

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

IGOR BORJAILLE ELLER

**UMA METODOLOGIA PARA AVALIAÇÃO REGULATÓRIA DE EXTENSÃO DE
VIDA DE USINAS NUCLEARES**

RIO DE JANEIRO

2018

IGOR BORJAILLE ELLER

**UMA METODOLOGIA PARA AVALIAÇÃO REGULATÓRIA DE EXTENSÃO DE
VIDA DE USINAS NUCLEARES**

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

Orientador: Prof. Dr. Celso Marcelo Franklin Lapa

Co-orientador: Prof. Dr. Jefferson Borges Araújo

RIO DE JANEIRO

2018

BORJ Borjaille Eller, Igor

Uma Metodologia para Avaliação Regulatória de Extensão de Vida de Usinas Nucleares / Igor Borjaille Eller – Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2018

126.f

Orientadores: Celso Marcelo Franklin Lapa e Jefferson Borges Araújo

Dissertação (Mestrado em Engenharia de Reatores) – Instituto de Engenharia Nuclear, PPGIEN, 2018

1. Extensão de Vida.
2. Operação a Longo Prazo
3. Renovação de Licença

UMA METODOLOGIA PARA AVALIAÇÃO REGULATÓRIA DE EXTENSÃO
DE VIDA DE USINAS NUCLEARES

Igor Borjaille Eller

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

Aprovada por:

Prof. 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

MARÇO DE 2018

DEDICATÓRIA

Dedico esta dissertação à minha família, por proporcionarem toda estrutura necessária para a realização deste trabalho, pelo apoio imensurável e pelo incentivo nos momentos de dificuldade.

Dedico especialmente à minha madrinha de batismo, Fabíola Santos de Campos (in memoriam), por ter sido um exemplo de pessoa virtuosa e estar presente nos momentos importantes da minha vida.

AGRADECIMENTOS

Agradeço aos meus pais por todo amor e por sempre acreditarem em mim.

Às minhas irmãs, pela compreensão quanto à minha ausência temporária.

Aos amigos, pela lealdade.

Agradeço ao Professor Dr. Celso Marcelo pela orientação, paciência e todo suporte dado no Instituto de Engenharia Nuclear.

Agradeço ao Professor Dr. Jefferson Borges Araújo pela atenção, conhecimento e todo suporte dado durante a elaboração deste trabalho.

Agradeço a Deus pela vida e pela oportunidade.

RESUMO

O presente trabalho parte da identificação de uma lacuna regulatória em relação a metodologias nacionais para avaliação de pedidos de extensão de vida das usinas nucleares brasileiras. No contexto nuclear, o Brasil conta com duas unidades nucleares operando (Angra 1 e Angra 2) e uma em construção (Angra 3). Localizada no município de Angra dos Reis, no estado do Rio de Janeiro, a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) desempenha importante papel no programa energético brasileiro. Com o somatório de eventos ocorrendo no cenário energético nacional – aumento da demanda, crises hídricas e a transição hidrotérmica da matriz energética nacional – tornou-se importante voltarmos nossos olhos para nossas Usinas e considerarmos a importância que possuem no programa energético do Brasil. Frente à proximidade do término do período licenciado de operação da Unidade de Angra 1 faz-se necessário identificar, entender e gerar conhecimento na Área Nuclear para dar subsídios para avaliações regulamentadoras de pedido de extensão de vida para usinas nucleares brasileiras. Deste modo, a presente pesquisa tem como propósito fundamental identificar os Requisitos Regulatórios aplicáveis a pedidos de extensão de vida utilizados pelo órgão regulador norte americano e pela Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA e U.S.N.R.C) para Renovação de Licença de Usinas Nucleares. De modo específico, pretende-se identificar e apresentar os aspectos considerados necessários na solicitação, avaliação de segurança e inspeção de pedidos de Extensão de Vida das Usinas Nucleares Brasileiras, tendo por base os requisitos regulatórios internacionais, a fim de propor um método próprio aplicável às nossas Unidades Nucleares. Para tanto, metodologicamente, a presente pesquisa investe em um levantamento bibliográfico acerca das metodologias internacionais mencionadas. Essa opção metodológica aposta na necessidade de entendermos como é realizado o processo de pedido de renovação de licença de operação, bem como na identificação de todos os requisitos necessários como processo fundamental para a tomada de decisões governamentais referentes ao contexto nuclear nacional.

Palavras-chave: Extensão de Vida. Operação a Longo Prazo. Renovação de Licença

ABSTRACT

The present work is based on the identification of a regulatory gap in the national methodologies for the evaluation of applications for life extension of the Brazilian nuclear power plants. In the nuclear context, Brazil has two nuclear units operating (Angra 1 and Angra 2) and one under construction (Angra 3). Located in the city of Angra dos Reis, in the state of Rio de Janeiro, the *Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto* (CNAAA) plays an important role in the Brazilian energy program. With the sum of events taking place in the national energy scenario - increased demand, water crisis and the hydrothermal transition of the national energy matrix - it has become important to turn our eyes towards our Power Plants and consider the importance they have in Brazil's energy program. Facing the proximity to the end of the licensed period of operation of the Angra 1 Unit, it is necessary to identify, understand and generate knowledge in the Nuclear Area to provide subsidies for regulatory assessments of life extension requests for Brazilian nuclear power plants. Thus, the main purpose of this research is to identify the Regulatory Requirements for life extension applications used by the US regulatory agency and the International Atomic Energy Agency (IAEA and U.S.N.R.C) for Nuclear Plant Renewal License. Specifically, it aims at identifying and presenting the aspects considered necessary in the request, safety assessment and inspection of requests for Life Extension of Brazilian Nuclear Plants, based on international regulatory requirements, to propose a proper method applicable to our Nuclear Units. For this, methodologically, the present research invests in a bibliographical survey about the mentioned international methodologies. This methodological option focuses on the need to understand how the application process for the renewal of an operating license is carried out, as well as the identification of all necessary requirements as a fundamental process for making governmental decisions regarding the national nuclear context.

Key words: Life Extension. 2. Long Term Operation 3. Renewal of License

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

| | |
|--|-----|
| Figura 1: Reação em cadeia – Fissão Nuclear | 20 |
| Figura 2: Esquema simplificado de uma Usina Nuclear tipo PWR | 21 |
| Figura 3: Evolução da capacidade instalada no SIN 2014-2024. | 24 |
| Figura 4: Usinas Nucleares Brasileiras | 25 |
| Figura 5: Licenciamento Ambiental das Usinas Nucleares Brasileiras. | 28 |
| Figura 6: Licenciamento Nuclear de uma Usina Nuclear brasileira. | 30 |
| Figura 7: Idade da frota de reatores nucleares no mundo (anos) | 31 |
| Figura 8: Processo de Renovação de Licença conforme 10 CFR Part 54. | 56 |
| Figura 9: Processo de Renovação de Licença conforme 10 CFR Part 54..... | 58 |
| Figura 10: Processo de definição de ESCs conforme 10 CFR parte 54. | 59 |
| Figura 11: Processo de seleção de ESCs sujeitos a um PGE (10 CFR parte 54). | 61 |
| Figura 12: Processo de seleção de ESCs sujeitos a um PGE (10 CFR parte 54). | 65 |
| Figura 13: Gerenciamento do Envelhecimento. | 69 |
| Figura 14: Processo de análise de TLAA. | 70 |
| Figura 15: Processos para LTO conforme a metodologia da AIEA | 78 |
| Figura 16: Processo de Escopo de ESCs para LTO | 85 |
| Figura 17: Processo de Seleção de ESCs para LTO | 86 |
| Figura 18: Sugestão de Abordagem da AIEA para um PGE | 91 |
| Figura 19: Arranjo organizacional para implementação de um PGE. | 93 |
| Figura 20: Processo de definição e triagem de acordo com a AIEA | 94 |
| Figura 21: Gerenciamento do envelhecimento sugerido pela AIEA..... | 95 |
| Figura 22: Processo de Renovação de Licença | 105 |
| Figura 23: Análise de TLAA | 114 |

LISTA DE TABELAS

| | |
|---|-----|
| Tabela 1: Principais impactos que podem ser causados pelas usinas nucleares | 22 |
| Tabela 2: Principais impactos que podem ser causados pelas usinas nucleares (cont)..... | 22 |
| Tabela 3: Tipos de Obsolescência a serem considerados em uma SRL | 116 |

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

ABEN - Agência Brasileira de Energia Nuclear
AIU - Avaliação Integrada da Usina
AOI - Autorização de Operação Inicial
AOP - Autorização para Operação Permanente
APS - Análise Probabilística de Segurança
CFR - Code of Federal Regulations
CLB - Current License Basis
CNAAA - Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto
CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear
EIA - Estudo de Impacto Ambiental
EPE - Empresa de Pesquisa Energética
ESC - Equipamentos, Sistemas e Componentes
GALL - Generic Aging Lessons Learned
IAEA - International Atomic Energy Agency
IBAMA - Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Naturais Renováveis
LOCA - Loss of Coolant Accident
LTO - Long Term Operation
MME - Ministério das Minas e Energia
NEI - Nuclear Energy Institute
NRC - Nuclear Regulatory Commission
ONU - Organização das Nações Unidas
ORN - Órgão Regulador Nacional
PIRL - Programa de Inspeção de Renovação de Licença
PGO - Programa de Gerenciamento da Obsolescência
PMEM - Programa de Monitoramento da Efetividade da Manutenção
PWR - Pressurized Water Reactor
RFAS - Relatório Final de Análise de Segurança
RPAS - Relatório Preliminar de Análise de Segurança
RPS - Reavaliação Periódica de Segurança
SALTO - Safety Aspects of Long Term Operation
SIN - Sistema Interligado Nacional

SRL - Solicitação de Renovação de Licença

SRR - Sistema de Refrigeração do Reator

TLLA - Análises de Envelhecimento limitadas pelo Tempo de Operação

U.S.N.R.C. - United States Nuclear Regulatory Commission

SUMÁRIO

| | | |
|--------|---|----|
| 1. | INTRODUÇÃO | 15 |
| 1.1 | ENERGIA ELÉTRICA | 15 |
| 1.2 | PROBLEMA | 16 |
| 1.3 | OBJETIVO..... | 17 |
| 1.3.1 | Objetivo geral..... | 17 |
| 1.3.2 | Objetivo específico..... | 17 |
| 1.4 | JUSTIFICATIVA | 17 |
| 1.5 | ESTRUTURA DO TRABALHO..... | 18 |
| 2. | ASPECTOS GERAIS DA ENERGIA NUCLEAR NO BRASIL..... | 19 |
| 2.1 | GERAÇÃO NUCLEOELÉTRICA..... | 19 |
| 2.2 | MATRIZ ENÉRGICA BRASILEIRA | 23 |
| 2.3 | A ENERGIA NUCLEAR NO BRASIL..... | 25 |
| 2.4 | LICENCIAMENTO DE USINAS NUCLEARES NO BRASIL..... | 26 |
| 3. | UMA VISÃO DA EXTENSÃO DE VIDA DE USINAS NUCLEARES | 33 |
| 3.1 | DEGRADAÇÃO POR ENVELHECIMENTO EM ESTRUTURAS, SISTEMAS E COMPONENTES (ESC) DE USINAS NUCLEARES | 33 |
| 3.2 | REVISÃO PERIÓDICA DE SEGURANÇA | 33 |
| 3.2.1 | Fator de Segurança 1: Projeto da Planta..... | 37 |
| 3.2.2 | Fator de Segurança 2: Condição real dos ESCs fundamentais para a segurança..... | 38 |
| 3.2.3 | Fator de Segurança 3: Qualificação Ambiental dos Equipamentos | 39 |
| 3.2.4 | Fator de Segurança 4: Envelhecimento..... | 40 |
| 3.2.5 | Fator de Segurança 5: Análise Determinística de Segurança..... | 42 |
| 3.2.6 | Fator de Segurança 6: Análise Probabilística de Segurança..... | 42 |
| 3.2.7 | Fator de Segurança 7: Análise de Risco..... | 43 |
| 3.2.8 | Fator de Segurança 8: Desempenho da Segurança..... | 45 |
| 3.2.9 | Fator de Segurança 9: Uso da Experiência operacional de outras Usinas e Resultados de Pesquisas | 46 |
| 3.2.10 | Fator de segurança 10: Organização, Sistema e Gerenciamento de Cultura de Segurança..... | 46 |
| 3.2.11 | Fator de Segurança 11: Procedimentos | 47 |
| 3.2.12 | Fator de segurança 12: Fator Humano..... | 48 |
| 3.2.13 | Fator de Segurança 13: Plano de Emergência..... | 48 |
| 3.2.14 | Fator de Segurança 14: Impacto Radiológico sobre o Meio Ambiente..... | 49 |

| | | |
|--------|---|-----|
| 3.3 | METODOLOGIA NORTE AMERICANA PARA RENOVAÇÃO DE LICENÇA DE USINAS NUCLEARES | 50 |
| 3.4 | METODOLOGIA EUROPEIA PARA RENOVAÇÃO DE LICENÇA DE USINAS NUCLEARES (AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA ATÔMICA – AIEA) | 76 |
| 3.4.1 | Princípios e abordagem da LTO..... | 78 |
| 3.4.2 | Viabilidade da LTO..... | 80 |
| 3.4.3 | Definição do escopo de seleção..... | 83 |
| 3.4.4 | Avaliação e gerenciamento de estruturas e componentes para degradação por envelhecimento para operação a longo prazo..... | 85 |
| 3.4.5 | Revisão dos programas existentes da planta e programas propostos para o gerenciamento do envelhecimento | 88 |
| 3.4.6 | Demonstração de que os efeitos do envelhecimento estão sendo gerenciados | 97 |
| 3.4.7 | Documentação da avaliação e demonstração do gerenciamento dos efeitos do envelhecimento..... | 98 |
| 3.4.8 | Revalidação das análises de envelhecimento limitadas pelo tempo (TLAA) | 99 |
| 3.4.9 | Documentação | 101 |
| 3.4.10 | Revisão regulatória..... | 102 |
| 4. | METODOLOGIA PARA AVALIAÇÃO REGULATÓRIA DE EXTENSÃO DE VIDA DE USINAS NUCLEARES BRASILEIRAS | 104 |
| 5. | CONCLUSÃO | 121 |
| 6. | REFERÊNCIAS..... | 124 |

1. INTRODUÇÃO

1.1 ENERGIA ELÉTRICA

Na atualidade a eletricidade tornou-se a principal fonte de luz, calor e força utilizada pela humanidade. Atividades simples como navegar na internet ou escutar música tornam-se possíveis devido à disponibilidade de energia elétrica em nossas residências. O setor industrial, o setor da saúde, a gestão pública e uma infinidade de órgãos responsáveis pela estruturação da sociedade moderna necessitam de eletricidade para funcionar. Grande parte dos avanços tecnológicos alcançados pela humanidade se deve à energia elétrica.

Nas suas diferentes formas, a energia é indispensável para sobrevivência da espécie humana. Além da busca por sobreviver, procuramos sempre evoluir, buscando fontes e maneiras alternativas de resiliência. Deste modo, a escassez, a inconveniência ou a exaustão de um determinado recurso tende a ser compensado pelo surgimento de outro. Em termos de suprimento energético, a eletricidade tornou-se uma das formas mais versáteis e convenientes de energia, passando a ser um recurso primordial e estratégico para o desenvolvimento socioeconômico de diversos países e regiões.

Os avanços tecnológicos em geração, transmissão e consumo final de energia elétrica permitem que ela chegue nos lugares mais diversificados do planeta, transformando regiões desocupadas ou pouco desenvolvidas em polos industriais e grandes centros urbanos.

Segundo a Organização das Nações Unidas – ONU, mesmo com tais avanços tecnológicos e benefícios proporcionados pela eletricidade, cerca de 1,2 bilhão de pessoas não possuem acesso a esse recurso. No Brasil, cerca de 97,8% dos domicílios brasileiros possuem acesso à rede elétrica nacional. Apesar da grande extensão territorial do país e da abundância de recursos energéticos, há uma elevada diversidade regional e uma forte concentração de pessoas e atividades econômicas em regiões com problemas de suprimento energético. Como é de conhecimento público, a maior parte da população brasileira vive na zona urbana. Grande parte desse contingente está na periferia dos grandes centros urbanos, onde as condições de infraestrutura são precárias. (IBGE,2010)

Parte significativa dos recursos energéticos do Brasil localiza-se em regiões pouco desenvolvidas, distantes dos grandes centros consumidores e sujeitos às restrições ambientais. Promover o desenvolvimento socioeconômico desses locais, preservando a sua diversidade biológica e garantindo o suprimento energético das regiões mais desenvolvidas torna-se um desafio para sociedade brasileira. Com isso, é de caráter fundamental, o conhecimento sistematizado da disponibilidade dos nossos recursos energéticos, dos sistemas e das tecnologias existentes para o seu aproveitamento e das necessidades energéticas de cada setor e região do nosso país.

1.2 PROBLEMA

Com o decorrer do tempo, o aumento populacional, o crescimento econômico, a melhoria da qualidade de vida e a prosperidade de um determinado país resultam em uma demanda energética maior. Expandir a oferta energética e de maneira sustentável é o desafio que se apresenta aos formuladores de políticas energéticas.

A Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA), localizada no município de Angra dos Reis, no estado do Rio de Janeiro, possui, atualmente, duas unidades nucleares operando e uma terceira em fase de construção. A maioria das usinas em operação foram licenciadas para 40 anos, podendo, mediante adoção de determinadas condições, obter sua extensão de vida para até 20 anos. Esta avaliação e aprovação deve ser realizada pelo Órgão Regulador Nacional. O Brasil não possui normas que tratam sobre o assunto. Desconsiderar o suprimento com base em energia nuclear, optando por não renovar as licenças de operação, resultará em um déficit de suprimento significativo para a matriz energética do país. A necessidade de suprir este déficit somado ao aumento da demanda energética poderá exigir medidas agressivas no setor energético. A construção de novas usinas demanda anos de projeto, construção, comissionamento e licenciamento e possui custo superior ao custo associado à renovação de licença.

Deste modo, surge a necessidade de gerar conhecimento na linha de pesquisa para ser utilizado na atualização de normas brasileiras sobre extensão de vida de usinas nucleares e também conhecimento a ser utilizado, durante uma potencial solicitação de renovação de licença de operação de usinas nucleares brasileiras, pelo Órgão Regulador e pelo Órgão Operador.

1.3 OBJETIVO

1.3.1 Objetivo geral

Identificar os Requisitos Regulatórios aplicáveis a pedidos de extensão de vida utilizados pelo órgão regulador norte americano e pela Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA e U.S.N.R.C) para Renovação de Licença de Usinas Nucleares.

1.3.2 Objetivo específico

O objetivo específico do trabalho proposto é identificar e apresentar os aspectos considerados necessários na solicitação, avaliação de segurança e inspeção de pedidos de Extensão de Vida das Usinas Nucleares Brasileiras, utilizando como referência as metodologias propostas pela U.S.N.R.C. (United States Nuclear Regulatory Commission) e IAEA (International Atomic Energy Agency).

1.4 JUSTIFICATIVA

Não existem, até o momento, requisitos nacionais regulatórios referentes à Renovação de Licença de Usinas Nucleares Brasileiras. Este é um tema relativamente novo e tem recebido uma atenção mais elevada nos últimos 10 anos pela indústria nuclear. As primeiras usinas nucleares a obterem suas renovações de licença foram as usinas norte americanas de Calvert Cliffs Unidade 1 e 2 em 23/03/00. (NRC, 2017).

Em função do tempo de operação da usina nuclear de Angra 1 e a proximidade do término da sua licença de operação (2024), é necessário identificar, entender e gerar conhecimento na Área Nuclear para dar subsídios para avaliações regulamentadoras de pedido de extensão de vida para usinas nucleares brasileiras.

1.5 ESTRUTURA DO TRABALHO

A metodologia utilizada para a elaboração desta dissertação foi a de pesquisa bibliográfica, os conhecimentos adquiridos foram utilizados na sugestão de uma metodologia para avaliação regulatória de extensão de vida de usinas nucleares.

O capítulo 1 desta dissertação contextualiza a importância da energia elétrica para a humanidade, a necessidade de expansão e gerenciamento adequado e sustentável da matriz energética nacional e a importância em gerar conhecimento no que diz respeito à extensão de vida de usinas nucleares.

O capítulo 2 explica a geração nucleoe elétrica. Este capítulo também aborda as características da matriz energética brasileira, a Energia Nuclear no Brasil e o processo de licenciamento das nossas usinas nucleares.

O capítulo 3 contextualiza a extensão de vida de usinas nucleares explicando a degradação por envelhecimento e importância da Revisão Periódica de Segurança e descreve as metodologias existentes utilizadas pela NRC ou recomendada pela IAEA para renovação de licença de usinas nucleares.

O capítulo 4 identifica os aspectos considerados importantes na solicitação de renovação de licença e sugere uma metodologia para avaliação regulatória de extensão de vida de usinas nucleares.

O capítulo 5 expõe as conclusões obtidas através do estudo sobre o assunto considerado nesta dissertação. Ao final são apresentadas algumas propostas de continuidade deste trabalho.

O capítulo 6 lista as referências bibliográficas utilizadas para a elaboração desta dissertação.

2. ASPECTOS GERAIS DA ENERGIA NUCLEAR NO BRASIL

2.1 GERAÇÃO NUCLEOELÉTRICA

As expectativas por um aumento de consumo mundial de energia, as preocupações crescentes com a segurança energética e as pressões ambientais, sobretudo com relação a emissões de gases de efeito estufa, têm sempre recolocado a opção nuclear na agenda dos fóruns mundiais de energia. De um lado, a experiência operacional acumulada ao longo da história da indústria nuclear e os avanços tecnológicos verificados, especialmente no que se refere à extensão de vida útil dos empreendimentos e o tratamento de rejeitos, concorrem no sentido de tornar essa opção energética, uma alternativa efetiva.

Apesar da fonte nuclear depender de abundantes recursos de capital, possui capacidade de produzir grande quantidade de energia a partir de uma pequena quantidade de recursos primários, sem grandes flutuações nos preços como os combustíveis fósseis.

Conceitualmente as plantas nucleares em operação são similares às usinas térmicas convencionais em ciclo simples. O processo envolve o aquecimento a vapor à alta pressão que, ao expandir-se, aciona uma turbina térmica, movimentando um gerador elétrico acoplado ao seu eixo. O vapor saído da turbina, em baixa pressão, é resfriado, condensado e novamente aquecido, reiniciando o ciclo de Rankine.

As principais diferenças entre as termelétricas convencionais e as termonucleares estão no combustível utilizado e na forma de aquecimento e vaporização da água. No interior do reator se dá a reação de fissão dos átomos de U-235. Iniciada com o bombardeamento de nêutrons. Cada átomo que se fissiona emite 2 ou 3 novos nêutrons, gerando a reação em cadeia, como é representado na figura 19. Cada fissão transforma uma massa de 0,215 *uma* (unidade de massa atômica) em energia através da equação. (EPE,2016)

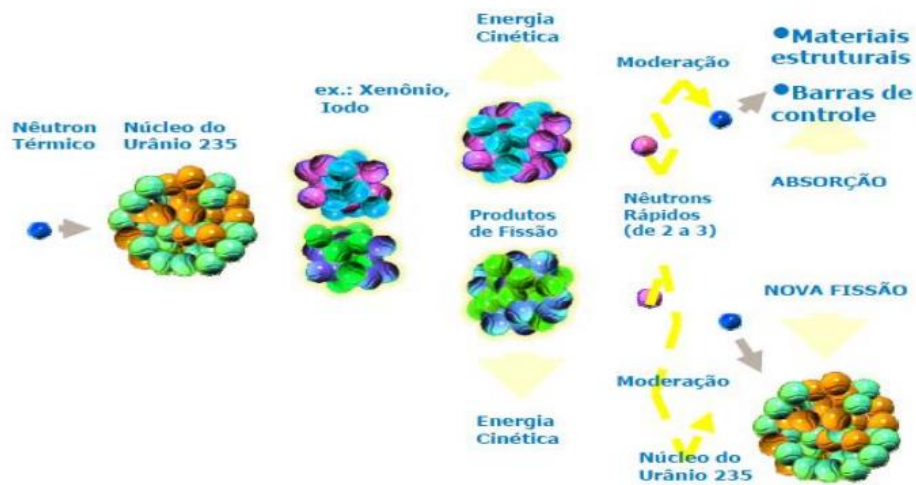


Figura 1: Reação em cadeia – Fissão Nuclear

Fonte: CNEN, 2014

Há dois elementos fundamentais numa reação em cadeia controlada: o moderador, que garante o nível de energia dos nêutrons adequado para a continuidade do processo de fissão, e o refrigerante, que absorve o calor formado e o leva ao exterior do reator para o seu aproveitamento. As diversas tecnologias do reator existem basicamente em função desses dois elementos.

O calor absorvido pelo refrigerante pode acionar diretamente uma turbina a vapor ou trocar calor com um circuito secundário, que fará este serviço. Nos reatores PWR (pressurized water reactor) por exemplo, é utilizada água tanto para moderador como para refrigerante. A água mantida no circuito primário é mantida a pressão suficiente para não vaporizar e trocar calor com o circuito secundário, onde é formado vapor que aciona a turbina, movimentando o gerador. Enormes quantidades de água são utilizadas para resfriar a água do condensador.

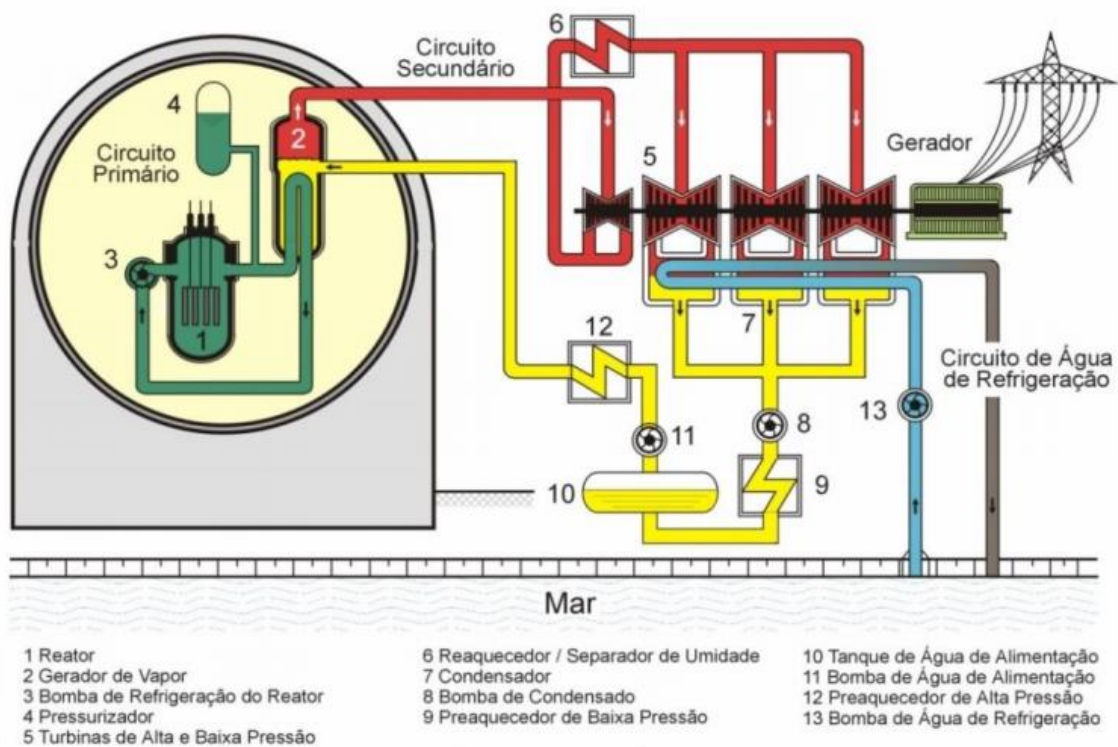


Figura 2: Esquema simplificado de uma Usina Nuclear tipo PWR Fonte: Eletronuclear, 2013

Apesar de ser considerada uma fonte de energia “limpa”, uma usina nucleoeletrônica não está isenta de impactos socioambientais. As tabelas a seguir mostram alguns dos principais impactos que podem ser causados por uma termonuclear.

| Tema | Impactos | Medidas |
|------------------------------|--|---|
| Uso e ocupação do solo | Alteração da paisagem Alteração do uso do solo Interferência na flora e fauna | Estudos para identificação de sítios mais apropriados para instalação de usinas nucleares Projetos paisagísticos e arquitetônicos para redução do impacto visual Monitoramento do ecossistema |
| Recursos hídricos | Redução da disponibilidade hídrica Alteração da qualidade da água e interferência com a biota pelo aumento da temperatura (quando empregado sistema aberto de resfriamento) | Empregar sistemas de água de resfriamento eficientes e de baixo consumo de água Priorizar o reuso de água Otimizar o uso de água e evitar desperdício Controle e monitoramento da temperatura de retorno (quando empregado sistema aberto de resfriamento) |
| Produção de resíduos sólidos | Alteração da qualidade do solo e cursos d'água | Gerenciamento dos resíduos sólidos Tratamento e destinação adequados Priorizar, sempre que possível, o reaproveitamento |

Tabela 1: Principais impactos que podem ser causados pelas usinas nucleares. Fonte: EPE, 2016

| Tema | Impactos | Medidas |
|----------------------------------|--|---|
| Produção de rejeitos radioativos | Alteração da qualidade do solo e dos cursos d'água Efeitos na saúde Interferência na flora e fauna Doses externas (efeitos biológicos não detectáveis) | Solidificação, compactação e confinamento em contêineres especiais Armazenamento em repositórios licenciados Implementação de medidas, projetos, programas operacionais e procedimentos para minimização de rejeitos Monitoração ambiental e radiológica |
| Produção de efluentes líquidos | Alteração da qualidade do solo e dos cursos d'água Interferência na fauna e flora aquática | Realizar o tratamento adequado dos efluentes líquidos Monitoramento dos efluentes líquidos e do corpo hídrico receptor |
| População | Interferência na infraestrutura local (trânsito, serviços) Interferência/perturbação da população (modo de vida, trânsito, serviços públicos, etc) Expectativa e preocupação com risco | Adequação das infraestruturas de habitação, educação e transporte Campanha de comunicação com a população |
| Empregos | Geração de empregos temporários durante as obras (positivo) Geração de empregos permanentes durante a operação da usina (positivo) Perda dos postos de trabalho temporários após as obras e permanentes após a desativação da usina. | Contratação e capacitação de mão de obra local |
| Receita | Aumento na arrecadação de tributos (positivo) Incremento na economia local (positivo) | Ações para fortalecimento da gestão pública Fomento das atividades econômicas locais. |

Tabela 2: Principais impactos que podem ser causados pelas usinas nucleares(cont.) Fonte: EPE, 2016

2.2 MATRIZ ENÉRGICA BRASILEIRA

O sistema elétrico brasileiro é um sistema hidrotérmico de grande porte com predominância de geração hidrelétrica. As usinas térmicas exercem um papel de complementação da geração hidrelétrica e oferecem flexibilidade operativa ao Sistema Interligado Nacional (SIN). Essas usinas funcionam como um seguro no período de escassez hídrica, contribuindo para a garantia de suprimento de energia.

