

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

IGOR JALOTO DE LIMA

**A IMPORTÂNCIA DO GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO NO
CONTEXTO DE EXTENSÃO DE VIDA ÚTIL DE USINAS NUCLEARES DE
POTÊNCIA**

RIO DE JANEIRO

2023

IGOR JALOTO DE LIMA

**A IMPORTÂNCIA DO GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO NO
CONTEXTO DE EXTENSÃO DE VIDA ÚTIL DE USINAS NUCLEARES DE
POTÊNCIA**

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

Coorientador: Prof. Dr. Jefferson Borges Araújo

RIO DE JANEIRO

2023

DE LIMA Jaloto, Igor

A importância do gerenciamento de envelhecimento no contexto de extensão de vida útil de usinas nucleares de potência/ Igor Jaloto de Lima – Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2023

112.f.

Orientadores: Celso Marcelo Franklin Lapa e Jefferson Borges Araújo

Dissertação (Mestrado em Tecnologia e Segurança de Reatores Nucleares) – Instituto de Engenharia Nuclear, PPGIEN, 2023.

1. Operação de Longo Prazo. 2. Gerenciamento de Envelhecimento. 3. Extensão de Vida Útil. 4. Renovação de Licença.

A IMPORTÂNCIA DO GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO NO CONTEXTO
DE EXTENSÃO DE VIDA ÚTIL DE USINAS NUCLEARES DE POTÊNCIA

Igor Jaloto de Lima

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. Dr. Celso Marcelo Franklin Lapa, D. Sc.

Prof. Dr. Jefferson Borges Araújo, D. Sc.

Prof. Antonio Carlos de Abreu Mól

Prof. Dr. José Antônio Barretto de Carvalho, D. Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

MAIO DE 2023

DEDICATÓRIA

XXXXXXXXXXXXXXXXXXXXX.

AGRADECIMENTOS

XXXXXXXXXXXXXXXXXXXXX.

RESUMO

Esta dissertação tem como premissa inicial explorar o Gerenciamento de Envelhecimento de usinas nucleares de potência, considerando a extensão de vida útil dessas e a questão do iminente término de vida útil da maior parte das usinas nucleares ao redor do mundo. O objetivo geral deste trabalho é apresentar o impacto que o gerenciamento de envelhecimento significa para que o aumento da vida útil de usinas nucleares de potência seja possível dentro do cenário socioambiental. O presente estudo está atrelado a normas científicas nacionais, internacionais e pesquisas quantitativas que tratam de gerenciamento de envelhecimento e extensão de vida útil de usinas nucleares (IAEA, 2018; IAEA, 2020; NRC, 2010; NRCa, 2005; 10 CFR Part 50). Realizado de uma análise qualitativa ao utilizar dados secundários para avaliar aspectos relacionados ao gerenciamento de envelhecimento que, por sua vez, auxiliam na compreensão do conceito de extensão de vida útil e o quanto importante é, em função do cenário internacional apresentado. Entre as considerações finais, pode-se constatar que o método de gerenciamento de envelhecimento de ambas IGALL e GALL, apesar de apresentarem diferentes nuances em algumas visões, como no gerenciamento de envelhecimento de estruturas e componentes ativos; e, também, acerca de Análises de Envelhecimento Limitadas Pelo Tempo, principalmente por parte do relatório GALL, compartilham muitos de seus objetivos e programas, o que facilita o estudo e aplicação de suas proposições, como tem sido visto em países que estão aplicando suas renovações de licença como o Brasil.

Palavras-chave: Operação de Longo Prazo. Gerenciamento de Envelhecimento. Extensão de Vida Útil. Renovação de Licença.

ABSTRACT

This dissertation has, as a first premise, exploring the Ageing Management of Nuclear Power Plants, considering its Life Extension, and the imminent end of authorization of operation of most of the nuclear power plants around the world. The general goal of this work is to assess the way Ageing Management undertakes a fundamental role in Life Extension and in its possibility, regarding a socio-environmental scenario. The present study is linked to national and international scientific standards regarding ageing and qualitative research which deal with ageing management and life extension of nuclear power plants (IAEA, 2018; IAEA, 2020; NRC, 2010; NRCa, 2005; 10 CFR Part 50). Through a qualitative analysis utilizing qualitative secondary data to evaluate aspects related to ageing management which, in turn, helps to understand the concept of life extension and how important it is, giving the current international scenario. Among the final considerations, the ageing management method from both IGALL and GALL, despite having distinct nuances in some ways, such as the ageing management of active structures and components; and, also, about Time-Limited Ageing Analysis, mainly from the GALL report, share many similar characteristics, such as their objectives and programs approach, which facilitates the application of their propositions as is seen now in countries that are applying to renew their licenses like Brazil.

Keywords: Long Term Operation. Ageing Management. Life Extension. License Renewal.

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

Figura 1 - Tempo de operação de reatores ao redor do mundo	15
Figura 2 – Ciclo para entendimento do gerenciamento de envelhecimento.....	24
Figura 3 - Processo genérico de escopo para GE.....	38
Figura 4 - Passos principais em um programa para LTO.....	53
Figura 5 - Identificação de estruturas e componentes para AMR.	83
Figura 6 - Processo de identificação dos efeitos de envelhecimento que requerem gerenciamento ..	86

LISTA DE TABELAS

Tabela 1 - Exemplo de tabela de AMR para PWR – Componentes Mecânicos	40
Tabela 2 - Exemplos de disposição de potenciais TLAAs específicas da planta.	48
Tabela 3 - Efeitos de envelhecimento e suas definições.....	49
Tabela 4 - Mecanismos de degradação e suas definições.....	50
Tabela 5 - Títulos da coluna da tabela para o GALL Vol. 1.	65
Tabela 6 - Títulos da coluna de tabela para o GALL Vol. 2.	66
Tabela 7 – Exemplo de AMR para o Sistema de Refrigerante do Reator (modificada).....	67
Tabela 8 - Estruturas de CONTENÇÃO (concreto - reforçado e pré-tensionado) (modificada).	68
Tabela 9 - Estruturas de CONTENÇÃO: componentes comuns.....	73
Tabela 10 - Definições de efeitos de envelhecimento e suas distribuições no relatório GALL/NUREG-1833.	78
Tabela 11 - Definições de mecanismos de degradação e suas distribuições no relatório GALL/NUREG-1833.	79
Tabela 12 - Parte interna do vaso de pressão do reator e sistema de resfriamento - AMR.....	83
Tabela 13 - Consistência para resultados de AMR.....	89
Tabela 14 - AMR no relatório IGALL.	94
Tabela 15 - AMR no relatório GALL.	94

LISTA DE SIGLAS E ABREVIações

AELT – Análise de Envelhecimento Limitada pelo Tempo

AIEA – Agência Internacional de Energia Atômica

AM – *Ageing Management*

AMR – Ageing Management Review

AMP – Ageing Management Program

AOP - Autorização para Operação Permanente

ASME – American Society of Mechanical Engineers

BWR – Boiling Water Reactor

CANDU - Canadian Deuterium-Uranium

CFR - Code of Federal Regulations

CLB - Current Licensing Basis

CNAIA - Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto

CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear

COP - *Conference of the Parties*

ESC – Estruturas, Sistemas e Componentes

FSAR - *Final Analysis Safety Report*

GALL – Generic Aging Lessons Learned

GE – Gerenciamento de Envelhecimento

IAEA – International Atomic Energy Agency

IGALL – International Generic Ageing Lessons Learned

IPA - *Integrated Plant Assessment*

LRA – *License Renewal Application*

LTO – *Long Term Operation*

LWR – Light Water Reactor

KM – *Knowledge Management*

NPAR - Nuclear Plant Aging Research

NPP – Nuclear Power Plant

NRC – Nuclear Regulatory Commission

NT – Nota Técnica

ONU – Organização das Nações Unidas

OLP - Operação de Longo Prazo

PHWR - *Pressurized Heavy Water Reactor*

PSR – *Periodic Safety Review*

PWR – Pressurized Water Reactor

PGE – Programa de Gerenciamento de Envelhecimento
RGE – Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento
RPS – Revisão Periódica de Segurança
RPV – *Reactor Pressure Vessel*
SALTO – Safety Aspects of Long Term Operation
SAR – *Safety Analysis Report*
SPR - LR - Standard Review Plan for License Renewal
SSC – Systems, Structures and Components
SSG – Specific Safety Guide
SSR - Safety Standards Series
TLAA – Time-Limited Ageing Analyses
WWER – Water cooled; Water moderated energy Reactor

SUMÁRIO

1.	INTRODUÇÃO	14
1.1.	CRESCENTE GERAÇÃO DE ENERGIA.....	14
1.2.	PROBLEMA	19
1.3.	OBJETIVOS.....	20
1.3.1.	Objetivo geral.....	20
1.3.2.	Objetivos específicos.....	21
1.4.	JUSTIFICATIVA	21
1.5.	ESTRUTURA DO TRABALHO.....	22
2.	EXTENSÃO DE VIDA ÚTIL DE USINAS NUCLEARES DE POTÊNCIA.....	23
2.1.	DEGRADAÇÃO POR ENVELHECIMENTO	23
2.1.1.	Degradação por envelhecimento físico de SSCs.....	27
2.1.2.	Degradação por envelhecimento não-físico de SSCs (Obsolescência).....	27
2.1.3.	Degradação por envelhecimento de SSCs passivos	29
2.1.4.	Degradação por envelhecimento de SSCs ativos.....	30
2.2.	GESTÃO DO CONHECIMENTO (<i>KNOWLEDGE MANAGEMENT</i> - KM)	31
2.3.	A IMPORTÂNCIA DA AVALIAÇÃO DA LTO NA ÚLTIMA REVISÃO PERIÓDICA DE SEGURANÇA (PSR)	32
2.4.	LIÇÕES GENÉRICAS DE ENVELHECIMENTO APRENDIDAS INTERNACIONALMENTE....	36
2.4.1.	Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento	36
2.4.2.	Programas de Gerenciamento de Envelhecimento.....	41
2.4.3.	Análises de envelhecimento limitadas pelo tempo (TLAAs)	47
2.4.4.	Efeitos de envelhecimento e Mecanismos de degradação.....	49
2.5.	DESENVOLVIMENTO DO PROGRAMA DE EXTENSÃO DE VIDA ÚTIL DE USINAS NUCLEARES	52
2.5.1.	Revisão do Gerenciamento de Envelhecimento para LTO.....	55
2.5.2.	Revisão de programas da planta e AMPs para LTO.....	56
2.5.3.	Revalidação de TLAAs.....	56
2.5.4.	Documentação em suporte da Operação de Longo Prazo	56
2.5.5.	Aspectos de Segurança da Operação de Longo Prazo (SALTO)	57
2.5.6.	Revisão regulatória e aprovação.....	60
2.5.7.	Implementação do programa para Operação de Longo Prazo	61
3.	LIÇÕES GENÉRICAS APRENDIDAS INTERNACIONALMENTE (GALL)	61
3.1.	VISÃO GERAL DO PROCESSO DE AVALIAÇÃO DO RELATÓRIO GALL	62
3.2.	APLICAÇÃO DO RELATÓRIO GALL	64
3.2.1.	Títulos das colunas e descrições das tabelas - GALL.....	65
3.3.	ANÁLISES DE ENVELHECIMENTO LIMITADAS PELO TEMPO (GALL).....	68
3.3.1.	Definição de Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo - NRC	69

3.3.2. Informações Técnicas de TLAAs - NRC	69
3.3.4. Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo no relatório GALL	70
3.4. PROGRAMAS DE GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO	73
3.4.1. Efeitos de envelhecimento e mecanismos de degradação	78
3.5. PROCESSO DE ESCOPO PARA RENOVAÇÃO DE LICENÇA (NRC)	81
3.6. REVISÃO DE GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO (NRC)	82
3.7. IDENTIFICAÇÃO DOS EFEITOS DE ENVELHECIMENTO (NRC).....	85
3.7.1. Técnicas para identificar efeitos de envelhecimento	86
3.7.2. Revisão da experiência operacional	87
3.7.3. Compatibilidade com a NUREG-1801.....	88
3.7.4. Evidenciando que os efeitos de envelhecimento estão sendo gerenciados	89
4. IGALL <i>VERSUS</i> GALL	90
4.1. REVISÃO DO GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO	93
4.2. PROGRAMAS DE GERENCIMANETO DE ENVELHECIMENTO.....	96
4.3. ANÁLISES DE ENVELHECIMENTO LIMITADAS PELO TEMPO.....	99
5. CONCLUSÃO.....	103
6. REFERÊNCIAS	106

1. INTRODUÇÃO

1.1. CRESCENTE GERAÇÃO DE ENERGIA

Até a década de 1970, cerca de 96% da geração de energia elétrica, era dividida por petróleo 45,63%, carvão mineral 27,18%, gás natural 21,32% e hidrelétrica 2,15% (CIPOLLA, 2000). Com a necessidade de se obter uma quantidade crescente de energia e, ao mesmo tempo, de forma menos poluente, a geração através de fontes limpas entrou em foco para diminuição desse último fator e, também, visando à manutenção de recursos limitados, contenção da emissão de (dióxido de carbono) CO₂, (metano) CH₄, (óxido nitroso) N₂O, além de outros Gases do Efeito Estufa (GEE).

