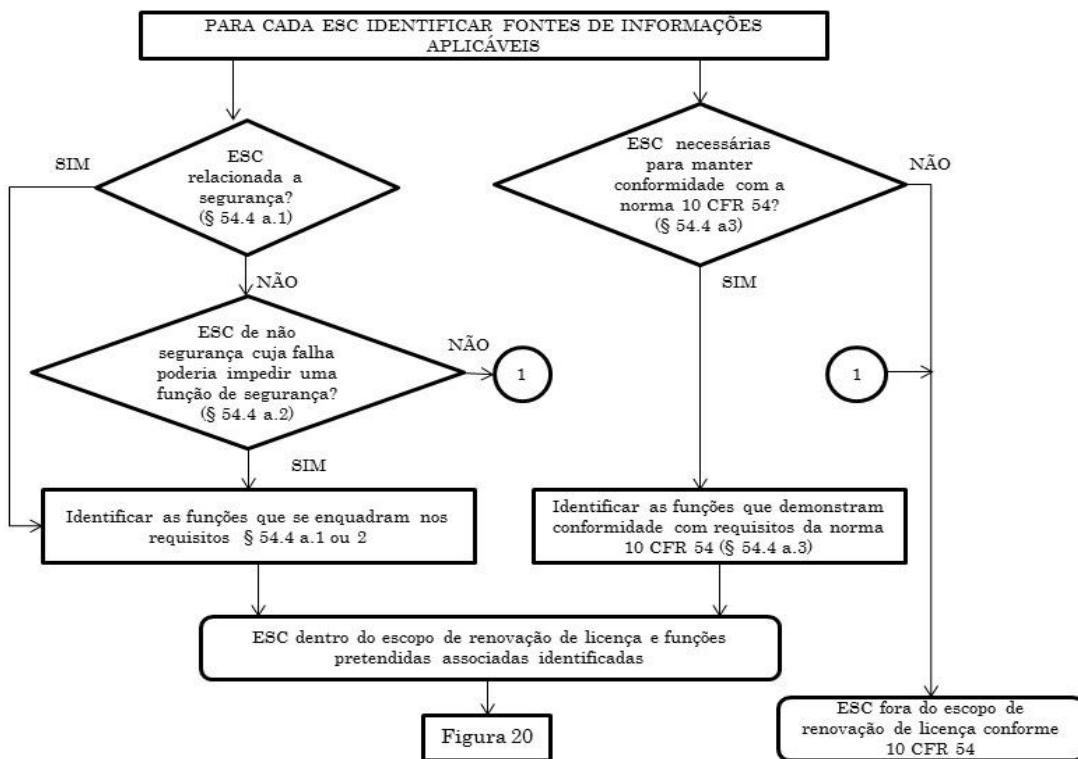


Figura 19 - Processo de definição conforme 10 CFR 54
Fonte: NEI 95.10

A seção 54.4 da norma 10 CFR 54 [37] estabelece critérios para definição das ESC que farão parte de um estudo criterioso dentro de uma solicitação de renovação de licença de operação, e que foram listados na seção 3.1 desta dissertação. Já a seção 54.21 expõe os critérios do processo de triagem, que também foram expostos na seção 3.1 desta dissertação.

Importante ressaltar que, dentro do processo de definição das ESC que farão parte de um PGE, além das ESC de alguma forma relacionadas à segurança ou que de alguma forma possam afetar a segurança da usina, também são definidas ESC que atendem a exigências de normas específicas da NRC.

Fazendo um paralelo ao órgão regulador brasileiro, podemos também citar a existência de algumas normas específicas tais como a norma CNEN NE 1.21 “Manutenção de Usinas Nucleoelétricas” [2] e a norma CNEN 2.03 “Proteção contra Incêndio em Usinas Nucleoelétricas” [5].

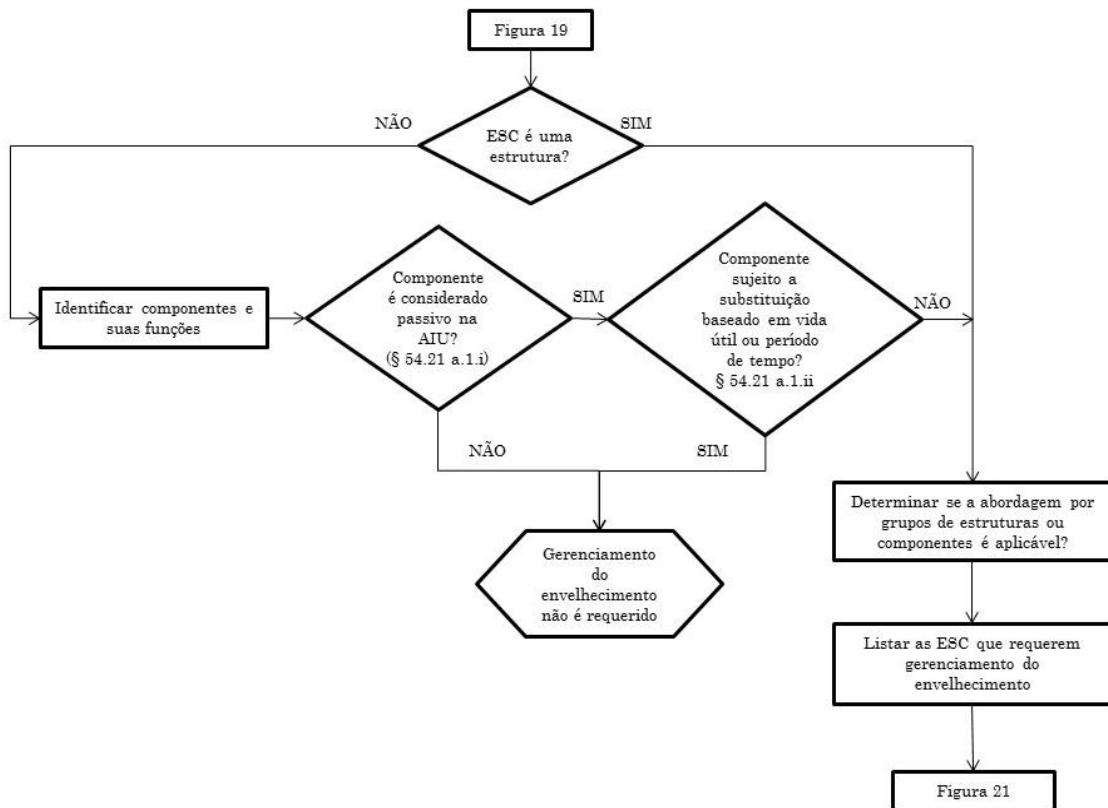


Figura 20 - Processo de triagem conforme 10 CFR 54
Fonte: NEI 95.10

Podemos citar como exemplos de normas específicas da NRC as relacionadas a proteção contra incêndio (10 CFR 50.48) [35], a qualificação ambiental (10 CFR 50.49) [36], a choque térmico pressurizado (10 CFR 50.61) [38], a ATWS (10 CFR 50.62) [39] e a condição de "station blackout" (10 CFR 50.63) [40].

Choque Térmico Pressurizado (CTP) pode ser entendido como transientes de temperatura, provenientes de resfriamentos bruscos e repentinos, que provocam no vaso do reator choques térmicos, mantendo-se pressão alta ou seguidos de repressurização no SRR. Uma condição de CTP é um evento grave em uma usina nuclear porque ameaça à integridade do vaso do reator e das tubulações do sistema primário, o que pode levar a um Acidente de Perda de Refrigerante do reator (APR), ou LOCA (Loss of Coolant Accident), termo bastante difundido na indústria nuclear.

Qualificação ambiental a que se refere a norma da NRC acima citada se refere a capacidade de equipamentos elétricos manter sua operabilidade sob

um ambiente agressivo, como por exemplo quando expostos a alta temperatura e pressão no interior do envoltório de contenção do reator após uma condição de acidente.

Anticipated Transients Without Scram (ATWS) pode ser entendido como um evento onde é atingida uma condição que exige desarme do reator, e o mesmo não ocorre. O maior problema em um evento de ATWS é a sobrepressão no SRR, que pode ameaçar sua integridade. É considerado um evento grave em usinas nucleares.

Entende-se por "station blackout" a perda de toda alimentação elétrica em corrente alternada para as barras de segurança da usina, incluindo a perda dos geradores diesel de emergência. As barras de segurança da usina são responsáveis por suprir alimentação elétrica para os equipamentos necessários para fazer frente a uma situação de emergência. Um evento de "station blackout" ameaça severamente a capacidade de prover resfriamento para o núcleo do reator, devido à indisponibilidade de quase todos sistemas usados para resfriamento do núcleo. Isso justifica a existência de norma específica para o assunto.

Após definidas as ESC que farão parte de um PGE, a próxima etapa é identificar os efeitos do envelhecimento que requerem gerenciamento, e então iniciar os respectivos programas de monitoração e gerenciamento desses efeitos.

As figuras 21 e 22 mostram a sugestão do Guia NEI 95.10 para realizar a identificação e o gerenciamento dos efeitos do envelhecimento, de maneira a preparar uma AIU em relação a esses efeitos, assim atendendo os requisitos da norma 10 CFR Part 54 [37].