A capacidade de armazenamento de água para o período seco nas usinas hidrelétricas brasileiras vem caindo em face do aumento da demanda, o que diminui a segurança energética do País. (EPE,2016)

O Brasil é um dos maiores países do mundo com participação de fontes renováveis de energia em sua matriz energética, chegando aproximadamente a uma parcela de 42%, oriundas de recursos naturais como o vento, a água, o sol e outras fontes. Os outros 58% da matriz são originados a partir de fontes não-renováveis como o carvão mineral, petróleo, gás natural, urânio e derivados. (MME, 2015)

O Ministério das Minas e Energia (MME) prevê que o potencial hidrelétrico brasileiro estará esgotado no quinquênio de 2025 a 2030.

O Brasil vem recorrendo sistematicamente a fontes térmicas como carvão, gás, óleo diesel e combustível desde 2012 para complementar sua oferta de energia elétrica. Em um cenário de chuvas irregulares e rápido esvaziamento dos reservatórios, as termelétricas já responderam por quase 30% da energia do país. A tendência é que essa participação aumente cada vez mais, principalmente a partir de 2025, segundo análise da última edição da Revista Brasil Nuclear. (ABEN,2014)

A capacidade de produção de energia hidroelétrica será minimizada, uma vez que não há possibilidade de implementação de novas usinas com grandes reservatórios de acumulação, isso implica em uma demanda maior por termoelétricas, tal tendência já encontra-se reconhecida pelo Ministério de Minas e Energia, órgão competente responsável pelo planejamento, o qual oferece no referido plano um acréscimo energético a partir de usinas térmicas, priorizando a geração térmica através do gás natural e da biomassa da cana de açúcar ao invés da energia nuclear.

Para fazer frente ao seu crescimento, de forma segura, econômica e com respeito à legislação ambiental, o Brasil dispõe de grande potencial energético, com

destaque para as fontes renováveis de energia (hidráulica, eólica, de biomassa e solar).

Conforme ressalta Tolmasquim (2015 apud EPE, 2016), a expansão da geração está fundamentada na contratação de novas instalações, cuja produção é contratada por meio dos leilões públicos para atendimento à expansão da carga dos consumidores cativos (cerca de 70% a 75% da carga total). Com base em cenários de crescimento da demanda, a EPE define um plano de expansão indicativo para atender às necessidades de todos os agentes de consumo. Cabe aos investidores a decisão de construir novos empreendimentos, através de propostas de preço de venda de energia nos leilões de transmissão e de energia nova. A realização dos investimentos depende, portanto, de sua atratividade, que, por sua vez, depende da evolução esperada dos custos de geração. (EPE,2016)

Neste sentido, o Plano Decenal de Expansão 2024 (MME, 2015) adotou como uma das principais diretrizes a priorização da participação dessas fontes renováveis para atender ao crescimento do consumo de energia elétrica no horizonte decenal, compatibilizando esta participação com o atendimento à carga de forma segura e tendo em vista o compromisso brasileiro de manter seu crescimento econômico apoiado em uma matriz energética limpa. A capacidade instalada do SIN expandirá até 55% em dez anos, com preponderância de geração hidrelétrica, conforme mostrado na figura 3. (MME, 2015)

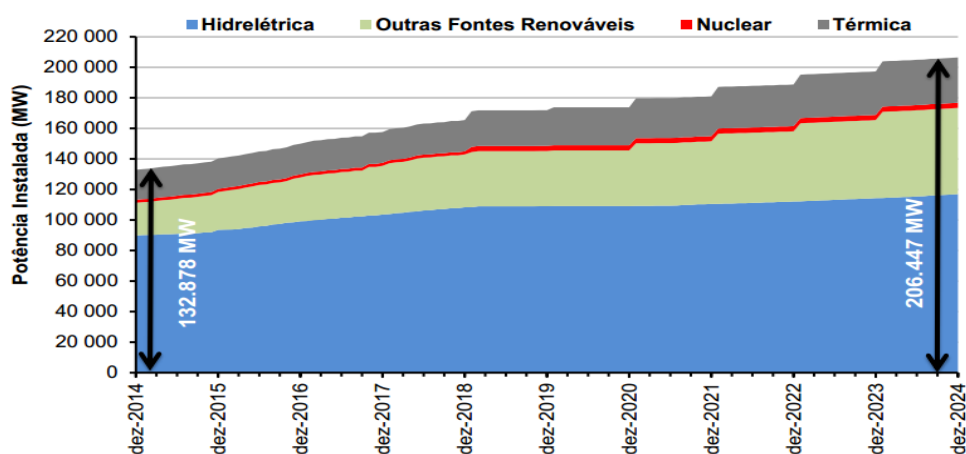


Figura 3: Evolução da capacidade instalada no SIN 2014-2024.

Fonte: EPE, 2015

2.3 A ENERGIA NUCLEAR NO BRASIL

O parque gerador nuclear brasileiro é composto por duas usinas do tipo PWR (Reator de Água Pressurizada) situada no município de Angra dos Reis, no estado do Rio de Janeiro. Angra 1 (640 MW), de tecnologia Westinghouse, teve sua construção iniciada em 1971 e sua operação comercial iniciada em 1985. Angra 2 (1350 MW) é uma usina também com reator PWR, porém de tecnologia Siemens, adquirida durante o acordo vigente do Brasil com a Alemanha. Sua construção iniciou-se em 1976, tendo entrado em operação comercial em 2001. O Brasil possui uma terceira unidade em fase de construção, Angra 3 (1.405 MW), com características semelhantes a unidade dois, porém de tecnologia AREVA. Sua construção iniciou-se em 2007 e, de acordo com o PDE 2024, a operação comercial está prevista para 2019. (EPE, 2016a)

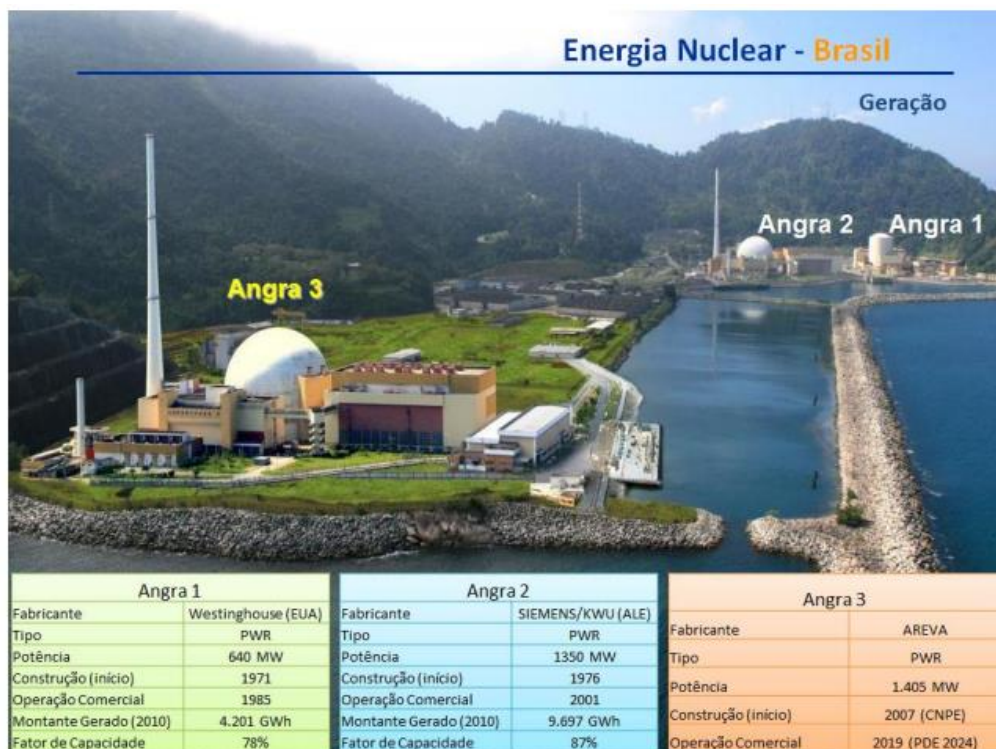


Figura 4: Usinas Nucleares Brasileiras

Fonte: EPE, 2016a

Na área de geração de energia, o Brasil é um dos poucos países do mundo a dominar todo o processo de fabricação de combustível para usinas nucleares. O processo de enriquecimento isotópico do urânio por ultracentrifugação, peça estratégica dentro do chamado ciclo do combustível nuclear, é totalmente de domínio brasileiro.

O uso continuado das térmicas indica a existência de uma crise estrutural do setor elétrico, cuja capacidade de geração não consegue suportar o aumento do consumo. Se não solucionada, a situação pode comprometer o crescimento econômico, que exige oferta crescente de energia. Sua gravidade, portanto, impõe a reestruturação da matriz elétrica, com o investimento em outras fontes térmicas de base, que gerem energia ininterruptamente, para garantir a segurança do abastecimento e possibilitar a expansão da oferta (ABEN, 2014, p.3)

A publicação complementa argumentando que neste cenário,

a geração nuclear ganha papel cada vez mais importante em uma matriz elétrica diversificada, sustentável e eficiente, agregando vantagens como “competitividade, estabilidade, disponibilidade e a garantia de suprimento de combustível, oferecida pela posse da 6ª maior reserva mundial de urânio, com potencial energético comparável ao pré-sal”. (p. 3)

Com isso, nota-se a necessidade de identificar critérios utilizados atualmente para Extensão de Vida por 20 ou 40 anos e ver a aplicabilidade para Usinas Nucleares Brasileiras, o tema proposto assume importância superior, considerando a atual crise energética e a dificuldade de novos empreendimentos no setor elétrico por motivos financeiros e licenciamento ambiental.

2.4 LICENCIAMENTO DE USINAS NUCLEARES NO BRASIL

Por tratar-se de uma tecnologia complexa, as instalações nucleares estão sujeitas a processos sistemáticos de licenciamento ambiental e nuclear.

O objetivo destes licenciamentos é garantir que a localização, construção e operação da usina nuclear não acarretará riscos para os trabalhadores, à população e ao meio ambiente.

O licenciamento ambiental é disponibilizado pelo IBAMA (Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Naturais Renováveis). Para o desenvolvimento deste processo, é necessário a elaboração de diversos documentos técnicos, definidos pelo órgão ambiental competente, com a participação do órgão operador.

O processo de licenciamento ambiental inicia-se com o a “Descrição do Empreendimento”, realizada pelo órgão operador, fornecendo informações sobre as características da instalação e da região de sua inserção. Esta etapa possui caráter

importante, pois define-se as exigências a serem feitas e do conteúdo dos estudos a serem desenvolvidos. As informações devem ser apresentadas através da IBAMA (Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Naturais Renováveis). Após o recebimento da FCE, o IBAMA deve fornecer os Termos de Referência ao órgão operador. O objetivo deste termo é estabelecer as diretrizes, conteúdo mínimo e abrangência do estudo ambiental exigido.

Para o licenciamento de atividades e ações modificadoras do meio ambiente com impactos significativos, a legislação brasileira prevê a elaboração, pelo órgão operador, do Estudo de Impacto Ambiental - EIA e respectivo Relatório de Impacto Ambiental – RIMA, a serem apresentados para obtenção da Licença Prévia.

No caso de existir alguma inconformidade na solicitação da licença, o IBAMA irá determinar fatores condicionantes que devem ser analisados e estar em conformidade com os critérios de aceitação.

Após a validação de todos os fatores condicionantes o IBAMA fornece a Licença de Instalação, com isso, o órgão operador pode realizar a construção de acordo com os estudos e programas ambientais propostos.

Ao longo do período de construção, o IBAMA acompanha a construção por meio de vistorias periódicas afim de consolidar o cumprimento do órgão operador com as condicionantes. Por fim, após realizar os devidos testes e inspeções e, estando em conformidade com todos requisitos impostos pelo IBAMA, o órgão operador é licenciado para Operação. A figura 5 ilustra o processo descrito acima.



Figura 5: Licenciamento Ambiental das Usinas Nucleares Brasileiras.
 Fonte: www.eletronuclear.gov.br, adaptado

O licenciamento Nuclear é fornecido pelo órgão regulador competente, o Conselho Nacional de Energia Nuclear – CNEN. O processo de licenciamento de uma usina é baseado nos seguintes atos: Aprovação do local; Licença para Construção; Aprovação para Utilização de Materiais Nucleares; Autorização para Operação Inicial (AOI); Autorização para Operação Permanente (AOP).

O processo inicia-se com o requerimento para Aprovação do Local. Neste documento, estão relacionadas todas as informações necessárias para uma avaliação de uma instalação nuclear, nele consta todas as características gerais de projeto e de operação, distribuição da população, características físicas do local, uma análise preliminar da potencial influência no meio ambiente, bem como o programa preliminar de monitoração ambiental pré-operacional.

Após a aprovação do local ocorre a solicitação da Licença de Construção. Para esta, é necessário encaminhar ao órgão regulador um Relatório Preliminar de Análise de Segurança (RPAS) e o Plano Preliminar de Proteção Física.

Para que o órgão regulador possa conceder a Licença de Construção, o requerente deve: estar devidamente qualificado dentro das disposições legais, regulatórias e normativas, deve também; fornecer todas as informações técnicas exigidas; comprovar que qualquer atividade realizada não acarretará em risco indevido à saúde e à segurança da população como um todo e ao meio ambiente.

Uma vez licenciado para a construção, o órgão operador entra com a solicitação para a Autorização para Utilização de Material Nuclear. Esta solicitação deve comprovar que a metodologia de utilização de material radioativo a ser utilizada pela usina, está em conformidade com a referente norma do órgão regulador, norma CNEN-NE 2.02 “Controle de Material Nuclear, Equipamento Especificado e Material Especificado”.

A autorização para operação basicamente divide-se em duas partes, Autorização de Operação Inicial (AOI) e Autorização de Operação Permanente (AOP).

A CNEN concede uma AOI após verificar se a instalação já foi substancialmente construída, se há uma garantia de que a operação inicial pode ser conduzida sem riscos, a qualificação técnica do pessoal e a posse da autorização para utilização de material nuclear. Neste período, o órgão operador realiza uma série de testes e inspeções necessárias, afim de documentar e identificar o comportamento da instalação mediante as condições de operação (variação de carga, partida e “trip” do reator, testes em todos os sistemas, estruturas e componentes - ESC e etc.).

A AOP é concedida pelo órgão regulador após a conclusão da construção da instalação. No período de AOI, após todas as devidas análises e inspeções, é realizado o Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS), este relatório fornece informações de elevado nível sobre o dimensionamento dos sistemas, ele inclui as principais características de desempenho e as funções de segurança de estruturas, sistemas e componentes da planta e, é entregue juntamente com a solicitação de operação permanente. Além disso, o RFAS inclui inspeções, testes, análises e critérios de aceitação para fornecer uma segurança razoável de que a planta as-built (conforme construída) irá operar em conformidade com a Licença. Durante o período de AOI, será constatado alguns ajustes e fatores específicos relevantes, estes devem ser documentado e incluídos no RFAS. Para que haja concessão da AOP, é necessário também, que o órgão operador apresente a CNEN um Programa de Garantia de Qualidade, afim de manter a operabilidade de todos os sistemas, estruturas e componentes relevantes para o atendimento dos requisitos de segurança.

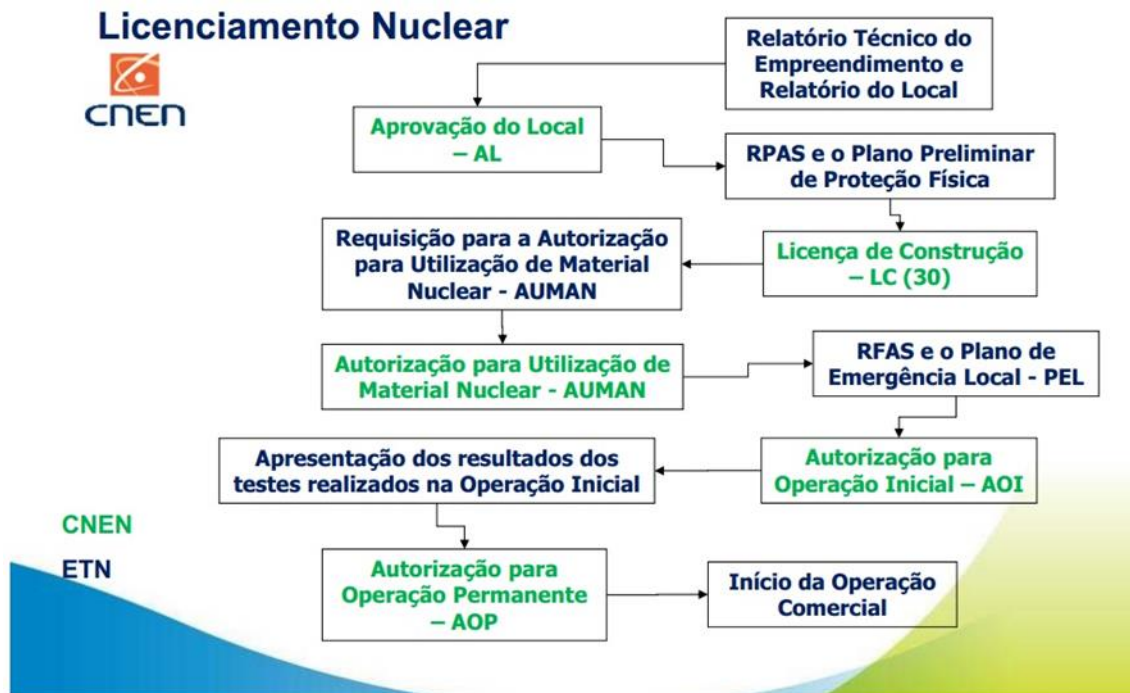


Figura 6: Licenciamento Nuclear de uma Usina Nuclear brasileira. Fonte: www.eletronuclear.gov.br, adaptado

As usinas nucleares geralmente são licenciadas para operar durante 30 a 40 anos, e há uma possibilidade de extensão de vida em até 20 anos conforme as regras internacionais. Para renovação da licença de operação a usina deve comprovar que irá gerenciar de forma efetiva os efeitos de envelhecimento durante a vida estendida, garantindo a segurança operacional no período renovado, confirmando que todos os equipamentos, sistemas e componentes (ESCs) irão exercer suas funções de segurança durante a operação ou em qualquer condição postulada analisada no Relatório de Análise de Segurança.

Envelhecimento é um conjunto de processos ou mecanismos pelos quais as características de ESC degradam progressivamente com o tempo ou uso.

Mais de um terço de todos os reatores de potência em todo o mundo está em operação há mais de 30 anos, como pode ser visto na figura 7.

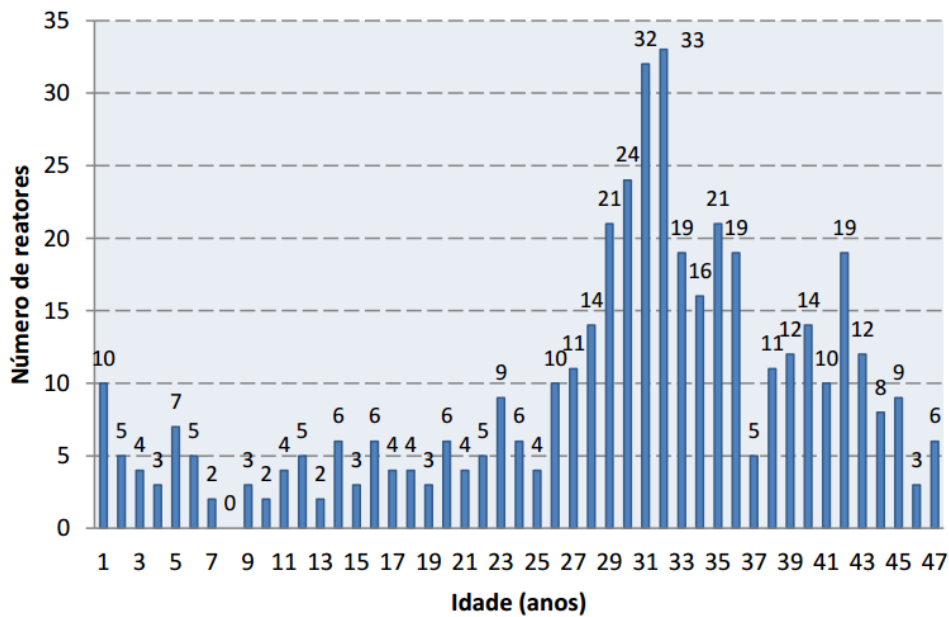


Figura 7: Idade da frota de reatores nucleares no mundo (anos) Fonte: IAEA, 2015

Muitos países estão fazendo a opção por prosseguir com a operação de centrais nucleares além do prazo inicialmente licenciado (30 ou 40 anos). No momento presente, já existem diversas concessões de extensão de vida de usinas ao redor do mundo. Somente o órgão regulador americano (NRC - Nuclear Regulatory Commission) já concedeu mais de 80 renovações nos Estados Unidos. Na Europa também já foram autorizadas solicitações para algumas plantas nucleares de diversos países, pelos seus órgãos reguladores. (NRC, 2017).

Uma usina nuclear é licenciada com base em um determinado conjunto de requisitos, de acordo com o tipo da planta. O conjunto desses requisitos é denominado “Bases de Licenciamento” da instalação. É um conjunto de requisitos específicos e compromissos a serem cumpridos. Conforme os avanços tecnológicos e a experiência operacional mundial, a base de licenciamento de uma determinada usina pode ser alterada para corresponder com os novos requisitos impostos pelo órgão regulador frente novas informações de acordo com o estado atual da arte.

Uma central nuclear gerenciada de maneira correta, torna-se um bem muito valioso. O uso dessa tecnologia por um longo período é prudente e possui um bom senso no ponto de vista industrial e do ponto de vista ambiental. (EPE, 2016a).

O processo de construção de usinas nucleares é caro, mas possui custos relativamente baixos de combustível e manutenção. Ao fim da licença inicial de 40 anos de um reator, os custos de capital inicial foram recuperados e os custos de

descomissionamento foram totalmente financiados. A obtenção de uma extensão de vida de mais de 20 anos, com um custo bastante reduzido, propicia um alto grau de investimento positivo. (NEI, 2016)

O Brasil não dispõe de uma metodologia para solicitação para Renovação de Licença. Conforme analisado anteriormente, a extensão de vida das usinas brasileiras possui elevada importância dentro do atual cenário político econômico nacional.

3. UMA VISÃO DA EXTENSÃO DE VIDA DE USINAS NUCLEARES

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

Normalmente, uma usina nuclear é projetada para um período de vida útil de 40 anos. De acordo com a norma CNEN NE 1.04 “Licenciamento para Instalações Nucleares”, as usinas brasileiras também são licenciadas para operarem por 40 anos. Nesse período é garantido que as bases de projeto e as análises de segurança da instalação irão permanecer válidas, garantindo assim uma operação segura e confiável. Essas análises fazem parte do RFAS que é entregue a CNEN junto com a solicitação para operação permanente.

Para a caracterização da vida útil de uma usina nuclear leva-se em consideração aspectos tais como: características dos materiais (resistência mecânica, fluência de nêutrons, tensão de deformação e ruptura, ductilidade, impermeabilidade e etc.), condições adversas de operação, como exemplo teríamos, exposição à radiação, exposição a altas temperaturas e pressões, desgaste sofrido por partes móveis e fixas de estruturas e equipamentos, degradação por ciclos operacionais, transientes, dentre outros diversos fatores.

3.2 REVISÃO PERIÓDICA DE SEGURANÇA

Para garantir que as margens de segurança de uma usina nuclear estejam realmente sendo atendidas, durante a vida útil da instalação, é realizado uma Reavaliação Periódica de Segurança (RPS). O RPS é uma revisão de segurança bastante abrangente, leva em consideração todos os aspectos importantes de segurança, realizada em intervalos regulares de tempo, normalmente 10 anos. Além disso, a RPS pode ser utilizada como apoio no processo de tomada de decisão para a renovação de licença operacional. A AIEA dispõe um documento que estabelece diretrizes para a execução da RPS, este documento é dado por SSG – 25 “Periodic Safety Review for Nuclear Power Plant”.

O Guia Específico de Segurança para uma Reavaliação Periódica de Segurança SSG – 25 fornece orientações e recomendações para a avaliação, assegurando a adequação e eficácia dos ESCs importantes a segurança. Através da reavaliação sistemática, é possível identificar os efeitos cumulativos de envelhecimento da planta, a necessidade de realizar modificações, bem como implementar novas experiências operacionais e tecnológicas.

O RPS deve fornecer uma avaliação abrangente da usina, o SSG-25 orienta avaliações sobre 14 fatores de segurança. Esses fatores foram selecionados de acordo com a experiência internacional no setor e, de maneira geral, cobrem todos os aspectos importantes para o funcionamento de uma instalação nuclear.

Os fatores de segurança são:

- Fatores de Segurança relativos à Planta:

- 1 Projeto da Planta;
- 2 Condição Real das Estruturas, Sistemas e Componentes (ESCs) importantes para a segurança
- 3 Qualificação Ambiental dos Equipamentos
- 4 Envelhecimento

- Fatores de Segurança relativos à Análise de Segurança

- 5 Análise de Segurança Determinística
- 6 Análise de Segurança Probabilística
- 7 Análise de Riscos

- Fatores de Segurança relativos ao Desempenho e a Experiência Operacional

- 8 Desempenho de Segurança
- 9 Uso da Experiência de outras plantas e Resultados de Pesquisas

- Fatores relativos ao Gerenciamento

- 10 Organização, o Sistema de Gerenciamento e Cultura de Segurança
- 11 Procedimentos

12 Fatores Humanos

13 Planejamento de Emergência

- Fatores Relativos ao Meio Ambiente

14 Impacto Radiológico no Meio Ambiente

Segundo a AIEA (2013), a revisão dos fatores de segurança deve ser capaz de identificar conclusões positivas e negativas, conforme definidos a seguir:

- Pontos Positivos: Quando a prática realizada é equivalente as boas práticas, conforme estabelecidas em códigos e padrões atuais;
- Pontos Negativos: Quando as práticas não são equivalentes as boas práticas, conforme estabelecidas em códigos e padrões atuais, ou não cumprem a base de licenciamento vigente, ou sejam incompatíveis com a documentação operacional para os procedimentos ou funcionamento de usinas nucleares.

A RPS deve abordar o período até a próxima Reavaliação Periódica de Segurança ou, eventualmente, até o fim da operação planejada, e deve considerar se existem algumas circunstâncias previsíveis que poderiam ameaçar a operação segura na geração de energia nucleoe elétrica. Se alguma circunstância for identificada, o órgão operador deve tomar medidas adequadas para garantir que a base de licenciamento continua válida.

O nível de segurança da usina deve ser determinado por uma avaliação global, levando em consideração os efeitos combinados de todos os fatores de segurança. Dessa maneira, é possível que um resultado negativo em um determinado fator de segurança pode ser compensado por um resultado positivo em um outro fator de segurança. Os resultados da avaliação devem ser devidamente documentados pelo órgão operador e a documentação deve ser encaminhada para o órgão regulador. A documentação inclui:

- Relatórios sobre a revisão de cada Fator de Segurança;
- Relatórios que demonstram os resultados da Avaliação Global;
- Relatório RPS final, incluindo informações sobre propostas de melhorias para segurança, o plano integrado de implementação e um resumo dos relatórios sobre os fatores de segurança e sobre avaliação global de segurança.

A revisão dos fatores de segurança determina o estado atual da segurança de cada fator no momento das RPS e deve avaliar a segurança futura na usina nuclear. Isto deve incluir uma reavaliação da capacidade do órgão operador em identificar potenciais falhas e, em querer impedir ou minimizar suas consequências antes que pudessem acarretar em um acidente radiológico. O envelhecimento relacionado aos mecanismos de degradação que podem acarretar na falha de ESCs importantes para a segurança e, que poderiam limitar a vida útil de operação, devem ser identificados na medida do possível.

Conforme um “desvio” (ponto fraco de segurança) é identificado, ele pode ser subdividido em três subcategorias:

- a) Desvio para o qual não há melhorias exequíveis e razoáveis a serem identificadas;
- b) Desvio para o qual identificou-se melhorias e estas não são consideradas necessárias;
- c) Desvio para o qual identificou-se melhorias e estas são consideradas necessárias.

Em (a), os motivos devem ser documentados e o problema deve ser reavaliado após um período adequado para determinar se uma possível solução se encontra disponível.

Em (b), os motivos devem ser documentados e a ação considerada concluída.

Já em (c), as melhorias necessárias devem ser categorizadas e priorizadas de acordo com o seu significado em termo de segurança. A categorização e a priorização das melhorias de segurança podem ser realizadas com base em análises determinísticas, avaliação probabilística de segurança, julgamento das engenharias e etc., a partir da avaliação de fatores de segurança, juntamente com as melhorias de segurança resultantes da avaliação global. Após categorizadas e priorizadas, todas as melhorias devem ser incluídas no plano de implementação integrado do órgão operador.

Para um melhor entendimento, os 14 fatores de segurança serão descritos individualmente e, também, serão descritas todas relações entre eles (a saída de avaliação de um fator pode ser utilizada como entrada de outro fator). (IAEA, 2013)

3.2.1 Fator de Segurança 1: Projeto da Planta

Os ESCs da planta importantes para a segurança devem ser concebidos de forma adequada e configurados de tal maneira que possa existir um elevado grau de confiabilidade da execução das suas funções de segurança pretendidas. As informações do projeto devem ser adequadas, incluindo informações de base de projeto, que devem ser disponibilizadas para uma operação segura e manutenção adequada da planta e, para facilitar as modificações necessárias da planta.

O objetivo da RPS sobre este fator é determinar a adequação do projeto da usina nuclear e do controle da sua documentação frente a base de licenciamento atual e a normas nacionais e internacionais, requisitos e práticas.

Os seguintes itens são abordados nessa revisão:

- Lista de ESCs importantes para a segurança
- Avaliar a adequação do projeto da planta para atender os requisitos de segurança e desempenho da planta para todas as condições operacionais e para o prazo de validade da licença operacional, isto inclui:
 - ✓ A prevenção e mitigação de eventos que poderiam comprometer a segurança;
 - ✓ Aplicação da defesa em profundidade e de barreiras de contenção para a prevenção da dispersão de material radioativo;
 - ✓ Requisitos de Segurança (por exemplo, sobre a confiabilidade, robustez e capacidade dos ESCs importantes para a segurança.)
 - ✓ Códigos e Normas utilizados no projeto;
- Identificação das possíveis divergências existentes entre as normas atuais do setor nuclear o projeto da planta;
- Análise da adequação da documentação de base de projeto;
- Avaliação da conformidade das especificações técnicas do projeto da planta;

- Revisão do relatório de análise de segurança ou dos documentos de base de licenciamento mediante as modificações e atualizações da planta e seus efeitos cumulativos;
- Revisão da estratégia para o armazenamento do combustível irradiado e avaliação de engenharia do estado das instalações de armazenamento, os registros de gerenciamento e os regimes de inspeção utilizados.