A redução da emissão de gases do efeito é uma preocupação mundial e deve ser tratada como tal. Assim, a Conferências das Partes – COP (*Conference of the Parties* – COP), que é um encontro anual, e tem como objetivos estabelecer ações específicas para a redução na emissão de gases do efeito estufa, reduzir desmatamento, ajudar países menos desenvolvidos e outros. Na 26ª Conferência das Partes (COP 26), que foi realizada em Glasgow, na Escócia, o Brasil expressou sua intenção de mitigar em 50% as emissões de gases de efeito estufa até 2030 para, assim, limitar o aumento de temperatura em até 1,5°C (COP26, 2021).

Em todo o mundo, as usinas nucleares constituem parte da geração de energia de base, já que não são afetadas por variações acarretadas por chuvas, ventos e outros (CASTRO; BRANDÃO; DANTAS, 2010). Tendo em vista esse aspecto, o Brasil, em 1972, iniciou a construção de sua primeira central nuclear, que está localizada no estado do Rio de Janeiro, na cidade de Angra dos Reis (DENHIN, 2010).

Desse modo, foi criada a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAA), que é composta pelas usinas nucleares, em operação, na cidade de Angra dos Reis, denominadas de Angra 1 e Angra 2 e uma em construção, denominada Angra 3. Os reatores dessas usinas são/serão Reatores Pressurizados por Água (*Pressurized Water Reactors* - PWRs), que fazem parte da classe de Reatores de Água Leve (*Light Water Reactors* - LWRs). A primeira dessas usinas, Angra 1, obteve sua autorização para operação comercial em 1985. Enquanto Angra 2 obteve essa mesma autorização

em 2001 (CNEN, 2002).

Assim, em 2024, Angra 1 atingirá o fim da sua Autorização de Operação Permanente (AOP), quando completará 40 anos de seu início. Existem, essencialmente, duas possibilidades para esse evento, que são o descomissionamento da usina ou a extensão de sua vida útil. Ambas podem acontecer, dependendo de condições já estabelecidas em normas, testes e inspeções ao longo da operação inicial e outras específicas para a operação de longo prazo (NRC, 2010; IAEA, 2018; IAEA, 2020).

Apesar de ser, relativamente, novidade no país, a extensão de vida das usinas não é uma novidade em outros. Tendo, por exemplo, diversos casos em países como os Estados Unidos, onde tem-se mais de 80 já em extensão que, inicialmente, apresenta prazo de 10 a 20 anos, além de diversas outras em estudo (NEA, 2012). A idade média da maior parte dos reatores ao redor do mundo é maior do que 30 anos, como visto na Figura 1, o que significa que providências devem ser tomadas quanto ao descomissionamento ou renovação de licença (IAEAa, 2017).

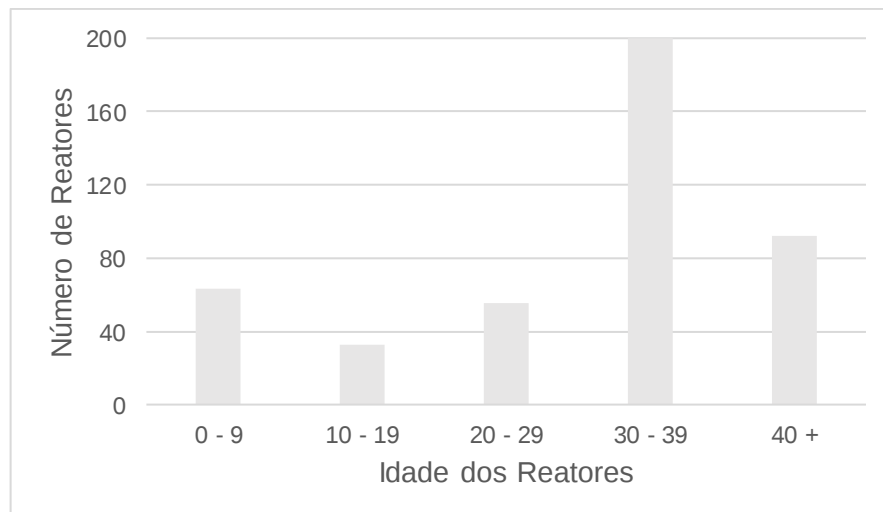


Figura 1 - Tempo de operação de reatores ao redor do mundo. Fonte: (IAEA, 2019).

Com o fim do período de licença inicial de Angra 1, muito se discute acerca dessas possibilidades apresentadas. Considerando que o Brasil possui a sétima maior reserva de urânio (U_3O_8) mundial conhecida, com 309.370 toneladas de urânio (BEN, 2021). Sendo, também, possuidor do conhecimento do ciclo do combustível nuclear, o que pode auxiliar no processo do barateamento da produção de combustível, devido ao inevitável aumento da produção do último devido, a construção de Angra 3, por exemplo, taxas cambiais e outros (INB, 2020).

A ideia de extensão de vida, primeiramente, para Angra 1, é considerável, não somente devido a esses fatores já apresentados, como também a, por exemplo, a geração de poluentes de uma usina nuclear que, ao longo do ciclo de produção é de, aproximadamente, 27,8g de CO₂/KWh_{el}. Já a de alguns combustíveis fósseis pode variar, sendo de 523g de CO₂/ KWh_{el} para o gás natural a 1345g de CO₂/ KWh_{el} para o carvão (ALVIM et al, 2010). E, de acordo com Alvim et al (2007), entre 1984, ano em que a usina de Angra 1 entrou em operação, e 2005, a energia nuclear evitou a emissão de 85 milhões de toneladas de CO₂.

Também, podem ser considerados outros fatores, como a imediata disponibilidade das usinas, uma vez que não existem paradas no fornecimento de energia durante o procedimento de extensão de vida dessas, bem como a experiência operacional já adquirida pelos operadores daquela planta. Esses fatores no processo de tomada de decisão e de entendimento dos processos que geram degradação e envelhecimento, já que esses operadores possuem conhecimento de seu gerenciamento. A troca de informações entre Membros Estados também auxilia nesse processo (APS, 2013).

Outros importantes pontos podem ser levados em consideração, como o tempo, até então não esperado para que a(s) usina(s) operasse(m) até o possível descomissionamento, além da geração de energia adicional por, pelo menos, mais dez a vinte anos através de uma fonte segura e limpa. A geração de empregos diretos e indiretos e o lucro obtido através do tempo de operação prolongada, já considerando os gastos com as pesquisas, modificações e criações de novos programas para gerenciamento de envelhecimento também devem ser considerados (WNA, 2020).

Avaliando os processos de aprendizado e experiência operacional, com relação aos processos de envelhecimento e seu gerenciamento, considerando o tempo de vida útil de usinas nucleares ao redor do mundo; em 1982, a Comissão Regulatória Nuclear (*Nuclear Regulatory Commission* - NRC) dos Estados Unidos iniciou o desenvolvimento de um programa de pesquisa sobre o envelhecimento de plantas nucleares. O objetivo do programa criado, chamado de Pesquisa sobre o Envelhecimento de Planta Nuclear (*Nuclear Plant Aging Research* – NPAR - NUREG 1144 Rev. 2) era resolver problemas técnicos relacionados à segurança devido à degradação por envelhecimento de componentes importantes da planta, já visando um possível período de renovação de licença das usinas (NRC, 1991).

Já em 1991, foram publicados os requerimentos de segurança para a renovação de licença, através da “10 CFR Part 54”, sendo intitulado Requerimentos para Renovação de Licenças Operacionais de Plantas Nucleares (Requirements For Renewal Of Operating Licenses For Nuclear Power Plants) que, por sua vez, faz parte do Código de Regulamentações Federais (*Code of Federal Regulations* - CFR). Ele foi colocado em prática em plantas piloto para que fossem adquiridos ambos experiência operacional e guia para possíveis plantas sucessoras, bem como melhorias. Como conclusão, a NRC identificou que muitos dos efeitos de envelhecimento já eram gerenciados e tratados de forma adequada durante o período inicial de operação (NRC, 2022).

Em 1995, a “Part 54” foi readequada, estabelecendo novos parâmetros de eficiência e estabilidade, com relação ao envelhecimento de estruturas, sistemas e componentes de estruturas passivas e relacionando, também, Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo (*Time Limited Aging Analysis* - TLAA), descritas em “10 CFR 54.21(a) e 54.3”. A “10 CFR Part 51” foi desenvolvida com o objetivo de tratar, em seu escopo, de revisões relacionadas ao meio ambiente, tendo como base a Lei de Política Ambiental Nacional dos Estados Unidos (NRC, 2017; NRC, 2021).

Em 1998, a planta nuclear norte-americana chamada de “Calvert Cliffs” submeteu seu requerimento para renovação de licença por 20 anos, sendo a primeira a realizar tal ato, iniciando uma nova realidade para as plantas nucleares do mundo (NRCa, 2020).

No ano seguinte, o órgão regulador americano estabeleceu direções para que seus revisores pudessem focar em áreas que necessitassem de melhorias ou a implementação de novos programas. Como resultado, foram criados alguns programas pela NRC, como o Plano de Revisão Padrão para Revisão das Aplicações de Renovação de Licença (*The Standard Review Plan for License Renewal* - SRP-LR, NUREG 1800) e o Lições de Envelhecimento Genéricas Aprendidas (*Generic Aging Lessons Learned* - GALL, NUREG 1801), em 2001, com revisões publicadas até 2010 (NRC, 2010; NRCa, 2010).

O NUREG 1800 tem como principal objetivo garantir qualidade e uniformidade no trabalho de revisores e, também, prover uma base bem definida que pode ser utilizada para avaliar os programas e atividades dos aplicantes durante o período de

extensão de vida, desde que a utilizem como base de informações para que as operadoras verifiquem as medidas utilizadas pela norma e as sigam. Também, visa à disseminação de informações, tanto para o público quanto para outros possíveis interessados, como órgãos reguladores de outros países e futuros aplicantes da renovação de licença (NRCa, 2010).

Já a NUREG 1801 é um documento incorporado ao anterior. É voltada às avaliações de programas e documentos das plantas nucleares pela NRC, avaliando-os com relação à possibilidade de utilizá-los em uma extensão de vida útil, ou mesmo se precisarão ser aumentados ou novos serem criados, de modo que atendam às necessidades do período estendido de vida (NRC, 2010; NRC, 2005). No documento, que é dividido em dois volumes, cita-se muitos dos programas relacionados ao Gerenciamento de Envelhecimento - PGE (*Aging Management Programs* - AMP) e Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo - AELT (*Time Limited Aging Analyses* - TLAA) que são organizados, principalmente, em forma de tabelas – em Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento - RGE (*Aging Management Review* - AMR, sendo dispostas, em sua ampla maioria, no volume 2 da publicação, relacionando efeitos de envelhecimento e mecanismos de degradação a esses programas (NRC, 2010; NRC, 2005).

Por parte da Agência Internacional de Energia Atômica - AIEA (*International Atomic Energy Agency* - IAEA), os estudos para desenvolvimento de guias relacionados ao gerenciamento de envelhecimento e extensão de vida útil foram iniciados na década de 1990. Desde então, uma série de documentos e relatórios foram publicados.