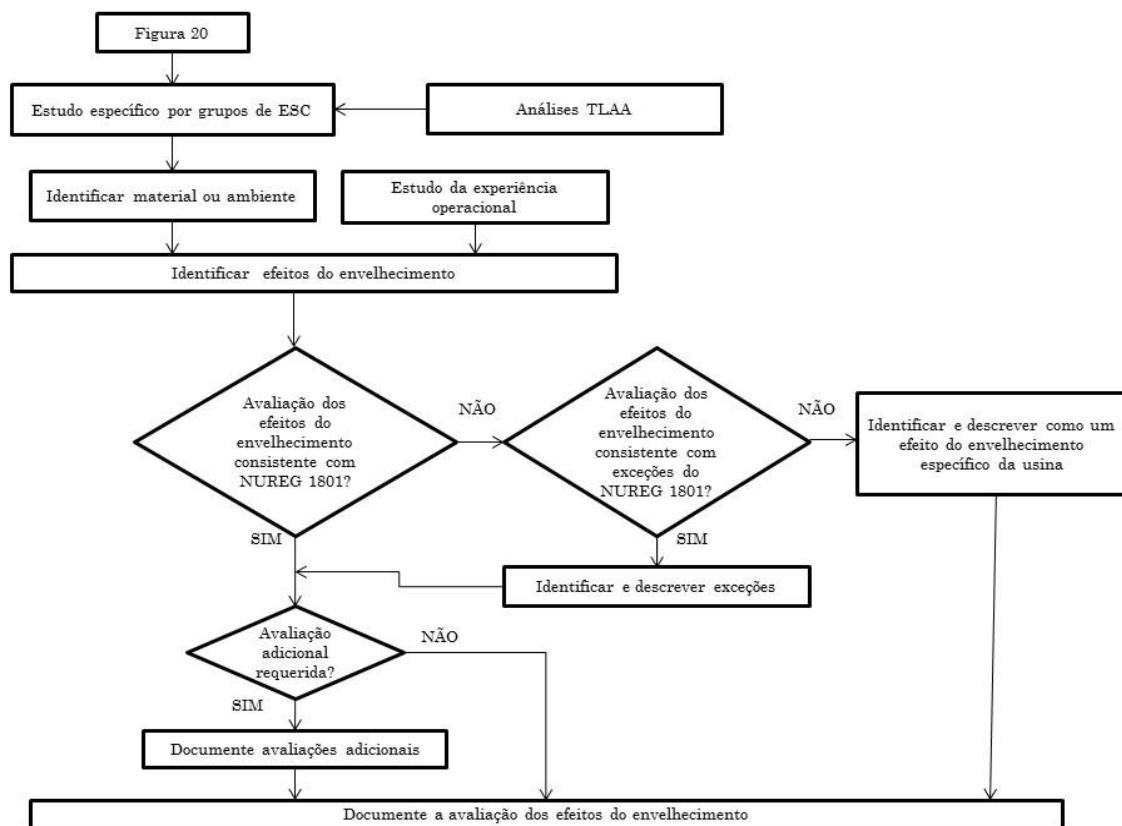


Figura 21 - Identificação dos efeitos do envelhecimento

Fonte: NEI 95.10

Conforme orientação do Guia NEI 95.10 [34], cada combinação de tipos de componente, material, ambiente e efeito de envelhecimento requerendo gerenciamento deve ser comparado com os exemplos do NUREG 1801 [43], de maneira a identificar consistências. Assim, cada usina deve identificar como os resultados de suas análises de envelhecimento se alinham com as informações do NUREG 1801 [43]. Embora o uso dessas informações não seja obrigatório, certamente seu uso deve facilitar a usina na implementação de um PGE, conforme requerido pela NRC.

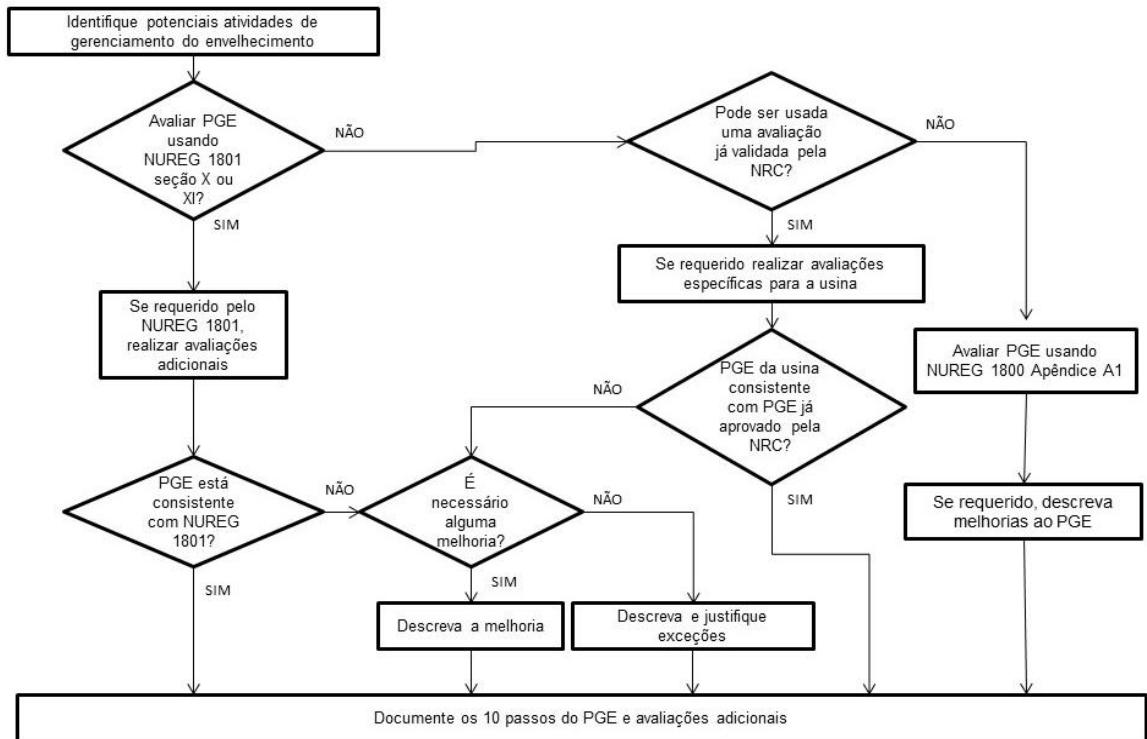


Figura 22 - Gerenciamento do envelhecimento

Fonte: NEI 95.10

As 10 etapas que devem ser implementadas para tornar um PGE efetivo, e a que se refere a figura 22, foram listadas na seção 3.3 desta dissertação.

Examinando as figuras 21 e 22 fica fácil visualizar a sugestão da NRC em utilizar, nos processos de preparação de uma AIU, dados da experiência operacional compilados nos documentos NUREG 1800 [44] e NUREG 1801 [43].

As análises TLAA, retratadas no capítulo 5 dessa dissertação, são definidas na seção 54.3, e abordadas dentro do processo de triagem na seção 54.21 da norma 10 CFR 54 [37]. A figura 23 sugere uma abordagem para avaliar as questões envolvendo análises TLAA na usina, e enquadrá-las dentro de um PGE.

De maneira resumida, o processo para realizar uma Avaliação Integrada da Usina, dentro do preconizado pela norma 10 CFR 54 [37], passa pelos seguintes passos:

- Definir as ESC que farão parte da AIU através dos processos de definição e triagem;

- Realizar um estudo dos mecanismos de envelhecimento das ESC dentro do escopo da AIU;
- Estabelecer monitoração e gerenciamento desses efeitos de envelhecimento;
- Realizar um estudo das análises TLAA da usina e estabelecer monitoração e gerenciamento dessas questões;
- Documentar todas as análises listadas em um documento (Avaliação Integrada da Usina), de modo a demonstrar se a usina é capaz de operar com segurança além de sua vida útil de projeto.

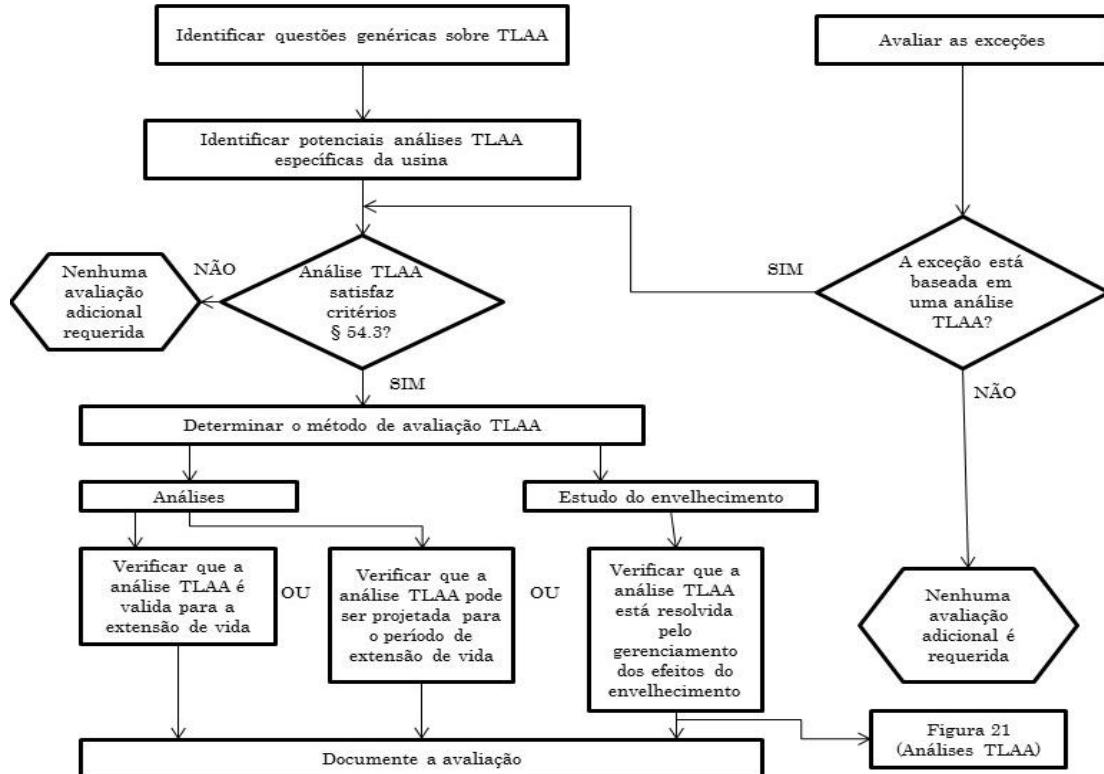


Figura 23 – Processo para análises Time-Limited Aging Analyses (TLAA)
Fonte: NEI 95.10

Nessa próxima etapa da dissertação será explicado o processo sugerido pela AIEA para implementação de um PGE, o qual é, de maneira geral, bastante semelhante ao processo sugerido pela NRC, e se baseia nos documentos SS-G 25 “Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants” [16] e NS-G-2.12 “Ageing Management for Nuclear Power Plants” [15], conforme dito anteriormente.