3.2.2 Fator de Segurança 2: Condição real dos ESCs fundamentais para a segurança

O estado real dos ESCs importantes para a segurança dentro de uma planta de energia nuclear é um fator de elevada importância em qualquer revisão de segurança do projeto da planta.

Desta maneira, torna-se de suma importância documentar devidamente a condição atual destes ESCs, bem como rever a manutenção contínua, programas de vigilância e inspeção e serviço. Além disso, o conhecimento de qualquer obsolescência existente ou prevista de sistemas e equipamentos da usina deve ser considerado nesse fator.

O objetivo da revisão deste fator é determinar a condição real dos ESCs importantes para a segurança e, assim, avaliar se estes são aptos e adequados para exercerem suas funções pretendidas de acordo com os requisitos de projeto, pelo menos até a próxima RPS.

A reavaliação da condição real dos ESCs importantes para a segurança de uma usina nuclear deve incluir os seguintes aspectos de cada ESC:

- Processos de envelhecimento existentes ou antecipados;
- Limites das condições operacionais;
- Estado atual do ESC no que diz respeito à sua obsolescência;
- Implicações das alterações realizadas nos requisitos e normas sobre a condição real do projeto do ESC, desde que a planta foi projetada ou desde a última RPS (por exemplo, mudança nos padrões de propriedade dos materiais);
- Programas que suportam a confiabilidade da condição dos ESCs;

- Resultados das inspeções e/ou walkdowns dos ESCs;
- Gerenciamento dos registros;
- Avaliação da histórico operacional do ESC e tendências;
- A existência de equipamentos obsoletos para os quais nenhum substituto direto encontra-se disponível;
- A dependência de serviços e/ou fornecimentos externos;
- O estado e funcionamento das instalações de armazenamento de combustível irradiado;
- Verificação do estado real do ESCs contra a base de projeto.

As entradas de análise desse fator de segurança devem ser disponibilizadas a partir do Programa de Gerenciamento de Envelhecimento (PGE) do órgão operador. Contudo, se este programa não fornece as informações adequadas, os insumos informativos devem ser extraídos no estágio inicial da RPS.

3.2.3 Fator de Segurança 3: Qualificação Ambiental dos Equipamentos

Os equipamentos importantes para a segurança da planta (ESCs), devem ser adequadamente qualificados para assegurar a sua capacidade de exercer as funções de segurança em todos os estados operacionais relevantes e condições de acidentes.

Este deve ser um processo contínuo, desde a concepção até o fim da vida útil de serviço. O processo deve levar em conta o envelhecimento e as modificações da planta, reparos e remodelação de equipamentos, falhas e substituições de equipamentos, quaisquer condições anormais de funcionamento e alterações para análise de segurança.

O objetivo da revisão deste fator de segurança é determinar se o equipamento importante para a segurança da usina foi devidamente qualificado (incluindo as condições ambientais) e se essa qualificação está sendo mantida por um programa adequado de manutenção, inspeções e testes.

A revisão da qualificação ambiental dos equipamentos considera os seguintes itens:

- Se o equipamento instalado cumpre os requisitos de qualificação;
- A adequação dos registros de qualificação de equipamentos;
- Os procedimentos utilizados para atualização e manutenção da qualificação em toda vida útil do equipamento;
- Os procedimentos utilizados para garantir que as modificações de ESCs importantes para a segurança não irão comprometer a sua qualificação;
- Monitoramento dos programas e procedimentos utilizados para garantir que a degradação por envelhecimento dos equipamentos qualificados continua a ser insignificante (aceitável);
- Acompanhamento das condições ambientais reais e da identificação das condições ambientais adversas (alta pressão, temperatura, exposição à radiação e etc.);
- Proteção dos equipamentos qualificados mediante a condições adversas do ambiente.

3.2.4 Fator de Segurança 4: Envelhecimento

Todos os ESCs importantes para a segurança da usina estão sujeitos, de alguma forma, a mudanças físicas causadas pelo envelhecimento, que podem eventualmente interferir nas suas funções de segurança pretendidas.

O objetivo da revisão do envelhecimento é determinar se os aspectos deste fator que afetam os ESCs importantes à segurança são gerenciados de forma eficaz e para que um programa de gerenciamento do envelhecimento efetivo seja estabelecido, garantindo a disponibilidade de todas as funções de segurança exigidas durante o período de operação licenciado e, se validado, para uma operação a longo prazo.

A revisão deste fator avalia aspectos do programa e aspectos técnicos. Os aspectos programáticos avaliados são:

- A detecção antecipada e mitigação dos mecanismos de envelhecimento e / ou efeitos do envelhecimento;

- A abrangência do programa;
- A eficácia das políticas e dos procedimentos de operação e manutenção para gerenciamento de envelhecimento de componentes substituíveis;
- Avaliação e documentação da potencial degradação por envelhecimento que pode influenciar nas funções de segurança de ESCs importantes;
- O gerenciamento dos efeitos do envelhecimento sobre as partes da usina que serão necessárias após o término da operação, por exemplo, as instalações de armazenamento de elementos combustíveis irradiados;
- Os indicadores de desempenho;
- A manutenção dos registros do programa

Os aspectos técnicos avaliados são:

- Metodologia do Gerenciamento do envelhecimento;
- Compreensão do órgão operacional sobre os mecanismos de envelhecimento;
- Disponibilidade de dados para avaliar a degradação por envelhecimento, incluindo o histórico operacional e de manutenção;
- Os critérios de aceitação e margens de segurança necessárias para ESCs importantes para segurança;
- Orientações operacionais destinadas a controlar e / ou moderar a taxa de degradação por envelhecimento;
- Métodos de monitoramento e mitigação dos efeitos do envelhecimento;
- Conscientização da condição física dos ESCs importantes para a segurança, incluindo qualquer recurso que possa limitar a vida útil dos mesmos;
- Compreender o controle do envelhecimento de todos os materiais e ESCs que podem afetar as funções de segurança pretendidas;
- A possível obsolescência da tecnologia utilizada na usina.

3.2.5 Fator de Segurança 5: Análise Determinística de Segurança

A análise determinística de segurança deve ser realizada para cada usina nuclear, a fim de confirmar a base de projeto para os ESCs importantes para a segurança e para avaliar o comportamento das usinas em possíveis eventos postulados.

O objetivo da revisão deste fator é determinar até que ponto a análise de segurança determinística existente é completa e permanece válida, levando em consideração aspectos como:

- projeto da usina;
- estado real dos ESCs importantes para a segurança;
- uso e a validade dos códigos computacionais;
- métodos determinísticos atuais;
- conhecimento das normas de segurança;
- existência e adequação das margens de segurança.

3.2.6 Fator de Segurança 6: Análise Probabilística de Segurança

A análise probabilística de segurança (APS) deve ser conduzida de modo que se possa identificar pontos fracos na concepção e operação da usina e, como parte da avaliação global, para avaliar e comparar as melhorias de segurança propostas.

O objetivo da revisão deste fator é avaliar até que ponto o APS atual é válido como modelo representativo da usina. Para isso, diversos aspectos são considerados, como:

- Mudança na concepção e operação da usina;
- Novas informações tecnológicas;
- Métodos probabilísticos atuais;
- Novos dados operacionais

3.2.7 Fator de Segurança 7: Análise de Risco

Para haja uma garantia da disponibilidade das funções de segurança pretendidas e uma ação do operador, ESCs importantes para a segurança, incluindo a sala de controle e o centro de controle de emergência, devem ser devidamente protegidos contra ameaças internas e externas.

O objetivo da revisão deste fator é determinar a adequação da proteção da usina nuclear contra perigos internos e externos, levando em consideração, os desenhos da usina, características do local, o estado real dos ESCs relevantes para a segurança e seu estado previsto para o fim do período abrangido pelo RPS.

A lista a seguir representa alguns dos perigos internos que podem afetar a segurança da planta e que devem ser revisados:

- Incêndio (incluindo as medidas de prevenção, detecção e combate ao incêndio);
- Inundações;
- Ricochete proveniente de tubulações;
- Mísseis e queda de cargas pesadas;
- Liberação de vapor;
- Liberação de gás quente;
- Liberação de gás frio;
- Dilúvio ou pulverização;
- Explosão;
- Interferência eletromagnética ou de frequência de rádio;
- Líquidos e gases tóxicos e / ou corrosivos;
- Vibração;
- Alta umidade;
- Colapso estrutural;

- Perda de serviços internos e externos (água de refrigeração, eletricidade, etc.);
- Transientes de alta tensão;
- Perda de capacidade ou baixa de ar-condicionado (elevação da temperatura).

A lista a seguir representa alguns dos perigos externos que podem afetar a segurança da usina e devem ser revisados:

- Inundações, incluindo tsunamis;
- Ventos fortes, incluindo tornados;
- Fogo;
- Perigos meteorológicos (temperatura extrema, alta umidade, seca, neve, formação de gelo);
- Tempestade solar;
- Líquidos e gases tóxicos e / ou corrosivos;
- Perigos hidro geológicos e hidrológicos (níveis extremos das águas subterrâneas)
- Riscos sísmicos;
- Perigos vulcânicos;
- Queda de aeronaves e mísseis externos;
- Explosão;
- Contaminação biológica;
- Relâmpago;
- Interferência eletromagnética ou de frequência de rádio;
- Vibração;
- Tráfego;
- Perda de serviços internos e externo (refrigeração da água, eletricidade, etc.)

Para cada perigo relevante, a revisão deste fator deve verificar, por meio das decorrentes técnicas e dados analíticos, que a frequência de ocorrência e / ou as consequências do perigo são suficientemente baixas de modo que não seja necessário uma medida específica de proteção, ou que as medidas preventivas e mitigadoras são adequadas.

3.2.8 Fator de Segurança 8: Desempenho da Segurança

O desempenho da segurança é determinado a partir da avaliação da experiência operacional, incluindo os eventos relacionados à segurança, os registros da indisponibilidade dos sistemas de segurança, doses de radiação, a geração de resíduos radioativos e descargas dos efluentes radioativos.

A revisão deste fator de segurança tem por objetivo de determinar se os indicadores de desempenho de segurança e a experiência operacional da usina, necessitam de melhorias em seus processos, registros e suas avaliações rotineiras de segurança.

A avaliação deste fator inclui os seguintes itens:

- Incidentes de segurança;
- Dados operacionais relacionados à segurança;
- Substituição de ESCs importantes para a segurança devido a falha ou obsolescência;
- Modificações, temporárias e permanentes, em ESCs importantes para a segurança;
- Indisponibilidade dos sistemas de segurança;
- Doses de radiação;
- Contaminação e níveis de radiação externa;
- Descarga de efluentes radioativos;
- Geração de resíduos radioativos;
- Conformidade com os requisitos regulatórios;

A AIEA recomenda nesta avaliação o uso de indicadores de desempenho de segurança, que devem cobrir de forma sistemática todos os aspectos da operação importante para a segurança. Os indicadores devem fornecer pontos positivos e negativos. O conjunto de indicadores de desempenho desenvolvido pela AIEA, pode ser utilizado para este fim. Documentos como o NS-G-2.6 “Manutenção, vigilância e inspeção em serviço em usinas nucleares” e IAEA-TECDOC-1141 “Indicadores de Desempenho Operacional de Segurança para Usinas Nucleares” fornecem recomendações e orientações do uso de indicadores de segurança para verificação da conformidade com os requisitos necessários para uma operação segura, conforme estabelecidos na Norma SSR 2/2 “Segurança em Usinas Nucleares: Comissionamento e Operação”.

3.2.9 Fator de Segurança 9: Uso da Experiência operacional de outras Usinas e Resultados de Pesquisas

A experiência operacional da indústria nuclear, juntamente com os resultados de novas pesquisas, pode revelar com antecedência fraquezas de segurança desconhecidas ou auxiliar na resolução de problemas existentes.

O objetivo da revisão deste fator é determinar se existe um feedback adequado da experiência operacional de outras usinas nucleares, e se este é usado para introduzir melhorias de segurança razoáveis e praticáveis na usina em questão ou no funcionamento da organização operacional.

A revisão do fator 9 deve buscar identificar boas práticas e lições aprendidas em outros países e se aproveitar do aperfeiçoamento do conhecimento derivado dos resultados das pesquisas.

3.2.10 Fator de segurança 10: Organização, Sistema e Gerenciamento de Cultura de Segurança

Em uma organização operacional é necessário que haja disponibilidade de um sistema de gerenciamento que assegura que as políticas e os objetivos sejam implementados de maneira segura, eficiente e eficaz. Deve ter uma forte cultura de segurança de modo que todos os indivíduos realizem tarefas importantes para a

segurança de forma adequada, com precaução, atitude questionadora e capacidade de julgamento.

O objetivo da revisão deste fator é determinar se a organização, sistema de gerenciamento e cultura de segurança são adequados e eficazes para garantir o funcionamento seguro da usina.

A AIEA dispõe de documentos com requisitos regulatórios, orientações e recomendações específicos para o assunto, esses documentos são: Safety Standards Series Nº GS-R-3 “Sistema de Gerenciamento para Instalações e Atividades”, Safety Standards Series Nº GS-G-3.1 “Aplicação do Sistema de Gerenciamento de Instalações e Atividades”.

3.2.11 Fator de Segurança 11: Procedimentos

Procedimentos importantes para a segurança de uma usina nuclear devem ser abrangentes, validados, aprovados e distribuídos de forma adequada e submetidos a um gerenciamento de controle rigoroso. Eles devem ser inequívocos, devem refletir as práticas operacionais atuais e uma consideração especial deve ser dada ao fator humano.

O objetivo da revisão dos procedimentos é assegurar que a forma como os procedimentos são formulados, implementados e utilizados para manter os limites e condições operacionais e regulamentos de segurança, é válida.

A revisão deste fator deve concentrar-se nos procedimentos considerados importantes para a segurança, portanto deve analisar os seguintes tipos de procedimentos:

- Operacionais (condições normais e anormais)
- Manutenção, testes e inspeções
- Emissão de autorização de trabalho
- Controle de modificações da planta
- Gestão de efluentes e resíduos radioativos
- Controle da configuração da operação
- Proteção contra radiações

3.2.12 Fator de segurança 12: Fator Humano

Os fatores humanos influenciam todos os aspectos de segurança em uma usina nuclear. A revisão deste fator deve avaliar todos os fatores humanos relevantes na usina para determinar se estes correspondem a boas práticas aceitas pela indústria e verificar que eles não apresentam um nível de risco inaceitável.

O objetivo é avaliar todos os fatores humanos que podem afetar o funcionamento seguro da usina nuclear e procurar identificar melhorias razoáveis e possíveis.

A revisão deve se atentar aos seguintes tópicos:

- Qualificação do Nível do Pessoal
- Instalações e Programas de formação inicial, reciclagem e melhorias
- Fator Humano na manutenção (mínimo erro de trabalho)
- Requisitos de nível de competência (operação, manutenção, pessoal técnico e de gerenciamento)
- Aspectos de interface Homem-Máquina (sala de controle)
- Clareza e exequibilidade dos procedimentos

Recomendações e orientações sobre a avaliação de fatores humanos podem ser encontradas nos documentos NS-G-2.8 “Recrutamento, Qualificação e Treinamento de pessoal para Usinas Nucleares”, INSAG-4 “Cultura de Segurança” e em outros documentos da AIEA.

3.2.13 Fator de Segurança 13: Plano de Emergência

O projeto e a operação de uma usina nuclear são obrigados a impedir ou de alguma forma minimizar emissões de substâncias radioativas que podem gerar riscos à saúde de trabalhadores, para o público ou para o ambiente. O plano de emergência é uma ação prudente contra uma situação adversa de operação, não só para o órgão operacional, mas também para as autoridades locais e nacionais.

O objetivo da revisão deste fator é determinar:

- Se a organização operacional tem em vigor planos adequados, pessoal, instalações e equipamentos para lidar com emergências;
- Se há um arranjo adequado de cooperação com o órgão operador e as autoridades locais.

Os requisitos estabelecidos pela AIEA referente ao assunto, podem ser encontrados no documento da Série de Normas de Segurança Nº GS-R-2 “Preparação e Resposta para uma Emergência Nuclear ou Radiológica”.

3.2.14 Fator de Segurança 14: Impacto Radiológico sobre o Meio Ambiente

A organização operacional deve ter um programa de monitoramento ambiental eficaz, que fornece dados sobre o impacto radiológico ao redor da usina.

O objetivo da revisão deste fator é determinar se a organização operacional possui um programa adequado de monitoramento do impacto radiológico causado sobre o meio ambiente, que garante que as emissões são devidamente controladas e são tão baixas quanto possíveis e alcançáveis.

Os dados da vigilância radiológica devem ser comparados com os valores medidos antes da usina ser colocada em operação e / ou com os históricos dos valores examinados no ultimo RPS. Em situações de desvios significativos, uma explicação deve ser fornecida pela organização operadora.

Verifica-se na revisão deste fator:

- Concentração de radionuclídeos no ar, na água e no solo;
- Registros de descarga de efluentes;
- Eficácia do monitoramento no local;
- Eficácia do monitoramento ao redor da central nuclear;
- Ações tomadas para limpar a contaminação, de maneira razoável e praticável;
- Novas potenciais fontes de impactos radiológicos.

3.3 METODOLOGIA NORTE AMERICANA PARA RENOVAÇÃO DE LICENÇA DE USINAS NUCLEARES

Em 1982, a NRC (Nuclear Regulatory Commission) estabeleceu um programa para pesquisa sobre envelhecimento de plantas nucleares. Os resultados do programa concluíram que a maioria das questões de envelhecimento das usinas nucleares é gerenciável e não representa problemas técnicos que impeçam as usinas de operarem além do período licenciado de 40 anos.

No ano de 1991, a NRC publicou um documento com os requisitos de segurança necessários para a renovação de licença 10 CFR parte 54. A NRC aplicou esta nova regra a diversas plantas nucleares para adquirir experiência e estabelecer uma orientação para implementação do processo de renovação. A princípio, a regra limitou-se somente nas questões relacionadas à degradação por tempo (idade), questões exclusivas para renovação de licença. Porém, durante a análise dos programas pilotos, a NRC pode constatar que diversos outros fatores relacionados ao efeito de envelhecimento são tratados adequadamente durante o período licenciado inicial. Além disso, a NRC pôde constatar que a regra não deu atenção suficiente para os programas existentes importantes para gerenciar as questões de envelhecimento das plantas, principalmente as questões relacionadas à regra de manutenção imposta pela mesma.

Com isso, em 1995, houve uma alteração na regra para renovação de licença. A Parte 54 alterada estabeleceu um processo regulatório mais eficiente, estável e previsível do que a regra anterior. Particularmente, a Parte 54 foi modificada para concentrar-se no gerenciamento dos efeitos adversos do envelhecimento. As novas alterações visavam assegurar que sistemas, estruturas e componentes (ESCs) importantes a segurança continuassem a desempenhar as funções pretendidas durante o período de 20 anos de operação prolongada.

Paralelamente aos esforços de gerenciamento do envelhecimento, a NRC publicou uma norma de regulamentação separada, 10 CFR Parte 51, que disponibiliza o escopo de suas avaliações ambientais. Conforme a Lei de Política Ambiental Nacional norte americana, a NRC deve reavaliar o impacto ambiental da possível renovação de licença pretendida.

Os regulamentos de proteção ambiental foram revisados em 1996 para facilitar a revisão ambiental para a renovação da licença. Algumas questões são avaliadas de forma genérica para todas as plantas, em vez de separadamente na aplicação de renovação de cada planta. A avaliação genérica, NUREG 1437, "Declaração Genérica de Impacto Ambiental para Renovação de Licenças de Plantas Nucleares" (GEIS), avalia o alcance e o impacto dos efeitos ambientais que estarão associados à renovação da licença em qualquer local da usina nuclear, como espécies ameaçadas de extinção, impactos de sistemas de água de arrefecimento em peixes e mariscos e qualidade das águas subterrâneas. Como o foco deste trabalho se resume nas questões de engenharia nuclear, o estudo proposto foi desenvolvido especificamente nas questões de licenciamento nuclear, com as devidas abordagens ao licenciamento ambiental.

Uma renovação de licença somente é concedida, se a NRC determinar que uma usina, atualmente em operação, terá condições de manter os devidos níveis de segurança requerido.

Uma usina nuclear licenciada pode solicitar a NRC para renovar sua licença até 20 anos antes do vencimento da sua licença atual. Entretanto, o documento para Renovação de Licença deve ser encaminhado em pelo menos até 5 anos antecedentes à expiração da licença atual, de acordo com a 10 CFR part. 54.

A renovação de licenças de usinas nos Estados Unidos baseia-se em dois princípios fundamentais.

O primeiro princípio é que a NRC considera o processo regulatório norte americano adequado para garantir a segurança operacional das usinas nucleares.

Para dar apoio ao desenvolvimento da regra de Renovação de Licença, a NRC realizou uma análise do processo regulatório (documentado em NUREG-1412), para determinar qual o nível de revisão necessário para renovar uma licença. A conclusão alcançada pela NRC foi que, com exceção do envelhecimento exclusivo tratado na renovação de licença, o atual mix de requisitos regulatórios fornece uma garantia razoável de que a operação contínua das usinas não afeta adversamente a saúde e a segurança pública até o final do período de renovação. Portanto, foi concluído que não era necessário reavaliar a base de licenciamento operacional de uma usina, com exceção da degradação relacionada ao tempo (envelhecimento), questão exclusivamente abordada no processo de renovação de licença.

Isso constitui a base para o segundo princípio, o qual define que a Base de Licenciamento Atual (CLB) é adequada e torna-se aplicável para o período da operação prolongada. Isso significa que a CLB deve ser mantida ao longo do período renovado, em parte através de programa de gerenciamento de degradação por envelhecimento de sistemas, estruturas e componentes que são importantes para a renovação da licença.

Antes da apresentação de um pedido de renovação, o requerente deve ter analisado o gerenciamento dos efeitos do envelhecimento com detalhes suficientes para concluir que a usina pode ser operada de forma segura durante o período de operação estendido. O pedido de renovação é o documento principal onde o requerente fornece as devidas informações para justificar a base sobre a qual essa conclusão pôde ser alcançada.

Em conformidade com 10 CFR Part. 54, o pedido de renovação de licença fornece informações gerais e informações técnicas. Este pedido deve conter informações sobre os diferentes tipos de envelhecimento da planta que podem ser encontrados na específica usina e como o requerente irá gerenciar ou mitigar seus efeitos de envelhecimento. As informações devem ser suficientemente detalhadas para permitir que a equipe da NRC possa determinar se os efeitos de envelhecimento serão gerenciados de modo que a usina possa ser operada durante o período de operação prolongada. A equipe da NRC realiza uma revisão de segurança de acordo com as informações fornecidas, podendo solicitar informações adicionais ao requerente conforme necessário, e conclui se a usina pode, de fato, ser operada durante o período de operação prolongada sem qualquer possível risco indevido para a segurança e saúde pública.

As informações contidas no pedido de renovação de licença são muitos similares às informações fornecidas no processo de licenciamento da operação inicial.

Os regulamentos da NRC, no 10 CFR Part. 54, exigem que cada pedido de renovação de licença para uma usina nuclear inclua as seguintes informações:

- Informações técnicas (10 CFR 54.21)
- Avaliação Integrada das Plantas
- Base de Licenciamento atual
- Análises de envelhecimento em tempo limitado
- Relatório final de análise de segurança

- Especificações técnicas (10 CFR 54.22)

- ✓ Informações Técnicas (10 CFR 54.21)

O requerente deve fornecer à NRC uma avaliação que aborda os aspectos técnicos relacionados ao envelhecimento da planta e descrever as formas como esses efeitos e mecanismos são gerenciados durante a vida útil da usina nuclear. Isso inclui as informações seguintes:

- ✓ Avaliação Integrada da Usina (AIU)

Uma AIU identifica e lista todas estruturas e componentes sujeitos a uma revisão de gerenciamento do envelhecimento (AMR). Esta revisão implica sobre estruturas e componentes “passivos” que executam a função de segurança pretendida sem partes móveis ou sem alteração na configuração ou propriedades. Como exemplo, podemos citar o vaso do reator, os geradores de vapor, as tubulações, os suportes dos componentes, as estruturas sísmicas e etc. Para fazer parte desta lista, o item também deve seguir o critério de “longa duração” para que possa ser considerado durante o processo de renovação de licença. “Longa duração” significa que o item não está sujeito a uma substituição baseado em uma vida qualificada ou período especificado.

- ✓ Base de Licenciamento Atual (CLB – Current License Basis)

A CLB muda durante a revisão da NRC para o pedido de renovação. Todos os anos seguintes após a apresentação do pedido de renovação de licença e, pelo menos três meses antes da conclusão da revisão da NRC, deve ser submetido uma alteração no pedido de renovação com a devida identificação de qualquer alteração a CLB da instalação que possa afetar materialmente o conteúdo da aplicação da renovação de licença, incluindo o relatório Final Safety Analysis Report (Relatório Final de Análise de Segurança).

- ✓ Análises de Envelhecimento limitadas pelo Tempo de Operação (TLAA)

TLAAs são cálculos ou análises que envolvem estruturas, sistemas e componentes dentro do escopo da regra. Consideram os efeitos do envelhecimento e envolvem as premissas constatadas no termo operacional original de 40 anos. Para a renovação da licença, as TLAAs devem ser:

- (A) Verificadas para limitar o período de renovação;
- (B) Revalidadas (recalculadas) para determinar se essas premissas serão consolidadas no período prolongado;
- (C) O requerente deve comprovar que os efeitos de envelhecimentos abrangidos por esses cálculos serão devidamente gerenciados.

✓ Relatório Final de Análise de Segurança

O requerente deve fornecer um suplemento ao Relatório Final de Análise de Segurança, que fornece uma descrição sucinta dos programas e das atividades utilizados para gerenciar os efeitos de envelhecimento e para revalidar das TLAAs para o período de operação prolongada.

✓ Especificações técnicas (10 CFR 54.22)

O requerente deve fornecer as alterações ou aditamentos realizados nas especificações técnicas, com as devidas justificativas, que foram necessárias para o gerenciamento do envelhecimento durante o período operacional estendido e, devem ser incluídas na solicitação de renovação da licença.

Após a emissão da regra de Renovação de Licença de reatores, a NRC desenvolveu documentos de orientação para implementação da regra, incluindo o guia regulatório Regulatory Guide 1.188, o relatório GALL (Generic Ageing Lessons Learned) (NUREG-1801), o Plano Padrão de Revisão para renovação de licença (NUREG-1800) e, o Guia NEI 95.10 “Industry Guidelines for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54 – The License Renewal Rule”.

O Guia Regulatório 1.188 (RG 1.188), “Conteúdo e Formato Padrão aplicáveis para Renovação de Licença Operacional de Usinas Nucleares”, foi emitido como parte da implementação da regra de renovação de licença. Este guia regulatório foi desenvolvido para fornecer um formato uniforme e um conteúdo aceitável para estruturação e apresentação das informações a serem descritas e enviadas em uma solicitação de renovação de licença. O RG 1.188 aprova o documento de orientação NEI 95-10 do Instituto de Energia Nuclear (NEI) como um método aceitável para o cumprimento dos requisitos de segurança de renovação de licença.

Com o intuito de facilitar a implementação da norma 10 CFR part 54 pelas usinas americanas, o NEI (Nuclear Energy Institute) elaborou o Guia NEI 95-10. O

conteúdo exposto nesse guia faz uma abordagem de como implementar uma norma 10 CFR Part 54, elaborado e baseado na experiência da indústria em processos de renovação de licenças de operação de mais de 80 usinas nucleares. Entretanto, as usinas podem escolher utilizar outros métodos para cumprir as devidas exigências da norma 10 CFR Part. 54, e complementar um processo de renovação de licença.

O Guia NEI 95-10, determina que o órgão requerente deve levar em consideração três documentos de orientação regulatórios: NUREG-1800, NUREG-1801 e o Regulatory Guide 1.188.

O NUREG-1800, "Plano Padrão de Avaliação para a Revisão de Solicitações de Renovação de Licença para Centrais Nucleares ", oferece orientações ao órgão regulador para realizar as devidas análises de segurança de pedidos de renovação de licença de usinas nucleares. O NUREG-1800, baseia-se principalmente nas informações disponibilizadas pelo órgão requerente, essas informações devem ser coerentes com os requisitos da 10 CFR Part 54, contendo as informações da AIU (Avaliação Integrada da Usina), alterações na CLB (Base de Licenciamento), avaliações das TLAAs (Análises de Envelhecimento em Função do Tempo de Operação), um RFAS, além de informações gerais (especificações técnicas, informações ambientais, etc.). O documento descrito divide-se em 4 capítulos:

- (a) Informações Administrativas;
- (b) Metodologia de Escopo e Triagem de ESCs sujeitos a Revisão e Implementação do Gerenciamento do Envelhecimento;
- (c) Resultados da Revisão do Gerenciamento de Envelhecimento;
- (d) Revalidação das TLAAs (Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo).

O propósito principal desse documento é assegurar a qualidade e a uniformidade nas análises das solicitações de extensão de vida, além de facilitar o entendimento de como é o processo avaliativo de uma solicitação de renovação de licença de operação de uma usina nuclear pelo órgão regulador.

O NUREG-1801, "Relatório GALL" (Generic Aging Lessons Learned), é um relatório que fornece informações de lições comuns aprendidas ao longo da troca de experiência operacional, sobre programas adequados de gerenciamento de envelhecimento de ESCs de usinas nucleares (mecânicos, elétricos, I & C, estrutura

civil). É utilizado como comparativo aos programas da Unidade requerente, tornando possível determinar pontos fracos (necessidade de melhorias) e pontos fortes (boas práticas) no conceito de gerenciar os efeitos de degradação por envelhecimento da planta.

O requerente pode fazer referência ao Relatório GALL em um pedido de renovação de licença para demonstrar que os programas da usina correspondem aos programas revisados e aprovados pelo relatório. O NUREG-1801 foi incorporado ao NUREG-1800 com o intuito de melhorar a eficiência do processo da renovação da licença.