Dentre estes, o Guia de Segurança Específico (*Specific Safety Guide* - SSG – 48) Gerenciamento de Envelhecimento e Desenvolvimento de um Programa de Extensão de Vida Útil de Plantas Nucleares de Potência (*Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants*) (IAEA, 2018). E, também, o Guia de Segurança (*Safety Guide*) nº NS-G-2.12 Gerenciamento de Envelhecimento para Plantas Nucleares de Potência (*Ageing Management for Nuclear Power Plants*) (IAEAa, 2009).

Em 2009, a IAEA propôs, em uma conferência, o desenvolvimento de um documento para auxiliar Estados Membros a implementar, gerenciar e aprimorar Programas de Gerenciamento de Envelhecimento (AMPs). Este documento seria

chamado de Lições Genéricas de Envelhecimento Aprendidas Internacionalmente (*International Generic Ageing Lessons Learned – IGALL*), sendo esse um complemento dos citados anteriormente (IAEA, 2020).

Neste documento, é abordada, de forma mais abrangente, a parte física do envelhecimento, buscando auxiliar organizações operacionais e corpos regulatórios, através de uma base técnica e guia prático, no gerenciamento de Estruturas, Sistemas e Componentes – ESCs (*Structures, Systems and Components – SSCs*) que já estão ou que, potencialmente, serão degradados e poderão sofrer efeitos de envelhecimento. Também são tratadas estruturas e componentes ativos e reatores como o CANDU (*Canadian Deuterium-Uranium*). Ressaltando-se que esses dois últimos aspectos citados não fazem parte do escopo do Relatório GALL, citado anteriormente. Além disso, são citados componentes mecânicos, elétricos e de instrumentação e controle e estruturas civis que são importantes para a segurança.

1.2. PROBLEMA

A utilização de energias menos poluentes vem sendo colocada em evidência. Seu papel ficou mais bem definido após conferências internacionais realizadas pelos integrantes da Organização das Nações Unidas (ONU), como a Conferência de Estocolmo, a Rio-92 e RIO + 20, o Acordo de Paris, o Protocolo de Kyoto e as COPs, que têm, dentre outros objetivos, a redução da emissão dos gases do efeito estufa à atmosfera, que é um problema bastante característico da geração de energia baseada em combustíveis fósseis, dentre outros fatores (NEA, 2021).

Como o licenciamento da maioria das usinas nucleares de potência ao redor do globo é de 40 anos de operação e, tendo em vista que a maioria das plantas nucleares em atividade, atualmente, têm mais de 30 anos desde a concessão da Autorização para Operação Permanente (AOP) (IAEA, 2021), os países, em conjunto com a organização operacional e o órgão regulador podem optar, de acordo com normas, padrões de segurança, manutenções, inspeções e diversos exemplos ao redor do mundo, por estender a vida útil daquela(s) planta(s).

Por mais que seja um assunto relativamente novo para o Brasil, a extensão de vida útil já é abordada e utilizada em outros países há muitos anos, tendo como base o gerenciamento de envelhecimento e o controle dos mecanismos de degradação dos

materiais. Uma vez que, de acordo com a experiência operacional, testes e inspeções em usinas que já estão/entrarão em vida estendida, as normas-base que foram utilizadas para construção e licenciamento dessas já eram, em muitos casos, superdimensionadas no quesito de segurança, o que fez com que a extensão de vida útil pudesse ser facilitada (HULL; HISER; TALIN, 2012).

Fatores como a experiência operacional, pesquisa e desenvolvimento e transparência com os resultados e experiências com o público facilitam o entendimento da energia, suas limitações e o seu potencial. Documentos como o *International Generic Ageing Lessons Learned* - IGALL (Capítulo 2) e o *Generic Aging Lessons Learned* - GALL (Capítulo 3), além de guias de segurança, como *Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants* - SSG-48 e o *Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants* - SSG - 25, por exemplo, são compilados de mais de 40 anos de experiência, em função de gerenciar o envelhecimento de estruturas, sistemas e componentes, através de métodos testados e que estão em constante melhoria e adaptação. Esses documentos auxiliam no desenvolvimento do escopo de programas de gerenciamento que têm a função de garantir o funcionamento de SSCs durante a extensão de vida e, por fim, durante todo o futuro descomissionamento (IAEA, 2020; NRC, 2010; IAEA, 2018; IAEA, 2013)

No Brasil, temas como a extensão de vida útil ainda são pouco ou não explorados. Para mitigar esse fator, foram criadas as Notas Técnicas NT-CGRC-007/18 Rev. 0 e NT-CGRC-008/18 Rev. 0 para gerenciamento de envelhecimento e extensão de vida útil, respectivamente, que estão em concordância com os parâmetros propostos pelos documentos citados anteriormente, como a IGALL e a GALL, enquanto a CNEN desenvolve suas próprias normas (CNEN, 2018; CNENa, 2018).

1.3. OBJETIVOS

1.3.1. Objetivo geral

O objetivo geral deste trabalho é apresentar o impacto que o gerenciamento de envelhecimento significa para que o aumento da vida útil de usinas nucleares de potência seja possível dentro do cenário socioambiental.

1.3.2. Objetivos específicos

- a) Desenvolver conhecimento acerca do gerenciamento de envelhecimento em usinas nucleares de potência;
- b) Aplicar o gerenciamento de envelhecimento na extensão de vida útil;
- c) Ainda, comparar os documentos *Generic Aging Lessons Learned* – GALL e *International Generic Ageing Lessons Learned* – IGALL, a fim de ressaltar possíveis similaridades e diferenças entre as duas abordagens, internacional e americana.

1.4. JUSTIFICATIVA

Cerca de dois terços da frota de usinas nucleares mundial têm 30 ou mais anos de idade, em média. Novos projetos têm cessado, desde os anos 80 e, por isso, há uma preocupação em garantir que haverá a possibilidade de manter essas plantas em funcionamento, mesmo após o término das licenças iniciais, que duram, de forma geral, cerca de 40 anos. Outro fator impactante é a necessidade de manter uma energia de base e limpa no sistema, que se torna um fator inerente quando se trata da energia nuclear.

Por esses e outros motivos, a compreensão acerca dos processos que gerem o envelhecimento e seus efeitos em estruturas, sistemas e componentes que são importantes para a segurança da planta é essencial para mapear as necessidades atuais e futuras, com relação ao estado desses equipamentos e a possível renovação de licença. Uma gama de documentos tem sido criada ao longo das últimas décadas, tendo como objetivo desenvolver uma forma sistemática de lidar com o envelhecimento, funcionando como uma base de conhecimento, com a qual órgãos operadores obtêm uma base para desenvolver seus próprios programas de extensão de vida útil/gerenciamento de envelhecimento, bem como os órgãos reguladores podem utilizá-los para criar suas próprias normas nacionais.

Como o estudo de envelhecimento para extensão de vida é, relativamente, uma novidade para o Brasil, o entendimento acerca do envelhecimento de materiais, estruturas, componentes e sistemas importantes para a segurança de plantas

nucleares é de suma importância para a operação de longo prazo e para a segurança e compreensão pelas partes envolvidas, uma vez que somente com o rigor e conhecimento necessários para o pleno funcionamento das usinas é que se pode ter ciência da segurança inerente aos processos realizados durante a operação e para extensão de vida das usinas.

1.5. ESTRUTURA DO TRABALHO

A estrutura deste trabalho divide-se em seis capítulos. A metodologia utilizada foi a de análise qualitativa, através de uma pesquisa bibliográfica, utilizando dados secundários de fontes, principalmente, relacionadas as duas maiores entidades internacionais de normatização acerca de gerenciamento de envelhecimento (NRC e IAEA). Esses dados foram utilizados para avaliar e identificar aspectos relevantes em favor da extensão de vida útil de usinas nucleares e seus benefícios, levando em consideração o gerenciamento de envelhecimento, e como este é tratado em normas, guias, séries e outros, no Brasil e no mundo.

O capítulo 1 oferece uma visão das plantas nucleares ao redor do mundo, relacionando seus tempos de vida e como o gerenciamento de envelhecimento foi tratado ao longo do tempo, com suas respectivas documentações e padronizações, visando à extensão de vida das usinas.

O capítulo 2 traz uma visão do conceito das Lições de Envelhecimento Aprendidas Internacionalmente e seus conceitos (IGALL). Também é discutida a extensão de vida útil das usinas nucleares de potência, bem como conceitos relacionados a essa, como degradação de componentes ativos e passivos e, também, de obsolescência.

O capítulo 3 retrata a visão do processo de envelhecimento, seu entendimento e lições aprendidas ao longo do tempo, que foram sintetizadas em um relatório, chamado de *Generic Lessons Aging Learned (GALL)* que, assim como o anterior, auxilia os países a se organizarem e tomarem decisões quanto à renovação de licença para extensão de vida das usinas.

O capítulo 4 faz uma comparação entre as documentações citadas nos capítulos anteriores (IGALL e GALL), trazendo aspectos que se assemelham e que divergem entre si, mostrando as diferentes visões tanto da Agência Internacional de

Energia Atômica, quanto da Comissão Reguladora Nuclear norte-americana.

O capítulo 5 traz as conclusões obtidas ao final desse trabalho.

O capítulo 6 dispõe as referências consultadas através da construção dessa dissertação.

2. EXTENSÃO DE VIDA ÚTIL DE USINAS NUCLEARES DE POTÊNCIA

2.1. DEGRADAÇÃO POR ENVELHECIMENTO

O gerenciamento de envelhecimento é colocado em prática em plantas nucleares para assegurar que efeitos de envelhecimento não impedirão que estruturas, sistemas e componentes (SSCs) trabalhem com a eficiência definida no *design* base durante a vida útil da planta – incluindo o descomissionamento. Considera mudanças que ocorrem de acordo com o uso e tempo de operação. O envelhecimento é levado em consideração tanto para efeitos físicos (envelhecimento) e para não-físicos (obsolescência) (IAEA, 2018).

Na operação segura da planta nuclear, o gerenciamento de envelhecimento, visando à operação de longo prazo, tem se tornado cada vez mais importante, uma vez que as Organizações Operacionais têm priorizado, na medida do possível, a continuação da operação das usinas além do prazo originalmente acordado, que consta na Base de Licenciamento Atual da planta (*Current Licensing Basis – CLB*). Esse gerenciamento pode ser feito através de avaliações, como em Revisões Periódicas de Segurança - PSRs (*Periodic Safety Reviews – PSRs*) ou em avaliações equivalentes, dependendo das necessidades dos órgãos operadores, advindas de normas nacionais e internacionais (IAEA, 2013).

O gerenciamento de envelhecimento deve ser feito durante toda a vida útil dos SSCs e da planta (desde o *design*, fabricação ou construção, comissionamento, operação, operação de longo prazo e descomissionamento, incluindo possíveis desligamentos de longo prazo). É utilizada uma abordagem sistemática para gerenciar os efeitos de envelhecimento e de obsolescência. A primeira tem com o objetivo de prevenir, detectar, monitorar e mitigar esses efeitos. Essa abordagem é mostrada na Figura 2, que mostra uma exemplificação de uma adaptação do ciclo “planejar – fazer – checar – agir” de Deming (IAEA, 2018).