O objetivo do Guia NS-G-2.12 [15] é prover recomendações para gerenciar o envelhecimento de ESC importantes a segurança em usinas nucleares, fornecendo dados para o estabelecimento, implementação e aperfeiçoamento de PGE. Pode ser usado pelos órgãos reguladores na elaboração de guias e requisitos regulatórios, com o objetivo de verificar que o envelhecimento em usinas nucleares está sendo adequadamente monitorado. Porém, questões relacionadas ao envelhecimento de pessoal e de gerenciamento do conhecimento não estão no escopo deste documento.

Segundo o Guia NS-G-2.12 [15], o gerenciamento efetivo do envelhecimento, através de toda a vida útil da usina, requer o uso de uma estrutura para coordenação de todos os programas e atividades relacionadas ao entendimento, controle, monitoração e mitigação de seus efeitos.

A figura 24 é um esquema representativo da abordagem sugerida pela AIEA para gerenciamento do envelhecimento em usinas nucleares.

O entendimento do envelhecimento de ESC, conforme demonstrado na figura 24, é a chave para implementar um PGE efetivo. Esse entendimento é oriundo do conhecimento:

- Das bases de projeto;
- Das funções de segurança;
- Do projeto e fabricação;
- Da qualificação de equipamentos;
- Do histórico de manutenção e operação;
- Experiência operacional da usina
- De pesquisas;
- De dados de monitoração, inspeção e manutenção.

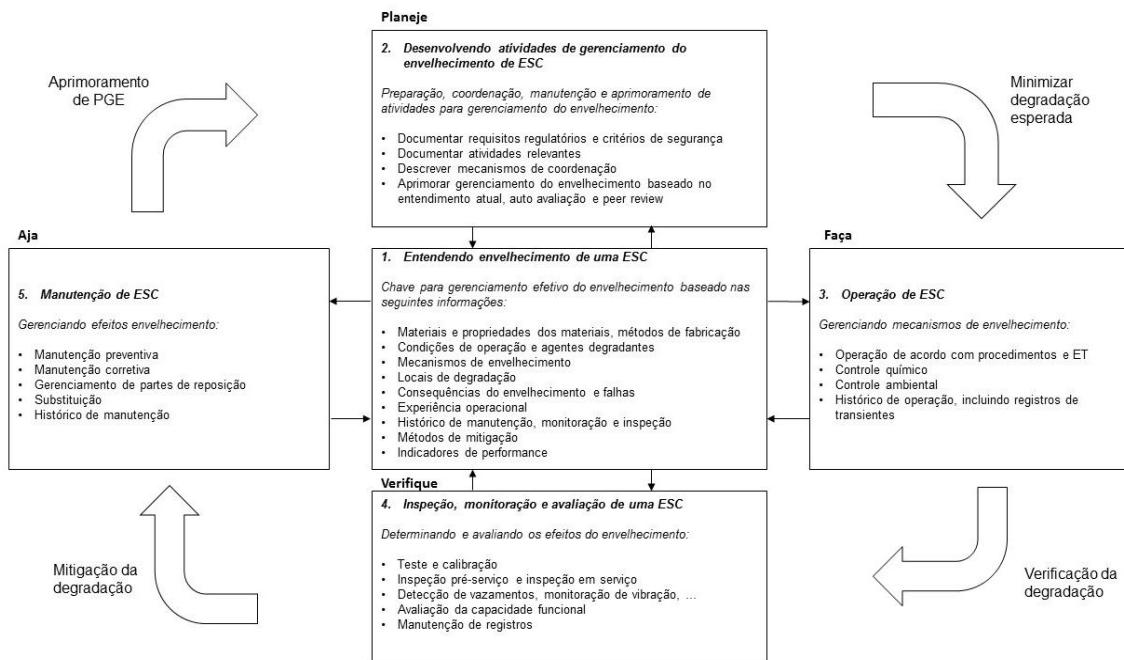


Figura 24 – Abordagem sugerida pela AIEA para PGE

Fonte: NS-G-2.12

As atividades de planejamento do quadro 2 da figura 24 significam coordenar, integrar e modificar programas e atividades existentes relacionadas ao gerenciamento do envelhecimento de ESC, e ao desenvolvimento de novos programas, quando necessário.

As atividades do quadro 3 (Faça) da figura 24 significam minimizar a degradação esperada das ESC através da operação cuidadosa e precisa, de acordo com procedimentos de operação e ET.

As atividades de verificação do quadro 4 da figura 24 significam pronta detecção de significante degradação através de inspeção e monitoração de ESC, e da avaliação da degradação observada para determinar o tipo e o momento das ações corretivas apropriadas.

As atividades do quadro 5 da figura 24 (Aja) significam a pronta mitigação e correção da degradação das ESC através de manutenção apropriada e modificações de projeto, incluindo reparos em componentes e substituição de estruturas ou componentes.

Uma análise detalhada da figura 24 permite verificar que a abordagem sugerida pela AIEA é estudada e gerenciada no nível de estruturas e componentes.

A seção 4 do Guia NS-G-2.12 [15] aborda especificamente o gerenciamento do envelhecimento durante a vida útil da usina. Nessa seção são apresentadas orientações e recomendações para gerenciar o envelhecimento nesse período. Ressalta-se a diferença com a norma 10 CFR Part 54 [37], que aborda o gerenciamento do envelhecimento especificamente para solicitações de renovação de licença de operação.

A abordagem sugerida contém os seguintes elementos:

- Arranjo organizacional;
- Manutenção de registros;
- Identificação de ESC com o propósito de gerenciar o envelhecimento;
- Avaliação da condição;
- Desenvolvimento de PGE;
- Implementação de PGE;
- Aperfeiçoamento de PGE.

Da mesma forma que no modelo proposto pela NRC, a AIEA diz que modelos alternativos também podem ser propostos pelas usinas, desde que seja demonstrado que são efetivos em realizar o gerenciamento do envelhecimento.

A figura 25 ilustra uma sugestão da AIEA de um arranjo organizacional para implementação de um PGE, com funções definidas e interfaces com outros setores. Já a norma 10 CFR Part 54 [37] e o Guia NEI 95.10 [34] não fazem referência a arranjos organizacionais.

A AIEA sugere que antes da implementação de um PGE, a usina estabeleça políticas e objetivos para o programa, e aloque os recursos necessários, tais como recursos humanos, recursos financeiros, equipamentos, e fontes externas de pesquisa e cooperação.

A usina deve designar um coordenador para o PGE com as responsabilidades especificadas na figura 25. O coordenador deve ser parte da

organização operacional, tais como os setores de operação, manutenção, engenharia e garantia da qualidade.

Já os processos de definição e triagem das ESC que farão parte de um PGE, apesar de terem uma abordagem diferente no guia da AIEA, são basicamente semelhantes as sugeridas pela NRC e pelo NEI, e estão ilustrados na figura 26.

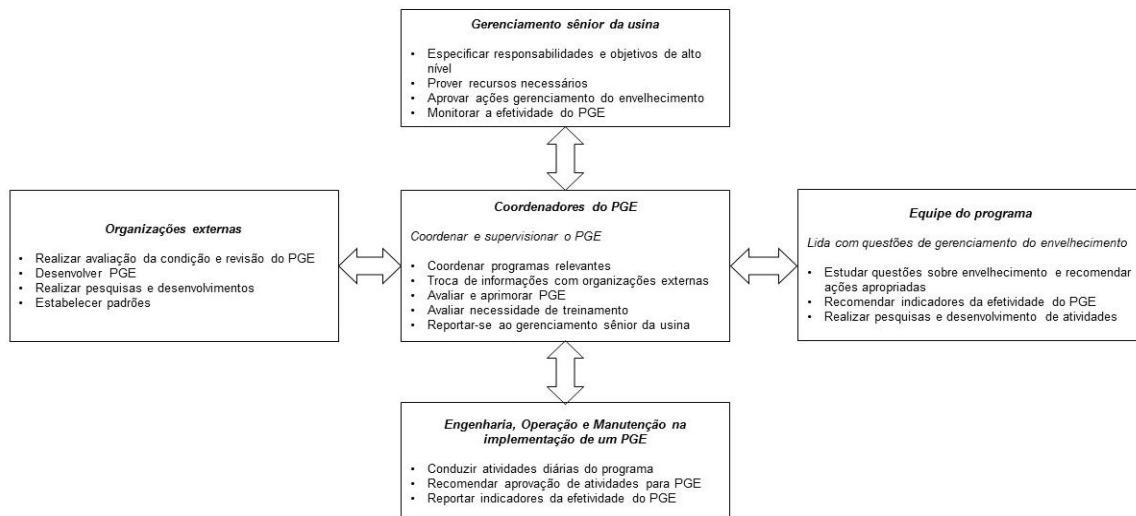


Figura 25 – Sugestão de um arranjo organizacional para implementação de um PGE
Fonte: NS-G-2.12

De maneira resumida, os critérios mostrados na figura 26 são:

- De uma lista de sistemas e estruturas, aquelas que são importantes para segurança devem ser identificadas, avaliando se o mau funcionamento ou falha pode levar, direta ou indiretamente, a perda ou diminuição de uma função de segurança;
- Para cada sistema ou estrutura, os elementos e componentes estruturais que são importantes para segurança devem ser identificados, aqueles cuja falha pode levar, direta ou indiretamente, a perda ou diminuição de uma função de segurança.
- Da lista de elementos e componentes estruturais importantes para segurança, aqueles onde a degradação por envelhecimento tem o potencial de causar falha de componentes devem ser identificados;

- Para assegurar que o gerenciamento do envelhecimento é efetivo, a lista de ESC identificadas como importantes para segurança que estão suscetíveis a degradação por envelhecimento deve ser arranjada em grupos de conveniência.