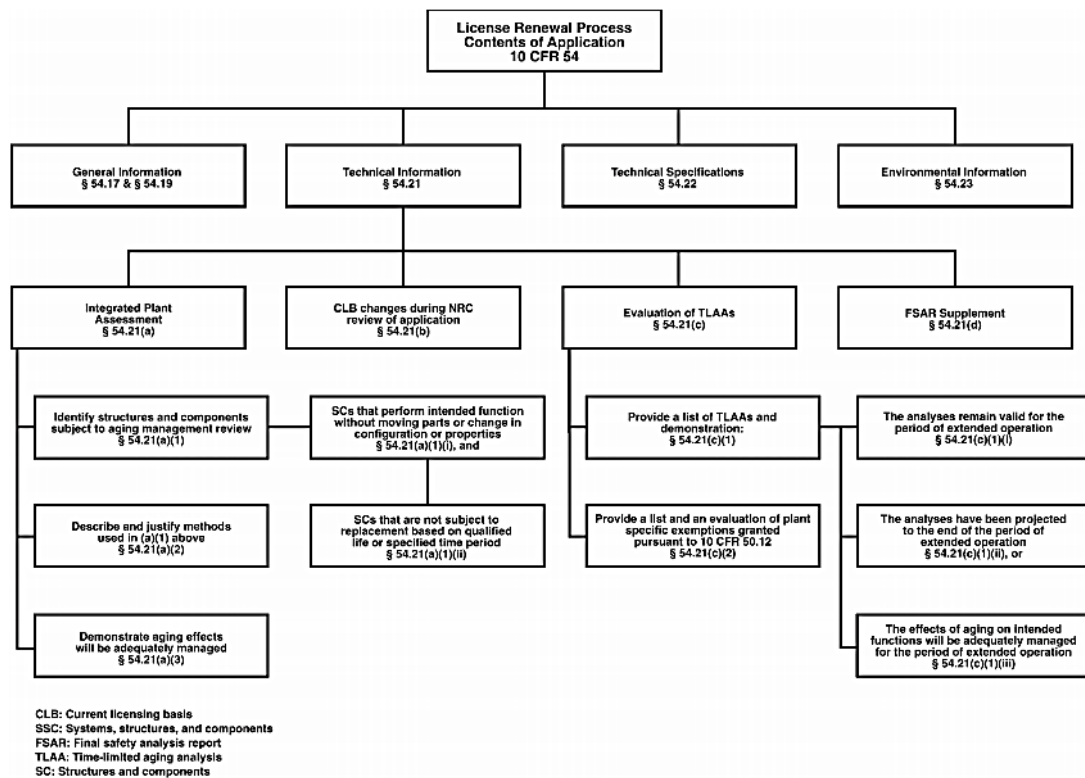


Figura 8: Processo de Renovação de Licença conforme 10 CFR Part 54. Fonte: NEI-95.10

Conforme descrito anteriormente, a base de licenciamento atual (CLB) é um dos princípios do processo de renovação de licença. A CLB é o conjunto de requisitos e exigências da NRC aplicáveis a uma planta específica e compromissos escritos de um licenciado para garantir o cumprimento e operação dentro das exigências da NRC aplicáveis ao projeto da instalação nuclear específica (incluindo todas as modificações

e adições a tais compromissos sobre a vida da licença) que são protocolados e estão em vigor¹.

Portanto, a CLB deve ser mantida durante o período de licença renovada, através de programas de gerenciamento de degradação por envelhecimento (PGEs) de ESCs que são importantes para renovação de licença.

As estruturas, sistemas e componentes que estão dentro do âmbito deste processo, brevemente citados anteriormente, são ESCs passivos e seguem o critério de longa duração. A figura 9 a seguir, demonstra de forma resumida alguns processos realizados na solicitação de renovação de licença.

¹ A CLB inclui os regulamentos da NRC (10 CFR Parte 2 – “Agency Rules Of Practice And Procedure”; parte 19 – “Notices, Instructions And Reports To Workers: Inspection And Investigations”, parte 20 – “Standards For Protection Against Radiation”; parte 21 – “Reporting Of Defects And Noncompliance” ; parte 26 – “Fitness For Duty Programs”; parte 30 – “Rules Of General Applicability To Domestic Licensing Of Byproduct Material”; parte 40 – “Domestic Licensing Of Source Material” ; parte 50 – “Domestic Licensing Of Production And Utilization Facilities”; parte 51 – “Environmental Protection Regulations For Domestic Licensing And Related Regulatory Functions”; parte 52 – “Licenses, Certifications, And Approvals For Nuclear Power Plants”; parte 54 – “Requirements For Renewal Of Operating Licenses For Nuclear Power Plants”; parte 55 – “Operators' Licenses”; parte 70 – “Domestic Licensing Of Special Nuclear Material”; parte 72 – “Licensing Requirements For The Independent Storage Of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, And Reactor-Related Greater Than Class C Waste”; parte 73 – “Physical Protection Of Plants And Materials”; parte 100 – “Reactor Site Criteria”), condições de licenciamento; isenções; e especificações técnicas. Ele também inclui informações da base de projeto específico da usina e os compromissos do órgão licenciado, incluindo correspondências de licenciamento tais como respostas do licenciado à boletins e cartas genéricas emitidas pela NRC.

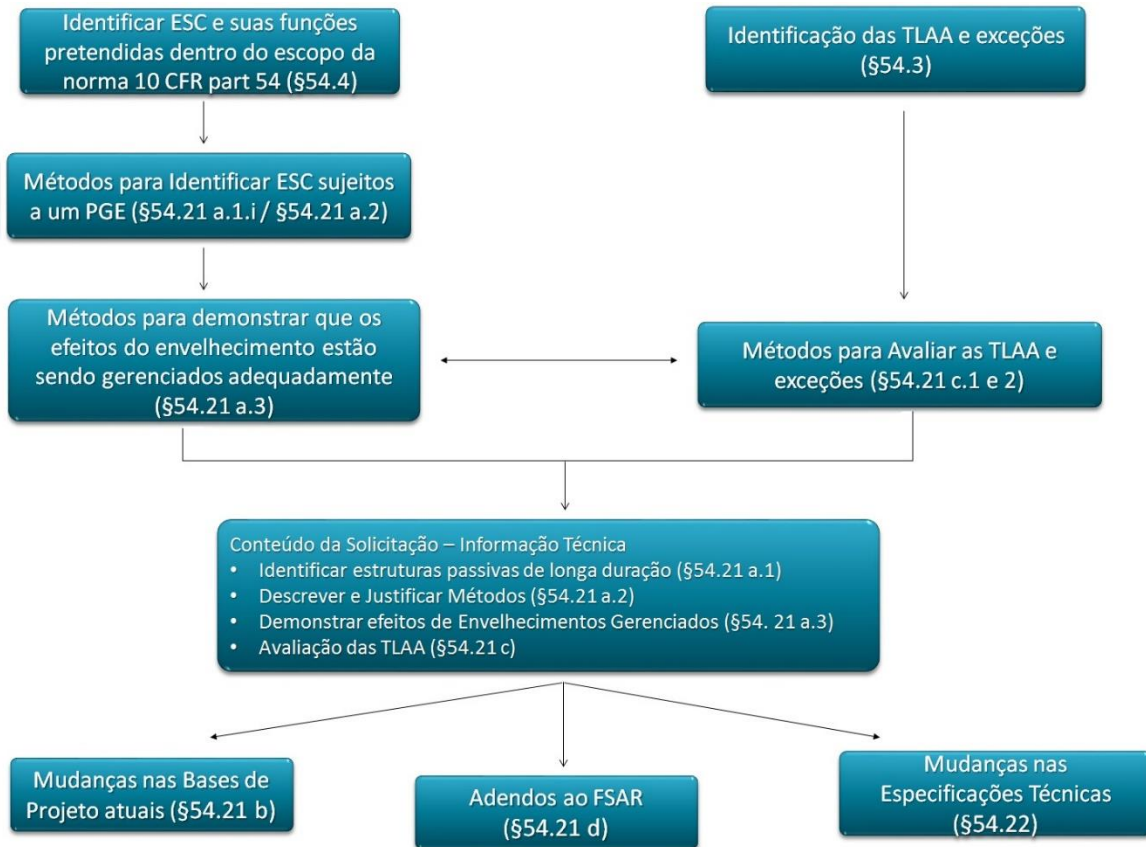


Figura 9: Processo de Renovação de Licença conforme 10 CFR Part 54

O PGE é abordado pela NRC somente pela 10 CFR Parte 54, porém assume caráter importante durante a licença inicial concedida pelo órgão regulador. As novas usinas que estão entrando em operação, recebem orientação para definição de um PGE desde de sua concepção, melhorando a confiabilidade na coleta de informação e na revalidação das TLAAs que delimitam as características de ESCs importantes para a segurança operacional e na extensão da vida da planta.

Os critérios utilizados no processo de definição dos ESCs que farão parte do estudo criterioso dentro de uma solicitação renovação de licença operacional, estão descritos na seção 54.4 da norma 10 CFR parte 54. Além dos ESCs relacionados à segurança operacional, nesta seção também são definidas ESCs que atendem as normas específicas da NRC, que também são requisitos da norma de renovação de licença, como por exemplo, proteção contra incêndio (10 CFR 50.48), choque térmico pressurizado (10 CFR 50.61), qualificação ambiental (10 CFR 50.49), eventos de ATWS (Anticipated Transients Without Scram) (10 CFR 50.62), e perda completa de energia elétrica externa (10 CFR 50.63).

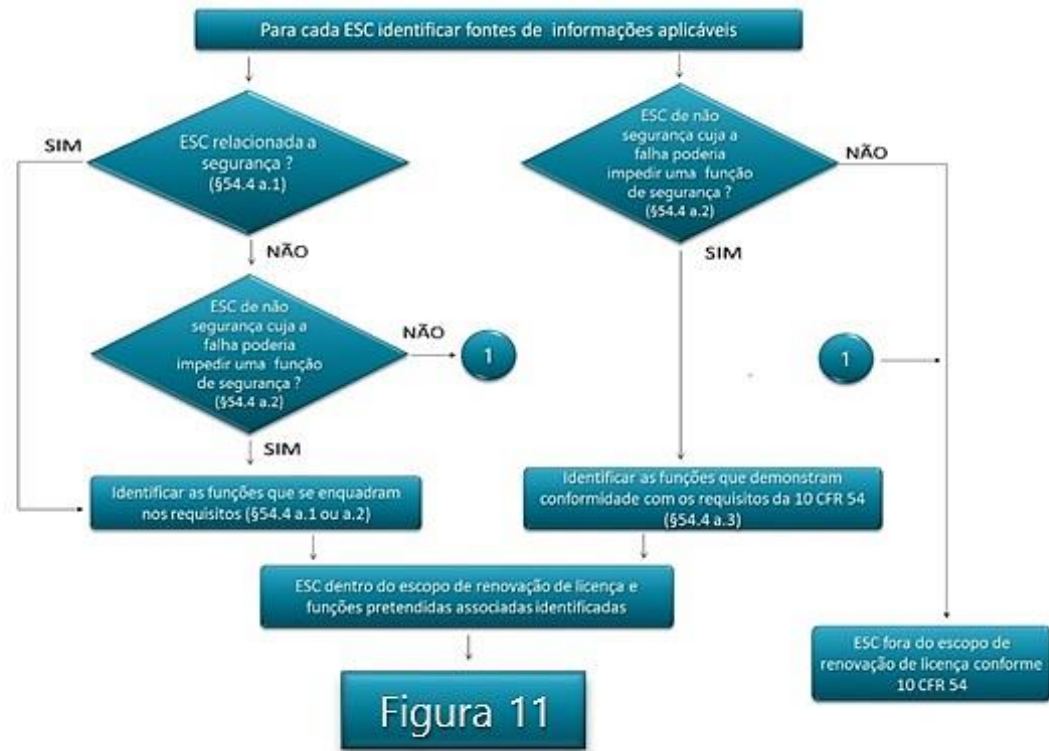


Figura 10: Processo de definição de ESCs conforme 10 CFR parte 54. Fonte: NEI 95.10

Podemos definir como choque térmico pressurizado como transientes de temperaturas resultantes de resfriamentos abruptos e repentinos, provocando choques térmicos no vaso do reator, submetidos à alta pressão ou seguido de repressurização do Sistema de Refrigeração do Reator (SRR). Uma condição de choque térmico pressurizado é considerada como um evento grave na operação de uma usina nuclear, devido a ameaça para a integridade do vaso do reator e toda a tubulação que corresponde ao primário, o que pode acarretar em um Acidente de Perda de Refrigerante (APR) ou mais conhecido pela indústria nuclear como LOCA (Loss of Coolant Accident).

Qualificação Ambiental comentada acima se refere a capacidade de equipamentos elétricos e de I&C, em manter sua operabilidade estando exposto a um ambiente com condições adversas, como por exemplo quando expostos a alta temperatura, pressão e radiação no interior do envoltório de contenção do reator após uma condição de acidente.

Podemos definir um ATWS – Anticipated Transients Without Scram como um evento operacional quando uma condição que exige o desarme do reator é atingida, e o mesmo não ocorre. Como exemplo podemos citar a falha do Sistema de atuação das barras de controle, resultante de falhas nos sistemas de controle e de

monitoramento e segurança. Neste caso, o acidente poderia evoluir a uma velocidade muito alta e implacável, resultando no derretimento do núcleo do reator, elevando a pressão e causando danos ao envoltório de contenção e posteriormente liberando material radioativo para o meio ambiente. É considerado um evento grave em uma usina nuclear, o que justifica a NRC ter desenvolvido uma norma específica para o assunto.

“Station Blackout” é considerado quando ocorre perda total de alimentação elétrica em corrente alternada para as barras de segurança da usina nuclear, considerando também a perda dos geradores diesel de emergência. As barras de segurança assumem o papel de suprir alimentação elétrica para os equipamentos e componentes responsáveis por mitigar ou controlar alguma situação de emergência. Esse tipo de evento apresenta grande ameaça a capacidade de resfriamento do núcleo do reator, devido a indisponibilidade de atuação de quase todos os sistemas utilizados para refrigeração do núcleo.

Desta forma, torna-se claro a necessidade de o órgão requerente estar em conformidade com tais requisitos impostos pela NRC na norma 10 CFR parte 54.

Após a definição dos ESCs, o processo de triagem é elaborado para identificar os ESCs de uma usina que devem efetivamente fazer parte do programa de gerenciamento de envelhecimento. Os critérios utilizados para esta etapa estão descritos na seção 54.21 da norma de renovação de licença.

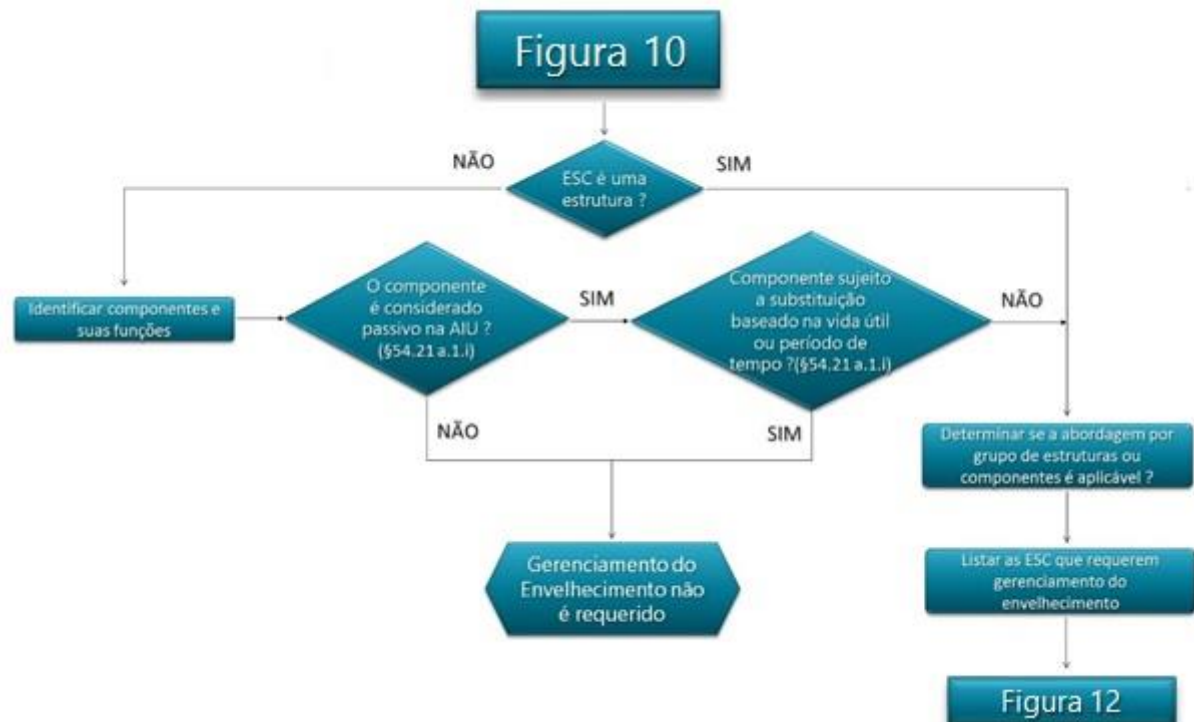


Figura 11: Processo de seleção de ESCs sujeitos a um PGE (10 CFR parte 54). Fonte: NEI 95.10

O processo de triagem deve satisfazer os seguintes critérios para a identificação das ESCs que requerem o gerenciamento do envelhecimento:

- i. ESC que realizam a função específica conforme estipulado no processo de definição, os quais não possuem partes móveis e sem mudança de configuração ou propriedades. 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, barreira de retenção de pressão, trocadores de calor, dutos de ventilação, a contenção, penetrações elétricas e mecânicas, estruturas sísmicas de categoria I, cabos e conexões elétricas, bandejas de cabos e gabinetes elétricos, entre outros. Outras estruturas e componentes podem fazer parte do programa de gerenciamento do envelhecimento, não é obrigatório o uso, somente, dos itens descritos acima. Estruturas e componentes que não fazem parte do Programa de gerenciamento do envelhecimento são: Bombas (exceto carcaça), válvulas (exceto o corpo), 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 baterias, fontes de potência;

ii. ESCs que não estão sujeitos a substituição devido a vida útil especificada ou tempo de operação especificado. (critério de “longa duração”).

O gerenciamento do envelhecimento de ESCs considerados como componentes “ativos”, encontra-se dentro de um Programa de Monitoração da Efetividade de Manutenção. A NRC possui requisitos regulatórios específicos para o assunto, descritos na Norma 10 CFR 50.65 “Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants”. Tais requisitos, são aplicáveis durante todas as condições de operação da usina, incluindo operações normais de desligamento.

Todo licenciado deve monitorar o desempenho e a condição das ESCs, de acordo com as metas estabelecidas pelo mesmo em base de projeto, de maneira que possa fornecer uma garantia razoável de que todas as ESCs que estão no âmbito do programa de monitoramento da efetividade da manutenção (PMEM) serão capazes de exercer suas funções pretendidas. Os objetivos do PMEM devem ser estabelecidos de acordo com a segurança da usina específica e, sempre que possível, considerar a experiência operacional da indústria nuclear.

Segundo a 10 CFR 50.65, a monitoração conforme citada acima, não é necessária quando se é demonstrado que o desempenho ou a condição de uma estrutura, sistema ou componente está sendo controlada de forma efetiva através do desempenho da manutenção preventiva apropriada, de modo que a ESC permaneça e esteja capaz de executar a função pretendida.

A NRC recomenda que as atividades de monitoramento de desempenho e condição e as atividades de manutenção preventiva devem ser avaliadas em, pelo menos, a cada ciclo de reabastecimento de combustível, contanto que os intervalos de avaliações não ultrapassem 24 meses. As avaliações também devem levar em consideração, sempre que possível, a experiência operacional da indústria nuclear. Ajustes devem ser realizados sempre que necessários para garantir que o objetivo de evitar falhas das ESCs através da manutenção esteja sempre em equilíbrio com o objetivo de minimizar a indisponibilidade de ESCs devido ao monitoramento ou a manutenção preventiva.

Segundo a NRC, o escopo do PMEM deve incluir as estruturas, sistemas e componentes relacionados e não relacionados à segurança, da seguinte maneira:

- Estruturas, sistemas e componentes relacionados à segurança que se baseiam em permanecer funcionais durante e após eventos de base de projeto para garantir a integridade do limite de pressão do refrigerante do reator, a capacidade de desligar o reator e mantê-lo em uma condição de parada segura, ou a capacidade de prevenir ou mitigar as consequências de acidentes que possam resultar em potencial exposição ao meio ambiente;
- Estruturas, sistemas ou componentes não relacionados à segurança,
 - (i) que são utilizados para mitigar acidentes ou transientes ou são usados em procedimentos operacionais de emergência de planta; ou
 - (ii) cuja falha poderia impedir que estruturas, sistemas e componentes relacionados à segurança cumprissem sua função relacionada à segurança; ou
 - (iii) cuja falha poderia causar um “scram” (desarme) do reator ou atuação de um sistema relacionado à segurança.

Após a seleção de todos os ESCs que farão parte do programa de gerenciamento do envelhecimento, a etapa seguinte é dada por identificar os efeitos que necessitam de gerenciamento, e posteriormente dar início aos respectivos programas de gerenciamento e monitoramento destes efeitos.

Podem ser utilizados vários métodos para identificação dos efeitos do envelhecimento, desde que o método demonstre que os efeitos serão devidamente gerenciados para manter consistentes as funções pretendidas estipuladas na CLB durante o período de operação prolongada.

O guia NEI 95.10 sugere alguns métodos para identificação e gerenciamento dos efeitos do envelhecimento para preparação da Avaliação Integrada da Usina, de acordo com a 10 CFR parte 54. Conforme a orientação do NEI 95.10, cada combinação de componentes, material, ambiente e efeito do envelhecimento que requiere o gerenciamento do envelhecimento deve ser comparada com os exemplos expostos no NUREG 1801, e deve estar em consistência com o mesmo.

Um exemplo de abordagem para identificação dos efeitos do envelhecimento é por meio da definição do material, ambiente e agente estressor. Neste tipo de

abordagem, o órgão licenciado deve considerar e abordar materiais, ambientes e os agentes degradantes para cada estrutura e componente ou grupo de conveniência sob revisão. Como exemplo, podemos citar o fenômeno da erosão e corrosão. Em tubulações de aço inoxidável, não há ou tem pouco efeito de degradação. Já em tubulações de aço carbono, ocorre erosão e corrosão quando expostos a ambientes com água bruta.

Outro exemplo de identificação dos mecanismos de envelhecimento das estruturas e componentes da instalação seria pela “abordagem de espaço”. Neste tipo de abordagem a usina é separada por áreas com parâmetros ambientais semelhantes. Essas áreas podem assumir proporções diversas, tal como uma área específica em uma sala, uma sala inteira, um prédio inteiro ou um andar de um prédio. Esta abordagem se resume a 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.

Outro método de abordagem para identificação dos mecanismos de envelhecimento seria através de uma análise baseada em uma possível perda de função da estrutura ou componente. Através desta análise, o órgão licenciado deve ser capaz de demonstrar que não haverá perda da função pretendida das estruturas ou componentes, sob as condições da base de licenciamento e de projeto, devido ao efeito do envelhecimento. A abordagem deve garantir que as bases de projeto e análises de segurança serão mantidas durante todo o tempo de operação, e durante a operação prolongada, não havendo necessidade de atividades de monitoração do envelhecimento.

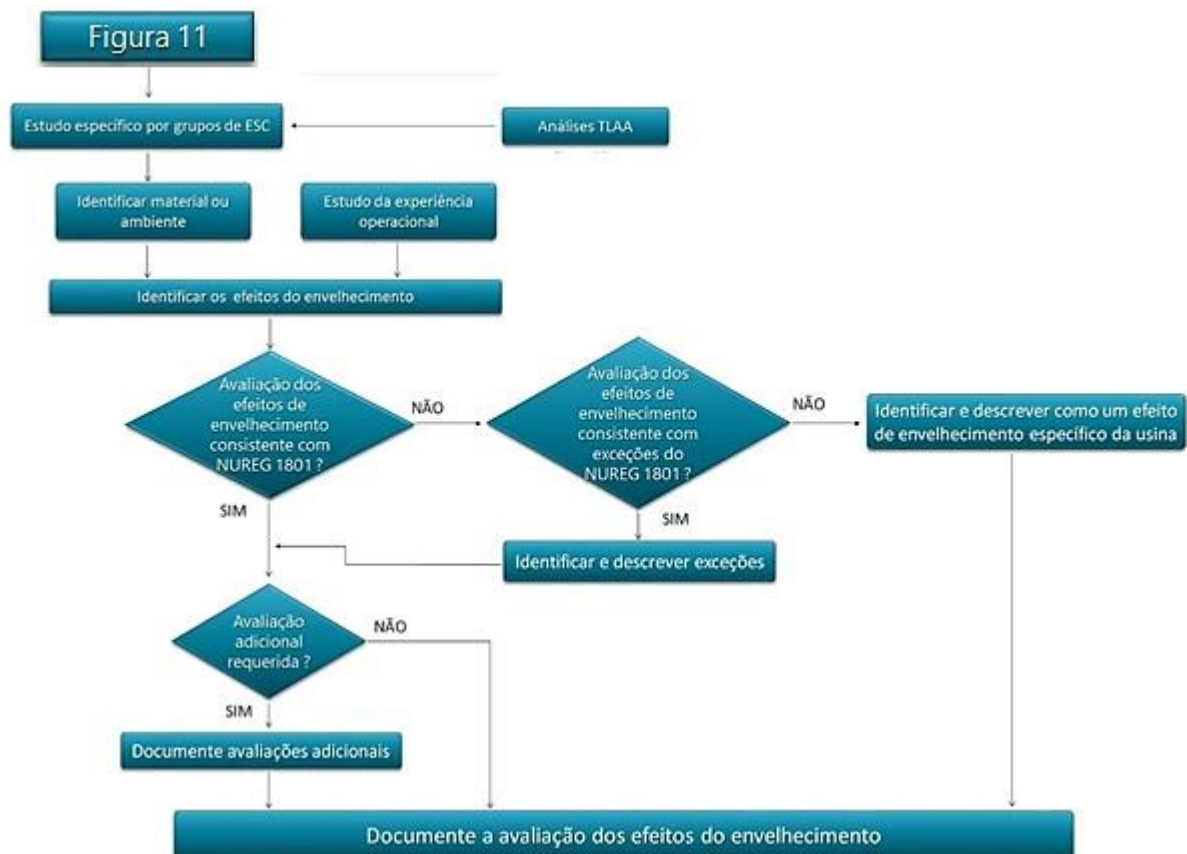


Figura 12: Processo de seleção de ESCs sujeitos a um PGE (10 CFR parte 54). Fonte: NEI 95.10

Após a identificação, a regra de renovação de licença exige que o candidato demonstre que os efeitos do envelhecimento serão devidamente gerenciados, garantindo que as funções pretendidas dos ESCs selecionados estão consistentes com a base de licenciamento e serão mantidas durante o período de operação estendida.

Para realizar a demonstração, o órgão requerente deve considerar todos os programas e atividades da unidade associados à estruturas e componentes. Programas da unidade que envolvem estruturas, componentes e grupos de conveniência devem ser revisados para determinar se incluem as ações necessárias para o gerenciamento do efeito do envelhecimento.

Geralmente, os programas de gerenciamento do envelhecimento são de 4 tipos: prevenção; mitigação; monitoramento de condições e monitoramento de desempenho.

Os programas de prevenção impedem a ocorrência dos efeitos de envelhecimento, como exemplo, podemos citar o programa de revestimento, responsável pela pintura de um tanque, evitando a corrosão.

Os programas de mitigação tentam retardar os efeitos do envelhecimento, como exemplo, o programa de controle químico da água é utilizado para mitigar o efeito da corrosão interna das tubulações.

Os programas de monitoramento de condição inspecionam e examinam a presença e dimensionam o efeito do envelhecimento, como exemplo, temos a inspeção visual de estruturas de concreto, responsável por identificar rachaduras; medição ultrassônica das tubulações, com a finalidade de identificar desgastes indevidos da parede dos tubos induzidos pela erosão e corrosão.

O programa monitoramento do desempenho, testa a capacidade de uma estrutura ou componente em realizar suas funções pretendidas, como exemplo podemos citar o balanço térmico de um trocador de calor, o qual pode verificar a função pretendida de transferência de calor pelos tubos desse trocador de calor.

Para uma demonstração adequada, um candidato pode optar por utilizar uma combinação de programas/atividades de gerenciamento do envelhecimento. Por exemplo, o gerenciamento da corrosão interna das tubulações pode confiar em um programa de mitigação (controle químico da água) para minimizar a tendência de corrosão e pode utilizar um programa de monitoração (inspeção ultrassônica) para verificar se a corrosão constatada é insignificante.

Uma vez determinado o programa ou a combinação de programas, estes serão avaliados dentro dos 10 elementos mencionados na tabela 4.3-1 (NEI 95-10).

1. Âmbito da Atividade

O alcance do programa/atividade deve incluir as estruturas e componentes específicos sujeitos a um PGE;

2. Ações Preventivas

Devem evitar ou mitigar os efeitos do envelhecimento;

3. Parâmetros monitorados ou inspecionados

Devem ser relacionados a degradação da ESC específica ou a uma função pretendida;

4. Detecção dos efeitos do envelhecimento

Deve ser realizada antes que ocorra a perda da função pretendida da estrutura ou componente em questão. Deve considerar os métodos e as tecnologias empregadas, frequência, tamanho da amostra, dados existentes, para assegurar a confiabilidade da determinação dos efeitos do envelhecimento;

5. Monitoramento e tendências

Deve fornecer uma premissa da extensão da degradação por envelhecimento e fornecer ações de mitigação e correção;

6. Critérios de aceitação

Devem assegurar que as funções pretendidas das ESCs estão sendo mantidas de acordo com as bases de projeto e licenciamento da usina durante todo o período de operação inicial e estendida;

7. Ações corretivas

Ações corretivas devem ser colocadas em prática imediatamente, incluindo a determinação da causa raiz para impedir a reincidência destas;

8. Processo de Confirmação

Devem assegurar que as ações preventivas são adequadas e que as ações corretivas apropriadas são realizadas e efetivas;

9. Controles Administrativos

Fornecem um estudo formal e devem ser realizados através de um processo previamente aprovado;

10. Experiência operacional

Experiência operacional das atividades de um programa de gerenciamento do envelhecimento deve fornecer, com elevada confiabilidade, dados suficientes para assegurar que os efeitos do envelhecimento serão adequadamente gerenciados.

Existem três métodos avaliativos para identificar a aceitabilidade de um PGE para gerenciar o envelhecimento durante o período de operação estendida.

O primeiro método fornece diretriz para revisão de um PGE afim de demonstrar que este programa se encontra em conformidade com os programas já revisados e aprovados no NUREG-1801. (Seção 4.3.1, NEI 95-10)

O segundo método fornece diretriz de como realizar uma avaliação específica da planta da unidade, onde o programa de gerenciamento não se encontra descrito no NUREG-1801. (Seção 4.3.2, NEI 95-10)

O terceiro, fornece uma metodologia de como fazer referência aos resultados de uma revisão de um PGE previamente aprovado pela NRC. (Seção 4.3.3, NEI 95-10)

A figura 13 a seguir demonstra as 10 etapas a serem seguidas para que um PGE possa ser considerado efetivo.