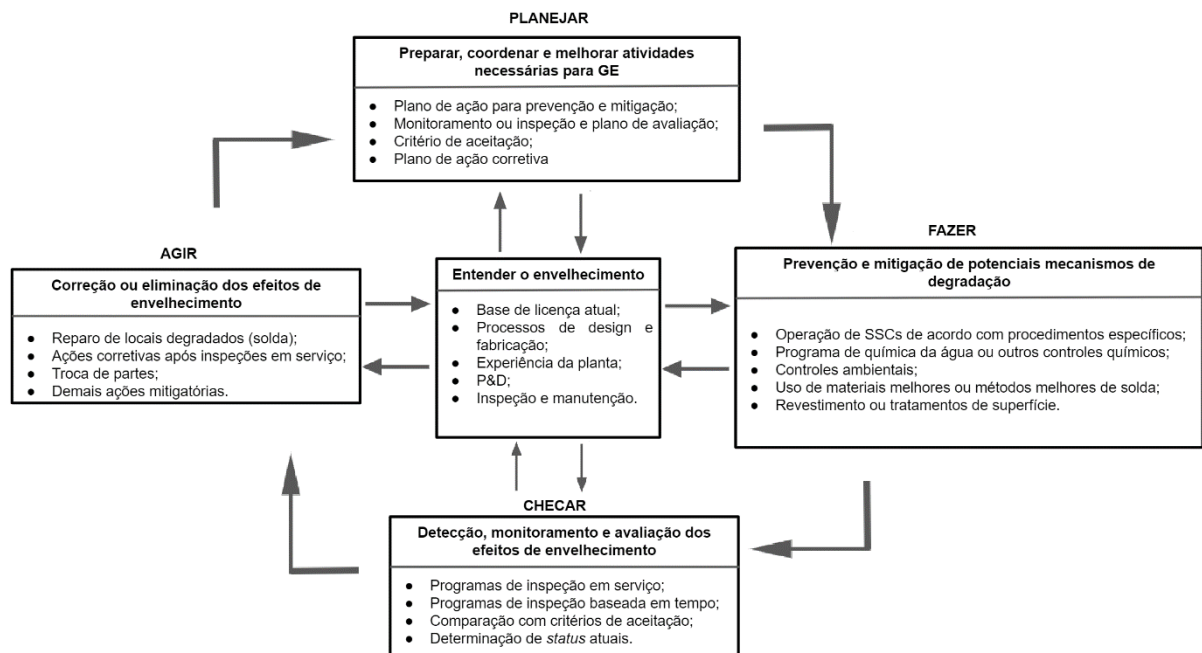


Figura 2 – Ciclo para entendimento do gerenciamento de envelhecimento. Fonte: (IAEAa, 2022).

O processo de “Entender o Envelhecimento” de SSCs é essencial para o seu gerenciamento. Para isso, como visto na Figura 2, deve-se ter conhecimento de alguns tópicos, como (IAEA, 2018):

- A CLB e suas atualizações, de preferência de forma antecipada a elas, contendo novos requerimentos regulatórios, códigos e padrões;
- Todas as funções, incluindo as de segurança de SSCs;
- O *design* e processo de fabricação utilizados (material e propriedades, efeitos residuais advindos de métodos de fabricação, como trabalho a frio ou tensões residuais em soldas);
- Em caso de atraso no período de construção, as condições reais de SSCs devem ser atestadas, devido aos envelhecimentos físico e não físico;
- Condição de SSCs durante a operação e desligamento, níveis de umidade, qualidade da água, radiação de nêutrons e de raios gama;
- Históricos de operação, irradiação e manutenção de SSCs, incluindo seu comissionamento, reparo, modificação e de fiscalização;

- Experiência operacional na planta ou em outras plantas nucleares de potência;
- Dados e tendências de condições de monitoramento, inspeção e manutenção.

Para que a planta se mantenha segura, os efeitos de envelhecimento devem ser detectados de forma apropriada e, de preferência, antecipada aos seus efeitos degradantes, o que permite que os SSCs possam ser substituídos ou reparados, cumprindo seus objetivos de funcionalidade durante toda a via útil da planta, até o término do processo de descomissionamento (IAEA, 2018).

Na Figura 2, o “planejar” compreende atividades de coordenação e modificação de programas existentes e atividades relacionadas ao gerenciamento de envelhecimento de SSCs. Também, o desenvolvimento de novos programas (Programas de Gerenciamento de Envelhecimento (AMPs), tendo como base uma metodologia estruturada e sistemática, caso seja detectada a necessidade, através de fiscalizações e inspeções nos programas presentes na planta (IAEA, 2018).

O processo de gerenciamento faz parte de um grupo interdisciplinar que envolve diversos times, como a engenharia, manutenção, fiscalização, qualificação de equipamentos e outros. Um guia, com relação à manutenção (preventiva e corretiva), fiscalização e inspeção em serviço é demonstrado através da IAEA *Safety Standards Series* Nº. NS-G-2.6, Manutenção, Fiscalização e Inspeção em Serviço em Plantas Nucleares de Potência (IAEA, 2002).

O envelhecimento de SSCs aumenta a probabilidade de falhas que têm causas em comum, como a degradação de duas ou mais barreiras físicas ou estruturas e componentes redundantes, levando a um possível comprometimento da proteção, ao levar em consideração conceitos como a “defesa em profundidade” – que são sistemas redundantes de proteção (IAEA, 2002).

Com relação a parte de “fazer”, na Figura 2, o desenvolvimento de procedimentos específicos, com o objetivo de prevenir e mitigar mecanismos de degradação e efeitos de envelhecimento de SSCs, bem como o desenvolvimento de um programa de controle, seja químico ou ambiental para gerenciar o envelhecimento, de forma efetiva, é essencial. Outro fator é a coordenação de programas existentes que estejam aptos a gerenciar o envelhecimento, processos e seus elementos

constituintes, bem como outras atividades como pesquisa e desenvolvimento (IAEA, 2018).

“Checar”, na Figura 2, tem como premissa a caracterização e detecção de efeitos de envelhecimento e mecanismos de degradação no menor tempo possível, seja através de inspeções, monitoramentos e/ou de avaliações desses efeitos observados em SSCs para determinar o tempo e tipo de quaisquer ações necessárias para correção (IAEA, 2018).

Programas de inspeção baseados no tempo, como as Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo (TLAAs), têm como objetivo principal demonstrar que os efeitos de envelhecimento analisados não afetarão, de uma forma negativa, a capacidade de um SSC de realizar sua função pretendida através um período assumido de operação. Para isso, dois parâmetros são utilizados (IAEA, 2018):

1. Uma variável dependente do tempo (ex. fluência de nêutrons, tempo de operação ou número de ciclos térmicos que um SSC está submetido);
2. Efeito de envelhecimento associado à primeira variável (fragilização por nêutrons do vaso ou fadiga cumulativa, por exemplo).

Ambos os parâmetros devem ser avaliados e comparados através de um critério de aceitação, previamente estabelecido por limites regulatórios para, assim, determinar se o SSC continuará em serviço ou outras ações deverão ser tomadas (IAEA, 2002; IAEA, 2018).

Já o “agir”, ainda na Figura 2, tem como objetivo aplicar ações corretivas, em tempo hábil, em SSCs que tenham sofrido com efeitos de envelhecimento. Também podem ser levadas em consideração ações posteriores, sejam preventivas ou mitigatórias, através de manutenções e de modificações de *design*, incluindo reparo e possível substituição de SSCs que não atinjam o mínimo exigido pelo critério de aceitação (IAEA, 2018).

Os programas de gerenciamento devem ser revisados periodicamente para que se mantenham efetivos. Assim, assegura-se que a segurança da planta seja mantida através de melhoramento contínuo e de *feedbacks* operacionais, considerando que pode haver melhoria/criação de processos e/ou programas (IAEA, 2018).

2.1.1. Degradação por envelhecimento físico de SSCs

É um processo em que as características físicas do SSC ativo ou passivo gradualmente se deterioram com o tempo ou uso – ou apenas envelhecimento -, devido a alguns fatores, como: processos químicos e biológicos ou degradação física de SSCs ativos ou passivos (IAEA, 2018).

O processo de gerenciamento de envelhecimento de SSCs passivos é abordado pelos dois documentos citados anteriormente (GALL e IGALL). Por outro lado, a abordagem de SSCs ativos é feita pelo relatório IGALL, mas não é feita pelo relatório GALL, uma vez que este menciona que o gerenciamento dessas estruturas em específico são realizadas por programas de manutenção específicos das plantas nucleares (NRC, 2010; IAEA, 2020).

2.1.2. Degradação por envelhecimento não-físico de SSCs (Obsolescência)

É o processo que torna o SSC (ativo ou passivo) fora do padrão – ou obsoleto - por alguns motivos, podendo ser (IAEA, 2018):

1. Conhecimento atual;
2. Mudanças em códigos, leis e regulamentos;
3. Devido a avanços tecnológicos.

A obsolescência dos SSCs pode ser gerenciada tanto através de um programa específico da planta quanto de forma integrada a outros, como programa de manutenção e confiabilidade de equipamentos) e, caso não seja identificada de forma antecipada e corrigida, pode fazer com que a operação da planta nuclear seja paralisada, devido a perda de confiabilidade e/ou disponibilidade de SSCs (ou de peças para substituição/reservas) e de suas respectivas documentações (IAEA, 2021).

O gerenciamento da obsolescência faz parte do melhoramento da segurança da planta nuclear de potência e deve estar disponível para revisão do corpo regulatório, seja relacionado à *performance* de SSCs ou ao Gerenciamento de Segurança (*Safety Management*). Esse gerenciamento é abordado, juntamente com seus aspectos conceituais, na SSG-25, que é intitulada de Revisão Periódica de Segurança (*Periodic Safety Review – PSR*), na SSG-48, no Programa de Obsolescência da IGALL (TOP401) e, também, NS-G-2.12 que, como mencionado, já

se encontra ultrapassado pela SSG-48 (IAEAb, 2021; IAEA, 2018; IAEAa, 2009).

De acordo com a IAEA (2018), o programa de Obsolescência Tecnológica deve incluir três passos:

1. Deve ser realizado um processo de escopo, de acordo com os nove critérios de uma AMP efetiva, que serão discutidos neste trabalho, abordando estruturas, sistemas e componentes que estão ou estarão obsoletos nos próximos anos, como descrito em (IAEAb, 2021);
2. Deve haver priorização dos equipamentos de acordo com a sua significância, em relação à segurança da planta:
 - a. Critérios: demanda da planta, quantidade em estoque, classificação de segurança dos componentes, histórico de falha, confiabilidade de estruturas e componentes, informação de ordem de serviço, histórico de estoque e incertezas quanto a informações sobre os dados das peças em estoque;
3. A organização operacional deve solucionar esse problema em tempo hábil, podendo adicionar ao plano de ações corretivas planta, para solucionar a obsolescência, os seguintes tópicos:
 - a. Mudança de *design*: soluções de projeto;
 - b. Reconstrução por engenharia reversa;
 - c. Reparo por substituição através de outros componentes;
 - d. Substituição por um equivalente;
 - e. Fabricação especial de itens;
 - f. Avaliação de itens equivalentes no mercado;

A organização operacional deve trocar informações e participar na colaboração com outras dentro da indústria nuclear, além de promover treinamentos para educar os colaboradores que estiverem envolvidos com o gerenciamento de obsolescência (IAEA, 2018).

A efetividade do programa de obsolescência deve ser verificado periodicamente e deve ser melhorado de forma contínua. Autoavaliações devem ser feitas para melhorar a implementação e sua efetividade, bem como quaisquer lições aprendidas que necessitem de alguma intervenção (IAEAb, 2021).

2.1.3. Degradação por envelhecimento de SSCs passivos

Estruturas e componentes passivos são aqueles que realizam suas funções sem a movimentação de partes de sua estrutura ou uma mudança em sua configuração ou propriedades, incluindo aquelas que não apresentam mudança de estado (IAEA, 2020; NRCa, 2005).

O gerenciamento de envelhecimento de estruturas e componentes passivos, geralmente, requer uma maior quantidade de investimento e atenção, quando comparado ao gerenciamento de envelhecimento de SSCs ativos. De acordo com a IAEA (2017), os componentes passivos não recebiam a devida atenção dos envolvidos ao realizarem diagnósticos e prognósticos no dia a dia das plantas nucleares.

Esse gerenciamento é feito, de forma efetiva, por manutenções, inspeções em serviço, testes e monitoramentos, que têm como objetivo melhorar a confiabilidade dos SSCs (IAEA, 2018). Essas estruturas e componentes são selecionadas através de processos de escopo. Porém, dependendo do foco, seja para AMP, AMR, Operação de Longo Prazo - OLP (*Long Term Operation – LTO*), TLAA ou pela abordagem distinta (passivos e ativos), esses processos podem variar (IAEA, 2020; NRC, 2017).

O gerenciamento de envelhecimento para operação de longo prazo é focado, em alguns Membros Estados, como mencionado, em estruturas e componentes passivos, significando que estruturas e componentes ativas integrem programas de manutenção, que têm uma abordagem baseada em *performance*, de modo a assegurar que serão confiáveis durante a vida útil da planta, seja por meio de manutenções, testes e/ou monitoramento (IAEA, 2020).

Ainda acerca do processo de gerenciamento de envelhecimento de estruturas e componentes passivas para extensão de vida útil, alguns documentos são vitais para a continuidade do processo. Dentre estes, a Avaliação Integrada da Planta (*Integrated Plant Assessment – IPA*), que é um documento que tem o objetivo de demonstrar que os efeitos de envelhecimento de estruturas e componentes passivos – para a NRC - sejam identificados e estejam sendo adequadamente gerenciados e, ainda, que suas funções estejam de acordo com o proposto na Base de Licenciamento Atual, já considerando o período estendido de operação (NRCa, 2005).