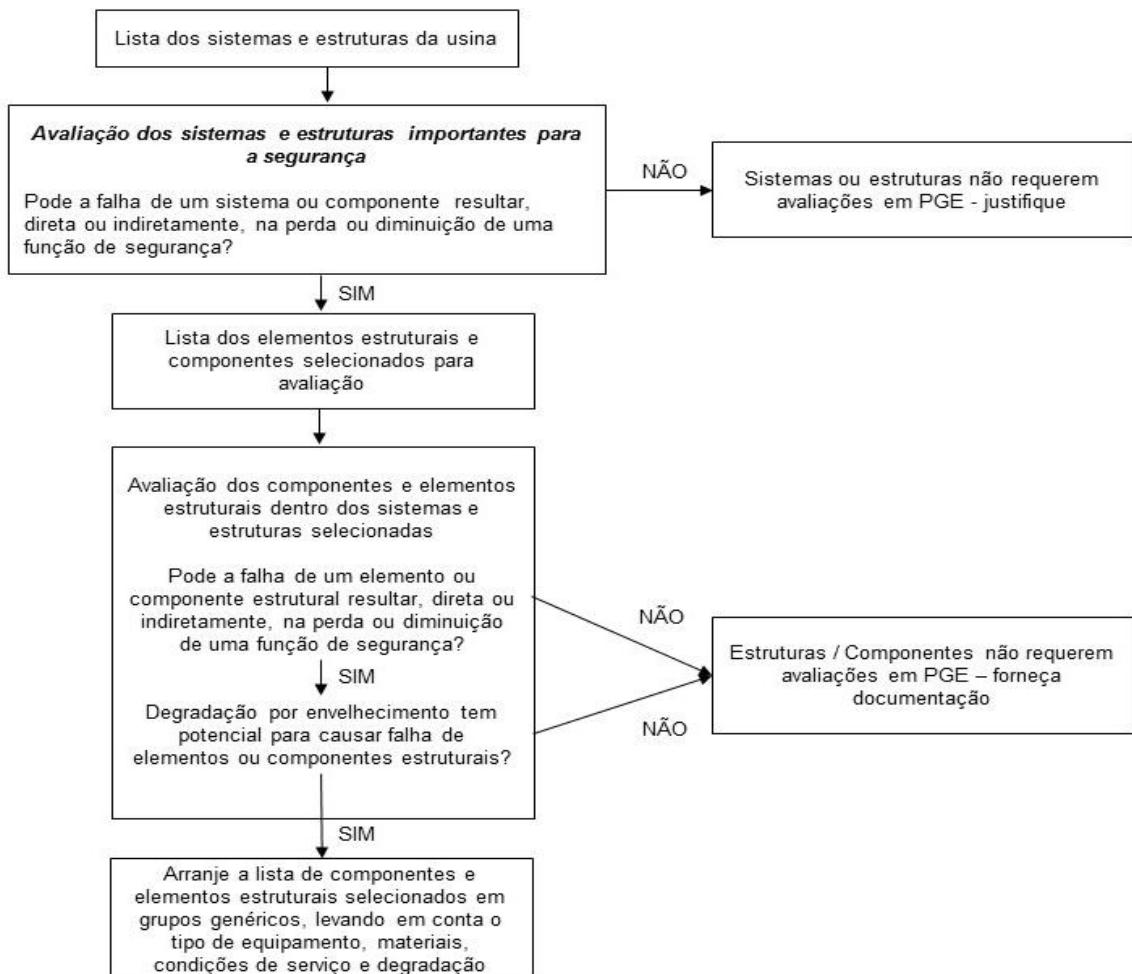


Figura 26 – Processos de definição e triagem das Estruturas, Sistemas e Componentes (ESC) que farão parte de um PGE

Fonte: NS-G-2.12

Em relação ao processo de monitoração dos efeitos do envelhecimento, o Guia NS-G-2.12 [15] diz que os métodos de monitoração existentes devem ser avaliados, levando em conta a experiência operacional internacional e resultados de pesquisas. Esse processo se assemelha ao sugerido pela NRC e pelo NEI, que sugere que seja feita uma comparação dos programas existentes na usina com os programas já validados pela NRC, que constam no NUREG 1801 [43]. A AIEA sugere uma comparação dos programas

existentes nas usinas com o Safety Reports Series nº82 “Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL) ” [21].

A figura 27 retrata o modelo de gerenciamento do envelhecimento sugerido pela AIEA.

O grande diferencial da abordagem da AIEA para gerenciamento do envelhecimento de usinas nucleares é em relação a implementação de um PGO dentro do escopo do PGE. O Guia NS-G-2.12 [15] orienta as usinas a abordarem a questão da obsolescência de maneira pró ativa durante toda sua vida útil, e também sugere que os órgãos reguladores supervisionem as atividades relacionadas a gerenciamento da obsolescência em andamento. A AIEA sugere o estabelecimento de políticas e objetivos claros para a implementação de um PGO, além de um arranjo organizacional bem definido, incluindo a disponibilização de recursos adequados, tais como recursos humanos e financeiros.

O arranjo organizacional sugerido pela AIEA para implementação de um PGO passa pelas seguintes definições:

- Responsabilidade pela implementação do programa deve ser claramente atribuída dentro da unidade organizacional das usinas;
- O programa deve ser supervisionado por um profissional dedicado com experiência em engenharia, operação e manutenção;
- As atividades do programa devem ser implementadas por uma equipe multidisciplinar.

O PGO deve focar no gerenciamento da obsolescência tecnológica. Adicionalmente, o programa pode fornecer orientações, e monitorar, o gerenciamento da obsolescência de normas e procedimentos.

Diferentemente da norma 10 CFR 54 [37] e do Guia NEI 95.10 [34], o Guia NS-G-2.12 [15] aborda o gerenciamento do envelhecimento de uma usina nuclear para o período de extensão de vida em um tópico a parte.

A AIEA diz que para tornar mais fácil a operação da usina além de sua vida útil de projeto, deve ser demonstrado pela mesma, e supervisionado pelo

órgão regulador, que a segurança na operação será aceitável em comparação com os padrões de segurança em vigor.

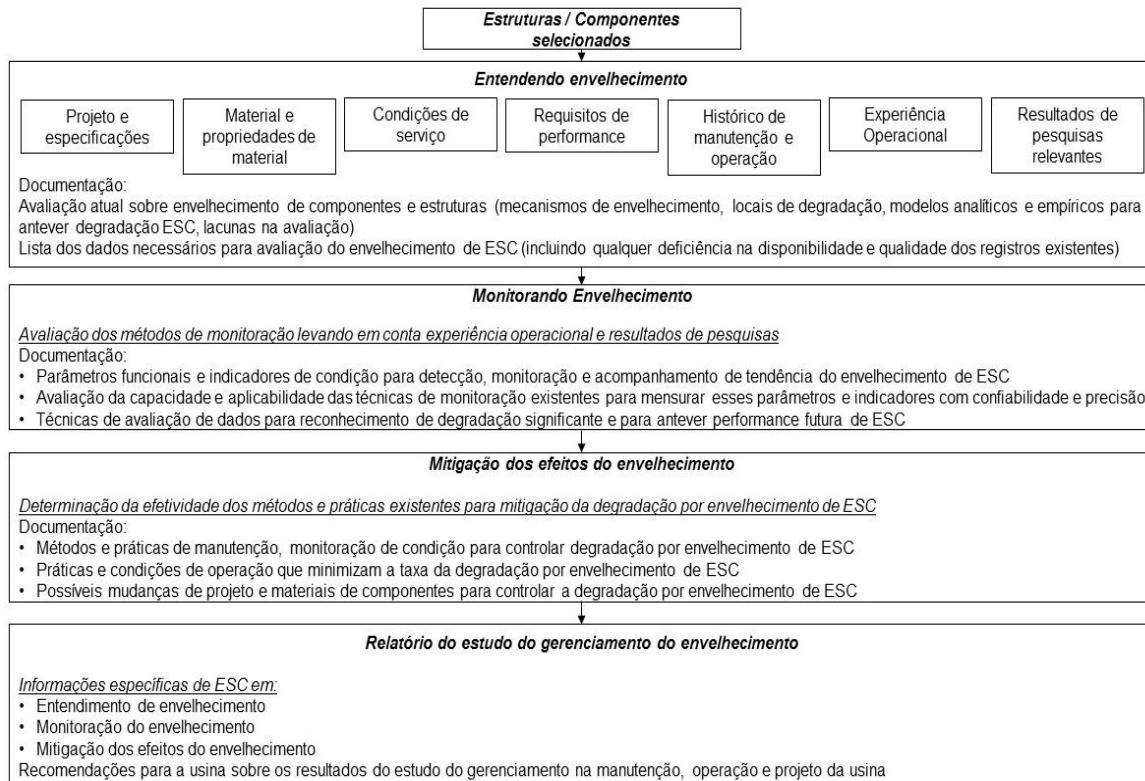


Figura 27 – Gerenciamento do envelhecimento segundo modelo da AIEA

Fonte: NS-G-2.12

Esse processo de revisão deve envolver os seguintes passos:

- Um método de definição apropriado para assegurar que ESC importantes à segurança sejam avaliadas quanto a operação segura, durante o período de extensão de vida;
- Demonstrar que os efeitos do envelhecimento continuarão sendo identificados e gerenciados para cada ESC durante o período de extensão de vida;
- Revalidação das análises de segurança que foram desenvolvidas usando hipóteses de envelhecimento devido a tempo de operação, vida útil ou ciclos de operação.

Uma outra diferença que pode ser notada é que no guia da AIEA não consta uma metodologia específica para lidar com as análises TLAA, o que ocorre na norma da 10 CFR 54 [37] e no Guia NEI 95.10 [34].

7. PROPOSTA DE METODOLOGIA PARA IMPLEMENTAÇÃO DE UM PGE PARA AS USINAS DE ANGRA 1 E ANGRA 2

Esse capítulo irá focar na elaboração de uma proposta de metodologia para implementação de um PGE nas usinas nucleares brasileiras.

A metodologia a ser proposta nesse capítulo será constituída pelos pontos fortes das duas metodologias apresentadas no Capítulo 6 deste trabalho, que são metodologias bastante experimentadas e com eficiência comprovada.