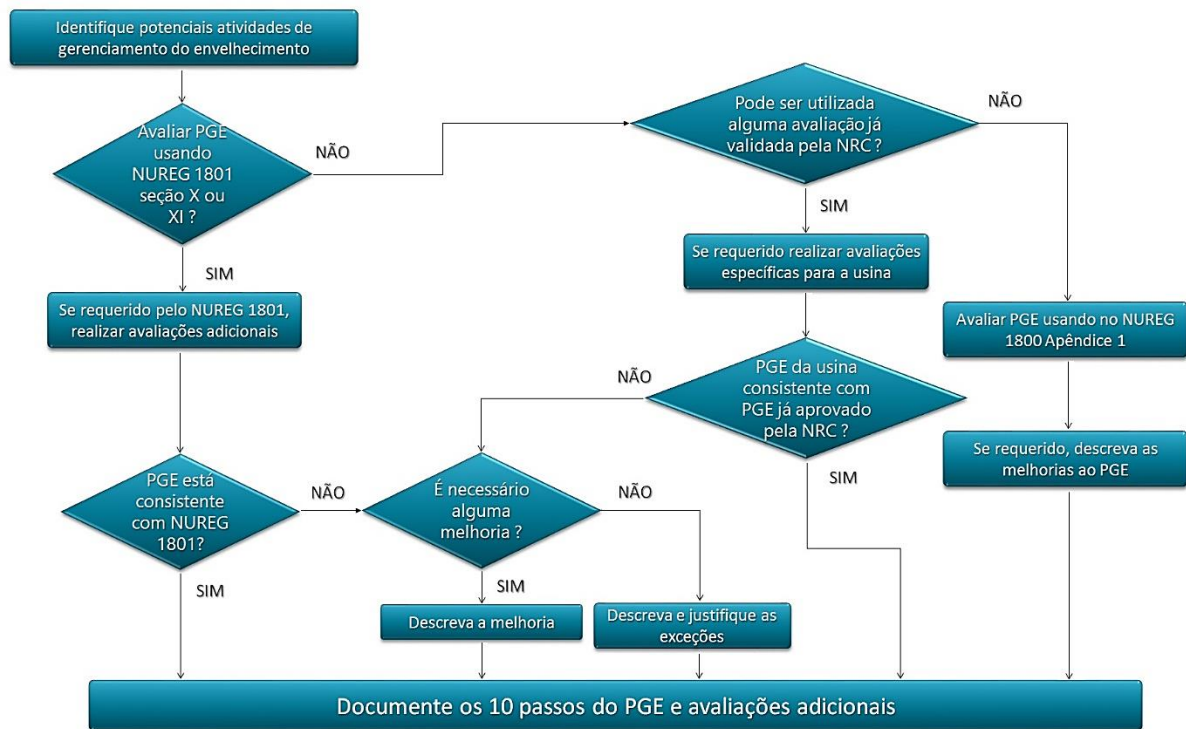


Figura 13:Gerenciamento do Envelhecimento.

Fonte: NEI 95-10

A regra de renovação de licença da NRC exige que as Análises de Envelhecimento Limitado pelo Tempo (Time-Limited Aging Analyses – TLAA) sejam avaliadas. Conforme a definição da NRC, as TLAA são cálculos e análises que devem satisfazer os seguintes critérios:

- (1) Envolvem ESC listadas no processo de definição e seleção dentro do escopo da renovação de licença, conforme descrito na seção 54.4 (a) da regra;
- (2) Considere os efeitos do envelhecimento;
- (3) Envolvem hipóteses de limitação pelo tempo ou pelo uso baseadas na vida útil atual da usina, por exemplo, 40 anos;
- (4) São consideradas pela usina como sendo importantes para uma operação segura e confiável;
- (5) Envolvem conclusões ou possam fornecer dados relevantes para conclusões relacionadas a capacidade das ESC em exercer suas funções pretendidas;
- (6) Estão relacionadas na base de licenciamento em vigor.

O órgão requerente deve fornecer uma lista com todas as análises de envelhecimento limitado pelo tempo, conforme definido anteriormente. O requerente deve demonstra que:

- (i) As análises permaneceram válidas para o período de operação prolongada;
- (ii) As análises foram projetadas até o final do período de operação estendida; ou
- (iii) Os efeitos do envelhecimento serão devidamente gerenciados durante o período prolongado de operação, mantendo as funções pretendidas dos ESC considerados.

A figura 14 a seguir é um exemplo de como deve ser realizado a validação das TLAAs conforme seção 54.21(c) da regra de renovação. (10 CFR part 54).

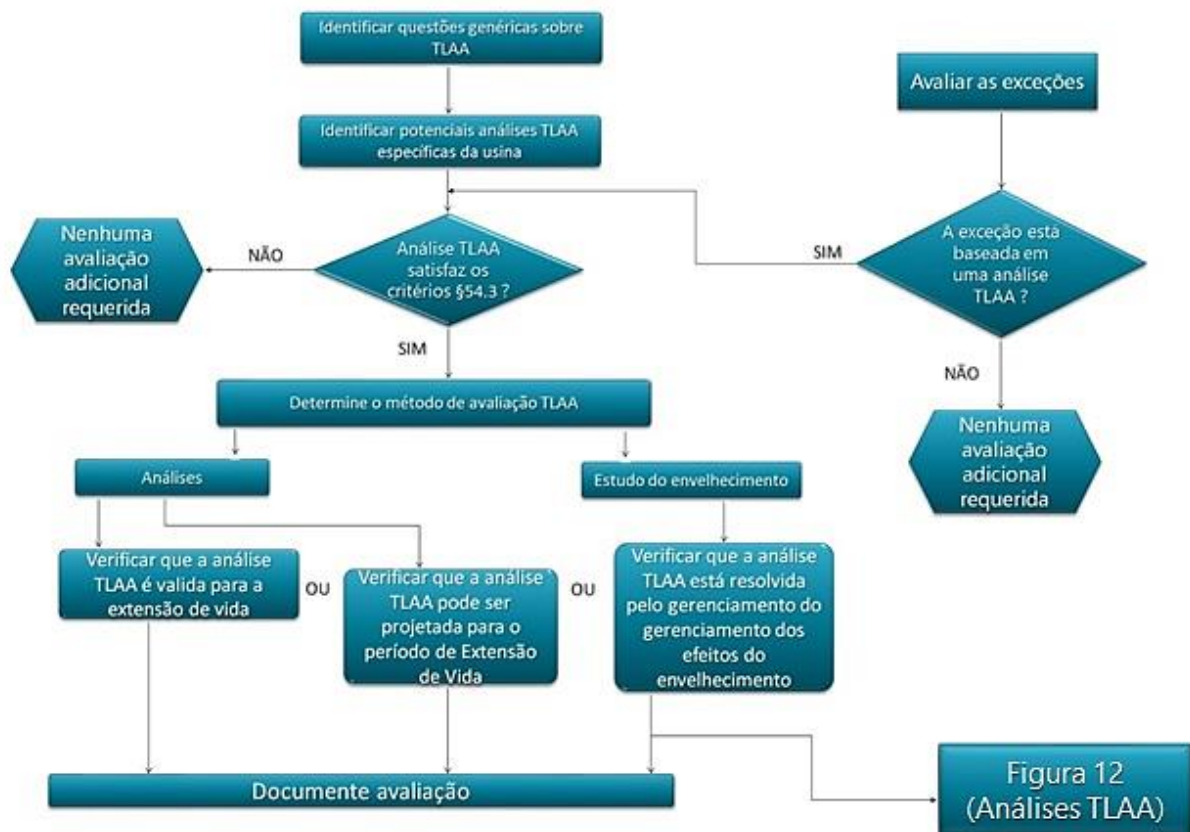


Figura 14: Processo de análise de TLAAs.

Fonte: NEI-95.10

A fim de definir quando se trata de uma análise TLAAs, o NEI 95-10 fornece um guia de aplicação dos seis critérios listados anteriormente:

1. Envolvem ESC listadas pelos processos de definição e triagem dentro do escopo da regra de renovação de licença. 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. Envolvem 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 incluam 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. Envolvem 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.

Exemplos de TLAA:

- Fragilização do vaso do reator por fluxo de nêutrons
- Fadiga de metal

- Qualificação ambiental de equipamentos elétricos
- Concreto pré-tensionado
- Análises de fadiga da parte curva da Contenção, do metal da Contenção e das penetrações.

O NUREG 1800 fornece orientação geral para análise de TLAA de acordo com a experiência operacional da indústria nuclear. Uma revisão detalhada da análise TLAA pode demonstrar que a qualificação é válida para o período de licença renovada.

A TLAA deve ser descrita em relação ao objetivo, condição e premissas utilizadas na análise, critérios de aceitação, efeitos do envelhecimento que exigem gerenciamento e as funções pretendidas dos ESCs. Deve ser demonstrado:

- Que as condições e premissas utilizadas na análise já abordam os efeitos do envelhecimento que exigem gerenciamento do envelhecimento para o período de operação estendida;
- Que os critérios de aceitação são mantidos e fornecem garantia razoável de que as funções pretendidas serão mantidas;

Uma TLAA atual pode ser considerada inválida para o período de licença renovada, para uma revalidação, podem ser utilizadas novas técnicas analíticas e/ ou realizar uma análise utilizando uma vida útil de 60 anos.

Podem haver exceções aos conceitos e definições apresentados em relação a análises de TLAA. As análises que formam base para uma exceção devem ser identificadas durante as avaliações das TLAA. As exceções devem ser avaliadas para determinar seu efeito na capacidade dos programas da usina em detectar ou controlar os efeitos do envelhecimento ou nas condições e hipóteses utilizadas nas análises de envelhecimento limitadas pelo tempo para o período de operação prolongado.

| | |
|--|---|
| 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). |
|--|---|

Deste modo, fica visível o caminho para demonstração das informações técnicas necessárias para renovação da licença. Uma Avaliação Integrada da Usina segue os seguintes processos:

- Identificação e definição dos ESC que farão parte da AIU pelos métodos selecionados;
- Escolha e realização dos estudos dos mecanismos de degradação por envelhecimento das ESC dentro do âmbito da AIU;
- Estabelecer monitoração e gerenciamento dos efeitos de envelhecimento identificados;
- Realizar um estudo das análises de TLAA da usina e estabelecer um monitoramento e gerenciamento dessas questões;
- Documentar todas as análises listada em um documento padrão (AIU), de maneira que se possa demonstrar que a usina é capaz de operar com um nível de segurança confiável além da sua vida útil de projeto.

A norma de renovação norte americana, orienta o uso de um programa de inspeção da renovação de licença (PIRL), o qual deve ser implementado antes da aprovação de uma solicitação de renovação de licença (SRL), para verificar se o requerente atende todos os requisitos impostos pela regra 10 CFR parte 54 e implementou todos os programas e atividades relacionados a renovação da licença de maneira consistente com o documento de solicitação.

Os principais objetivos das atividades de inspeção de renovação de licenças são revisar a documentação, a implementação e a eficácia dos programas e atividades associados ao programa de renovação de licenças de um candidato para verificar se existem garantias razoáveis de que os efeitos do envelhecimento serão gerenciados adequadamente, de modo que as funções pretendidas de ESCs dentro do escopo da renovação da licença serão mantidas consistentes com a base de licenciamento atual durante o período de operação estendida.

O documento IMC-2516 "Política e Orientação para os Programas de Inspeção de Renovação de Licença", fornece orientações para o órgão regulador regional, sobre atividades de revisão e inspeção associadas ao programa de renovação de licença de um candidato.

A base política e os objetivos utilizados no desenvolvimento e implementação de um PIRL são:

- a. A NRC existe para assegurar que a saúde pública, a segurança e o meio ambiente sejam protegidos.
- b. Com relação à renovação da licença de uma usina de energia nuclear, a NRC estabeleceu os seguintes dois princípios básicos:
 1. O primeiro princípio da renovação da licença é que, com a exceção da degradação relacionada à idade e, possivelmente, algumas outras questões relacionadas à segurança somente durante a operação prolongada, o processo regulatório existente é adequado para garantir que as bases de licenciamento de todas as plantas que operam atualmente fornecem e mantêm um nível aceitável de segurança para que a operação não seja hostil à saúde e a segurança pública.
 2. O segundo princípio da renovação da licença sustenta que a base de licenciamento específica da planta deve ser mantida durante o período de renovação da mesma maneira e na mesma medida que durante o período de licenciamento original.
- c. O requerente de renovação de licença deve confiar na base de licenciamento atual (CLB) da usina, experiência operacional específica da planta, experiência operacional em toda a indústria, conforme apropriado, e avaliações de engenharia existentes para determinar quais sistemas, estruturas e componentes (ESCs) serão o foco inicial da revisão da renovação da licença.
- d. Os efeitos adversos do envelhecimento que afetam estruturas e componentes passivos são menos evidentes do que os efeitos adversos do envelhecimento que afetam estruturas e componentes ativos. Portanto, é necessária a revisão do gerenciamento do envelhecimento de ECs passivos para fornecer uma garantia razoável de que as funções pretendidas são mantidas consistentes com o CLB durante o período de operação estendida.
- e. Para fins de renovação da licença, um requerente pode excluir genericamente, a partir de sua avaliação integrada da planta, revisão do gerenciamento do envelhecimento dos seguintes:

- (1) estruturas e componentes ativos, e;
- (2) estruturas e componentes que são substituídos, com base em vida qualificada ou período de tempo especificado, quando a frequência de substituição for inferior a 40 anos (“de curta duração”).

f. As falhas postuladas que podem resultar de interdependências do sistema que não fazem parte do CLB e que não tenham sido previamente experimentadas não precisam ser consideradas como parte de uma solicitação de renovação de licença (SRL). No entanto, para alguns candidatos à renovação de licença, as falhas postuladas que fazem parte do CLB podem exigir a consideração específica de todos os sistemas envolvidos.

A revisão de segurança da SRL verifica se o requerente:

- (1) identifica os ESCs apropriados que precisam ser gerenciados para degradação por envelhecimento e;
- (2) propõe ações adicionais necessárias para manter a funcionalidade dos ESCs no período da operação estendida. A CLB de uma instalação é modificada para incluir programas e atividades relacionadas ao gerenciamento do envelhecimento dos ESCs através de atualizações do RFAS atual e requisitos adicionais incluídos como parte da licença de operação renovada.

O IMC-2516 faz referência a outro documento importante que fornece procedimentos para inspecionar e verificar a documentação, a implementação e a eficácia do programas e atividades relacionados ao programa de renovação de licença. Este documento é o IP-71002 “Inspeções de Renovação de Licença”.

O manual de inspeção da NRC, também faz referência ao IP-71003 “Inspeções pós-aprovação da Renovação de Licença”. Este documento fornece os procedimentos para inspecionar e verificar a conclusão dos compromissos e as condições estipuladas para a renovação da licença, e garantir que os PGEs selecionados serão implementados de acordo com os regulamentos da norma 10 CFR parte 54.

Os resultados das inspeções da equipe responsável pelo IP-71002 fornecerão contribuições e recomendações para o órgão regulador regional para conceder ou negar o pedido de um requerente para uma licença de operação renovada.

Os resultados das inspeções da equipe responsável pelo IP-71003 fornecerão uma avaliação da prontidão do programa de renovação do licenciado após a entrada no período de operação estendida.

3.4 METODOLOGIA EUROPEIA PARA RENOVAÇÃO DE LICENÇA DE USINAS NUCLEARES (AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA ATÔMICA – AIEA)

Existe uma segunda metodologia, baseada nas documentações da AIEA, de nomenclatura um pouco diferente, chamada de Operação a Longo Prazo (Long Term Operation – LTO). Do mesmo modo que a metodologia norte americana, a AIEA também aborda como elementos importantes para uma Extensão de Vida, aspectos como: Programas de gerenciamento de envelhecimento, revalidação das TLAAs, modificações de projeto, especificações técnicas, RPS, dentre outros fatores considerados importantes no processo de caracterização das limitações de vida dos ESC importantes à segurança, pelo uso ou pelo tempo.

Assim como o modelo na NRC, metodologia da Agência Internacional de Energia Atômica possui um relatório de segurança específico para o assunto, o SRS Nº 57 (Safety Report on Safe Long Term Operation). Este relatório possui o objetivo de fornecer informações sobre as principais considerações técnicas e atividades para a garantia de uma LTO segura de usinas nucleares.

Com a finalidade de propor diretrizes para identificação e conformidade dos Aspectos de Segurança na Operação a Longo Prazo (Safety Aspects of Long Term Operation (SALTO)), a AIEA desenvolveu a Missão SALTO. O objetivo desta missão é auxiliar os Estados-Membros na garantia de uma Operação a Longo Prazo segura e no intercâmbio de experiência operacional e de informações sobre boas práticas. A missão SALTO aborda a estratégia e os elementos-chave da LTO e programas de gerenciamento do envelhecimento.

Uma LTO adequada e segura baseia-se na experiência e nas práticas de vários Estados-Membros que dominam atividades como: a renovação de licença de instalações nucleares, o gerenciamento do envelhecimento e a revalidação das TLAAs.

A missão concentra-se no desempenho em áreas técnicas, requisitos regulatórios relacionados, aspectos gerenciais de implementação de políticas, controle e coordenação das atividades relacionadas, reavaliação e melhoria contínua das atividades, e no controle de documentos.

A missão SALTO baseia-se nos requisitos específicos de segurança na operação de Centrais Nucleares (Specific Safety Requirements SSR-2/2), no guia de segurança sobre gerenciamento de envelhecimento para as centrais nucleares (Safety Guide NS-G-2.12), faz referência ao SRS N° 82 “Relatório IGALL” – Relatório de lições comuns aprendidas entre os Estados-Membros pela troca de experiência operacional, sobre programas adequados de gerenciamento de envelhecimento de ESCs de usinas nucleares (International Generic Aging Lessons Learned) e segue o relatório de segurança SRS N° 57 (Safety Report on Safe Long Term Operation) que aborda:

- Visão geral: Princípios e abordagem da LTO
- A viabilidade da LTO (estudos de viabilidade, pré-condições para LTO, programas da planta);
- Escopo e triagem de sistemas, estruturas e componentes importantes a segurança;
- Avaliação e gerenciamento da degradação por envelhecimento de ESCs importantes para LTO;
- Revalidação da TLAAs;
- Gerenciamento e Controle da Documentação;
- Revisão Regulatória.

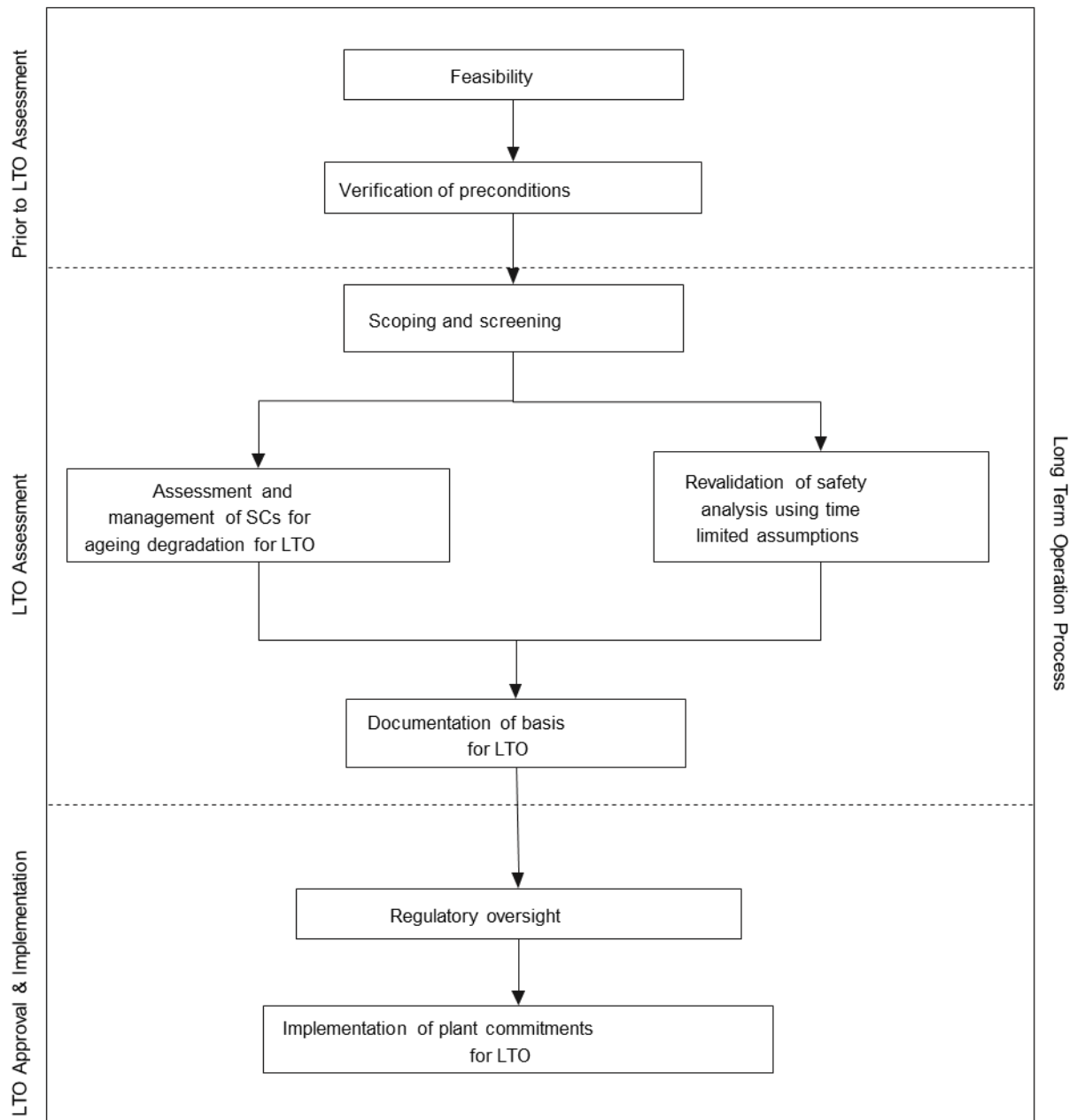


Figura 15: Processos para LTO conforme a metodologia da AIEA Fonte: SRS Nº57

3.4.1 Princípios e abordagem da LTO

A metodologia da Agência Internacional de Energia Atômica para Operação a Longo Prazo baseia-se nos seguintes princípios:

- (A) As práticas operacionais atuais atendem aos regulamentos nacionais e seguem as diretrizes internacionais, conforme aplicável, e são adequadas para garantir o funcionamento seguro da usina no período de projeto atual;

(B) O processo regulatório existente é adequado para manter a operação segura da usina nuclear para o período licenciado atual e identifica os efeitos do envelhecimento que precisam ser adequadamente gerenciados no período estipulado para a LTO;

(C) A atual base de licenciamento (CLB) fornece um nível de segurança aceitável para o período licenciado atual e é mantida durante o período planejado de LTO da mesma maneira e na mesma medida, com a exceção de quaisquer alterações específicas para LTO;

(D) Os programas de usinas nucleares existentes podem ser creditados para uso em LTO, desde que sejam consistentes com os nove elementos estipulados pela AIEA.

A abordagem realizada pelo pessoal da engenharia é de elevada importância para assegurar que os requisitos da CLB (base de licenciamento) serão mantidos durante o período estipulado na LTO. Esse processo também garante que os programas da planta utilizados para apoiar o gerenciamento de efeitos do envelhecimento são revisados e estão consistente com os nove elementos descritos na Seção 5.3 do SRS N° 57.

O processo de abordagem envolve as seguintes etapas principais:

(A) Utilização de um escopo e de um processo de rastreamento para assegurar que os ESCs importantes para a segurança serão avaliados para LTO;

(B) Demonstração de que os efeitos do envelhecimento continuarão a ser identificados e gerenciados para cada ESC durante o período da LTO. Esta etapa é dividida em duas partes:

i. Revisão dos programas e das práticas existentes da usina para assegurar que estes permanecerão eficazes para o período planejado da LTO. Esta revisão ajuda a identificar as modificações e / ou novos programas necessários para assegurar que os ESCs continuarão a desempenhar suas funções de segurança designada para o período da LTO.

ii. Revisão de cada ESC dentro do escopo de LTO para assegurar que os efeitos do envelhecimento são gerenciados adequadamente permitindo que o ESC seja capaz de desempenhar sua função de segurança designada

conforme a CLB. A revisão inclui uma explicação técnica do gerenciamento dos efeitos de envelhecimento para cada ESC identificada.

(C) Revisão das ESC que foram objeto de análises TLAA para garantir que as análises continuarão válidas para o período previsto da LTO ou que os efeitos de envelhecimento serão gerenciados. A revalidação dessas análises irá demonstrar se a função pretendida da ESC permanecerá dentro das margens de segurança de projeto durante o período de Operação a Longo Prazo.

3.4.2 Viabilidade da LTO

A decisão de uma organização operacional em prosseguir com a operação além do prazo inicial licenciado é baseada em uma avaliação que abrange os seguintes elementos:

- Elementos estratégicos;
- Requisitos regulatórios aplicáveis, incluindo a avaliação da adoção de novos requisitos;
- Uma avaliação técnica do estado físico da usina, incluindo a identificação de melhoramentos e modificações de projeto, se necessário, e do impacto das alterações nos programas e procedimentos da usina para continuação segura da operação;
- Uma avaliação técnica do impacto ambiental da LTO;
- Uma avaliação econômica.

A decisão de proceder com a LTO é realizada somente se os resultados das atividades, indicadas anteriormente na figura 35, demonstrarem que a usina poderá ser operada de forma segura para o período planejado da LTO.

Os programas existentes de centrais nucleares e toda documentação técnica são essenciais para um desenvolvimento de uma LTO adequada. Os programas e os documentos a seguir afetam todo o funcionamento seguro da instalação, e são considerados condições prévias para uma LTO:

- (A) Programas da Usina;

(B) Um sistema de gerenciamento que aborda a Garantia da Qualidade e Gerenciamento da Configuração;

(C) Análises originais de envelhecimento em função do tempo, TLAA originais;

(D) Relatório de Análise de Segurança atual ou outros documentos de base de licenciamento;

Cada pré-condição deve estar devidamente documentada no Relatório de Análise de Segurança atual ou em outros documentos de base de licenciamento, descrevendo clara e adequadamente a CLB ou os requisitos de segurança utilizados atualmente para operação da usina nuclear.

Segundo o documento SRS N° 57, os programas de uma usina são considerados uma série de eventos planejados, utilizando um conjunto de medidas e atividades relacionadas à longevidade da operação que são coordenadas e executadas em uma determinada ordem, com o intuito de manter a finalidade para qual a usina foi construída.

Os cinco programas a seguir, além de terem impacto em todos os ESCs da usina, são considerados pré-condições para uma LTO e são necessários para suportar as modificações associadas ao gerenciamento do envelhecimento no período de operação estendida:

(A) Manutenção;

(B) Qualificação ambiental de equipamentos;

(C) Inspeção em serviço (ISI);

(D) Monitoramento e vigilância;

(E) Monitoramento de regimes químicos.

Segundo o documento NS-G – 2.6 (Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series) as informações a seguir demonstram o quão importante os programas citados acima são fundamentais para uma LTO.

Os programas de manutenção são revisados e reavaliados para definir o quanto são eficazes em manter as funções pretendidas de cada ESCs dentro do âmbito da LTO. A revisão sobre este programa fornece uma base técnica que demonstra se os mecanismos de degradação serão devidamente gerenciados pelas

as atividades propostas. A eficácia dos programas de manutenção na detecção e caracterização dos mecanismos de degradação deve estar documentada. Esta documentação inclui todas as atividades da manutenção e os critérios de aceitação, e fornece referências técnicas para apoiar a tomada de decisões e conclusões.

Os programas de qualificação ambiental de equipamentos são responsáveis por garantir que os equipamentos expostos a condições ambientais adversas ou sísmicas, serão capazes de exercer suas funções pretendidas durante o período de LTO. Os equipamentos são avaliados e requalificados, no caso de algum não poder ser qualificado para o período de renovação da licença, recomenda-se a troca deste para a LTO. Os resultados da qualificação ambiental irão especificar se os equipamentos foram qualificados para desempenhar suas funções de segurança em condições ambientais equivalentes as condições de acidentes de projeto para o período de operação a longo prazo.

Os programas de ISI são avaliados quanto a sua eficácia em detectar as degradações de cada ESC. A revisão desse programa fornece uma base técnica que irá demonstrar se os fenômenos de envelhecimento serão devidamente detectados com as atividades de inspeção ou monitoramento propostas. A qualificação da metodologia, o pessoal envolvido nas atividades de inspeção e dos equipamentos é realizada de acordo com as normas nacionais, os requisitos regulatórios e as recomendações da AIEA. Os resultados destas avaliações também fornecem base técnica para conclusões a respeito da LTO.

Programas de Monitoramento de Vigilância confirmam as provisões para uma operação segura, consideradas durante a fase de projeto, verificadas durante a construção e o comissionamento e, confirmadas durante a fase operacional. Estes programas fornecem dados utilizados para avaliar a vida útil de ESCs durante o período da LTO. Ao mesmo tempo, os programas verificam se as margens de segurança são adequadas e fornecem uma tolerância elevada para ocorrência operacionais, erros e avarias. É dada uma atenção especial aos seguintes aspectos:

- (A) A integridade da barreira entre o material radioativo e o meio ambiente (limite de pressão do primário e confinamento);
- (B) Disponibilidade dos sistemas de segurança;
- (C) Disponibilidade dos itens cuja a falha poderia afetar adversamente a segurança.

Programas de monitoramento de regimes químicos são responsáveis por controlar a química da água e pode ser usado para minimizar os efeitos nocivos de produtos químicos, impurezas químicas e a corrosão em sistemas da usina para a LTO. A revisão sobre estes programas é realizada para assegurar que os programas são eficazes na manutenção da qualidade da água exigida pelas especificações técnicas e requisitos regulatórios. Estes programas também fornecem assistência química e radioquímica necessária para garantir a segurança da operação, a integridade a longo prazo de ESCs e controle e mitigação dos níveis de radiação em áreas de trabalho.

3.4.3 Definição do escopo de seleção

Esta seção descreve os processos para definição de escopo e triagem de ESCs que compõem a usina nuclear e que devem ser incluídos no escopo da LTO. Se aplicados corretamente, assegurarão que os ESCs que executam as funções pretendidas de segurança serão avaliados quanto a sua adequação para a LTO.

Os ESCs no âmbito da LTO são aqueles que executam as seguintes funções de segurança:

- (A) Todos os ESCs importantes para a segurança e que assegurem a integridade do limite de pressão do sistema de refrigeração do reator;
- (B) Todos os ESCs importantes para a segurança que assegurem a capacidade de desligar o reator e mantê-lo em condição segura de desligamento;
- (C) Todos os ESCs importantes para a segurança que garantam a capacidade de prevenir ou mitigar acidentes que possam resultar em potencial exposição de material radioativo para o meio ambiente;

Outros ESCs importantes no âmbito da LTO são aqueles cuja a falha pode ter impacto nas funções de segurança pretendidas listadas acima.

Segundo a AIEA, algumas regulamentações nacionais também exigem que todos os ESCs creditados em uma análise de segurança para executar uma função que mitigue determinados eventos, também devem ser incluídos na revisão da LTO. Os eventos considerados são:

- (i) Incêndios e Inundações;

- (ii) Condições meteorológicas extremas;
- (iii) Terremotos;
- (iv) Choque térmico pressurizado;
- (v) ATWS (Anticipated Transient Without Scram)
- (vi) Station Blackout (Blackout da estação).