Exemplos de estruturas e componentes passivas são: vaso de pressão do reator, estruturas de concreto, geradores de vapor, pressurizadores, tubulações, corpos de válvulas, carcaça de bombas, blindagem do núcleo, dutos de ventilação, a contenção, escotilha de equipamentos, estruturas sísmicas de categoria I, motores, geradores a diesel, compressores de ar, indicadores de pressão, transmissores de pressão, indicadores de nível de água, painéis, ventiladores, relés, interruptores, placas de circuito, piscina de combustíveis, cabos e conexões elétricas, conduítes e outros (NRC, 2017).

2.1.4. Degradação por envelhecimento de SSCs ativos

Estruturas e componentes ativos são aquelas que realizam suas funções seja com a movimentação de partes de sua estrutura ou com uma mudança em sua configuração ou propriedade, incluindo aquelas que apresentam mudança de estado e sistemas completos (IAEA, 2020).

De acordo com a (NRCa, 2005), o gerenciamento de envelhecimento de estruturas e componentes ativos deve ser parte do programa de manutenção da planta (corretiva ou preventiva), que também cuida dos que são substituíveis, uma vez que estes devem estar em operação durante o dia a dia da usina e, por isso, sua *performance* e tendências podem ser monitoradas para assim detectar possíveis degradações.

Em contraste com o gerenciamento de estruturas e componentes passivas, os SSCs ativos necessitam de monitoramento com uma certa frequência, de serem analisados e restaurados, quando possível (IAEA, 2017).

Em décadas anteriores, o gerenciamento de envelhecimento de componentes ativos era mais profundamente estudado, com relação a diagnósticos e prognósticos dos efeitos e mecanismos de degradação que sofriam. Por isso, esses mecanismos e efeitos de envelhecimento ainda são mais bem compreendidos, quando comparados aos dos passivos (IAEA, 2017).

Podem ser levados em consideração, desde o componente, até sistemas completos. Parâmetros representativos que podem ser avaliados para componentes e sistemas são: fluxo, diferencial de pressão, vibração, confiabilidade e disponibilidade, sendo os dois últimos para sistemas (GREGOR; CHOCKIE, 2006).

Exemplos de SSCs ativos, em uma usina nuclear, são: baterias, geradores, sensores, motores, transistores, pás de turbinas, filtros, bombas, amortecedores, unidades de alarmes, conversores, inversores, isolantes, fontes de energia, a operabilidade do sistema como um todo e válvulas (NRCa, 2005).

2.2. GESTÃO DO CONHECIMENTO (*KNOWLEDGE MANAGEMENT* - KM)

A gestão do conhecimento pode ser descrita como práticas (atividades, iniciativas ou ações) que podem influenciar e melhorar os processos de conhecimento organizacional. Tem como objetivos a melhoria do aprendizado dentro da organização, construir e melhorar, de forma efetiva, a base de conhecimento dentro da planta e habilitar a utilização de um conhecimento efetivo (IAEAa, 2016).

As organizações operacionais lidam com a gestão do conhecimento, mesmo que de forma indireta, desde o início da fase de *design* da usina. Essa gestão ainda enfrenta certa resistência, tanto para aplicação quanto para o reconhecimento de que é um fator importante, partindo de uma perspectiva estratégica (IAEAa, 2016).

As regulamentações sobre as quais as plantas nucleares de potência estão submetidas são altamente rigorosas. Por este motivo, sistemas de gerenciamento efetivo, que incluam KM, devem ser colocados em prática para assegurar o cumprimento dessas regulamentações. São exemplos desses sistemas: segurança nuclear, controles ambientais, confiabilidade dos materiais, gerenciamento de resíduos nucleares, proteção e monitoramento radiológico e outros. (IAEAa, 2016; IAEAa, 2013).

Esse tipo de gestão proporciona muitos desafios em plantas nucleares devido a diversos fatores, dentre eles (IAEAa, 2013):

- A tecnologia e infraestrutura complexas;
- Ativos da planta de alto capital;
- A confiabilidade em expertises e tecnologias multidisciplinares;
- Objetivos operacionais concorrentes (de segurança, econômicos e de produção);
- Riscos potencialmente altos devem ser sistematicamente gerenciados para demonstrar baixa tolerabilidade;
- Sistema sociotécnico complexo dentro da organização.

Na última avaliação periódica de segurança (*Periodic Safety Review* - PSR), processos de KM devem ser aplicados, conforme o aprendizado adquirido ao longo do histórico de operação da planta. Esses processos, para alguns Membros Estados, pode ser uma espécie de problema, já que a indústria nuclear ainda está em maturação e vem tendo uma alta taxa de aposentadoria e, por isso, há uma consequente perda de seus recursos humanos (IAEAa, 2013; IAEA, 2013).

Esta perda em *experts* e, por consequência, há perda de conhecimento especializado desses colaboradores, que são difíceis de serem substituídos. Qualquer ponto dos citados contribui para uma perda, seja em segurança, produção ou em economia. Medidas proativas, visando o KM, sua retenção e transferência sempre serão necessárias (IAEAa, 2013; IAEA, 2006).

2.3. A IMPORTÂNCIA DA AVALIAÇÃO DA LTO NA ÚLTIMA REVISÃO PERIÓDICA DE SEGURANÇA (PSR)

Este item foi obtido com a avaliação do documento da Agência Internacional de Energia Atômica, intitulado *Periodic Safety Review – SSG-25* (IAEA, 2013).

Revisões rotineiras e especiais são formas essenciais de garantir a segurança da planta nuclear. Além disso, podem ser realizadas revisões de segurança sistemáticas, que são nomeadas de Revisões Periódicas de Seguranças. Elas têm o objetivo de avaliar efeitos cumulativos de envelhecimento e de modificações da planta, da experiência operacional, do desenvolvimento técnico e aspectos do local (IAEA, 2013).

Uma PSR inclui uma avaliação do *design* e operação da planta sobre padrões de segurança e práticas operacionais, de forma a assegurar um alto nível de segurança durante toda a vida útil dela. É complementar à de rotina e as revisões de segurança conduzidas na planta, e não as substitui.

A PSR é realizada de forma regular. Tem início, geralmente, cerca de dez anos após o início da operação da planta e, as subsequentes, tipicamente ocorrem em intervalos regulares de dez anos. Também, a PSR pode ser usada em suporte ao processo de tomada de decisão para extensão de vida útil/operação de longo prazo ou para o reinício após um desligamento prolongado.

Os processos descritos em uma PSR têm a possibilidade de ser utilizados não

apenas em uma planta de potência, como em reatores de pesquisa e locais de gerenciamento de resíduos radioativos.

A Base de Licenciamento Atual pode ser avaliada através de uma PSR, podendo ser atestado que continua sendo válida, considerando os efeitos de envelhecimento que estão atingindo os SSCs estudados.

Funções da PSR:

- Visão geral da segurança da planta;
- Qualidade da documentação;
- Determinação de modificações razoáveis;
- Práticas que asseguram ou melhorem a segurança da planta.

Alguns fatores podem ser avaliados nas Revisões Periódicas de Segurança, dentre eles:

- Mudanças em normas nacionais e internacionais pertinentes, em práticas operacionais, tecnologias, conhecimento científicos;
- O que possíveis modificações poderiam afetar, potencialmente, a segurança ou acessibilidade e a usabilidade da documentação de segurança;
- Efeitos e tendências de envelhecimento podem ser identificados;
- O acúmulo de experiência operacional relevante, de *staff* e de procedimentos da organização da planta;
- Mudanças no modo de operação da planta;
- Mudanças na vizinhança da planta, como em ambientes naturais, industriais e demográficos.

A PSR é dividida em 14 fatores (de segurança) para que, por mais que seja um processo complexo, torne-se mais compreensivo através dessa divisão. Foram produzidos através de experiência operacional que abrangem todos os aspectos importantes para a segurança da planta. Pode haver divergências quanto a essa divisão, já que, existem aspectos únicos em cada planta, o que pode alterar as regulamentações de cada país.

A lista dos fatores de segurança é a seguinte, sendo que, os quatro primeiros, estão diretamente relacionados ao gerenciamento de envelhecimento das plantas

nucleares:

Fatores de segurança relacionados à planta:

1. *Design* da planta;
2. Condições reais de estruturas, sistemas e componentes (SSCs) importantes para a segurança;
3. Qualificação de equipamentos;
4. Envelhecimento.

Fatores de segurança relacionados a análises de segurança:

5. Análise determinística de segurança;
6. Avaliação probabilística de segurança;
7. Análise de riscos.

Fatores de segurança relacionados a performance e *feedback* de experiência:

8. *Performance* de segurança;
9. Uso de experiência de outras plantas e resultados de pesquisas.

Fatores de segurança relacionados ao gerenciamento:

10. Organização, o sistema de gerenciamento e cultura de segurança;
11. Procedimentos;
12. Fatores humanos;
13. Planejamento de emergência.

Fatores de segurança relacionados ao ambiente:

14. Impacto radiológico no ambiente.

A extensão de vida útil de uma usina nuclear de potência pode ser definida através de termos de licença, *design* da planta, normas relevantes ou regulamentações nacionais. Deve ser baseada em avaliações de segurança, levando em consideração os efeitos de envelhecimento e características que limitem as vidas úteis de SSCs que sejam importantes para a segurança.

Para auxiliar no processo de tomada de decisão para extensão de vida útil, a PSR deve identificar as possíveis melhorias de segurança necessárias para que a Base de Licenciamento Atual se mantenha válida. Podem incluir recondicionamento, compra de SSCs e análises de segurança adicionais. A revisão deve ser estendida até o fim da extensão de vida, caso planejada. Durante a operação de longo prazo, a PSR deve ser realizada em intervalo de tempo regular, da mesma forma.

Deve haver uma adaptação nos fatores de segurança para a operação de longo prazo, principalmente nos relacionados ao envelhecimento, contemplando a adição de Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo revalidadas ou novas e avaliações de envelhecimento. Um destaque maior deve ser dado aos efeitos/mecanismos de envelhecimento e aos AMPs.

Ainda sobre os fatores de segurança, pode-se destacar que alguns deles, visando à Extensão de Vida Útil de uma Usina Nuclear de Potência, podem auxiliar no processo quanto a essa tomada de decisão. São eles, de acordo com a própria *Periodic Safety Review (SSG-25)* e, também, de acordo com a *Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants (SSG-48)*:

1. *Design*: A forma com que o estruturas, sistemas e componentes da planta são desenhados/projetados e suas documentações são avaliadas, de acordo com normas nacionais e internacionais, de forma a cumprir suas funções de segurança;
2. Condições reais de Estruturas, sistemas e componentes importantes para a segurança: as reais condições de estruturas, sistemas e componentes que são importantes para a segurança são verificadas através de documentações com detalhamento meticuloso que, por sua vez, podem, também, detectar uma possível obsolescência. Além disso, essa documentação tem como referência os requerimentos de *design* desses SSCs e, assim, podem ser confrontados, de modo a verificar se os últimos estão de acordo com a CLB (*Configuration Management*, também importante nos fatores de segurança 8 e 10), até a próxima PSR (IAEA, 2003).
3. Qualificação de equipamentos: esse fator leva em consideração o gerenciamento da qualidade dos equipamentos importantes para a segurança. Assim, checando se estão sendo mantidos de acordo com programas adequados de manutenção, inspeção e testes e que, além disso, possam garantir que as funções de segurança desses equipamentos estejam garantidas, pelo menos até a próxima PSR;
4. Envelhecimento: Este fator de segurança leva em consideração tanto o envelhecimento físico quanto o não físico, a efetividade e a possível

necessidade de melhoramento/criação de programas de gerenciamento de envelhecimento.

2.4. LIÇÕES GENÉRICAS DE ENVELHECIMENTO APRENDIDAS INTERNACIONALMENTE

Como mencionado anteriormente, o relatório IAEA (2020) tem o papel de ser um guia prático, com relação a informações acerca de gerenciamento de envelhecimento, sendo realizado através de uma base de dados para reatores moderados por água, com o objetivo de obter excelência em gerenciamento de envelhecimento, bem como ser uma base de conhecimento para o *design* de novas plantas, revisões deste último ou de revisões de segurança.