Basicamente, a metodologia a ser proposta se resume nos seguintes tópicos:

- Estabelecimento de um arranjo organizacional;
- Abordagem para identificação das ESC que farão parte do PGE;
- Metodologia para identificação dos efeitos do envelhecimento e gerenciamento dos mesmos;
- Abordagem das análises TLAA;
- Estabelecimento de um PGO dentro da estrutura do PGE;
- Emissão de relatórios e manutenção de registros;
- Proposta de formulário tipo “Check List” para garantir o cumprimento das etapas de um PGE para satisfazer uma solicitação de renovação de licença de operação.

O ponto inicial da proposta é em relação a estrutura organizacional necessária para implementar um PGE. Para satisfazer esse quesito, o arranjo organizacional sugerido pela AIEA será usado como base.

Deve ser disponibilizado pelas usinas o recurso necessário para que o PGE seja implementado, tais como recurso pessoal e financeiro, equipamentos e ferramentas adequadas, além do acesso a fontes externas de informações.

É necessário que as usinas formem uma equipe exclusiva para lidar com a questão do envelhecimento, e que essa equipe seja multidisciplinar, constituída por técnicos de várias áreas de atuação, como Engenharia,

Manutenção, Operação, Proteção Radiológica, Química e Garantia da Qualidade.

Seria útil que um dos representantes da Equipe de Engenharia fosse especialista em inspeções e testes, e um dos representantes da Equipe de Manutenção fosse especializado em manutenção preditiva.

De fundamental importância que sejam definidos os objetivos do programa e as responsabilidades de cada componente da equipe, e que sejam formalizados procedimentos relacionados ao PGE, englobando toda a sistemática de implementação do programa.

No caso das Usinas de Angra, poderia ser formada uma equipe única para lidar com a questão do envelhecimento nas duas usinas, ao invés de formar uma equipe exclusiva para Angra 1 e uma equipe exclusiva para Angra 2, desde que formada por pessoal suficiente para execução das tarefas. Essa sugestão se baseia no fato que as duas usinas são do tipo PWR, possuem prédios e equipamentos equivalentes, e estão sujeitas a mecanismos de envelhecimento bastante semelhantes.

Também é proposto que todos os membros da equipe sejam treinados especificamente em atividades relacionadas a gerenciamento do envelhecimento.

A figura 28 ilustra a sugestão de arranjo organizacional sugerido para implementação de um PGE.

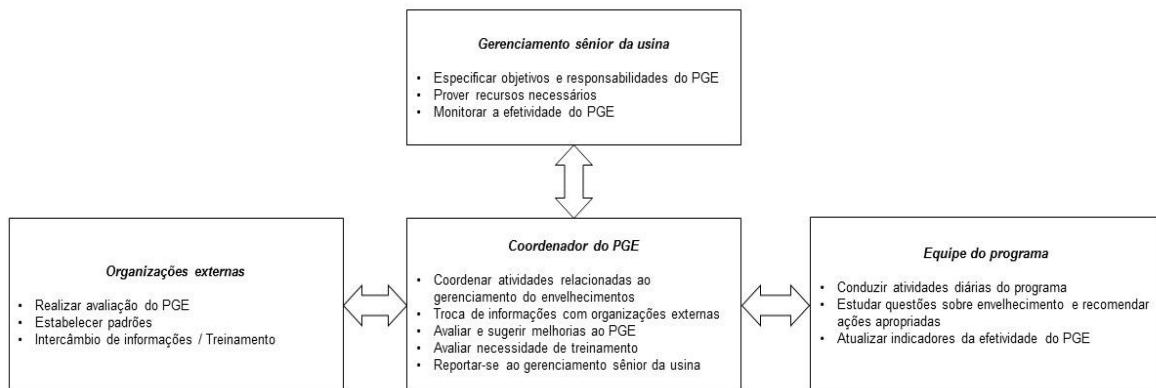


Figura 28 – Proposta de um arranjo organizacional para estabelecimento de um PGE
Fonte: Autor

Já para a identificação das ESC que farão parte do PGE, o modelo proposto se baseia na norma 10 CFR Part 54 [37], por estar definido de forma clara e detalhada.

Para a fase de definição:

- i. Incluir as ESC relacionadas à segurança as quais devem se manter em operação durante e após qualquer evento base de projeto, para garantir as seguintes funções:
 - Integridade da barreira de pressão do sistema de refrigeração do reator;
 - Capacidade de desligar o reator e mantê-lo em uma condição segura;
 - Capacidade de impedir ou mitigar efeitos de acidente de modo a manter a exposição à radiação para a população dentro dos limites estabelecidos;
- ii. Incluir as ESC não relacionadas à segurança cuja falha poderia impedir o cumprimento satisfatório de qualquer das funções identificadas no parágrafo acima;
- iii. Incluir aqueles elementos que fazem parte das análises de segurança das usinas nucleares e que estão em conformidade com diretrizes do órgão regulador, como por exemplo, proteção contra incêndio, qualificação ambiental, choque térmico pressurizado, eventos de ATWS (Anticipated Transients Without Scram), e perda completa de energia elétrica externa.

Para a fase de triagem:

- i. ESC que realizam uma função específica conforme estipulado no processo de definição, sem, no entanto, possuir partes móveis e sem mudanças de configuração ou propriedades. Essas estruturas e componentes incluem o vaso do reator, a barreira de pressão do sistema de refrigeração do reator, os geradores de vapor, o pressurizador, tubulações, carcaças de bombas, corpos de válvulas, suportes de componentes, barreiras de retenção de pressão, trocadores de calor, dutos de ventilação, a contenção, o liner de aço da contenção, penetrações elétricas e mecânicas, estruturas sísmicas de categoria I, cabos elétricos e conexões, bandejas de cabos e gabinetes

elétricos. Importante ressaltar que não obrigatoriamente se restringem a esses, podendo outras estruturas e componentes fazer parte de um PGE eventualmente, de acordo com a avaliação das usinas.

Não fazem parte de um PGE as seguintes estruturas e componentes: bombas (exceto carcaça), válvulas (exceto o corpo das mesmas), motores, geradores diesel, compressores de ar, amortecedores, mecanismos das barras de controle, abafadores de ventilação, transmissores de pressão, indicadores de pressão, indicadores de nível, barramentos elétricos, máquinas de ventilação e refrigeração, transistores, disjuntores, baterias, relés, inversores elétricos, placas de circuito, carregadores de bateria, fontes de potência;

- ii. Que não estão sujeitas a substituição devido a vida útil especificada ou tempo de operação especificado.

A CNEN possui norma específica sobre proteção contra incêndio, porém ainda não possui requisitos regulatórios específicos para CTP, qualificação ambiental, ATWS e “station blackout”, porém foram mantidos esses exemplos no item "iii" do processo de definição, já visando a possível elaboração, por parte da CNEN, de requisitos regulatórios específicos para os assuntos.

Segue abaixo uma listagem contendo sugestões de documentações que podem ser usadas no processo de identificação das ESC que farão parte do PGE:

- Banco de dados eletrônico (por exemplo, histórico de manutenção);
- Lista dos equipamentos principais da usina;
- Lista de classificação de componentes;
- Relatórios de análises de segurança;
- Diagramas de tubulações e instrumentos;
- Desenhos elétricos de linha e esquemáticos;
- Manuais de operação e treinamento;
- Documentos de bases de projeto;
- Desenhos estruturais;
- Programa de Garantia de Qualidade;

- Documentação de Regra de Manutenção;
- Avaliação de eventos bases de projeto;
- Especificações Técnicas;
- Relatórios de experiência internacional recebidos;
- Documentos do Programa de Qualificação Ambiental;
- Relatórios de Avaliações Probabilísticas de Risco.

A proposta de metodologia para identificação dos efeitos do envelhecimento é baseada na norma 10 CFR Part 54 [37], com a diferença que a norma da NRC orienta as usinas a validarem suas análises através de uma comparação com as análises existentes e aprovadas pela própria NRC, no documento NUREG 1801 [43], enquanto que na proposta apresentada para as Usinas de Angra a sugestão é realizar uma comparação com dados oriundos da experiência internacional de modo geral, não ficando restrita a comparação ao NUREG 1801.

O NUREG 1801 [43] é um documento emitido pela NRC, daí a orientação contida na norma 10 CFR Part 54 [37] em realizar uma comparação com esse documento. Não se justificaria manter na proposta apresentada uma comparação somente ao NUREG 1801 [43], visto que existem outras fontes de informações confiáveis e validadas oriundas da indústria nuclear de modo geral. Por exemplo, a AIEA sugere uma comparação dos programas existentes nas usinas com o Safety Reports Series nº82 “Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL) [21] ”.

A figura 29 ilustra uma proposta para as usinas de Angra para identificação dos efeitos do envelhecimento.

Após identificados os efeitos do envelhecimento, é necessário gerenciar esses efeitos através de atividades e programas específicos, contendo meios para prevenção, mitigação, monitoração da condição e da performance das ESC selecionadas para o PGE.

Nessa etapa é importante que todas as atividades implementadas sejam reportadas em relatórios e tenham seus dados registrados preferencialmente em um banco de dados exclusivo para o PGE. Isso tornaria o levantamento de dados mais rápido e fácil, o que facilitaria a aquisição de dados

para a continuidade dos programas e atividades do PGE já estabelecidas, para a elaboração de RPS, ou durante a solicitação de renovação de licença de operação.