A organização operacional também pode considerar a avaliação de ESCs que não estejam relacionados à segurança, mas que permaneçam importantes para o funcionamento da usina nuclear além de um prazo estabelecido. Os resultados do processo de definição do escopo são documentados de maneira que se possa cumprir os requisitos do programa de garantia de qualidade. As informações documentadas incluem a identificação dos ESCs da usina que atendem à descrição acima e as fontes de informação utilizadas para realizar a definição do escopo.

No processo de seleção, a organização operacional aborda todos os ECs (estruturas e componentes) dentro do escopo da avaliação para LTO e identifica quais desses ECs estão sujeitos a uma avaliação que demonstre se os efeitos da degradação por envelhecimento serão gerenciados de maneira adequada para o período planejado da LTO. Como exemplo de ECs inclusos na avaliação, mas não estão limitados a estes, podemos citar: o recipiente de pressão do reator, o limite de pressão do sistema de refrigeração do reator, os geradores de vapor, o pressurizador, a tubulação, os invólucros da bomba, os corpos de válvula, condutores de ventilação, contenção, revestimento da contenção, penetrações elétricas e mecânicas, escotilhas de equipamentos, estruturas sísmicas de categoria I, cabos e conexões elétricas, motores, geradores a diesel, compressores de ar, amortecedores, componentes responsáveis pelo acionamento das barras de controle, amortecedores de ventilação, transmissores de pressão, indicadores de pressão, indicadores de nível de água, Interruptores, inversores de energia, placas de circuitos, carregadores de bateria e fontes de alimentação.

Assim como os resultados do escopo, os resultados do processo de seleção devem ser documentados de maneira que se possa cumprir os requisitos do programa de garantia de qualidade, informando devidamente todos os ECs selecionados conforme a descrição acima e suas fontes de informações utilizadas para a triagem.

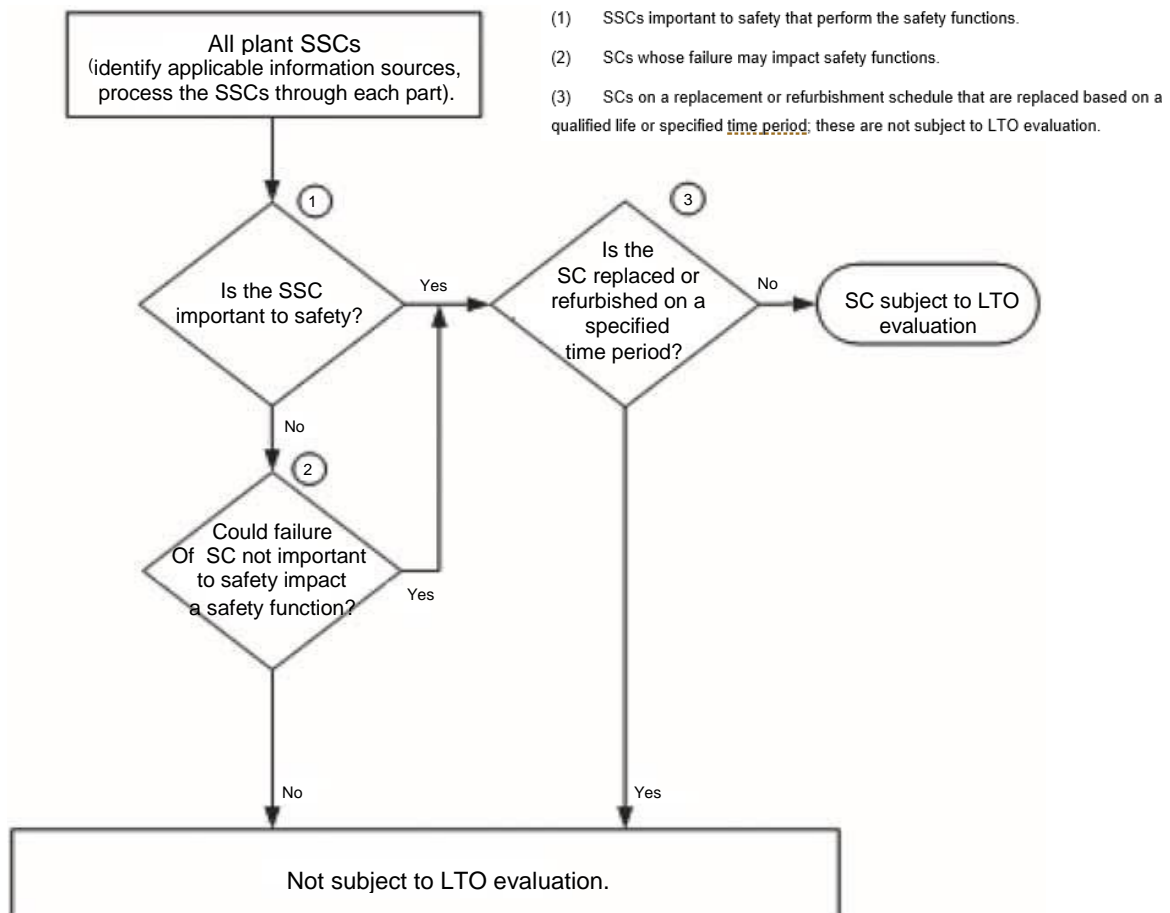


Figura 16: Processo de Escopo de ESCs para LTO

Fonte: SRS nº 57

3.4.4 Avaliação e gerenciamento de estruturas e componentes para degradação por envelhecimento para operação a longo prazo

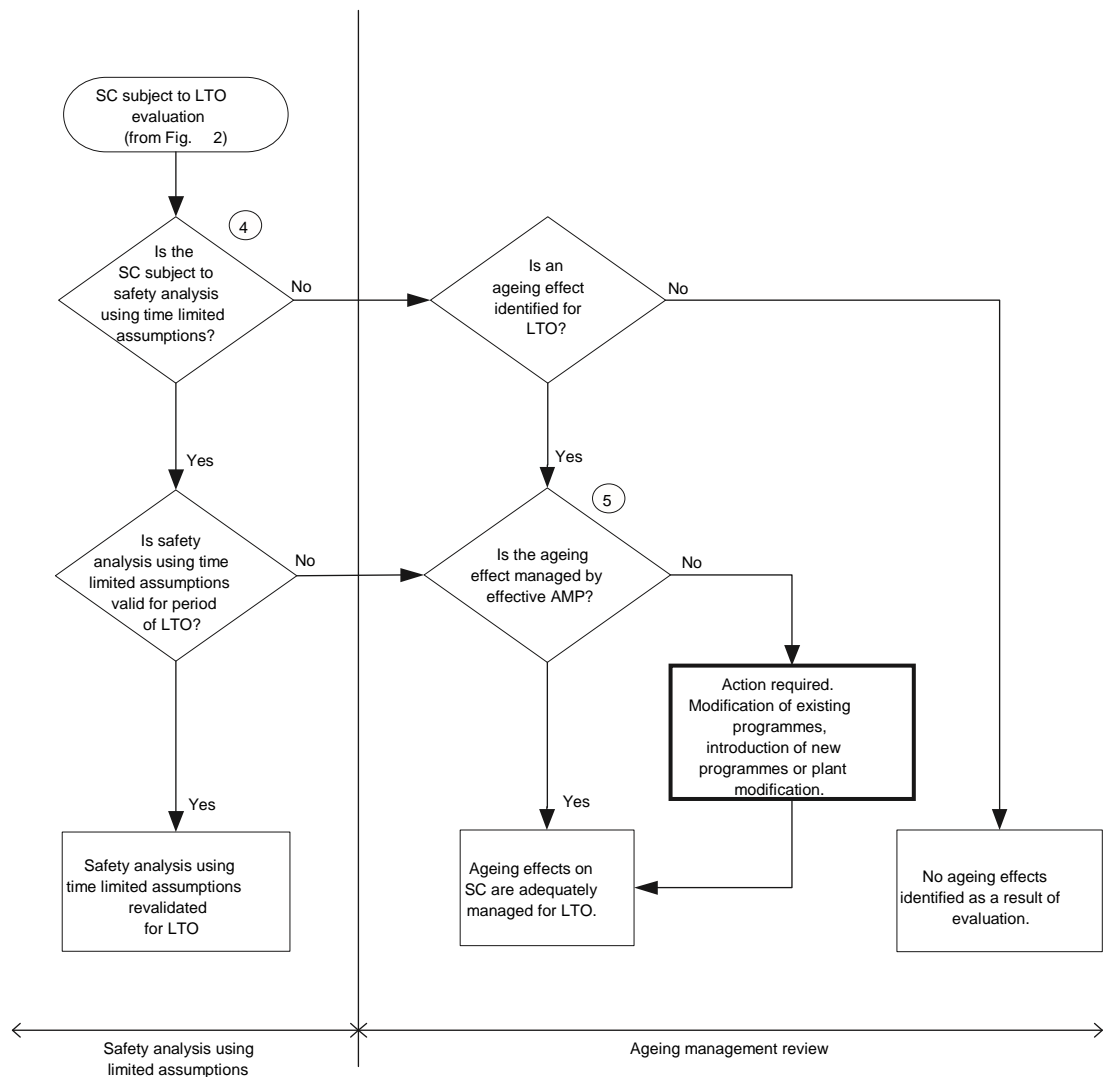
Uma vez concluída a definição do escopo e o processo de seleção, os ESCs considerados importantes para a LTO são identificados, conforme demonstram as figuras 16 e 17, respectivamente. A atividade a seguir é avaliar as condições destes ESCs e demonstrar que seus status físicos serão gerenciados e estarão em consistência com a base de licenciamento atual para o período estipulado para LTO.

Esta etapa consiste nos seguintes passos:

- A) Avaliação do estado físico atual da usina;
- B) Identificação dos efeitos da degradação por envelhecimento;
- C) Revisão dos programas existentes da usina e dos programas propostos para o gerenciamento do envelhecimento;

D) Demonstração de que os efeitos da degradação por envelhecimento estão a ser gerenciados;

E) Documentação da avaliação e demonstração de que os efeitos do envelhecimento dos ESCs serão gerenciados durante o período previsto para LTO.



(4) See Section 6 for a description of revalidation of analyses that used time limited assumptions.

(5) See Section 5.3 for a list of criteria for reviewing plant programmes.

Figura 17: Processo de Seleção de ESCs para LTO

Fonte: SRS Nº 57

A análise do estado físico atual da usina é realizada através de uma avaliação de engenharia que analisa todos os ESCs considerados importantes para a LTO. Uma avaliação adequada requer o elevado conhecimento de alguns fatores:

- (A) A concepção da usina, incluindo códigos aplicáveis e requisitos regulatórios, a base de projeto da usina e os devidos documentos técnicos, incluindo todas as análises de segurança;
- (B) A fabricação, incluindo as propriedades dos materiais e das condições específicas de serviço;
- (C) O histórico operacional e de manutenção, incluindo o período de comissionamento, transientes e eventos operacionais, experiência operacional do setor, como elevação de potência, modificação e substituição, monitoramento e todas as curvas de tendências;
- (D) Resultado das Inspeções;
- (E) O ambiente interno e externo do EC;
- (F) Resultados de pesquisas;

Medidas corretivas precisarão ser tomadas no caso de a avaliação de engenharia não confirmar que o status físico dos ECs encontra-se dentro do alcance previsto no projeto da usina.

Existem diversas técnicas para identificar e avaliar os efeitos do envelhecimento. Para alguns ECs, as margens de projeto e / ou as propriedades dos materiais são conhecidas e podem ser revisadas. Nestes casos, uma análise pode ser suficiente para demonstrar que os efeitos de envelhecimento serão gerenciados.

Para outros ECs, o histórico de desempenho ou de manutenção pode estar disponível e pode ser revisado para auxiliar a demonstrar se os efeitos do envelhecimento são devidamente gerenciados. Estas e outras considerações apontam para a necessidade de determinar o nível apropriado de revisão para cada tipo de estrutura ou componente e para as condições específicas da planta.

Conforme o documento SRS nº 57 da AIEA, avaliação do nível apropriado de revisão inclui as seguintes atividades:

- Montagem de informações relativas à estrutura ou propriedades dos materiais dos componentes e das margens de projeto;

- Identificação dos efeitos do envelhecimento que podem afetar potencialmente as funções pretendidas de segurança dos ECs
- Revisão das estruturas ou das propriedades dos materiais para determinar se os efeitos de envelhecimento podem ser demonstrados pelas análises de modo a não afetar a capacidade do EC em desempenhar suas funções pretendidas ao longo do período da LTO. Como exemplo, nós temos: tolerância a corrosão, fadiga do material cargas cíclicas, condições de carga, tenacidade à ruptura, resistência a tração, resistência dielétrica, exposição à radiação e exposição à ambiente adverso;
- Revisão e avaliação do histórico de operação e manutenção. O foco desta revisão pode incluir transientes operacionais, falhas passadas ou condições incomuns que afetaram o desempenho do EC;
- Avaliação da experiência operacional da indústria nuclear e a sua aplicabilidade para às decisões tomadas para a usina;

Para determinar os efeitos de envelhecimento que requerem gerenciamento, a organização operacional considera e aborda as propriedades dos materiais, meio ambiente e estressores associados a cada estrutura, componente ou grupo de conveniência sob revisão.

3.4.5 Revisão dos programas existentes da planta e programas propostos para o gerenciamento do envelhecimento

De acordo com o guia de segurança para extensão de vida de usinas da Agência Internacional de Energia Atômica, o gerenciamento do envelhecimento é uma atividade transversal que envolve a manutenção, o monitoramento, a qualificação ambiental do equipamento, a ISI e outros programas relevantes para a usina. O gerenciamento do envelhecimento fornece um processo metódico para detectar e mitigar a degradação por envelhecimento. Esse processo é utilizado como parte da justificativa para uma LTO segura.

Qualquer programa da planta existente ou novos programas que ajudarão a suportar uma LTO ou que gerencie os efeitos do envelhecimento devem ser revisados de acordo com os nove elementos descritos a seguir:

- (A) Um escopo definido do programa. Dentro deste escopo se encontra os ECs específicos que estarão sujeitos a uma revisão do gerenciamento do envelhecimento;
- (B) Identificação das ações preventivas e mitigatórias e dos parâmetros a serem monitorados ou inspecionados. As ações são identificadas para prevenir ou atenuar a degradação por envelhecimento e os parâmetros para monitorar ou inspecionar as funções pretendidas da estrutura ou componente;
- (C) Detecção da degradação / efeitos do envelhecimento. Os efeitos do envelhecimento precisam ser devidamente detectados antes de haver uma perda das funções pretendidas de um EC. O método ou técnica utilizados (visual, volumétrico, inspeção superficial e etc.), a frequência, o tamanho da amostra, coleta de dados e cronogramas de inspeções precisam ser tratados para garantir a detecção antecipada dos efeitos do envelhecimento;
- (D) Monitoramento e Tendências, incluindo frequência e a metodologia utilizada. Estes fornecem a previsibilidade da extensão da degradação por envelhecimento e possibilitam ações oportunas mitigatórias ou corretivas;
- (E) Critérios de aceitação. A necessidade de medidas corretivas avaliadas em função dos critérios de aceitação, são realizadas para garantir que as funções pretendidas de ECs sejam mantidas em todas as condições da base de licenciamento ao longo do período planejado para LTO;
- (F) Ações corretivas no caso de um componente não atender aos critérios de aceitação. Além das ações, a identificação das causas raízes e prevenção de recorrências, precisam ser oportunas;
- (G) Confirmação de que as ações necessárias foram tomadas. Um processo de confirmação garante que as ações preventivas são adequadas e as ações corretivas apropriadas foram realizadas e são eficazes;

(H) Controle administrativo que documenta a implementação do programa e as ações tomadas. Os controles administrativos fornecem um processo formal para a revisão e aprovação;

(I) Feedback da experiência operacional. A experiência operacional do programa de gerenciamento do envelhecimento, incluindo as ações corretivas passadas resultantes da melhoria de programas ou programas adicionais, fornece elementos objetivos que comprovam e apoiam a conclusão de que os efeitos do envelhecimento serão gerenciados de forma adequada para que as funções pretendidas de um EC sejam mantidas para o período da LTO.

Se a organização operacional concluir, após a verificação dos programas da usina e / ou do programa de gerenciamento do envelhecimento, que o gerenciamento dos efeitos do envelhecimento não é adequado, o órgão operador deve modificar o programa existente ou desenvolver um novo programa ou mecanismos de inspeção para fins da LTO.

O novo programa ou mecanismo de inspeção inclui uma metodologia para analisar os resultados da inspeção em função dos critérios de aceitação aplicáveis. Esta metodologia deve ser capaz de determinar a capacidade da estrutura ou componente para executar sua função de segurança pretendida para o período planejado da Operação a Longo Prazo em conformidade com os requisitos de projeto exigidos pelo órgão regulador.

A Agência Internacional de Energia Atômica possui um documento específico utilizado para implementar um Programa de Gerenciamento. O Guia NS-G-2.12 “Ageing Management for Nuclear Power Plants” possui o objetivo de oferecer recomendações para gerenciar a degradação por envelhecimento de ESCs importantes a segurança em usinas nucleares, disponibilizando dados para estabelecimento, implementação e aperfeiçoamento de PGE. Este documento pode ser usado pelo órgão regulador para elaboração de requisitos e guias regulatórios, e na verificação da efetividade da monitoração do envelhecimento de ESCs da usina.

De acordo com o Guia NS-G-2.12, o gerenciamento efetivo do envelhecimento deve ser realizado ao longo de toda a vida útil da usina, desde a concepção do projeto, construção, comissionamento, operação (incluindo operação a longo prazo) até o descomissionamento. Para isso, é necessária uma estrutura de coordenação

responsável por todas as atividades e os programas relacionados ao entendimento, controle, mitigação e monitoração dos efeitos de envelhecimento.

A figura 18 a seguir, representa a abordagem PDCA (Plan, Do, Check and Act) sugerida pela AIEA para o gerenciamento de envelhecimento de usinas nucleares.

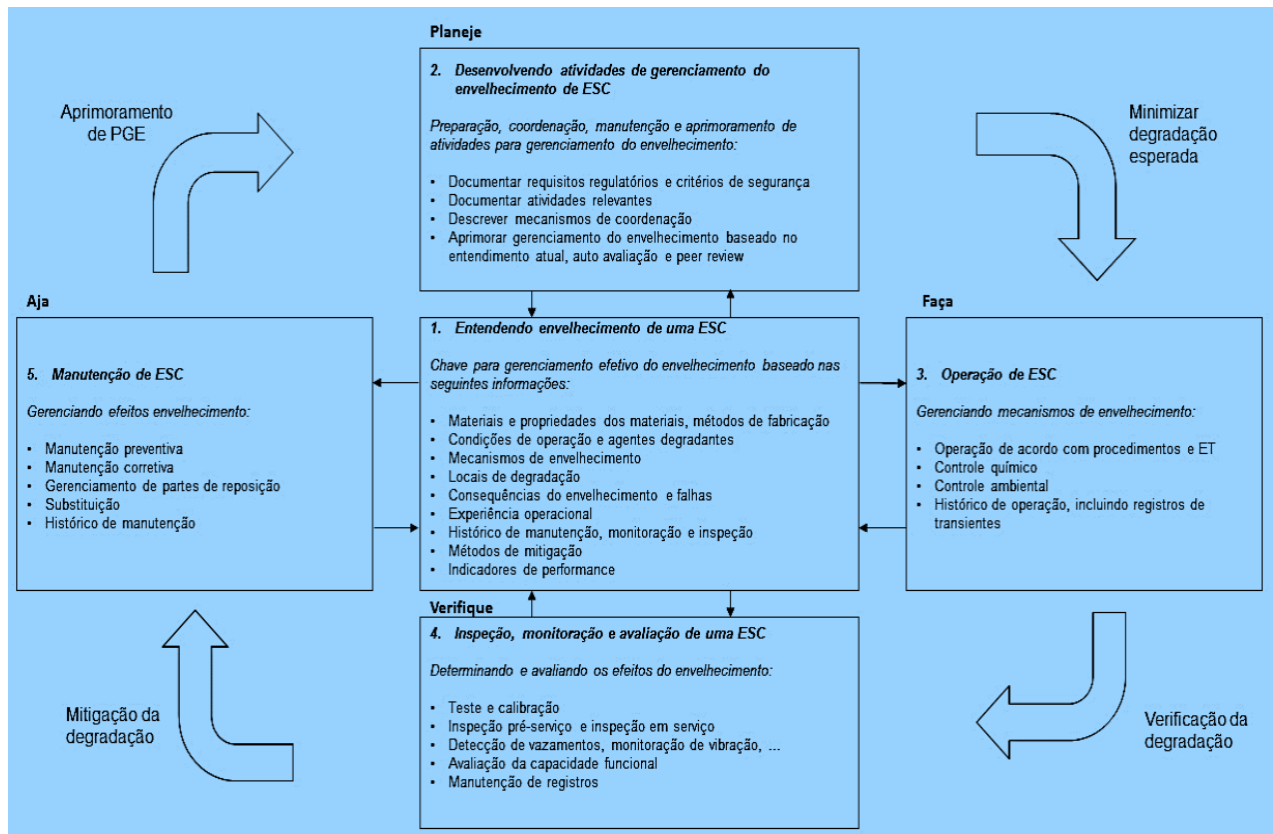


Figura 18: Sugestão de Abordagem da AIEA para um PGE

fonte: NS-G- 2.12

O entendimento do envelhecimento, conforme quadro 1 da figura 26, possui caráter importante para a implementação de um PGE efetivo. Para entendermos, é necessário o conhecimento sobre:

- As Bases de Projeto;
- Das funções de segurança pretendidas;
- Do projeto e fabricação;
- Da qualificação dos equipamentos;
- Do Histórico operacional e de manutenção;

- Experiência operacional da usina;
- Resultados de pesquisas;
- Dos dados de monitoração, inspeção e manutenção.

No segundo quadro, são expostas as atividades de planejamento. Responsáveis por coordenar, modificar e integrar programas e atividades existentes relacionadas ao gerenciamento do envelhecimento de ESCs, e se necessário, ao desenvolvimento de novos PGEs.

O quadro 3, determina as atividades responsáveis por minimizar a degradação por envelhecimento por meio de uma operação adequada e segura, sempre em conformidade com as especificações técnicas e os procedimentos da usina.

Atividades de verificação, relacionadas no quadro 4, representam uma detecção efetiva da degradação por meio de inspeções e monitoramento de ESCs, e da avaliação da degradação detectada para determinar o momento e o tipo de ação corretiva adequada.

O quadro 5, apresenta as atividades relacionadas a mitigação e correção da degradação dos ESCs através das devidas manutenções e modificações de projeto, incluindo substituição e reparo de ECs.

O guia NS-G-2.12, aborda o gerenciamento do envelhecimento durante toda a vida útil da usina e sugere a elaboração de uma estrutura organizacional responsável pela implementação de atividades e programas relacionados ao gerenciamento do envelhecimento. Nota-se que a norma 10 CFR part 54 da NRC e o Guia NEI-95.10, não fazem abordagem do PGE durante a fase licenciada inicial, somente durante a fase de renovação de licença, e não propõem um arranjo organizacional.

Antes da implementação de um PGE, a AIEA recomenda que a usina estabeleça suas políticas e objetivos para o programa, e designe os recursos necessários: humanos, financeiros, equipamentos e fontes externas de cooperação e pesquisa.

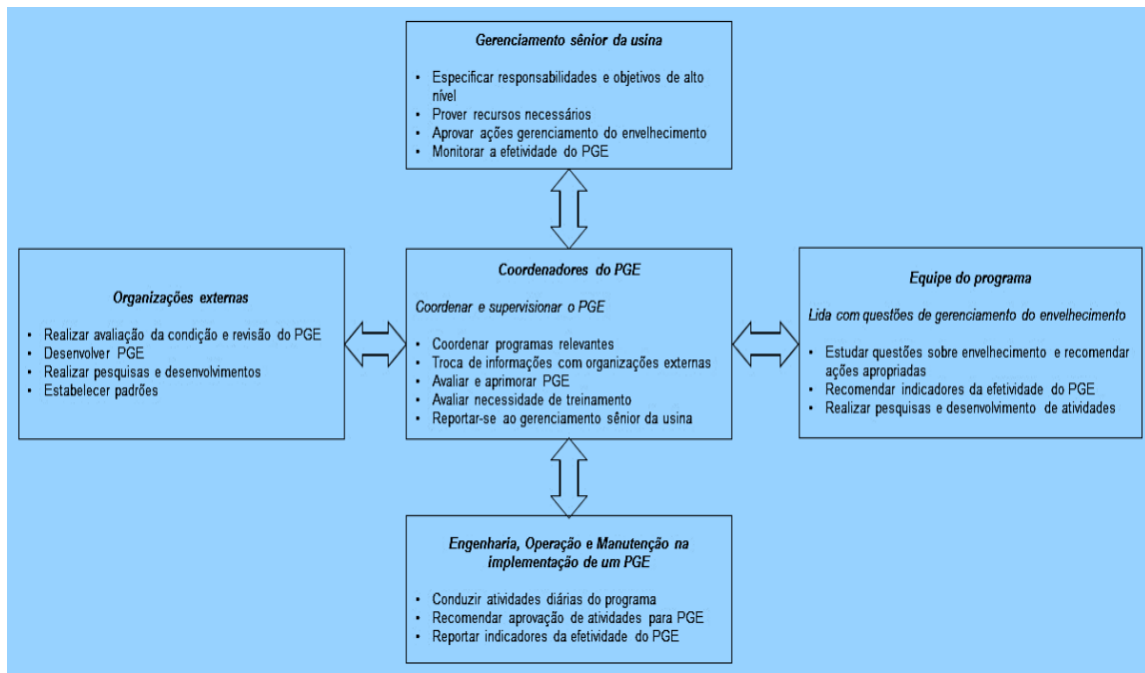


Figura 19: Arranjo organizacional para implementação de um PGE.
Fonte: NS-G-2.12

O órgão operacional deve designar um coordenador para o PGE responsável pelas atividades especificadas acima. O coordenador deve pertencer ao pessoal da usina, podendo fazer parte da operação, garantia da qualidade, manutenção e engenharia.

O processo de definição e seleção dos ESCs dentro do escopo do PGE, com uma abordagem baseada na segurança operacional, dispõe os seguintes elementos:

- De uma lista de sistemas e estruturas, aquelas consideradas importantes para a segurança devem ser identificadas, avaliando se uma falha ou o mau funcionamento pode levar, de alguma forma, a diminuição ou impedimento de uma função de segurança pretendida;
- Para cada sistema ou estrutura, os elementos e componentes estruturais que são importantes para a segurança precisam ser identificados, aqueles cuja a falha, pode levar a perda ou diminuição da função de segurança;
- Da lista de elementos e componentes estruturais considerados importantes para a segurança, devem ser identificados todos aqueles onde a degradação por envelhecimento pode causar a falha de componentes;

- Para assegurar que o gerenciamento do envelhecimento é efetivo, a lista de ESCs identificados como relevantes para a segurança e que estão sujeitos a degradação por envelhecimento deve ser organizada por grupos de conveniência.

O processo de definição e seleção das estruturas, sistemas e componentes que farão parte de um PGE está ilustrado na figura 20 a seguir:

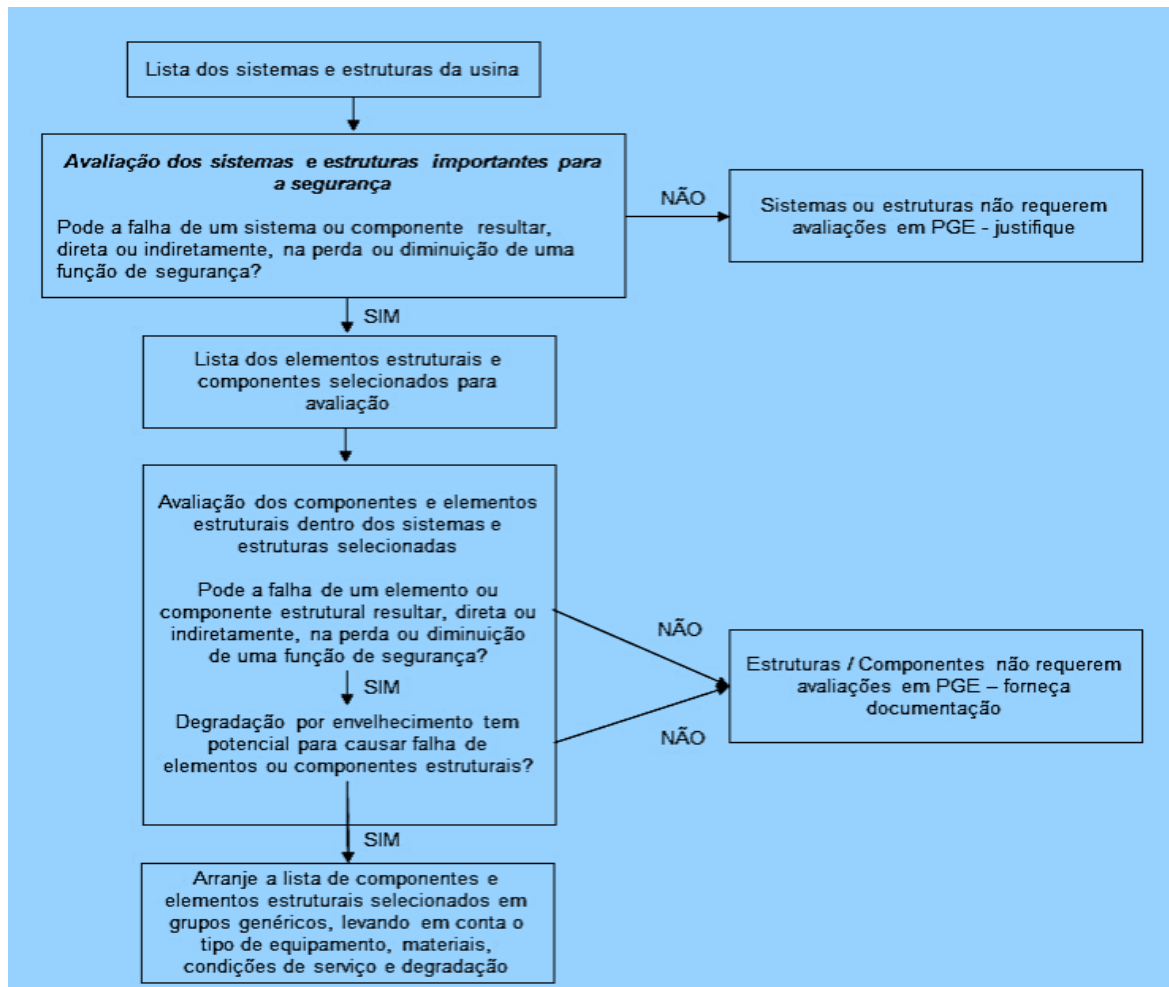


Figura 20: Processo de definição e triagem de acordo com a AIEA. Fonte: NS-G-2.12

O método de monitoração dos efeitos do envelhecimento sugerido pelo Guia NS-G-2.12, possui carácter semelhante ao sugerido pela norma da NRC e pelo guia do NEI, que sugere uma comparação dos programas existentes na usina com os programas de usinas existentes creditados no documento Safety Reports Series Nº 82 “Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)”.