Em seu escopo, tem-se a existência de coleções de Programas de Gerenciamento de Envelhecimento (AMPs) de SSCs ativos e passivos que são importantes para segurança da planta, direta ou indiretamente, além de Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo (TLAA) e de tabelas de Revisões de Gerenciamento de Envelhecimento (AMRs) (IAEA, 2020).

Em seu próprio escopo, é mencionado que não almeja identificar estruturas e componentes que estejam disponíveis para gerenciamento de envelhecimento. O processo de identificação de SSCs que são pertinentes para o possível gerenciamento de envelhecimento e seus programas atrelados é realizado através da SSG-48. Assim como a inclusão de quaisquer SSCs, AMPs ou TLAA no documento não significa, necessariamente, que se torna uma regra para a inclusão no escopo de todas as plantas, já que isso é feito de uma forma genérica, através de experiência operacional e de P&D (IAEA, 2020; IAEA, 2018).

2.4.1. Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento

A identificação de SSCs que estarão no escopo de AMRs é realizada através de um processo que está descrito, como mencionado acima, na SSG-48 e, também, mencionado na (*Safety Standards Series*) SSR-2/2 (Rev. 1), que trata da parte de operação e comissionamento da planta (IAEA, 2016). Considerando, ainda, que cada planta pode ter um método baseado em sua CLB e requerimentos regulatórios

próprios nacionais.

O processo de escopo é definido ao identificar SSCs que estarão sujeitos ao gerenciamento de envelhecimento. Esse processo é realizado através de um processo de seleção, ao verificar uma base de dados que contém todos os SSCs presentes na planta (IAEA, 2018; NRC, 2017).

Existem SSCs que devem, de forma geral, estar incluídos nos processos de gerenciamento de envelhecimento (IAEA, 2018):

- SSCs importantes para a segurança, que têm a função de permitir que as seguintes funções fundamentais de segurança sejam cumpridas:
 - Controle de reatividade;
 - Remoção de calor do reator e do local de armazenamento do combustível;
 - Confinamento de material radioativo, proteção contra a radiação e controle de liberações de radiação planejadas e limitação de liberação acidental de radiação.
- SSCs cujas falhas podem prevenir que os SSCs importantes para segurança cumpram suas funções, que podem ser:
 - Falhas de equipamento de levantamento;
 - Inundação;
 - Quebra do sistema de energia de alta tensão;
 - Vazamento de líquidos (ex. de tubulações ou outros componentes que limitem a pressão).
- SSCs mencionados em análises de segurança (determinística e probabilística) ao lidarem com certos eventos, tais como:
 - Eventos internos (ex. inundação interna);
 - Eventos externos (ex. condições climáticas extremas);
 - Eventos regulatórios específicos (ex. choque térmico pressurizado);
 - Necessários para lidar com condições de extensão de *design* ou para mitigar as consequências de acidentes severos.

Outros SSCs podem ser excluídos do processo de escopo para gerenciamento de envelhecimento (IAEA, 2018):

- Que estejam sujeitos à substituição programada ou a reparos planejados

e programados, de acordo com regras e/ou por recomendações dos fabricantes.

O processo de escopo é demonstrado na Figura 3.

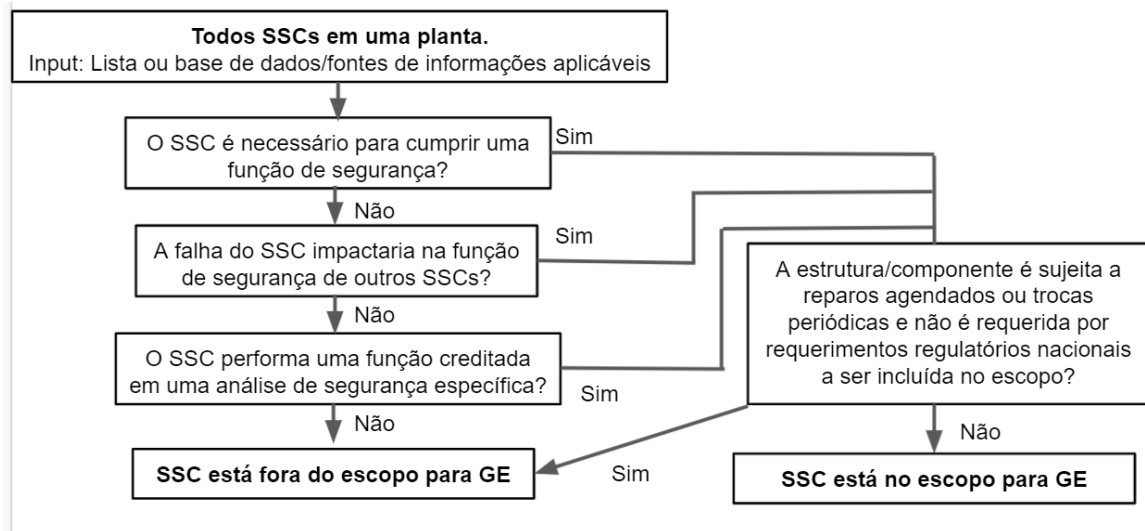


Figura 3 - Processo genérico de escopo para GE. Fonte: (IAEA, 2018)

Os SSCs, após o processo de definição do escopo, incorporam os dados presentes em tabelas de AMRs, que foram desenvolvidas utilizando experiência operacional e resultados de pesquisa e desenvolvimento, em uma base genérica, advindos de Membros Estados participantes, com o objetivo de identificar efeitos de envelhecimento e mecanismos de degradação. Exemplos destas tabelas podem ser vistos no relatório IGALL (IAEA, 2020).

Nessas tabelas, após a identificação dos efeitos de envelhecimento e de mecanismos de degradação, é provida uma base para implementação efetiva de gerenciamento de envelhecimento, ao considerar um período predeterminado de tempo. O processo de revisão envolve a identificação dos seguintes e, também, possivelmente, de outros elementos, como os seguintes (IAEA, 2020):

- Estrutura/componente;
- Localização/parte crítica;
- Material;
- Ambiente;
- Efeito de envelhecimento/mecanismo de degradação;
- Programa de Gerenciamento de Envelhecimento (AMP);

- Análise de Envelhecimento Limitada pelo Tempo (TLAA).

É requerido que seja demonstrado que os efeitos de envelhecimento serão adequadamente gerenciados, seja para operação inicial ou para extensão de vida útil, de modo que seja assegurado que suas funções de segurança serão cumpridas através do período de tempo proposto, como mencionado nos requerimentos 14 (GE) e 16 (LTO) da SSR-2/2 (Rev. 1) e no 10 CFR 54.21(a)(3) para gerenciamento de envelhecimento (IAEA, 2016; IAEA, 2020; NRC, 2017).

O método utilizado de descrição de AMR na IGALL utiliza termos para identificar estruturas e componentes, materiais, ambientes, efeitos de envelhecimento e mecanismos de degradação. Os AMPs utilizados para relacionar os efeitos de envelhecimento nas tabelas de AMRs ficam localizados nas colunas próprias para AMPs, o que também é válido para TLAAs (IAEA, 2020).

Os Programas de Gerenciamento de Envelhecimento são montados de acordo com os nove atributos genéricos de um AMP efetivo (descritos no próximo tópico), como encontrados na SSG-48 (IAEA, 2020; IAEA, 2018).

Uma AMR pode ser implementada de acordo com uma base de informações e métodos específicos para cada planta, concordando com requerimentos regulatórios nacionais/internacionais. Elas, na base de dados da IGALL, contêm as seguintes informações, como dispostas na Tabela 1 (IAEA, 2020; IAEA, 2022):

- Número da tabela: Número de tabela da AMR na base de dados da IGALL;
- Número IGALL: é um número sequencial do item da linha (ou coluna) na tabela AMR designado a cada área e numerado. A combinação entre número de tabela e número IGALL cria um ID único para cada item na linha;
- Sistema: Os sistemas aos quais cada estrutura ou componente sujeitos a AMR pertencem;
- Estrutura/componente: A estrutura ou componente sujeita(o) à AMR;
- Localização/parte crítica: A localização ou parte dentro de uma estrutura ou componente que é susceptível ao mecanismo de degradação associado;
- Material: O material de construção;
- Ambiente: O ambiente ao qual o SCC está exposto;

- Efeito de Envelhecimento/mecanismo de degradação: Os efeitos de envelhecimentos e mecanismos de degradação aplicáveis que estão listados na IGALL;
- Programa de Gerenciamento de Envelhecimento: O AMP utilizado para gerenciar os efeitos de envelhecimento;
- Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo: A TLAA usada para gerenciar os efeitos de envelhecimento;
- Os seguintes modelos de reatores são abordados: Reator Pressurizado por Água Leve (*Pressurized Water Reactor* - PWR), incluindo o Reator de Potência Moderado e Refrigerado por Água (*Water cooled, Water moderated energy Reactor* - WWER), Reator de Água Fervente (*Boiling Water Reactor* - BWR), Reator Urânio-Deutério Canadá (CANDU)/Reator Pressurizado de Água Pesada (*Pressurized Heavy Water Reactor* - PHWR).

Tabela 1 - Exemplo de tabela de AMR para PWR – Componentes Mecânicos

Nº Tabela	Nº IGALL	Sistema	Estrutura/Componente	Local/Parte Crítica	Material
102	1	RPV, interno, Refrigerante	Aparafusamento	Local de aparafusamento	Aço inoxidável
Ambiente	Efeito de Envelhecimento	AMP	TLAA	Design do Reator	
102	1	RPV, interno, Refrigerante	Aparafusamento	Local de aparafusamento	

Fonte: (IAEA, 2020)

2.4.2. Programas de Gerenciamento de Envelhecimento

O conjunto de atividades relacionadas ao entendimento, prevenção, detecção, monitoramento e mitigação de efeitos específicos de envelhecimento em uma estrutura, componente ou grupo de componentes, é chamado de Programa de Gerenciamento de Envelhecimento (AMP). Esses programas são representados por atividades que incluem manutenção, inspeção em serviço, testes, monitoramento, bem como programas de suporte técnico (IAEA, 2020).

O objetivo destes é gerenciar o envelhecimento, e devem ser feitos de forma proativa (com antevisão e antecipação) durante o tempo de vida útil da planta. São realizados desde a fase de *design*, construção, operação (LTO e *shutdown* estendido), até o descomissionamento (IAEA, 2018; NRC, 2022).

Como o projeto de muitas plantas nucleares foi feito para 40 anos de operação, aproximadamente, constatou-se, por evidências, que o envelhecimento, em alguns casos, foi subestimado, seja no projeto inicial, construção e comissionamento ou pode não ter sido levado em consideração, de forma efetiva, durante a operação (IAEA, 2020). Por exemplo, em uma inspeção de um vaso de pressão do reator de uma usina norte-americana, durante a parada para reabastecimento de combustível, foi encontrada uma cavidade. Uma causa determinada foi o envelhecimento subestimado (IAEA, 2009).

No processo de avaliação do envelhecimento em plantas nucleares, a base técnica deve ser mantida com margens de segurança, de forma que a planta possa operar de forma segura durante o tempo pretendido. Para que haja esse controle, são realizados AMPs, em SSCs que estejam dentro do escopo de GE, para, assim, manter a segurança. Alguns AMPs estão listados a seguir (IAEA, 2020):

- Para mecanismos de degradação específicos (ex. corrosão de fluxo acelerado, trinca por corrosão por tensão e envelhecimento por temperatura);
- Específicos para estruturas e componentes (ex. bombas do refrigerante do reator e local de acionamento da vareta de controle);
- Gerais (ex. inspeção em serviço e química da água).

O processo de seleção de quais efeitos de envelhecimento serão priorizados no processo de gerenciamento é feito de acordo com requisitos dos corpos

regulatórios nacionais e, também, vão de acordo com o tempo necessário de parada da planta para que os processos sejam realizados. Os AMPs devem ser documentados e listados em Relatórios de Análise de Segurança (*Safety Analysis Reports – SAR*) (IAEA, 2020; IAEA, 2021).