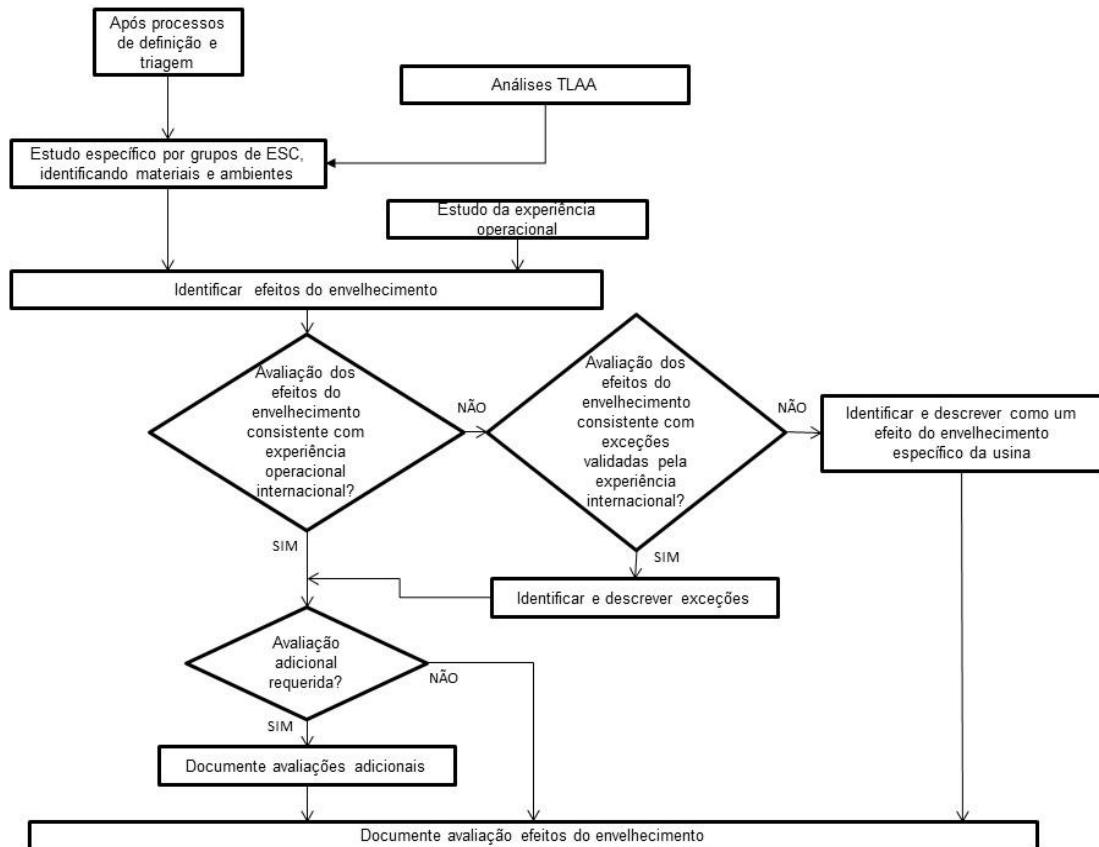


Figura 29 – Proposta de metodologia para identificação dos efeitos do envelhecimento
Fonte: Autor

A proposta é a de incluir, em procedimento relacionado ao PGE, uma sistemática para armazenamento dos dados adquiridos das atividades do programa.

A figura 30 retrata uma proposta de metodologia de gerenciamento dos efeitos do envelhecimento, onde foi incluída de forma específica a etapa relacionada à manutenção dos registros do programa.

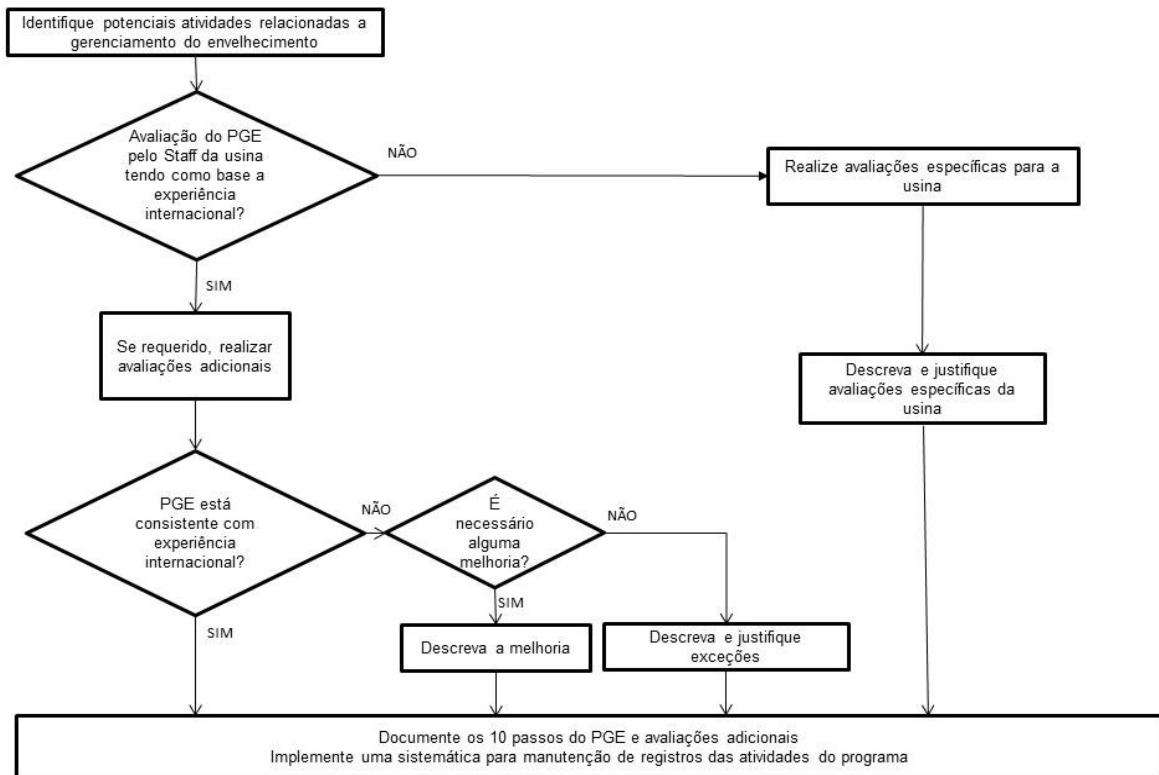


Figura 30 – Proposta de metodologia para gerenciar o envelhecimento nas Usinas de Angra
Fonte: Autor

Em relação às análises TLAA, a norma 10 CFR Part 54 [37] contém uma abordagem bem detalhada sobre o assunto, enquanto que o Guia NS-G-2.12 [15] não possui uma abordagem específica para essas questões.

Pela importância do tema, será incluída na proposta de metodologia de um PGE para as Usinas de Angra uma abordagem específica para questões TLAA, assim como na norma da NRC.

Os critérios estabelecidos para identificar uma questão TLAA foram definidos na seção 5.1 desta dissertação, e estão expostos novamente na figura 31, que ilustra a proposta da metodologia para abordar questões TLAA dentro de um PGE para as Usinas de Angra.

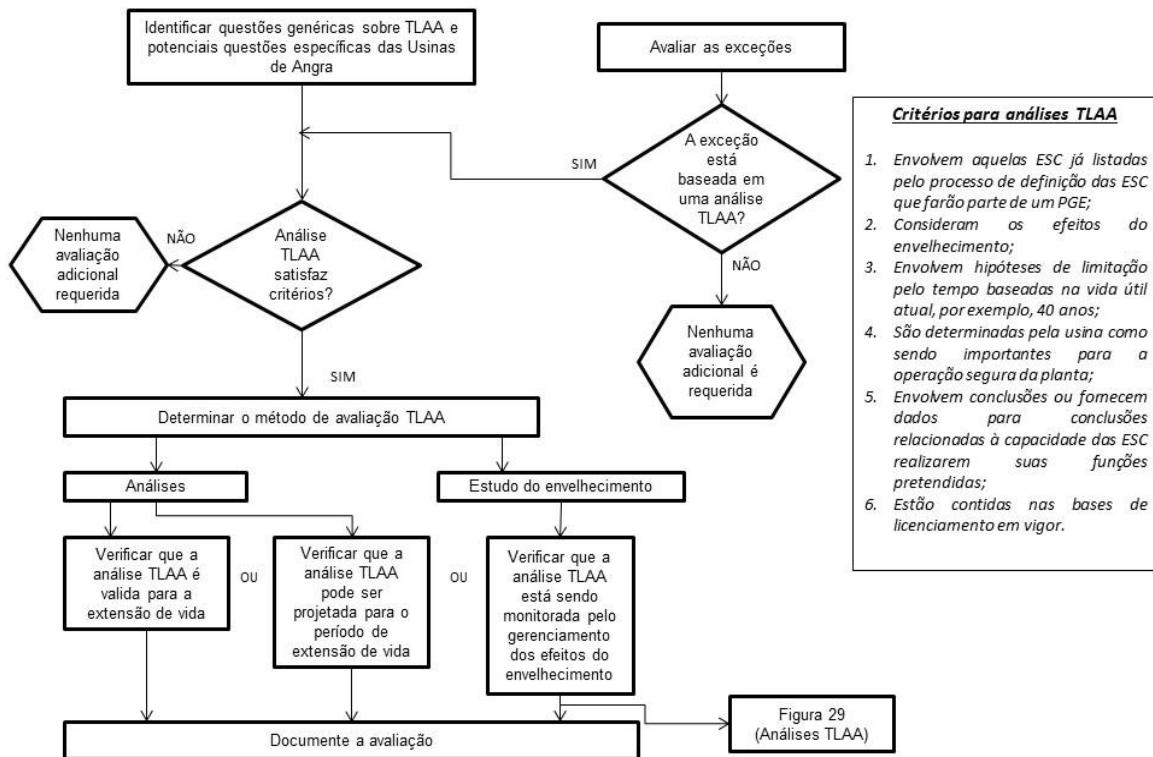


Figura 31 – Proposta para abordagem das questões TLAA dentro da metodologia sugerida para um PGE para as Usinas de Angra
Fonte: Autor

A questão da obsolescência tecnológica é bem abordada no Guia NS-G-2.12 [15], e por isso será a base para a proposta de implementação de um PGO dentro de um PGE para as Usinas de Angra.

Sugere-se que seja implementado um modelo proativo de PGO para enfrentar as questões de obsolescência, embora sabido que exige um custo maior na sua implementação, deixando que somente questões eventuais sejam tratadas de modo reativo. Essa sugestão se baseia no fato de que, dessa maneira, tem-se um ganho na confiabilidade, disponibilidade e na segurança da operação das usinas.

Propõe-se também a criação de um procedimento específico para tratar da sistemática de implementação de um PGO, embora esse tema faça parte de um PGE global. Esse procedimento também deve conter orientações sobre priorização de questões relacionadas a obsolescência tecnológica, podendo ser usado como base o modelo exposto na seção 4.5.2 desta dissertação.