O modelo de gerenciamento do envelhecimento recomendado pela Agência Internacional de Energia Atômica é dado pela figura 21 a seguir:

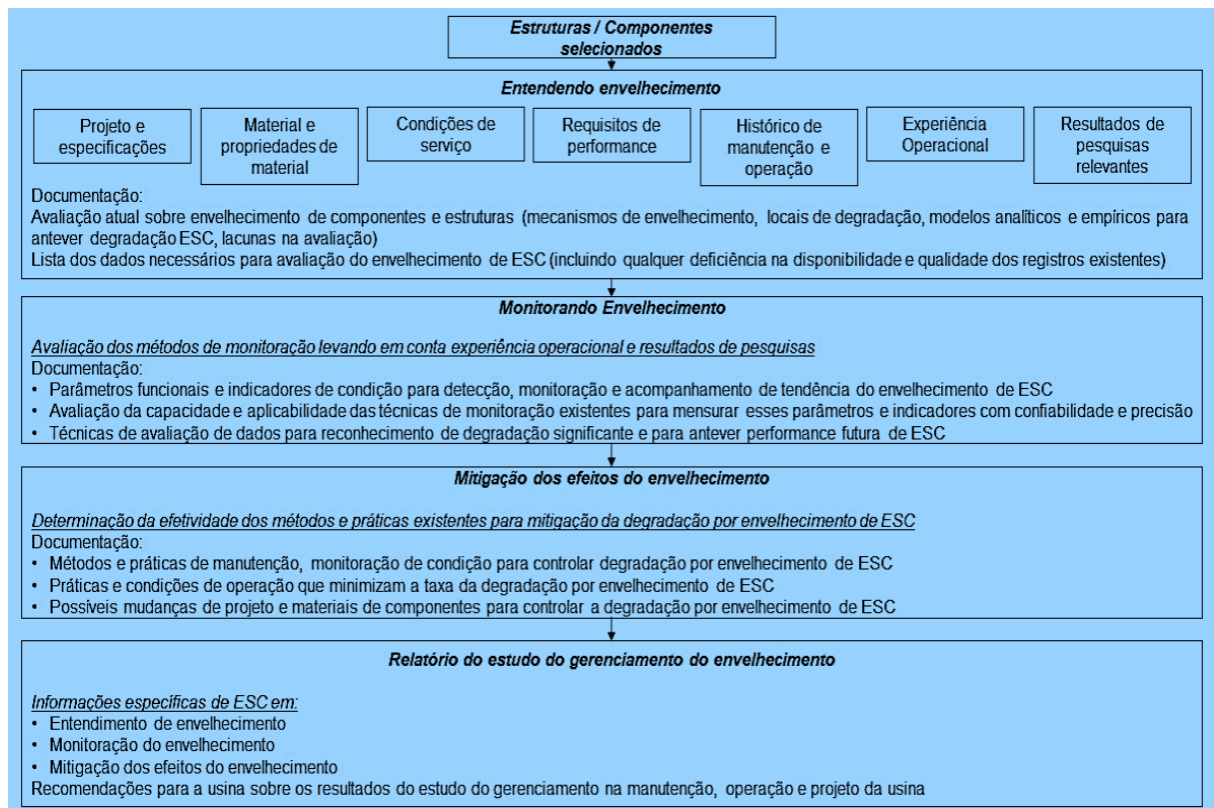


Figura 21: Gerenciamento do envelhecimento sugerido pela AIEA.

Fonte: NS-G-2.12

A metodologia da AIEA faz uma abordagem diferenciada para o gerenciamento do envelhecimento, a agência sugere a implementação de um Programa de Gerenciamento da Obsolescência (PGO) dentro do escopo de um PGE. A obsolescência de ESCs importantes para a segurança deve ser gerenciada de forma proativa, ou seja, com previsão e antecipação, ao longo de sua vida útil.

O guia NS-G-2.12 sugere que o gerenciamento da obsolescência da usina seja monitorado pelo órgão regulador durante toda a vida útil da instalação. O documento recomenda que o órgão operador estabeleça um PGO efetivo, incluindo a definição da política, objetivos e arranjos organizacionais, alocação de recursos adequados (humanos e financeiros) e um acompanhamento do programa para garantir o atendimento dos objetivos propostos.

AIEA sugere a definição de um arranjo organizacional para implementação de um PGO, seguindo os seguintes critérios:

- A responsabilidade da implementação do PGO deve ser atribuída dentro da unidade organizacional da usina,
- O programa deve ser supervisionado por um profissional dedicado com experiência em operação, engenharia e manutenção;
- As atividades do programa devem ser implementadas por uma equipe multidisciplinar.

O programa de gerenciamento da obsolescência possui foco no gerenciamento da obsolescência tecnológica. A obsolescência tecnológica ocorre quando a produção de certos equipamentos, ou partes deles, tem sua produção descontinuada pelos fabricantes.

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, buscando sempre manter um nível mínimo para as tarefas de manutenção preventiva;
- Ações de busca de informações junto aos fabricantes sobre a disponibilidade de peças de reposição.

Para que um modelo proativo de PGO seja efetivo, a usina deve qualificar seu pessoal e direcioná-lo especificamente para trabalhar com a questão da obsolescência. A equipe responsável deve ser multidisciplinar, sendo constituída de pessoal das áreas de engenharia, manutenção, operação, além de especialistas em documentos e procedimentos da usina.

O guia NS-G-2.12 destaca duas outras áreas técnicas consideradas como significativas ou por possuírem um relacionamento estreito com o gerenciamento do envelhecimento, essas duas áreas são: Qualificação Ambiental de Equipamentos e a Revisão Periódica de Segurança.

O programa de qualificação ambiental de equipamentos da usina fornece um meio eficaz de manter componentes elétricos e de I&C (instrumentação e controle) operáveis, mesmo em condições ambientais adversas ou de acidentes postulados. É

necessário a demonstração clara de que o programa aborda todas as condições importantes para segurança operacional da usina.

O programa de qualificação do equipamento permite o estabelecimento de uma vida qualificada adequada para um componente, o qual a degradação por envelhecimento não impedirá o desempenho satisfatório do mesmo. Recomenda-se a substituição do equipamento antes do fim da vida útil estipulada pelo programa ou revalidação das análises consideradas.

A Revisão de Segurança Periódica (RPS) é realizada em diversos Estados-Membros da AIEA. É uma ferramenta importante para análise de segurança operacional de uma usina ao longo da sua vida útil e um documento importante para tomada de decisões na solicitação da renovação de licença. O processo da revisão periódica de segurança fornece uma garantia, ao longo da vida útil da usina, de que a base de licenciamento continua válida, levando em consideração os efeitos do envelhecimento da planta (envelhecimento físico ou obsolescência), modificações realizadas na configuração da usina e mudanças nas normas internacionais de segurança de usinas nucleares.

Os resultados obtidos na revisão do gerenciamento do envelhecimento, dentro do RPS, são melhorias no escopo, procedimentos e / ou frequência de manutenção, vigilância e inspeção e modificações de condições operacionais e do projeto da usina.

3.4.6 Demonstração de que os efeitos do envelhecimento estão sendo gerenciados

Uma avaliação adequada para uma LTO demonstra se os efeitos do envelhecimento serão devidamente gerenciados de modo que as funções de segurança pretendidas serão mantidas consistentes com a base de licenciamento para o período de operação a longo prazo.

Durante a demonstração, o órgão operacional considera todos os programas e atividades da usina associados às estruturas ou componente. Estes programas são revisados para determinar se eles incluem as devidas ações para detectar e mitigar os efeitos do envelhecimento.

Conforme discutido anteriormente, os programas revisados incluem quatro tipos de atividades: prevenção, mitigação, monitoramento de condições e

monitoramento de desempenho. Em alguns casos, pode ser utilizado mais de um tipo de programa para assegurar que os efeitos do envelhecimento serão gerenciados.

Ao demonstrar se os efeitos do envelhecimento estão sendo gerenciados, o órgão operador pode optar por recorrer uma única atividade ou um conjunto de atividades de gerenciamento do envelhecimento. Uma vez determinada a abordagem, uma documentação é necessária para auxiliar na demonstração de que os efeitos do envelhecimento são gerenciados.

A organização operadora determina um tamanho de amostra ideal para fornecer uma garantia razoável de que os efeitos do envelhecimento dos ECs não impedirão o desempenho da função pretendida ao longo do período da LTO. A escolha dessa amostra é baseada na consideração dos efeitos específicos do envelhecimento, da localização, da informação técnica existente, dos materiais, do ambiente de serviço, do histórico de falhas anteriores, etc. Os resultados da inspeção também são avaliados para determinar se o tamanho da amostra é adequado ou se precisa ser expandido.

Referências de outras usinas, bem como referência da indústria nuclear também podem ser utilizadas para comprovar os métodos utilizados para gerenciar os efeitos do envelhecimento, devem ser revisados e incluídos como parte da demonstração. As referências fornecem, claramente, um link de programas de usinas existentes utilizados para gerenciar os efeitos do envelhecimento. A justificação pode basear-se em características específicas da usina, no histórico operacional e de manutenção e / ou na evolução tecnológica da indústria nuclear desde que as referências selecionadas foram emitidas.

3.4.7 Documentação da avaliação e demonstração do gerenciamento dos efeitos do envelhecimento

A organização operacional desenvolve e mantém de forma auditável e recuperável todas as informações e documentações exigidas pelo órgão regulador. A documentação da identificação dos ECs sujeitos a revisão para o gerenciamento do envelhecimento inclui:

- (A) Identificação e enumeração dos ECs sujeitos a uma revisão do gerenciamento do envelhecimento e das suas funções pretendidas;

(B) Descrição e justificação da metodologia utilizada para determinar ECs sujeitos a uma revisão do gerenciamento do envelhecimento;

(C) As fontes de informações utilizadas para realizar a descrição e justificação acima, e qualquer discussão necessária para esclarecer sua utilização.

A documentação utilizada para a demonstração de que os efeitos do envelhecimento serão gerenciados incluem:

(i) Identificação dos efeitos do envelhecimento que requerem gerenciamento;

(ii) Identificação dos programas específicos da usina ou atividades que irão gerenciar os efeitos do envelhecimento para cada ESC;

(iii) Uma descrição de como os programas e atividades irão gerenciar os efeitos do envelhecimento;

(iv) Uma discussão sobre como as determinações foram feitas;

(v) Uma lista de referências e documentos fundamentais;

(vi) Uma discussão de quaisquer suposições ou condições especiais usadas na aplicação ou interpretação dos documentos de origem;

(vii) Uma descrição dos programas de inspeção para LTO.

As informações documentadas e mantidas pelo órgão operador irão constituir a base das informações a serem revisadas pelo órgão regulador na revisão e aprovação da LTO.

3.4.8 Revalidação das análises de envelhecimento limitadas pelo tempo (TLAA)

Esta seção descreve o tratamento das análises de segurança específicas da usina para as quais foram incluídas premissas limitadas no tempo em seus cálculos originais para determinar a vida útil de estruturas e componentes específicos da usina.

Para que a vida útil de um EC específico seja estendida, esses cálculos precisam ser revalidados em relação a LTO.

As TLAAs são cálculos pressupostos limitados no tempo baseados num período de funcionamento inicialmente estipulado e em considerações com a base de projeto ou com os termos de licenciamento.

As análises de segurança que precisam ser revalidadas para LTO são aquelas que:

- (A) Envolvem os ESCs no escopo da LTO;
- (B) Considera os efeitos da degradação por envelhecimento;
- (C) Envolvem pressupostos limitados no tempo e definidos pelo prazo da licença vigente;
- (D) Foram considerados relevantes para a determinação da segurança, conforme exigido pelas regulamentações nacionais;
- (E) Envolvem conclusões ou fornecem a base para conclusões relacionadas com a capacidade do ESC em desempenhar sua função pretendida;
- (F) Estão contidos ou incorporados na base de licenciamento atual;

Estipulado o período da LTO, é realizado a avaliação das TLAAs que possuem as seis características listadas acima. Para que a LTO seja permitida, a avaliação precisa demonstrar que:

- A análise permanece válida para o período da LTO;
- A análise foi projetada para o final do período pretendido da LTO; ou
- Os efeitos do envelhecimento sobre as funções pretendidas dos ECs serão adequadamente gerenciados para o período previsto da LTO.

As revalidações das TLAAs são documentadas na atualização do Relatório de Análise de Segurança. Como alguns exemplos de TLAAs, nós temos:

- Fragilização do vaso do reator por irradiação;
- Fadiga térmica e mecânica;

- Envelhecimento térmico;
- Perda de carga;
- Perda de material.

3.4.9 Documentação

As atividades e os resultados da avaliação da LTO são registrados e documentados de forma auditável e sistemática, em conformidade com o programa de garantia de qualidade da usina em vigor e de acordo com os requisitos do órgão regulador nacional. A documentação reflete o objetivo da avaliação da LTO, o que justifica a existência de uma garantia razoável de que: a) os programas operacionais com funções integradas de gerenciamento do envelhecimento irão gerenciar a degradação de tal forma que os ESCs no escopo da LTO desempenharão suas funções de segurança pretendidas em conformidade com a base de projeto e licenciamento para o período de operação estendida, e b) todas as TLAAs foram revalidadas para o período pretendido da LTO.

Basicamente, os documentos que dão suporte para uma LTO segura são:

- Resultados dos estudos de viabilidade;
- A base de licenciamento atual e a base de projeto da usina;
- Os programas da usina que são creditados para suportar uma LTO segura;
- Os processos seguidos, em apoio as justificativas técnicas e os resultados da definição do escopo e do rastreamento;
- Os resultados documentados da revisão dos programas de gerenciamento do envelhecimento da avaliação da condição e o desenvolvimento de uma justificativa técnica que apoie a conclusão de que os ESCs no escopo da LTO cumprirão suas funções pretendidas para o período de operação estendida proposta;
- Documentação da revalidação das TLAAs;

- Revisões dos programas e procedimentos existentes da usina e quaisquer novos programas identificados como sendo necessários para uma LTO segura;
- Submissões regulatórias, como relatório atualizado de análise de segurança ou outra documentação regulatória.

As observações ao órgão regulador devem justificar que as funções pretendidas dos ESCs importantes para a segurança operacional serão mantidas ao longo da extensão de vida da usina. A implementação das atividades da usina para LTO deve estar devidamente documentada em um relatório de segurança atualizado ou em outros documentos de licenciamento, juntamente com o um plano de implementação integrado que inclui os resultados do processo de análise de engenharia e constitui os documentos de base para aplicação e aprovação da LTO. O plano de implementação identifica as ações corretivas e / ou as melhorias de segurança necessárias para uma LTO segura e inclui o compromisso formal da organização operadora para implementá-las dentro de um cronograma razoável.

3.4.10 Revisão regulatória

De acordo com os documentos da AIEA, a revisão regulatória verifica se a organização operacional realiza uma avaliação abrangente e implementa as devidas ações corretivas e / ou melhorias de segurança identificadas dentro do prazo acordado, conforme os requisitos nacionais. Uma das principais partes dessa tarefa é a avaliação dos documentos enviados pela organização operacional, a fim de demonstrar que os ESCs dentro do escopo da LTO irão cumprir suas funções pretendidas de acordo com a base de licenciamento e projeto. As principais atividades consideradas pelo órgão regulador ao analisar a documentação da LTO são:

- (A) Verificação de que o processo utilizado para identificar os ESCs no escopo da LTO é consistente com o processo descrito na seção 4 do documento SRS nº 57 e que o processo é suportado por uma justificativa técnica;
- (B) Verificação de que os programas creditados para a LTO corroboram com a conclusão de que as funções pretendidas dos ESCs e as margens de

segurança requeridas serão mantidas. Esta verificação aborda os seguintes tópicos:

- i. Uma descrição das funções pretendidas dos ECs;
- ii. Identificação dos efeitos do envelhecimento aplicáveis com base em materiais, ambiente, experiência operacional, etc.;
- iii. Identificação e descrição dos programas operacionais e dos programas de gerenciamento do envelhecimento;
- iv. Demonstração de que os programas de gerenciamento do envelhecimento são adequados;

(C) Verificação de que a revisão realizada para os ESCs no escopo da LTO é consistente com o processo descrito na seção 5 do documento SRS N° 57 e, que é fornecida uma justificação técnica que:

- i. Demonstra que o efeito do envelhecimento será adequadamente gerenciado para cada EC;
- ii. Assegura que a experiência operacional e a experiência da indústria nuclear sejam adequadamente refletidas na avaliação dos efeitos do envelhecimento dos ECs;

(D) Verificação de que as TLAAs foram devidamente revalidadas e que a avaliação incluiu:

- i. Identificação das TLAAs, de acordo com as seis características especificadas na seção 6 do SRS N° 57;
- ii. Revalidação de cada TLAA de maneira consistente com os requisitos de revalidação estipulados na seção 6 do SRS N° 57;

(E) Verificação de que a organização operacional identificou e irá implementar todas as atividades necessárias antes de entrar no período da LTO.

4. METODOLOGIA PARA AVALIAÇÃO REGULATÓRIA DE EXTENSÃO DE VIDA DE USINAS NUCLEARES BRASILEIRAS

O foco deste capítulo é descrever um método para avaliação regulatória de extensão de vida de usinas nucleares, levando em consideração as duas metodologias existentes.

Conforme descrito neste trabalho, a operação a longo prazo de uma usina nuclear é uma operação além de um prazo estabelecido pela Base de Licenciamento Atual (CLB): a base de projeto, normas relevantes ou regulamentos nacionais.

A operação de longo prazo ou a extensão de vida devem ser gerenciadas durante todas as fases do projeto, incluindo o descomissionamento.

Fica claro a elevada importância da competência do pessoal, programas da usina e os procedimentos operacionais considerados na CLB, para a garantia da segurança no período de operação prolongado.

A CNEN possui um processo regulatório bastante sólido e dispõe de uma norma específica para o processo de licenciamento de instalações nucleares, a CNEN NE 1.04 “Licenciamento de Instalações Nucleares”. Dessa forma, podemos considerar o processo regulatório brasileiro satisfatório na garantia da segurança operacional de nossas usinas, com exceção do envelhecimento exclusivo tratado na renovação de licença.

Os efeitos adversos do envelhecimento que afetam estruturas e componentes passivos são menos evidentes do que os efeitos adversos do envelhecimento que afetam estruturas e componentes ativos.

No Brasil, a regra de manutenção foi considerada uma condicionante na primeira renovação de licença de Angra 1 (primeiro RPS), ou seja, a CNEN dispõe de um requisito regulatório para o Programa de Monitoração da Efetividade da Manutenção - PMEM, trata-se da CNEN NE 1.21 “Manutenção de Usinas Nucleolétricas”, a qual se encontra inclusa nas bases de licenciamento atuais das usinas nucleares brasileiras. Desta maneira, o envelhecimento de ESCs ativos considerados importantes para a segurança operacional é gerenciado através dos programas de manutenção da usina, justificando a exclusão de ESCs ativos e considerados “de curta duração” do escopo do processo de avaliação da renovação de licença.

As estruturas, sistemas e componentes que estão dentro do âmbito do processo de renovação de licença, considerados importantes para a segurança da usina, são ESCs passivos e seguem o critério de longa duração. Seguindo como base a metodologia da NRC, o processo de renovação de licença sugerido para nossas usinas pode ser realizado conforme a figura 22 a seguir:

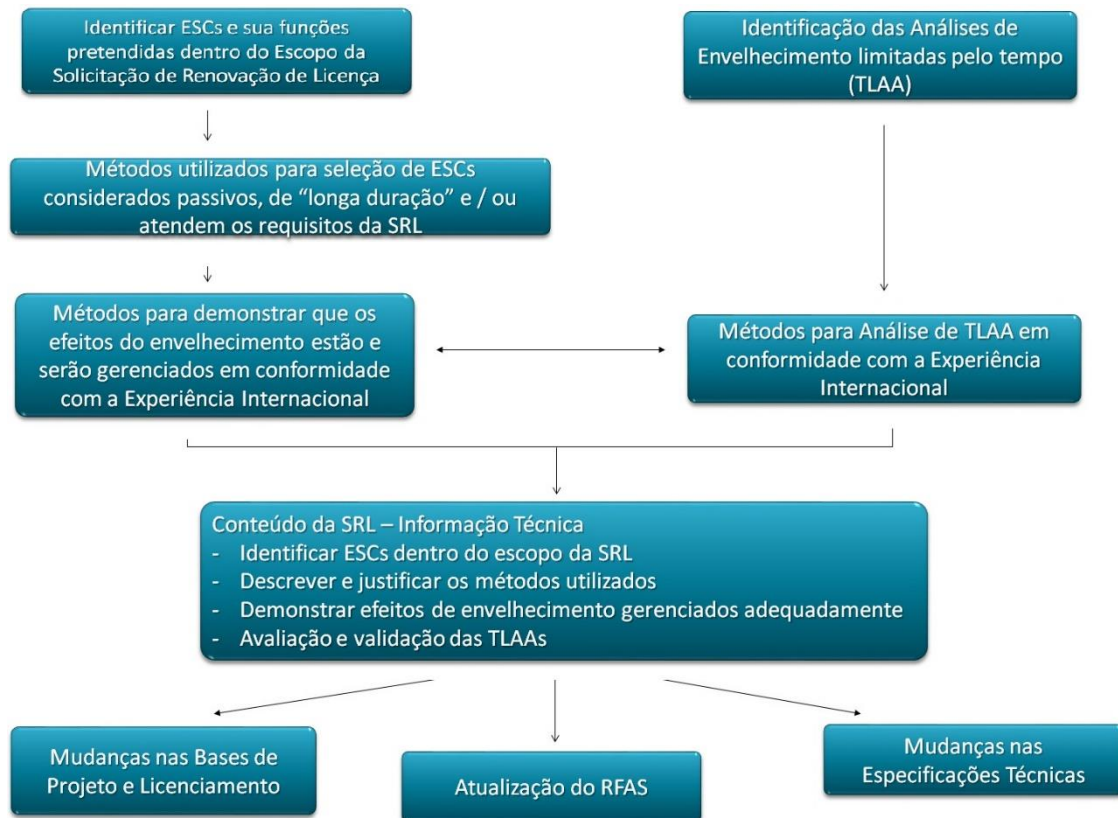


Figura 22: Processo de Renovação de Licença

Fonte: Autor

Basicamente, uma Solicitação de Renovação de Licença deve considerar os seguintes tópicos:

- Avaliação do Programa de Monitoramento da Efetividade da Manutenção (PMEM);
- Revisão do Gerenciamento do Envelhecimento;
- Revalidação das TLAAs;
- Programa de Gerenciamento da Obsolescência;
- Tópicos específicos do RPS relacionado a extensão de vida;
- Programas da Planta considerados importantes para a Operação de Longo Prazo;

- Qualificação Ambiental de Componentes Elétricos e I & C;
- Relatório Final de Análise de Segurança, incluindo a Revisão de Especificações Técnicas;
- Atualização de regulamentos, códigos e padrões;
- Uma avaliação técnica da condição física da planta;
- Uma avaliação da experiência operacional da usina em relação ao envelhecimento, obsolescência e outras questões de segurança;
- Uma avaliação do impacto ambiental da operação longo prazo.

Entre os vários tópicos abordados pela avaliação de segurança no pedido de renovação, deve ser dada uma atenção específica ao gerenciamento adequado dos processos de envelhecimento que podem afetar os ESC que estão no escopo da avaliação para Renovação de Licença e, garantir que esses ESC mantenham a capacidade de realizar suas funções de segurança pretendidas ao longo do período estipulado para Extensão de Vida.

Os sistemas, estruturas e componentes da planta dentro do escopo sugerido nesta metodologia são:

1 - Sistemas, estruturas e componentes relacionados à segurança que devem exercer suas funções durante e após os eventos postulados em base de projeto (conforme definido no RFAS).

(a) para garantir as seguintes funções:

- (i) A integridade do limite de pressão do refrigerante do reator;
- (ii) A capacidade de desligar o reator e mantê-lo em uma condição de desligamento seguro; ou
- (iii) A capacidade de prevenir ou mitigar as consequências de acidentes que possam resultar em exposições externas.

2 - Todos os sistemas, estruturas e componentes não relacionados à segurança, cuja falha pode impedir o cumprimento satisfatório de qualquer das funções identificadas nos parágrafos (a) (1) (i), (ii) ou (iii) desta seção.

3 - Todos os sistemas, estruturas e componentes baseados em análises de segurança ou avaliações da planta, responsável por executar uma função que demonstre o cumprimento das normas para:

- Proteção contra Incêndio;
- Qualificação Ambiental de Equipamentos;
- Choque Térmico Pressurizado
- Transientes antecipados sem “Scram” (ATWS); e
- Blackout da estação (perda completa de energia elétrica externa)

O órgão regulador brasileiro possui uma norma para instalações nucleares relacionada a proteção contra incêndio, a CNEN NN-2.03 “Proteção Contra Incêndio em Usinas Nucleolétricas”. Porém, não possui normas específicas relacionadas a ATWS, blackout da estação, qualificação ambiental e de choque térmico pressurizado. A metodologia sugerida mantém essas normas como requisitos para a renovação, e recomenda uma iniciativa regulatória para elaboração de novas normas afim de complementar as normas nacionais.

Como sugestão, o órgão regulador poderia fazer uso das normas da NRC como referência para elaboração de normas referentes a choque térmico pressurizado (10 CFR 50.61), qualificação ambiental (10 CFR 50.49), eventos de ATWS (10 CFR 50.62), e perda completa de energia elétrica externa (10 CFR 50.63).

A avaliação da solicitação de Renovação de Licença deve demonstrar, em particular, que os efeitos do envelhecimento serão adequadamente gerenciados para que haja uma garantia da consistência com a CLB, mantendo as funções de segurança pretendidas de ESCs considerados relevantes para uma operação segura durante o período de licença renovada.

No que concerne ao envelhecimento, em uma visão geral, o processo de solicitação de renovação deve:

- Demonstrar que os efeitos do envelhecimento continuarão a ser identificados e gerenciados para cada estrutura ou componente definidos e selecionados no escopo da solicitação para o período de operação a longo prazo;
- Revisar e Revalidar as Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo (TLAA), para garantir que estas análises irão cumprir a CLB.

A abordagem de uma avaliação para operação a longo prazo também deve levar em consideração os processos de licenciamento e outros requisitos relacionados ao licenciamento, como o desempenho de uma revisão periódica de segurança (RPS). Isto serve para garantir que quaisquer melhorias de segurança necessárias para a operação a longo prazo serão devidamente abordadas.

O RPS, é uma ferramenta importante para análise de segurança operacional de uma usina ao longo da sua vida útil e um documento importante para tomada de decisões na solicitação da renovação de licença. O processo da revisão periódica de segurança fornece uma garantia, ao longo da vida útil da usina, de que a base de licenciamento continua válida, levando em consideração os efeitos do envelhecimento da planta (envelhecimento físico ou obsolescência técnica), modificações realizadas na configuração da usina e mudanças nas normas internacionais de segurança de usinas nucleares.

Entre os 14 fatores de segurança descritos no SSG-25 (guia para realização de um RPS, conforme a AIEA), alguns possuem um forte vínculo com o gerenciamento do envelhecimento. O órgão operador deve considerar, em particular:

- Fator de segurança 1

A avaliação da adequação do projeto e da documentação da usina, em relação à base de licenciamento atual e padrões, requisitos e práticas nacionais e internacionais.

- Fator de segurança 2

Documentação completa da condição real de cada ESC importante para a segurança. O conhecimento de qualquer obsolescência existente ou previstas de sistemas e equipamentos da usina deve ser considerado parte deste fator de segurança.

- Fator de segurança 3

Se a qualificação ambiental dos equipamentos importantes para a segurança está sendo mantida através de um programa adequado que inclui manutenção, inspeção e testes e que garante que as funções de segurança serão mantidas pelo menos até a próxima revisão periódica de segurança.

- Fator de segurança 4

Os efeitos do envelhecimento na segurança das usinas nucleares, a eficácia dos programas de gestão do envelhecimento e a necessidade de melhorias nos programas de gerenciamento do envelhecimento, bem como a obsolescência da tecnologia utilizada na usina nuclear.

Os resultados obtidos na revisão do gerenciamento do envelhecimento, dentro do RPS, são melhorias no escopo, procedimentos e / ou frequência de manutenção, vigilância e inspeção e modificações de condições operacionais e do projeto da usina.

Deste modo, extensão de vida da planta deve basear-se em avaliações anteriores que abordam:

- Conformidade com bases e regulamentos de licenciamento atuais;
- Uma avaliação técnica da condição física da planta;
- Uma avaliação da experiência operacional vivenciada na usina em relação ao envelhecimento, obsolescência e outras questões de segurança;
- Uma revisão abrangente das atividades de Gerenciamento do Envelhecimento
- Uma avaliação do impacto ambiental da operação a longo prazo.

O Pedido de Renovação da Licença deve ser submetido ao órgão regulador nacional, a CNEN, pelo menos cinco anos antes do final do período original autorizado para operação.

Conforme visto na figura 30, uma Avaliação Integrada da Usina (IPA) deve ser desenvolvida para justificar que as condições físicas dos ESCs dentro do escopo serão gerenciadas de maneira que haja uma garantia razoável de que as funções pretendidas serão mantidas consistentes com a base de licenciamento atual para o período de operação a longo prazo.

Em uma solicitação de renovação de licença, no que diz respeito ao envelhecimento, o órgão operador deve rever e validar todos os programas e processos existentes relevantes para o gerenciamento do envelhecimento de todas as estruturas e / ou componentes no escopo da solicitação.