Os AMPs são estruturados de acordo com nove atributos genéricos, na visão da IAEA, como descritos na IAEA (2018), sobre os quais cada AMP específico, de cada planta, são avaliados:

1. Escopo de um AMP baseado no entendimento de envelhecimento;
2. Ações preventivas para minimizar e controlar os efeitos de envelhecimento;
3. Detecção dos efeitos de envelhecimento;
4. Monitoramento e tendências de efeitos de envelhecimento;
5. Mitigação dos efeitos de envelhecimento;
6. Critério de aceitação;
7. Ações corretivas;
8. Feedbacks de experiência operacional e de resultados de pesquisa e desenvolvimento;
9. Gerenciamento da qualidade.

Os SSCs que serão gerenciados são importantes para a segurança e fazem parte do processo de seleção, como demonstrado. Uma parte importante do processo é baseada no entendimento do envelhecimento, e este é baseado em (IAEA, 2020; IAEA, 2021):

- Materiais da estrutura ou componente, condições de serviço, fatores que provoquem tensão, locais de degradação, mecanismos de degradação e efeitos;
- Indicadores da condição de SSCs e critérios de aceitação;
- Modelos preditivos quantitativos ou qualitativos de fenômenos relevantes de envelhecimento;
- O *design*, que incluem as funções pretendidas por SSCs e os requerimentos regulatórios aplicáveis, normas e códigos, incluindo análises de segurança (IAEA, 2018);
- O processo e condições de fabricação do material que podem afetar o

envelhecimento, bem como suas propriedades (IAEA, 2018);

- Resultados de inspeção em serviço e monitoramentos (IAEA, 2018);
- O histórico de operação e manutenção do SSC, modificações e possíveis substituições (IAEA, 2018).

As ações preventivas têm como objetivo minimizar e controlar efeitos de envelhecimento. Fazem parte delas (IAEA, 2020):

- Especificação das ações que são necessárias para prevenir ou minimizar o início da degradação:
 - Para programas de prevenção, as ações contribuem para prevenir a degradação por envelhecimento;
 - Programas de monitoramento de *performance* ou condição que são pautados por ações preventivas devem ser especificados (ex. manutenção da química da água ou uso de lubrificação apropriada).
- As condições de serviço devem ser claras (ex. condições ambientais e de operação), de forma que as práticas operacionais mantenham os SSCs em boas condições, impedindo, na medida do possível, a degradação.

A detecção de efeitos de envelhecimento inclui (IAEA, 2020):

- Parâmetros que são monitorados ou inspecionados devem ser especificados:
 - O parâmetro monitorado ou inspecionado em um programa de monitoramento deve ser capaz de detectar a presença e extensão de efeitos de envelhecimento (ex. detecção do tamanho de trincas);
 - Deve ser feita uma ligação entre o parâmetro monitorado e a degradação daquele SSC em um programa de monitoramento de *performance*. Desta forma, garante-se que os SSCs não terão suas respectivas funções perdidas;
- Métodos de inspeção, testes, e monitoramento para detectar efeitos de envelhecimento antes da falha de uma estrutura ou componente:

- Os efeitos de envelhecimento, como citado anteriormente, devem ser detectados antes que haja uma falha do SSC estudado.
- A defesa em profundidade (redundância e diversidade) é utilizada em plantas nucleares para garantir a segurança. Uma possível falha de um componente devido à degradação pode prejudicar todo o sistema, aumentando riscos e reduzindo a confiabilidade do todo;
- O histórico de operação, ambos da planta e da indústria tem ligação direta com os métodos e frequência de inspeção. Esse processo gera códigos e padrões referenciados para o método ou técnica utilizados, de modo a provar que são adequados para a detecção dos efeitos de envelhecimento antes que haja uma perda de função pretendida de um SSC.

O monitoramento e tendência dos efeitos de envelhecimento inclui (IAEA, 2020):

- Indicadores de condição e parâmetros monitorados. Atividades preveem a extensão da degradação, que permitem correção ou aplicação de planos de mitigação.
- Descrição de como, quando e onde os dados do programa são coletados.
- Métodos de avaliação (análise de dados e tendências). A descrição de como os dados coletados avaliados e, também, podem ser incluídas as tendências. Esses dados são comparados com um critério de aceitação para, assim, tentar antecipar que a próxima inspeção ocorrerá antes que se tenha uma perda da função do SSC.

A mitigação de efeitos de envelhecimento inclui (IAEA, 2020):

- Desde que tenham sido observadas, degradações adicionais devem ser mitigadas por ações específicas. Porém, a condição do SSC ainda deve estar dentro dos parâmetros aceitos pelos critérios de aceitação.
- Operação, manutenção, reparo e reposição para mitigar efeitos e/ou degradação.

Dos critérios de aceitação (IAEA, 2020):

- Critérios de aceitação, sobre os quais a necessidade de ações corretivas é avaliada:
 - Utilizados para garantir que as estruturas e componentes estão de acordo com o que foi estabelecido na CLB. Um AMP efetivo para fluxo acelerado de corrosão, por exemplo, pode consistir em uma medição periódica da espessura da parede de um tubo, e dessa forma, compará-la com um critério de aceitação para uma espessura mínima especificada. Ações corretivas, como a substituição do tubo devem ser tomadas antes de exceder o critério de aceitação.

As ações corretivas incluem (IAEA, 2020):

- Se uma estrutura ou componente não cumprir o critério de aceitação:
 - As ações a serem tomadas (como análise de causa raiz) devem ser descritas detalhadamente ou referenciadas em documentações.
 - Para componentes relacionados à segurança, um programa de garantia de qualidade da planta confirma que essas ações são executadas de acordo com códigos ou padrões aprovados pelo corpo regulatório nacional.

Os *feedbacks* de experiência operacional e de resultados de pesquisa e desenvolvimento incluem (IAEA, 2020):

- Proveem evidências objetivas de que os ambos os *feedbacks* e os resultados de P&D estejam sendo utilizados nos AMPs da planta:
 - Experiência operacional dos Membros Estados deve ser levada em consideração na elaboração dos AMPs. Assim, revisões podem identificar onde AMPs podem ser melhorados ou a se há a necessidade de criação de novos programas, de forma a garantir que os efeitos de envelhecimento serão gerenciados adequadamente;
 - Uma falha passada de um componente ou estrutura não, necessariamente, invalida um AMP específico da planta. Essa

informação deve levantar evidências para dar um suporte à conclusão de que os efeitos de envelhecimento serão gerenciados de uma maneira adequada e que as funções pretendidas não serão prejudicadas, mas sim mantidas.

O gerenciamento da qualidade (IAEA, 2020):

- São controles administrativos que documentam a implementação de AMPs específicos da planta e quais ações foram tomadas:
 - Incluem ações e procedimentos que garantam, de forma clara, que os objetivos de *performance* da planta estão sendo cumpridos.
 - Esses controles fornecem processos de revisão e de aprovação. Em alguns Estados-Membros como os EUA, os AMPs que serão levados em consideração na renovação de licença devem apresentar controles regulatórios e administrativos. A 10 CFR 54.21(d) requer que o Relatório Final de Análise de Segurança (*Final Analysis Safety Report – FSAR*) apresente uma descrição sumarizada dos programas e atividades que gerenciem os efeitos de envelhecimento em uma renovação de licença.
- O processo de confirmação ou verificação assegura que:
 - As ações preventivas são adequadas, priorizadas corretamente, foram completadas e são efetivas.
 - Análises da causa raiz foram realizadas, caso ações corretivas precisem ser executadas e que existam atividades para confirmar que essas ações estão completas e são efetivas, e que a recorrência será prevenida.

Na base de dados da IAEA, podem ser encontrados os Programas de Gerenciamento de Envelhecimento, com mais detalhes, de acordo com a descrição deles acima. Alguns exemplos de programas são os seguintes (IAEA, 2022):

- AMP 101 - *Low Cycle Fatigue Monitoring*.
- AMP 102 - *In-Service Inspection/ Periodic Inspection*.
- AMP 103 – *Water Chemistry*.

- AMP 104 – *Reactor Head Closure Stud Bolting.*
- AMP 201 – *Electrical Insulation for Electrical Cables and Connections Not Subject to Environmental Qualification Requirements.*
- AMP 202 - *Electrical Insulation for Electrical Cables and Connections Not Subject to Environmental Qualification Requirements Used in Instrumentation Circuits.*
- AMP 203 - *Electrical Insulation for Inaccessible Instrumentation and Control and Low and Medium Voltage Power Cables Not Subject to Environmental Qualification Requirements.*
- AMP 204 - *Metal Enclosed Bus Not Subject to Environmental Qualification Requirements.*

2.4.3. Análises de envelhecimento limitadas pelo tempo (TLAAs)

As TLAAs, são análises de segurança específicas da planta que consideram tempo e envelhecimento, e envolvem SSCs dentro do escopo do gerenciamento de envelhecimento. São análises que estão de acordo com os seis critérios definidos na IAEA (2018):

1. Devem envolver SSCs dentro do escopo de gerenciamento de envelhecimento, como descrito nesse trabalho;
2. Devem considerar efeitos de envelhecimento. Os efeitos incluem, por exemplo: perda de material, mudanças na dimensão, perda de tenacidade, trincas, perdas de propriedades dielétricas;
3. Devem envolver suposições limitadas pelo tempo;
4. Devem ser relevantes, como requerido por regulamentações nacionais;
5. Devem envolver conclusões ou fornecer bases para conclusões, com relação a capacidade de SSCs em realizarem suas funções;
6. Devem estar contidas ou referenciadas na Base de Licenciamento Atual.

De acordo com a IAEA (2018), as TLAAs envolvem dois parâmetros que, por sua vez, devem ser comparados a critérios de aceitação para que a continuidade dos SSCs seja validada, já mencionados no Capítulo 1.

Caso o critério de aceitação não vá de encontro com os valores/avaliação

obtidos (IAEA, 2018), ações corretivas devem ser realizadas, tais como:

- Remoção de conservacionismo excessivo através de refinamento;
- Implementação de demais ações nas operações, manutenção ou AMP;
- Modificação, reparo ou substituição de SSCs.

O *Safety Analysis Report* – SAR pode sofrer uma alteração para adição de uma descrição sumarizada de TLAAs específicas das plantas e suas avaliações para extensão de vida, como por exemplo (NRCa, 2010; IAEA, 2020; IAEA, 2021):

- Fragilização do vaso do reator;
- Fadiga do metal;
- Análises de corrosão em serviço.

Com relação à extensão de vida útil, o programa deve incluir uma demonstração de que cada TLAA foi revalidada, de acordo com recomendações pré-definidas para demonstrar que as funções pretendidas para cada SSC serão mantidas ao longo do período em que a operação de longo prazo ocorrer, mantendo a consistência com o que a Base de Licenciamento Atual propõe (IAEA, 2020).

- O parâmetro dependente do tempo, como a fluência de nêutrons, deve ser reavaliado, sendo determinado com relação ao fim do período projetado (IAEA, 2020; IAEA, 2018; 10 CFR Part 50).

A identificação de potenciais Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo é demonstrada na Tabela 2. É dada uma situação que, potencialmente seria uma TLAA e, então, é feita uma comparação com os dois critérios citados neste capítulo (IAEA, 2020; NRC, 2001).

Tabela 2 - Exemplos de disposição de potenciais TLAAs específicas da planta.

Exemplo	Disposição
A velocidade máxima do vento (161 km/h) é esperada para uma vez a cada 50 anos.	Não é uma TLAA porque não envolve um efeito de envelhecimento

Fator de uso da fadiga para a linha de surto pressão do pressurizador não é tido como um problema durante o período de licença atual em resposta a avisos regulatórios.	É uma TLAA porque está de acordo com todos os seis critérios definidos na SSG-48. A base de <i>design</i> da planta, relacionada à fadiga, está de acordo com o período de licença vigente. Por isso, é necessário que seja revalidada para o período de LTO.
A correspondência da concessionária para com o regulador afirma que a membrana na base da contenção é certificada pelo vendedor.	A membrana não foi creditada em quaisquer avaliações de segurança e, por isso, a análise não é considerada TLAA.
Forças de “levantamento do tendão” são calculadas para o período de operação atual da planta.	É uma TLAA porque está de acordo com os seis critérios da definição de uma TLAA, contida na SSG-48.

Fonte: (IAEA, 2020)

Ainda visando a extensão de vida útil e TLAAs, uma proposta adjacente é encontrada no relatório GALL, que é uma visão, também generalizada, como já demonstrado, porém, advinda da Comissão Regulatória dos EUA (NRC) e será comentada no Capítulo 3 deste trabalho.