Além disso, é conveniente incluir no procedimento sobre PGO tipos de abordagens que podem ser utilizadas para resolver questões relacionadas a obsolescência tecnológica. Abaixo segue uma lista de alguns possíveis tipos de abordagem para resolver questões de obsolescência:

- Mercado de excedentes;
- Produção especial;
- Reparo;
- Canibalização;
- Substituição;
- Engenharia reversa;
- Mudança de projeto.

Cada tipo de abordagem para questões de obsolescência listado acima está descrito de maneira mais detalhada na seção 4.5.3 deste trabalho.

Também é sugerido que seja estabelecido convênios entre as Usinas de Angra e empresas especializadas em resolver questões de obsolescência na indústria nuclear, de modo que a equipe do PGE tenha acesso a banco de dados contendo informações sobre soluções já implementadas sobre questões de obsolescência pela indústria nuclear no mundo.

Após estabelecer um arranjo organizacional, processos para identificação das ESC que farão parte do PGE, metodologias para identificação e gerenciamento dos efeitos do envelhecimento, além de um modo para tratar as questões TLAA, e estabelecer a sistemática de um PGO, deve-se implementar um modelo para manutenção dos registros das atividades realizadas ao PGE.

Esse modelo deve estar incluído em procedimento específico do PGE e deve ser usado um banco de dados eletrônico para armazenar essas informações, para permitir um gerenciamento integrado, eficiente, efetivo e ágil das atividades de um PGE.

Como sugestão para a proposta elaborada para as usinas brasileiras, deve-se incluir um método oficial para acompanhar o processo de transferência de conhecimento dentro das usinas, para garantir que com o passar dos anos, sempre existam pessoas habilitadas e com conhecimento suficiente para garantir

a operação segura dessas usinas. Essa sugestão vai de encontro com um dos tipos de obsolescência descritos na Tabela 7 dessa dissertação que é a obsolescência do conhecimento.

A indústria nuclear se baseia em conhecimento, de modo similar a outros ramos da indústria altamente técnicos, e se apoia fortemente nas habilidades e conhecimento de seus empregados.

Estudo recente realizado pela AIEA sobre envelhecimento da força de trabalho da indústria nuclear e o risco de consequente perda de conhecimento e experiência mostra a necessidade de direcionar atenção para um melhor gerenciamento do conhecimento na indústria nuclear.

Segundo o documento TECDOC-1586 Planning and Execution of Knowledge Management Assist Mission for Nuclear Organization [24], da AIEA, “Gerenciamento do Conhecimento” é definido como uma abordagem sistemática e integrada para a identificação, aquisição, transformação, desenvolvimento, disseminação, uso, compartilhamento, e preservação do conhecimento, relevante para atingir objetivos específicos. Gerenciamento do Conhecimento ajuda a usina a ter visão geral e compreensão a partir de sua própria experiência. Atividades específicas de transferência de conhecimento ajudam a organização em uma melhor aquisição, armazenamento e utilização do conhecimento.

Gerenciamento do Conhecimento consiste de três componentes fundamentais: pessoal, processos e tecnologia. Gerenciamento do Conhecimento foca em pessoal e cultura organizacional para estimular e nutrir a compartilhamento e uso do conhecimento; em tecnologia para armazenar e tornar conhecimento acessível que irá permitir pessoas trabalharem em conjunto sem estarem na mesma localidade. As pessoas são o componente mais importante. Gerenciamento do Conhecimento depende da vontade das pessoas em compartilhar e fazer reuso das informações.

Existe farta documentação da AIEA sobre o assunto, tais como o TECDOC-1586 Planning and Execution of Knowledge Management Assist Mission for Nuclear Organization [24], o TECDOC-1510 knowledge Management for Nuclear Industry Operating Organizations [23] e o TECDOC-1675 Knowledge Management for Nuclear Research and Development Organization [25].

Por último, é sugerido um modelo de uma lista de verificações para garantir que todas as etapas de um PGE, necessárias para a solicitação de

renovação de licença de operação, foram cumpridas. Essa lista de verificações contém campos relativos a informações gerais, de modo a identificar a usina solicitante da renovação de licença, e campos relacionados a informações técnicas.

A figura 32 ilustra o modelo sugerido para uma lista de verificações que garanta que todas as exigências de uma solicitação de renovação de licença de operação, relativos a PGE, foram cumpridas. Essa lista foi elaborada tendo como base o modelo contido no Guia NEI 95.10 [34] para uma lista de verificações das exigências da norma 10 CFR 54 [37] para garantir a efetividade de um processo de renovação de licença.

Como sugestão para o caso em que a AIU esteja sendo feita para solicitar extensão de vida de operação da usina, que seja estabelecida antecipação mínima de 5 anos e máxima de 10 anos para a entrega da documentação pela usina para avaliação. O prazo mínimo tem como base garantir tempo hábil ao órgão regulador para analisar toda a documentação constituinte do processo de renovação de licença, e o prazo máximo se justifica para não serem feitos pedidos precoces de renovação de licença, uma vez que, antes de qualquer coisa, a usina deve demonstrar, através de RPS, que continua operando de forma segura.

Lista de Verificação para garantir a efetividade de um Programa de Gerenciamento do Envelhecimento (PGE) para Solicitação de Renovação de Licença de Operação das Usinas de Angra 1 e Angra 2

	SIM	NÃO
I. Informações Gerais		
1. A solicitação identifica a unidade específica que solicita a renovação de licença	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. A solicitação foi submetida em prazo inferior a 10 anos antes da expiração da licença atual	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. O pedido de renovação contém aplicações para outros tipos de licenças	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. As informações incorporadas por referências na solicitação estão contidas em outros documentos previamente apresentados à CNEN, e as referências são claras e específicas.	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. As seguintes informações foram fornecidas:		
A. Nome do requerente	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
B. Endereço do requerente	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
C. Descrição do negócio	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
D. Informações da licença	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
E. Datas de construção ou alteração	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
II. Solicitação no Tempo Requerido		
Solicitação realizada pelo menos 5 anos antes da data de expiração da licença atual	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

III. Informações Técnicas		
1. Uma Avaliação Integrada da Usina (AIU) foi elaborada e consiste:		
A. Da lista das estruturas, componentes e sistemas (ESC) identificados e relacionados para fazer parte da AIU, após os processos de definição e triagem. Se houver ESC agrupadas por grupos de conveniência detalhe as bases para o agrupamento	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
B. Descrição e justificativa dos métodos utilizados para a identificação das ESC sujeitas a fazer parte de um PGE	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
C. Da demonstração que os efeitos do envelhecimento estão sendo adequadamente gerenciados para cada ESC identificada, de modo que possam desempenhar suas funções pretendidas de acordo com as bases de projeto da usinas para o período de extensão de vida		
a. Descrição das funções pretendidas das respectivas ESC	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
b. Identificação dos efeitos do envelhecimento baseados nos materiais, ambiente, experiência operacional, etc.	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
c. Programas e atividades de gerenciamento do envelhecimento estão identificados e descritos	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
d. Demonstração do gerenciamento do envelhecimento	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

2. Lista das ESC sujeitas a análises de envelhecimento pela ação do tempo, ciclos de operação ou vida útil (Time-Limited Aging Analyses - TLAA), e suas exceções	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. Um complemento ao FSAR foi elaborado contendo as seguintes informações:		
A. Descrição dos programas e atividades para gerenciar os efeitos do envelhecimento	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
B. Descrição das análises TLAA	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. As mudanças nas Especificações Técnicas da Usina necessárias para gerenciar os efeitos do envelhecimento durante o período de extensão de vida estão justificadas na solicitação	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. A solicitação de renovação de licença inclui um complemento ao relatório de impacto ambiental da Central Nuclear	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

Figura 32 – Proposta de formulário de verificação relacionado a PGE, para atender uma solicitação de renovação de licença

Fonte: Autor

8. CONCLUSÕES

Uma usina nuclear deve operar sempre de forma segura e confiável, garantindo a segurança de seus funcionários e da população.

Mas, como acontece em toda indústria, os componentes e equipamentos de uma usina nuclear envelhecem, e podem começar a não ter o desempenho esperado e a comprometer o atendimento das bases de projeto e de licenciamento durante a operação da usina.

Para monitorar seu envelhecimento, a usina nuclear deve implementar Programas de Gerenciamento do Envelhecimento para gerenciar os efeitos do envelhecimento nas diversas estruturas, sistemas e componentes constituintes da usina. O gerenciamento do envelhecimento eficiente e eficaz visa a garantia de que os equipamentos irão desempenhar suas funções pretendidas, e com isto garanta a operação segura da usina.

Espera-se que esse trabalho se constitua na geração de conhecimento que possa ser utilizado pelas Usinas de Angra 1 e Angra 2, e pelo órgão regulador brasileiro, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), em processos de desenvolvimento, implementação e avaliação de PGE.

O tema abordado por essa dissertação deve ser útil para as usinas brasileiras em 4 momentos principais:

- Durante todo o tempo de operação da usina para garantir que suas ESC estão desempenhando adequadamente a função de projeto, e com isso garantindo a operação segura e confiável da usina;
- Durante a preparação de um Relatório Periódico de Segurança (RPS);
- Durante a preparação de uma solicitação de extensão de vida da usina;
- Durante a fase de descomissionamento da Usina.

O objetivo desse trabalho foi identificar metodologias existentes na indústria nuclear para implementação de PGE, e a partir do estudo dessas metodologias, elaborar uma proposta de metodologia para as Usinas de Angra.

Como exposto no decorrer desta dissertação foram identificadas duas metodologias chaves para implementação de PGE na indústria nuclear: uma

baseada nas exigências do órgão regulador dos EUA, a NRC, e outra baseada em documentos da AIEA.

Após estudo criterioso dessas metodologias, foram identificados pontos comuns entre ambas, pontos abordados de maneira mais detalhada em uma das metodologias, e pontos abordados em apenas uma das metodologias.

Dessas conclusões, foi então elaborada uma proposta de metodologia para implementação de PGE que possa ser usada como base para as Usinas de Angra 1 e Angra 2.