Uma IPA deve incluir as seguintes atividades, avaliações e resultados:

a) O método de definição do escopo, os resultados obtidos (ESCs no escopo e fora do escopo da operação a longo prazo) e que apoiam as justificativas técnicas.

b) Demonstrar que os programas credenciados para operação a longo prazo sustentam a conclusão de que as funções pretendidas dos ESCs e as margens de segurança requeridas serão mantidas. Esta demonstração deve abordar os seguintes tópicos:

- (i) Uma descrição das funções pretendidas das estruturas ou componentes;
- (ii) Identificação de efeitos de envelhecimento e mecanismos de degradação aplicáveis, com base, por exemplo, nos materiais utilizados, no ambiente e na experiência operacional;
- (iii) Especificação e descrição dos programas operacionais e PGEs responsáveis por gerenciar os efeitos de envelhecimento identificados;
- (iv) Demonstração de que esses programas operacionais e PGEs (incluindo novos programas) são efetivos;

c) Uma justificativa técnica de que a revisão realizada para os ESCs no âmbito da extensão de vida fornece:

(i) Demonstração de que os efeitos de envelhecimento serão adequadamente gerenciados para cada estrutura ou componente de tal forma que a (s) função (ões) pretendida (s) da estrutura ou componente serão mantidas ao longo do período planejado de operação de longo prazo de forma consistente com a base de licenciamento atual;

(ii) Garantia de que a experiência operacional e os resultados das pesquisas abordam adequadamente a avaliação dos efeitos do envelhecimento das estruturas ou componentes que estão no escopo da operação a longo prazo e continuarão a ser considerados durante todo o período de operação a longo prazo.

d) Demonstre que as análises de envelhecimento limitadas pelo tempo foram revalidadas e que a avaliação inclui:

- (i) Identificação das análises de envelhecimento limitadas pelo tempo;
- (ii) Revalidação de cada TLAA identificada para demonstrar que a (s) função (s) pretendida (s) da estrutura ou componente serão mantidas ao longo do período planejado de operação de longo prazo de forma consistente com a base de licenciamento atual.

e) A implementação do programa de operação a longo prazo especificando as ações corretivas e / ou melhorias de segurança necessárias para a operação segura a longo prazo, e o cronograma e compromissos da organização operacional a este respeito.

Para demonstração de que os efeitos do envelhecimento foram devidamente identificados de acordo com a experiência operacional internacional de modo geral, a metodologia sugerida neste trabalho orienta as usinas a validarem suas análises através dos documentos: NUREG 1801 “Generic Aging Lessons (GALL) Report” e Safety Reports Series nº82 “Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)”.

Uma vez identificados, os efeitos do envelhecimento devem ser gerenciados através de programas e atividades específicas fornecendo meios para prevenção, mitigação, monitoração de condição e desempenho dos ESCs selecionados para o processo de renovação de licença.

Uma vez determinado o programa ou a combinação de programas, estes deverão ser avaliados dentro dos 10 elementos a seguir:

1. Âmbito da Atividade

O alcance do programa/atividade deve incluir as estruturas e componentes específicos sujeitos a avaliação para extensão de vida;

2. Ações Preventivas

Devem evitar ou mitigar os efeitos do envelhecimento;

3. Parâmetros monitorados ou inspecionados

Devem ser relacionados a degradação do ESC específico ou a uma função pretendida;

4. Detecção dos efeitos do envelhecimento

Deve ser realizada antes que ocorra a perda da função pretendida da estrutura ou componente em questão. Deve considerar os métodos e as tecnologias empregadas, frequência, tamanho da amostra, dados existentes, para assegurar a confiabilidade da determinação dos efeitos do envelhecimento;

5. Monitoramento e tendências

Deve fornecer uma premissa da extensão da degradação por envelhecimento e fornecer ações de mitigação e correção;

6. Critérios de aceitação

Devem assegurar que as funções pretendidas das ESCs estão sendo mantidas de acordo com as bases de projeto e licenciamento da usina durante todo o período de operação inicial e estendida;

7. Ações corretivas

Ações corretivas devem ser colocadas em prática imediatamente, incluindo a determinação da causa raiz para impedir a reincidência destas;

8. Processo de Confirmação

Devem assegurar que as ações preventivas são adequadas e que as ações corretivas apropriadas são realizadas e efetivas;

9. Controles Administrativos

Fornecem um estudo formal e devem ser realizados através de um processo previamente aprovado;

10. Experiência operacional

Experiência operacional das atividades de um programa de gerenciamento do envelhecimento deve fornecer, com elevada confiabilidade, dados suficientes para assegurar que os efeitos do envelhecimento serão adequadamente gerenciados.

Esta metodologia sugere três métodos avaliativos para identificar a aceitabilidade de um programa creditado na solicitação responsável por gerenciar o envelhecimento durante o período de operação estendida. Recomenda-se o uso das seções 4.3.1, 4.3.2 e 4.3.3 do NEI 95-10, para os respectivos métodos expostos a seguir. Entretanto, deve ser levado em consideração a experiência operacional internacional de modo geral, isto é, a adequação dos programas de gerenciamento do envelhecimento deve ser comparada com os documentos NUREG 1801 “Generic Aging Lessons (GALL) Report” e Safety Reports Series nº 82 “Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)”.

O primeiro método fornece diretriz para revisão de um PGE afim de demonstrar que este programa se encontra em conformidade com os programas já revisados e aprovados pela experiência internacional.

O segundo método fornece diretriz de como realizar uma avaliação específica da planta da usina, onde o programa de gerenciamento não se encontra descrito nos documentos citados anteriormente.

O terceiro, fornece uma metodologia de como fazer referência aos resultados de uma revisão de um PGE previamente aprovados pela experiência internacional de modo geral.

Para todas as ESCs no escopo da solicitação da renovação, o órgão operador deve identificar e revalidar todas TLAA, considerando que todas essas análises permanecerão válidas para o período de operação a longo prazo.

As análises TLAA devem atender aos seis seguintes critérios:

- (1) Envolvem ESC listadas no processo de definição e seleção dentro do escopo da renovação de licença;
- (2) Considere os efeitos do envelhecimento;
- (3) Envolvem hipóteses de limitação pelo tempo ou pelo uso baseadas na vida útil atual da usina, por exemplo, 40 anos;
- (4) São consideradas pela usina como sendo importantes para uma operação segura e confiável;
- (5) Envolvem conclusões ou possam fornecer dados relevantes para conclusões relacionadas a capacidade das ESC em exercer suas funções pretendidas;
- (6) Estão relacionadas na base de licenciamento em vigor.

O órgão requerente deve fornecer uma lista com todas as análises de envelhecimento limitado pelo tempo, conforme definido. O requerente deve demonstra que:

- (i) As análises permanecerão válidas para o período de operação prolongada;
- (ii) As análises foram projetadas até o final do período de operação estendida; ou

- (iv) Os efeitos do envelhecimento serão devidamente gerenciados durante o período de operação a longo prazo, mantendo as funções pretendidas dos ESC considerados no escopo.

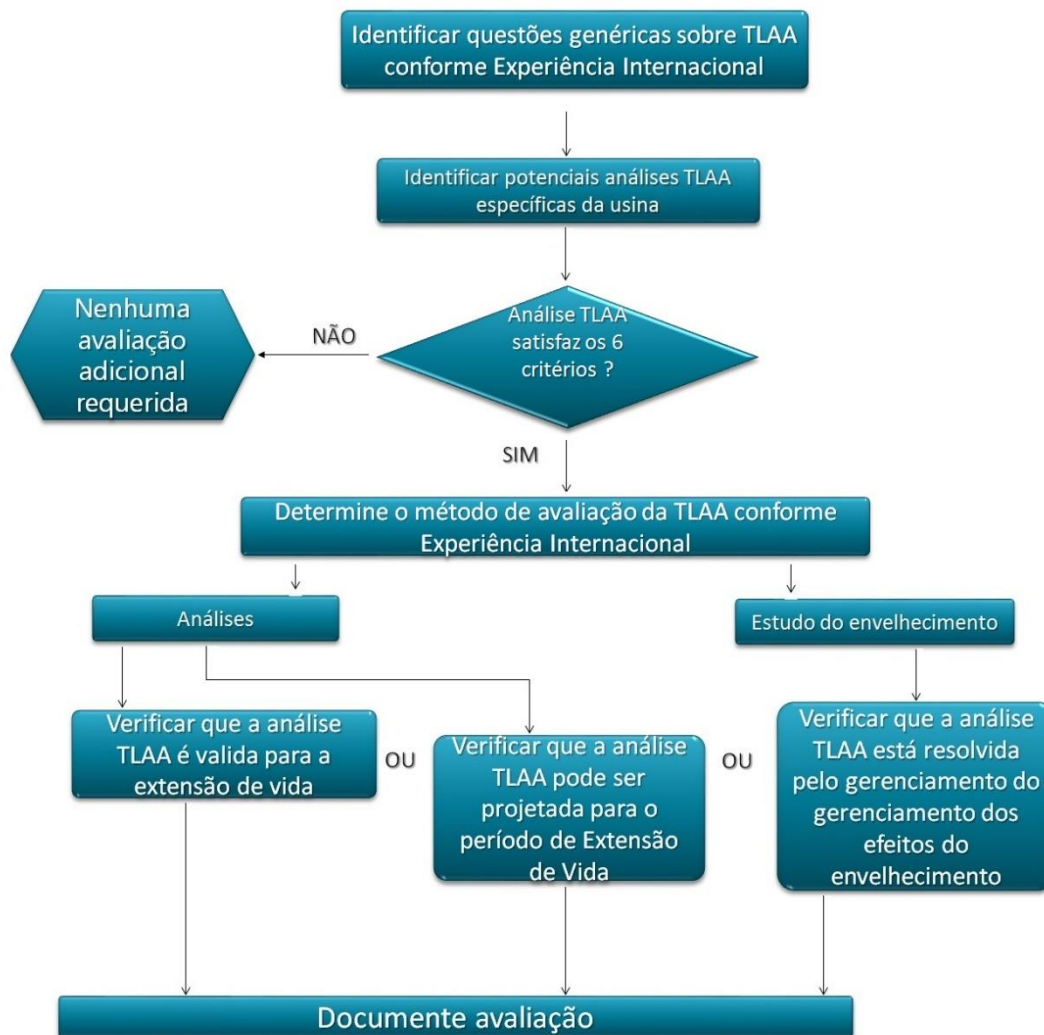


Figura 23: Análise de TLAAs

Fonte: Autor

Se as análises de envelhecimento limitadas pelo tempo não forem consideradas satisfatória, conforme os critérios (i), (ii) ou (iii), ações corretivas devem ser implementadas. Estas ações podem incluir:

- A implementação de novas ações em operações, manutenção ou programa de gerenciamento do envelhecimento; e
- Modificação, reparo ou substituição da estrutura ou componente.

Exemplos de TLAAs:

- Fragilização do vaso do reator por fluxo de nêutrons;
- Fadiga de metal;

- Qualificação ambiental de equipamentos elétricos e I&C;
- Análises de fadiga da parte curva da Contenção, do metal da Contenção e das penetrações para componentes mecânicos e elétricos.

Para melhor entendimento de quando se trata de uma análise de TLAA, é sugerido o uso do guia de aplicação dos seis critérios disponível na documentação do NEI-95.10, conforme descrito no capítulo 3 desta dissertação.

Considerado como um ponto forte da metodologia da Agência Internacional de Energia Atômica, e abordado de forma mais específica no Guia NS-G 2.12, a implementação de programas responsáveis pelo gerenciamento da obsolescência assume papel importante no processo de renovação de licença. O guia da AIEA será utilizado como base para uma proposta de implementação de um PGO dentro do escopo de uma solicitação de renovação de licença para as Usinas Nucleares Brasileiras.

A obsolescência de ESCs importantes para a segurança deve ser gerenciada de forma proativa, ou seja, com previsão e antecipação, ao longo de sua vida útil. Seguindo o Guia NS-G 2.12 como referência, é sugerido o monitoramento do gerenciamento da obsolescência durante toda a vida útil da usina pelo órgão regulador, através de revisões sistemáticas dos programas de gerenciamento da obsolescência. Também é sugerido que o órgão operador estabeleça um PGO efetivo, incluindo a definição da política, objetivos e arranjos organizacionais, alocação de recursos adequados (humanos e financeiros) e um acompanhamento do programa para garantir o atendimento dos objetivos propostos.

A metodologia sugerida recomenda à definição de um arranjo organizacional para a implementação de um PGO para que a licença possa ser renovada, e deve seguir os seguintes critérios:

- A responsabilidade da implementação do PGO deve ser atribuída dentro da unidade organizacional da usina,
- O programa deve ser supervisionado por um profissional dedicado com experiência em operação, engenharia e manutenção;
- As atividades do programa devem ser implementadas por uma equipe multidisciplinar.

Existem 3 tipos de obsolescência que podem influenciar no desempenho de ESCs considerados no escopo da solicitação de renovação de licença. A obsolescência tecnológica, regulatória e do conhecimento. A tabela 3 a seguir exemplifica e sugere algumas atividades para o gerenciamento dos tipos de obsolescência.

| Tipos de Obsolescência | Identificação | Consequências | Gerenciamento |
|------------------------|--|--|---|
| Tecnológica | <ul style="list-style-type: none"> - Falta de peças sobressalentes e suporte técnico; - Falta de fornecedores; - Falta de capacidade industrial. | <ul style="list-style-type: none"> - Diminuição do desempenho e da segurança da usina devido ao aumento das taxas de falha e diminuição da confiabilidade. | <ul style="list-style-type: none"> - Identificação sistemática da vida útil e obsolescência antecipada de ESCs; - Disponibilidade de peças sobressalentes para a vida útil planejada e substituição oportuna de peças; - Contratos de longo prazo com fornecedores; - Desenvolvimento de estruturas ou componentes equivalentes |
| Regulatória | <ul style="list-style-type: none"> - Desvios em relação aos regulamentos, códigos e padrões vigentes, para estruturas, componentes e softwares; | <ul style="list-style-type: none"> - Nível de segurança da planta abaixo dos regulamentos, códigos e padrões atuais (por exemplo, fracos em defesa em profundidade ou maior risco de danos no núcleo) | <ul style="list-style-type: none"> - Reavaliação sistemática da usina em relação aos regulamentos, códigos e padrões vigentes (por exemplo, através de revisão periódica de segurança) |
| Conhecimento | <ul style="list-style-type: none"> - Conhecimento desatualizado das regulamentações, códigos e padrões atuais e tecnologia relevantes para ESCs importantes à segurança | <ul style="list-style-type: none"> - Perda de oportunidades para melhorar a segurança da Usina | <ul style="list-style-type: none"> - Atualização contínua de conhecimento |

Tabela 3: Tipos de Obsolescência a serem considerados em uma SRL

Fonte: Autor

Os programas de gerenciamento da obsolescência também deverão atender aos 10 critérios citados anteriormente, uma vez que todos programas credenciados para a operação a longo prazo, devem satisfazer estes critérios.

Conforme visto nesta dissertação, existem outras áreas técnicas e programas da usina que são consideradas importantes e / ou possuem um relacionamento estreito com o gerenciamento do envelhecimento.

Os programas da usina a listados a seguir, são essenciais, mas não limitados, para o gerenciamento e avaliações do envelhecimento para operações de longo prazo. Portanto, devem ser creditados ou, no caso de inexistência, implementados para renovação da licença de operação.

- a) Programas de manutenção;
- b) Programas de qualificação ambiental de equipamentos;
- c) Programas de inspeção em serviço;
- d) Programas de vigilância e monitoramento;
- e) Programas de controle químico da água;
- f) Programas de Gerenciamento de Configuração e Modificação;

Os programas de manutenção da usina devem especificar claramente a interface com os programas de gerenciamento do envelhecimento, incluindo a frequência das atividades de manutenção. Devem ser avaliados em intervalos regulares, para que haja uma garantia de que os ESCs considerados no escopo da SRL sejam capazes de executar suas funções de segurança pretendidas durante a vida útil e a operação a longo prazo.

O programa de qualificação ambiental de equipamentos da usina fornece um meio eficaz de manter componentes elétricos e de I&C operáveis, mesmo em condições ambientais adversas ou de acidentes postulados. É necessário a demonstração clara de que o programa aborda todas as condições importantes para segurança operacional da usina.

O programa de qualificação ambiental do equipamento permite o estabelecimento de uma vida qualificada adequada para um componente, o qual a degradação por envelhecimento influenciada por um ambiente agressivo, não impedirá o desempenho satisfatório do mesmo.

O escopo do programa de qualificação ambiental deve listar todos os equipamentos Elétrico e I & C sujeito ao ambiente agressivo após um acidente e que realizem uma função de segurança ou realizam monitoramento pós-acidente.

Esta metodologia sugere, como requisito de renovação de licença, que o órgão operador implemente um Programa de Qualificação Ambiental, levando em consideração a experiência internacional (NRC e AIEA), utilizando os documentos publicados pelos órgãos reguladores internacionais sobre o assunto.

Os programas de inspeção e serviço estabelecem uma base de dados, detectam a degradação e evitam que qualquer efeito do envelhecimento que afete um ESC na execução das suas funções de segurança, durante a operação original ou a longo prazo.

Os resultados do programa de inspeção em serviço devem ser documentados de modo que se possa fazer uma análise de tendências e uma avaliação demonstrando que o ESC realizará a função pretendida pelo menos até a próxima inspeção.

A usina deve possuir programas de vigilância e monitoramento em vigor para verificar se os ESCs no escopo da SRL estão disponíveis e são capazes de executar suas funções pretendidas, durante a vida útil e para o período de licença renovada.

Os programas de vigilância devem verificar se as margens de segurança para a operação a longo prazo da usina são adequadas e fornecem elevada garantia no que diz respeito a detecção antecipada de ocorrências operacionais, erros e avarias. Os programas que utilizam amostras representativas de materiais (como espécimes de materiais utilizadas para vigilância de degradação do vaso do reator e amostras de cabos) devem ser revisados, estendidos ou complementados para lidar com os efeitos de envelhecimento em operações a longo prazo.

O programa de química da água é responsável por manter a qualidade da água de acordo com as especificações técnicas, e assim, garante que a degradação causada por agentes estressores na química da água não afete a capacidade de um ESC em exercer sua função pretendida de segurança, durante o período de vida útil ou para operação a longo prazo.

O programa de gerenciamento da configuração e modificação é responsável pelo processo de controle de projeto, aprovação de mudanças e garante que o conhecimento da base de projeto seja mantido. O órgão operador deve estabelecer uma estrutura organizacional que tenha responsabilidade geral sobre o programa.

Todas as modificações de ESCs, versões de softwares utilizados, limites e condições de operação, set-points, instruções e procedimentos devem ser devidamente documentados e armazenados de forma auditável e recuperável.

Por fim, este trabalho propõe o uso de um programa de inspeção da renovação de licença (PIRL), o qual deve ser implementado antes da aprovação da uma solicitação de renovação de licença (SRL). Este programa é utilizado para verificar se o requerente (órgão operador) atende a todos os requisitos impostos pela metodologia sugerida nesta dissertação, e utiliza como referência o documento IMC-2516 "Política e Orientação para os Programas de Inspeção de Renovação de Licença".

Os principais objetivos das atividades de inspeção de renovação de licenças são revisar a documentação, a implementação e a eficácia dos programas e atividades associados ao programa de renovação de licenças de um candidato para verificar se existem garantias razoáveis de que os efeitos do envelhecimento serão gerenciados adequadamente, de modo que as funções pretendidas de ESCs dentro do escopo da renovação da licença serão mantidas consistentes com a base de licenciamento atual durante o período de operação estendida.

A base política e os objetivos sugeridos para desenvolvimento e implementação de um PIRL são:

- a. A CNEN existe para assegurar que a saúde pública, a segurança e o meio ambiente sejam protegidos.
- b. Com relação à renovação da licença de uma usina de energia nuclear, a CNEN pode estabelecer dois princípios básicos seguintes:
 1. O primeiro princípio da renovação da licença é que, com a exceção da degradação relacionada à idade e, possivelmente, algumas outras questões relacionadas à segurança somente durante a operação a longo prazo, o processo regulatório existente é adequado para garantir que as bases de licenciamento de todas plantas que operam atualmente fornecem e mantêm um nível aceitável de segurança para que a operação não seja hostil à saúde e a segurança pública.
 2. O segundo princípio da renovação da licença sustenta que a base de licenciamento específica da planta deve ser mantida durante o período de renovação da mesma maneira e na mesma medida que durante o período de licenciamento original.
- c. O requerente de renovação de licença deve confiar na base de licenciamento atual (CLB) da usina, experiência operacional específica da planta, experiência

operacional em toda a indústria nuclear, conforme apropriado, e avaliações de engenharia existentes para determinar quais sistemas, estruturas e componentes (ESCs) serão o foco inicial da revisão da renovação da licença.

d. Os efeitos adversos do envelhecimento que afetam estruturas e componentes passivos são menos evidentes do que os efeitos adversos do envelhecimento que afetam estruturas e componentes ativos. Portanto, é necessária a revisão do gerenciamento do envelhecimento de ECs passivos para fornecer uma garantia razoável de que as funções pretendidas são mantidas consistentes com o CLB durante o período de operação estendida.

e. Para fins de renovação da licença, um requerente pode excluir genericamente, a partir de sua avaliação integrada da planta, revisão do gerenciamento do envelhecimento dos seguintes:

(1) estruturas e componentes ativos, e;

(2) estruturas e componentes que são substituídos, com base em vida qualificada ou período de tempo especificado, quando a frequência de substituição for inferior a 40 anos ("de curta duração").

A revisão de segurança da SRL verifica se o órgão operador:

- (1) identifica os ESCs apropriados que precisam ser gerenciados para degradação por envelhecimento;
- (2) determina a conformidade dos métodos utilizados para identificação dos efeitos do envelhecimento, revalidação das TLAA e da efetividade dos programas creditados na solicitação; e
- (3) propõe ações adicionais necessárias para manter a funcionalidade dos ESCs no período da operação estendida. A CLB de uma instalação é modificada para incluir programas e atividades relacionadas ao gerenciamento do envelhecimento dos ESCs através de atualizações do RFAS e requisitos adicionais incluídos como parte da licença de operação renovada.

5. CONCLUSÃO

O Brasil não dispõe de uma metodologia para avaliação regulatória de Extensão de vida das Usinas Nucleares Brasileiras. Foi realizada uma pesquisa e analisado neste trabalho que o conhecimento do processo de extensão de vida de usinas nucleares assume papel importante dentro do atual cenário político econômico nacional.

A renovação da licença operacional das usinas assume elevada importância na tomada de decisões estratégicas governamentais relacionadas a expansão e gerenciamento da matriz energética. O tempo necessário para obter uma renovação de licença é inferior ao tempo demandado para elaboração de novos projetos e processos de licenciamento. O custo associado à renovação de licença é consideravelmente mais baixo do que o custo associado a construção de novas usinas.

Este trabalho foi elaborado com o objetivo de identificar e apresentar os aspectos considerados importantes na solicitação e na avaliação reguladora para Renovações de Licenças de Usinas Nucleares.

As Usinas Nucleares Brasileiras possuem uma licença para operar por 40 anos e há uma possibilidade de extensão de vida em até 20 anos conforme as regras internacionais. Nesse período é garantido que as bases de projeto e as análises de segurança da instalação permaneçam válidas, garantindo assim uma operação segura e confiável.

A Usina de Angra 1 já se encontra próxima do fim do período original licenciado, espera-se que este trabalho possa gerar conhecimento sobre o processo de renovação de licença de usinas nucleares e, que possa ser utilizado pelos órgãos nacionais (regulador e operador) como referência.

Conforme identificado no decorrer desta dissertação, a caracterização da vida útil de uma usina nuclear leva em consideração aspectos como: características dos materiais (resistência mecânica, fluência de nêutrons, tensão de deformação e ruptura, ductilidade, impermeabilidade e etc.) e condições adversas de operação, por exemplo, exposição à radiação, exposição a altas temperaturas e pressões, desgaste sofrido por partes móveis e fixas de estruturas e componentes, degradação por ciclos operacionais, transientes, dentre outros fatores.

Para renovação da licença de operação a usina deve comprovar que irá gerenciar de forma efetiva os efeitos de envelhecimento durante a vida estendida, garantindo a segurança operacional no período renovado, confirmando que todos os equipamentos, sistemas e componentes (ESCs) irão exercer suas funções de segurança durante a operação ou em qualquer condição postulada analisada no Relatório de Análise de Segurança.

Conforme exposto neste trabalho foram identificadas duas metodologias para renovação de licença já validadas pela indústria nuclear, sendo que diversas usinas pelo mundo já obtiveram suas Renovações de Licença utilizando essas metodologias.

Foram identificados os aspectos considerados importantes para uma Extensão de Vida de uma usina nuclear. Foi possível constatar e especificar pontos fortes em cada uma das metodologias apresentadas. Estes foram considerados na elaboração da metodologia proposta.

Identificou-se que a CNEN possui um processo regulatório de licenciamento bastante sólido, tratado pela CNEN NE 1.04 “Licenciamento de Instalações Nucleares”. Desta maneira, podemos considerar o processo regulatório brasileiro satisfatório na garantia da segurança operacional de nossas usinas e, que a CLB das usinas brasileiras pode ser considerada aplicável e suficiente para o período de licença renovada.

Torna-se necessário uma iniciativa regulatória tratando as questões relacionadas a extensão de vida das nossas usinas nucleares. O Brasil não possui alguns dos pré-requisitos regulatórios (normas) abordados em ambos os métodos (ATWS, Qualificação Ambiental, Station Blackout, Choque Térmico Pressurizado), mas possui pareceres técnicos orientando para o seguimento de normativas americanas. Portanto, mantiveram-se essas normas como pré-requisitos na metodologia proposta.

Para uma Extensão de Vida, uma análise do último RPS é considerada importante, pois auxilia na tomada de decisão sobre a renovação da licença. É possível identificar a adequação da documentação e do projeto, o estado físico real dos ESCs, a qualificação ambiental dos equipamentos e o envelhecimento cumulativo ao longo da vida útil da usina.

É necessário a identificação e seleção de todos os ESCs considerados importantes para a segurança e atendem os pré-requisitos dentro do escopo da SRL.

A usina deve comprovar que o Gerenciamento do Envelhecimento trata adequadamente o envelhecimento físico e não-físico da usina, os programas da usina são suficientes, satisfatórios e efetivos e atendem todos os critérios impostos pela metodologia. As TLAAs devem ser identificadas e revalidadas adequadamente para o período de Extensão de Vida.

A adequação regulatória e a conformidade com as boas práticas internacionais devem levar em consideração todas as lições comuns aprendidas na indústria nuclear sobre Gerenciamento do Envelhecimento e Extensão de Vida de Usinas Nucleares, tanto pela metodologia norte americana quanto pela metodologia europeia.

Durante o período de Renovação de Licença, a CLB ou a Base de Projeto muda frente à alguma melhoria de segurança identificada. É necessária uma atualização do RFAS e das Especificações Técnicas conforme necessário.

Por fim, um Programa de LTO deve ser implementado com as devidas ações corretivas identificadas, melhorando a segurança operacional da usina, com compromissos bem definidos e um cronograma para o cumprimento das atividades.

O foco deste trabalho foi identificar e descrever os aspectos considerados na solicitação de renovação de licença nuclear e o que deve ser analisado em uma avaliação regulatória.

Identificar os aspectos a serem considerados no impacto ambiental de uma operação a longo prazo torna-se importante, podendo abranger os seguintes tópicos: Avaliar a capacidade de armazenamento de combustível nuclear utilizado para operação a longo prazo; Gerenciamento de resíduos radioativos para operação a longo prazo.

Outro assunto recentemente abordado pela Indústria Nuclear, é a questão do gerenciamento do conhecimento. O gerenciamento do conhecimento possui um relacionamento estreito com o gerenciamento do envelhecimento para vida estendida da usina, uma vez que boa parte do pessoal qualificado para fazer parte da equipe responsável por coordenar o processo de extensão de vida estará próximo ou já estará em fase de desligamento, trata-se da obsolescência do conhecimento. Portanto, há uma necessidade em entendermos os aspectos considerados e as metodologias existentes para implementação de programas responsáveis pelo gerenciamento do conhecimento.

6. REFERÊNCIAS

ABEN. Associação Brasileira de Energia nuclear. A energia nuclear por uma matriz energética sustentável. Revista Brasil Nuclear, ano 19, n.42, 2014. Disponível em: <http://www.aben.com.br/Arquivos/284/284.pdf>. Acessado em 10/03/2016.

CNEN. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Manutenção de Usinas Nucleoelétricas, Norma CNEN NE 1.21, 1991.

CNEN. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Proteção contra Incêndio em Usinas Nucleoelétricas, Norma CNEN NE 2.03, 1999.

CNEN. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Licenciamento de Instalações Nucleares, Norma CNEN NE 1.04, 2002.

CNEN. Conselho Nacional de Energia Nuclear. *CNEN: Normas*, 2015. Disponível em: <http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp>, acessado em 29/11/2016

EPE. EMPRESA DE PESQUISA ENERGÉTICA. Energia Renovável: Hidráulica, Biomassa, Eólica, Solar, Oceânica / Mauricio Tiomno Tolmasquim (coord.). – EPE: Rio de Janeiro, 2016.

EPE. EMPRESA DE PESQUISA ENERGÉTICA. Energia Termelétrica: Gás Natural, Biomassa, Carvão, Nuclear / Mauricio Tiomno Tolmasquim (coord.). – EPE: Rio de Janeiro, 2016a.

IAEA. International Atomic Energy Agency. Ageing Management for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.12, IAEA Vienna, 2009.

IAEA. Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-25, Vienna, 2013.

IAEA. Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL), IAEA Safety Reports Series nº82, IAEA, Vienna, 2015.

IAEA. Safe Long-Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Reports Series No. 57, Vienna, 2008.

IAEA. POWER REACTOR INFORMATION SYSTEM – PRIS, 2017. Disponível em: <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalByAge.aspx>, acessado em 18/08/2017

IAEA. Maintenance, Surveillance and In-Service Inspection in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna, 2002.

IBGE. INSTITUTO BRASILEIRO DE GEOGRAFIA E ESTATÍSTICA. Censo Demográfico 2010. Disponível em: https://biblioteca.ibge.gov.br/visualizacao/periodicos/93/cd_2010_caracteristicas_populacao_domicilios.pdf, acessado em 17/08/2017

MME. Ministério de Minas e Energia. Plano Decenal de Expansão de Energia 2024. Brasília: Empresa de Pesquisa Energética, 2015.

NEI. Nuclear Energy Institute. License Renewal of Nuclear Power Plants, 2016. Disponível em: <https://www.nei.org/Master-Document-Folder/Backgrounders/Fact-Sheets/License-Renewal-of-Nuclear-Power-Plants>, acessado em 18/08/2017.

NRC. 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, 2015.

NRC. 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 23/10/2017

NRC. 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 23/10/2017

NRC. 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 23/10/2017

NRC. 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 22/10/2017

NRC. 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 22/10/2017

NRC. 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 22/10/2017

NRC. 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 03/11/2017.

NRC. NRC: Glossary - Environmental qualification, disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/environmental-qualification.html>, acessado em 05/11/2016.

NRC. Generic Aging Lessons Learned Report, NUREG 1801 Rev.2, NRC, Washington, DC, 2010.

NRC. Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, NUREG 1800 Rev.2, NRC, Washington, DC, 2010.

NRC. Status of License Renewal Applications and Industry Activities. Disponível em: <http://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/renewal/applications.html>, acessado em 15/09/2017

NRC. Standard Format and Content for Applications to Renew Nuclear Power Plant Operating Licenses, Regulatory Guide 1.188, NRC, Washington, DC, 2005.

NRC. BACKGROUNDER ON REACTOR LICENSE RENEWAL. Disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/fs-reactor-license-renewal.html>, acessado em 19/08/2017

NRC. Policy and Guidance for the License Renewal Inspection Program, IMC- 2516, NRC, Washington, DC, 2013.