Importante ressaltar que ambas as metodologias estudadas nesse trabalho são processos eficientes e já validados pela indústria nuclear, já que diversas usinas pelo mundo têm seu PGE implementado segundo essas metodologias.

Da metodologia da NRC foi aproveitado como base o modelo de identificação das ESC que farão parte do PGE, o modelo de metodologia para identificação dos efeitos do envelhecimento e gerenciamento dos mesmos, o modelo de abordagem para análises TLAA, e o modelo de formulário tipo "Check List" para garantir o cumprimento das etapas de um PGE para satisfazer uma solicitação de renovação de licença de operação.

Da metodologia da AIEA foram aproveitados como base a sugestão para estabelecimento de um arranjo organizacional para estabelecimento de um PGE, modelo de abordagem para estabelecimento de um PGO dentro da estrutura do PGE e um modelo de sistemática para emissão de relatórios e manutenção de registros.

Porém, foi acrescentada uma sugestão na proposta elaborada para as usinas brasileiras, para acompanhar o processo de transferência de conhecimento dentro das Usinas de Angra 1 e Angra 2, para garantir que com o passar dos anos, sempre existam pessoas habilitadas e com conhecimento suficiente para garantir a operação segura dessas usinas.

Ressalta-se que o treinamento para habilitar uma pessoa a operar a Sala de Controle de uma Usina Nuclear leva, em média, 3 anos.

Espera-se que o conhecimento gerado neste trabalho seja especialmente útil para Angra 1 já nos próximos dois anos, devido estar em fase de preparação de uma solicitação de extensão de vida útil, tendo que submeter

essa solicitação ao órgão regulador até 2019, conforme já exposto nessa dissertação.

Foi verificada a inexistência de requisitos regulatórios específicos do órgão regulador para condição de ATWS, CTP, "station blackout" e qualificação ambiental.

Também foi verificado que não existe norma do órgão regulador brasileiro semelhante a 10 CFR Part 54 [37], contendo os requisitos regulatórios a serem cumpridos pelas Usinas de Angra para terem uma solicitação de extensão de vida útil deferida. Isso tornaria mais fácil, para as Usinas de Angra, a preparação de toda a documentação necessária para uma solicitação de extensão de vida útil da usina, já que saberiam exatamente quais os critérios regulatórios exigidos.

9. REFERÊNCIAS

- [1] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, Licenciamento de Instalações Nucleares, Norma CNEN NE 1.04 (2002).
- [2] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, Manutenção de Usinas Nucleoelétricas, Norma CNEN NE 1.21 (1991).
- [3] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, Programas de Meteorologia de Apoio de Usinas Nucleares, Norma CNEN NE 1.22 (1989).
- [4] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, Segurança na Operação de Usinas Nucleares, Norma CNEN NE 1.26 (1997).
- [5] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, Proteção contra Incêndio em Usinas Nucleoelétricas, Norma CNEN NE 2.03 (1999).
- [6] ELETRONUCLEAR, Final Safety Analysis Report, Rev. 36, Angra dos Reis (2011).
- [7] ELETRONUCLEAR, Plano de Controle Ambiental para a Unidade 1 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, Angra dos Reis (2009).
- [8] ELETRONUCLEAR, Relatório de Impacto Ambiental da Usina de Angra 2, Angra dos Reis (1998).
- [9] ELETRONUCLEAR, Relatório de Impacto Ambiental da Unidade 3 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, Angra dos Reis (2005).
- [10] ELETRONUCLEAR, (23 de novembro de 2016). Informações Angra 1. Fonte: Eletronuclear: <http://www.eletronuclear.gov.br/AEmpresa/CentralNuclear/Informa%C3%A7%C3%B5esAngra1.aspx>

[11] BRASIL. Portarias de 17 de setembro de 2010. Diário Oficial [da] República Federativa do Brasil. Brasília, DF, Ano CXLVII, nº180, 20 set. 2010. Seção 1, p. 2. Disponível em < <http://pesquisa.in.gov.br/impressa/jsp/visualiza/index.jsp?data=20/09/2010&jornal=1&pagina=1&totalArquivos=152>>

[12] ELETRONUCLEAR, (23 de novembro de 2016). Angra 2. Fonte: Eletronuclear:
<http://www.eletronuclear.gov.br/Aempresa/CentralNuclear/Angra2.aspx>

[13] ELETRONUCLEAR, (19 de novembro de 2016). Eletrobras Eletronuclear > Saiba mais > Perguntas frequentes > Energia Nuclear no Brasil. Fonte: Eletrobras Eletronuclear: <http://www.eletronuclear.gov.br/Saibamais/Perguntasfrequentes/EnergiaNuclearnoBrasil.aspx>.

[14] INB - Reservas - Brasil e Mundo, disponível em http://www.inb.gov.br/pt-br/WebForms/interna.aspx?secao_id=48/, acessado em 24/09/2016 as 23:00h.

[15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.12, IAEA Vienna (2009).

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

[17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operations, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-2, Vienna (2000).

[18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methodology for the Management of Ageing of Nuclear Power Plant Components Important to Safety, Technical Reports Series No 338, IAEA, Vienna (1992).

[19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.10, IAEA, Vienna (2003).

- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Practices on Ageing Management and Long-Term Operation of Nuclear Power Plants in the Ibero-American Region, IAEA, Vienna (2014).
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL), IAEA Safety Reports Series n°82, IAEA, Vienna (2015).
- [22] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY Approaches to Ageing Management for Nuclear Power Plants, IAEA TECDOC-1736, Vienna (2014).
- [23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY Knowledge Management for Nuclear Industry Operating Organizations, IAEA TECDOC-1510, Vienna (2006).
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY Planning and Execution of Knowledge Management Assist Mission for Nuclear Organization, IAEA TECDOC-1586, Vienna (2008).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY Knowledge Management for Nuclear Research and Development Organization, IAEA TECDOC-1675, Vienna (2012).
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY Knowledge Management and Its Implementation in Nuclear Organizations, IAEA TECDOC NG-T-6.10, Vienna (2016).
- [27] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY Risk Management of Knowledge Loss in Nuclear Industry Organizations, IAEA, Vienna (2006).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safe Long-Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Reports Series No. 57, Vienna (2008).
- [29] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Country Nuclear Power Profiles, disponível em http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/CNPP2015_CD/pages/index.htm acessado em 20/11/2016.
- [30] MINISTÉRIO DE MINAS E ENERGIA - MME. (2015). Plano Decenal de Expansão de Energia 2024. Brasília: Empresa de Pesquisa Energética.

[31] MINISTÉRIO DE MINAS E ENERGIA - MME. (2016). Resenha Energética Brasileira Exercício 2015 - Edição Maio 2016. Brasília: Empresa de Pesquisa Energética.

[32] NUCLEAR ENERGY INSTITUTE - NEI. (20 de novembro de 2016). World Statistics - Nuclear Energy Institute. Fonte: Nuclear Energy Institute - NEI: <http://www.nei.org/Knowledge-Center/Nuclear-Statistics/World-Statistics>

[33] NUCLEAR ENERGY INSTITUTE - NEI. (20 de novembro de 2016). Nuclear Energy Institute. Fonte: U.S. Nuclear Power Plants - Nuclear Energy Institute: <http://www.nei.org/Knowledge-Center/Nuclear-Statistics/US-Nuclear-Power-Plants>

[34] NUCLEAR ENERGY INSTITUTE, Industry Guideline for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54 – The License Renewal Rule, NEI 95.10 Rev.6, NEI, Washington, DC (2005).

[35] NRC: 10 CFR Part 50.48 – Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities - Fire Protection, disponível em <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0048.html>, acessado em 23/11/2016 as 23:10h.

[36] NRC: 10 CFR Part 50.49 – Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities – Environmental Qualification of Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plants, disponível em <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0049.html>, acessado em 23/11/2016 as 23:20h.

[37] NRC: 10 CFR Part 54 - Requirements for Renewal of Operating Licenses for Nuclear Power Plants, disponível em <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part054/>, acessado em 23/11/2016 as 23:00h.

[38] NRC: 10 CFR Part 50.61 – Fracture Toughness Requirements for Protection Against Pressurized Thermal Shock Events, disponível em <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0061.html>, acessado em 23/11/2016 as 23:30h.

[39] NRC: 10 CFR Part 50.62 – Requirements for Reduction of Risk from Anticipated Transients without Scram (ATWS) Events for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants, disponível em <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0062.html>, acessado em 23/11/2016 as 23:40h.

[40] NRC: 10 CFR Part 50.63 – Loss of All Alternating Current Power, disponível em <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0063.html>, acessado em 23/11/2016 as 23:50h.

[41] NRC: 10 CFR 50.65 - Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants, disponível em <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0065.html>, acessado em 28/11/2017.

[42] NRC: Glossary - Environmental qualification, disponível em <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/environmental-qualification.html>, acessado em 21/11/2016.

[43] NUCLEAR REGULATORY COMISSION, Generic Aging Lessons Learned Report, NUREG 1801 Rev.2, NRC, Washington, DC (2010).

[44] NUCLEAR REGULATORY COMISSION, Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, NUREG 1800 Rev.2, NRC, Washington, DC (2010).

[45] NUCLEAR REGULATORY COMISSION, Interim Staff Position on Environmental Qualification of Safety-Related Electrical Equipment, NUREG 0588 Rev.1, NRC, Washington, DC (1981).

[46] NUCLEAR UTILITY OBSOLESCENCE GROUP, NUOG Obsolescence Guideline, NX-1037 Rev. 2 (2013).

[47] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (20 de novembro de 2016), Status of License Renewal Applications and Industry Activities, disponível em <http://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/renewal/applications.html>, acessado em 23/11/2016.

[48] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. (20 de novembro de 2016). NRC: Status of License Renewal Applications and Industry Activities. Fonte: U.S. NRC, disponível em:
<http://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/renewal/applications.html>

[49] ELETRONUCLEAR, Programa de Gerenciamento do Envelhecimento das Estruturas do Edifício do Reator (ERE) da Usina de Angra 1, Relatório PUC nº 9.5.8.065-132-007/09 – Revisão 1, Angra dos Reis (2010).