2.4.4. Efeitos de envelhecimento e Mecanismos de degradação

O Apêndice IV da IGALL (2020) contém uma série de definições para diferentes estruturas, componentes, materiais, ambientes, efeitos de envelhecimento e mecanismos de degradação que, por sua vez, podem ser encontrados, de forma prática, nas tabelas de AMRs que estão presentes tanto no documento quanto na base de dados no *site* da IAEA referente à IGALL (IAEA, 2022). Como consta no guia, a maior parte das definições listadas foram referenciadas do programa GALL, como serão vistas posteriormente.

Abaixo, as Tabela 3 e Tabela 4 demonstram exemplos de efeitos de envelhecimento e de mecanismos de degradação que são encontrados no documento IGALL.

Tabela 3 - Efeitos de envelhecimento e suas definições.

Efeito de envelhecimento	Definição utilizada nas tabelas de AMR
--------------------------	--

Crescimento de trinca	Aumento de tamanho de trinca atribuível a carregamentos cíclicos e outros fenômenos de envelhecimento como trincas por corrosão sob tensão
Diminuição da capacidade da bateria	Diminuição da capacidade atual de suprimento de uma bateria, que é medida em unidades como ampere-hora (A.h)
Envelhecimento de um material compósito (degradação de polímero)	Material compósito feito de fibra e polímero é sujeito à evolução química. Essa evolução causa redução da capacidade mecânica
Mudanças das propriedades do material	Perdas de resistência e no módulo de elasticidade podem ocorrer em concreto e tubos reforçados com fibra, componentes e elementos de tubos devido à exposição a ambientes agressivos, tais como água pura e ar externo.
Delaminação	Uma separação quase em um plano paralelo a uma superfície ou a um membro estrutural

Fonte: (IAEA, 2020).

Alguns dos mecanismos de degradação e suas definições encontram-se na Tabela 4.

Tabela 4 - Mecanismos de degradação e suas definições.

Mecanismo de degradação	Definição utilizada nas tabelas de AMR
Carregamento cíclico	Uma fonte de carga cíclica é uma aplicação periódica de cargas de pressão e forças devido a movimentos térmicos de tubos transmitidos através de penetrações e estruturas as quais estão conectadas. O resultado comum desse tipo de carregamento é a trinca por fadiga e falha, bem como mudança dimensional que resulta

	em falha funcional. Outra fonte são os terremotos. As plantas nucleares são projetadas para magnitudes de terremotos de nível sísmico até 1. Carregamento cíclico é usado para descrever trincas que ocorrem devido à fadiga quando não existem cálculos de fatores de fadiga em fadiga cumulativos ou parâmetros similares para avaliar a condição
Trinca por corrosão sob tensão (SCC)	Requer um metal susceptível, um ambiente corrosivo e uma tensão de tração suficientemente alta (aplicada e residual). Algumas ligas só sofrerão SCC caso estejam em contato com uma quantidade restrita de agentes químicos sob certa variação de temperatura. Pode ser classificada como: SCC intergranular, SCC trans granular, SCC da água do primário e propagação de trinca a baixas temperaturas.
Absorção de água	Pode diminuir a rigidez dos materiais poliméricos e causar reduções significativas na resistência de compósitos de fibra de vidro. Na presença de umidade, a maioria dos polímeros (dependendo de fatores como a hidrofobicidade ou compatibilidade química com a água) absorve a umidade através de difusão em ambientes de alta umidade. Compósitos poliméricos com fibra de vidro é um caso especial por conta da susceptibilidade do vidro a danos permanentes por conta da absorção de água, especialmente quando tensionado. Entretanto, a natureza do dano induzido pela água não é bem entendida, já que o seu efeito não é sempre reversível através da secagem
Ataque por sulfatos	Sulfatos podem danificar concreto ao causar expansão excessiva, Delaminação, trincas e perda de resistência. Os ataques vêm da exposição a quantidades excessivas de sulfato advindas de fontes internas (fontes solúveis de sulfato incorporadas em concreto durante a mistura, gesso ou piritita (dissulfeto de ferro) que estão presentes em agregados ou ingredientes de misturas) ou de fontes externas. Fontes de ataques externas incluem sulfatos de magnésio, sódio, cálcio e potássio presentes em solos, água

	subterrânea e água do mar. Um exemplo especial de ataque de sulfato interno é a formação de “Entringita tardia”
--	---

Fonte: (IAEA, 2020).

2.5. DESENVOLVIMENTO DO PROGRAMA DE EXTENSÃO DE VIDA ÚTIL DE USINAS NUCLEARES

De acordo com o Requerimento 16 da IAEA (2016), a organização operacional pode, através de resultados de análises de segurança, como a Avaliação Periódica de Segurança daquele decênio, requerer a extensão de vida daquela usina. Também, devem ser levados em consideração as condições de SSCs quanto ao envelhecimento físico e não-físico para, assim, estabelecer um programa compreensivo, de forma a assegurar que uma operação além do prazo originalmente designado na licença original possa ser colocada em prática com segurança.

Ainda acerca deste requerimento, é citado que o programa para operação de longo prazo deve abordar:

- Condições previamente estabelecidas (ex. Base de Licenciamento Atual, melhorias de segurança e programas operacionais);
- Processo de escopo para todos SSCs que sejam importantes para a segurança;
- Categorização de SSCs com relação aos efeitos/mecanismos de degradação;
- Revalidação de TLAAs e de AMPs;
- O programa de implementação para a Operação de Longo Prazo.

Segundo a IAEA (2018), os requerimentos para LTO devem estar especificados dentro de regulamentações nacionais. Entretanto, como explicitado no Capítulo 4, o Brasil ainda não apresenta essas normas desenvolvidas. Por isso, são utilizadas referências tanto do órgão regulador americano quanto da IAEA para o programa de extensão de vida útil brasileiro. E, como demonstrado, esses requerimentos podem ser balizados de acordo com os resultados obtidos através da Revisão Periódica de Segurança anterior ao fim da licença original (IAEA, 2013).

Os principais pontos a serem abordados durante a preparação até a

implementação da operação estendida estão apresentados na Figura 4.

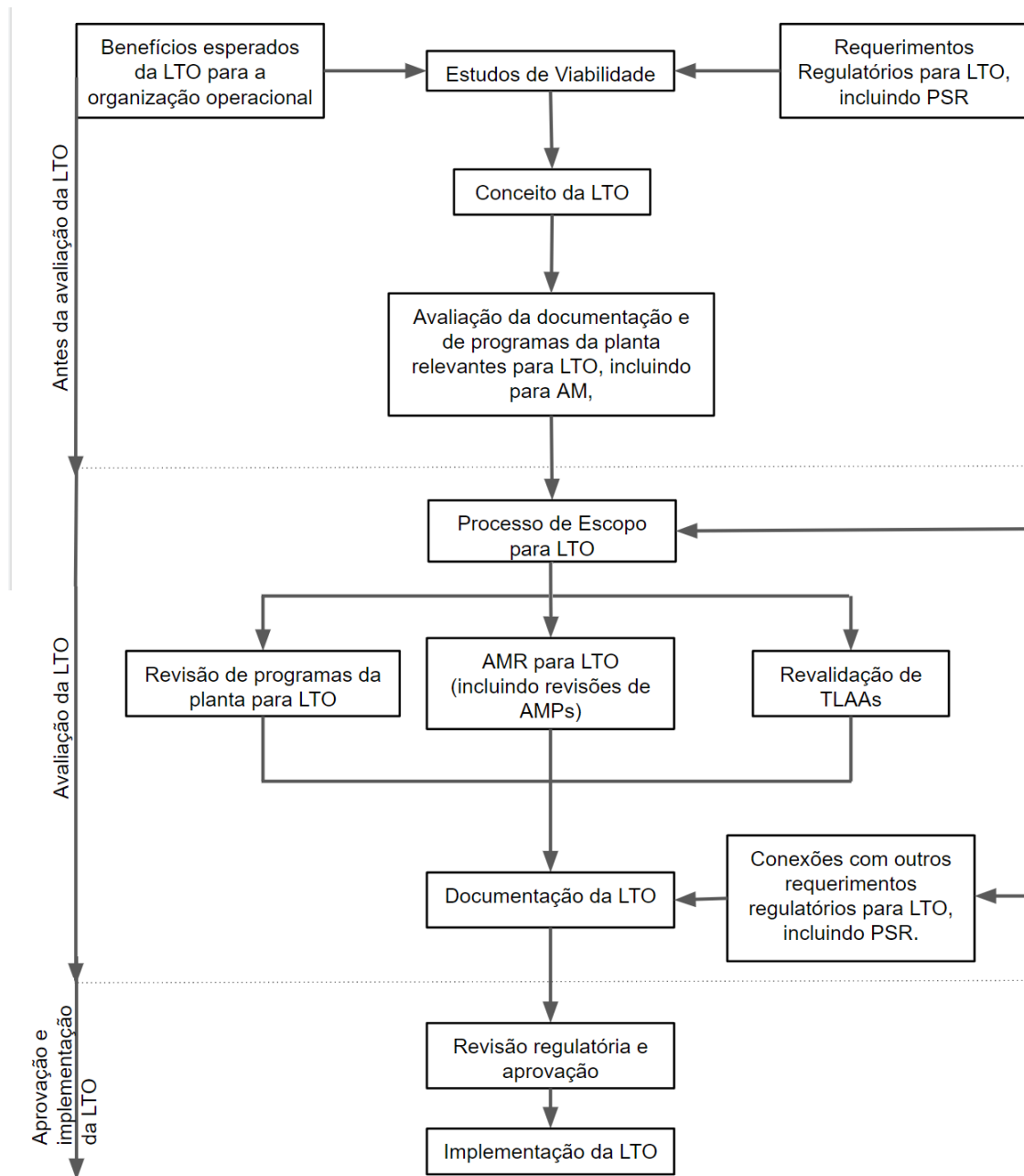


Figura 4 - Passos principais em um programa para LTO.

Fonte: (IAEA, 2018).

O processo de tomada de decisão, em função da Operação de Longo Prazo é baseado em um estudo de viabilidade, como citado anteriormente, que aborda os seguintes tópicos (IAEA, 2018):

- Necessidades estratégicas como a economia, utilização de fontes de energia que não agredam o meio ambiente. Destacando que a segurança

está acima, em prioridade, da produção de energia;

- Estar em conformidade com normas, códigos, guias e regulamentações atuais;
- Uma avaliação técnica das condições físicas da planta, da experiência operacional relevante, com fatores relacionados à segurança;
- Armazenamento de combustível usado durante a operação estendida;
- Gerenciamento de rejeitos radioativos durante a operação estendida;
- Uma avaliação do impacto ambiental da Operação de Longo Prazo como requerido em regulamentações nacionais, caso existam.

A LTO deve ser baseada nos seguintes tópicos (IAEA, 2018):

- As práticas operacionais devem assegurar que os SSCs manterão a operação segura da planta e, ao mesmo tempo, o programa deve estar de acordo com requerimentos e regulamentações nacionais e/ou internacionais.
- Ao longo do período de extensão de vida, deve ser assegurado que os efeitos de envelhecimento serão propriamente gerenciados;
- A base de Licenciamento Atual deve ser levada em consideração, sem mudanças, durante o período de operação estendida, apenas levando em consideração exceções específicas para a extensão de vida;

Antes da extensão de vida, como demonstradas na Figura 4, avaliações devem demonstrar que os efeitos de envelhecimento serão devidamente gerenciados durante a operação estendida. Assim, permite-se que as funções dos SSCs continuarão de acordo com a Base de Licenciamento Atual, mesmo com o tempo maior de operação a ser contabilizado (IAEA, 2018).

O programa para LTO deve conter as seguintes atividades, avaliações e resultados (IAEA, 2018):

- O método utilizado para determinar quais SSCs estariam dentro do escopo para LTO, além de justificativas técnicas, como mencionadas em “2.4.1. Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento”;
- Deve ser demonstrado que os programas envolvidos com a LTO auxiliarão a garantir que os SSCs, dentro do escopo, continuarão com

suas funções pretendidas, bem como as margens de segurança serão mantidas. A demonstração deve conter:

- As funções pretendidas pelas estruturas e componentes devem estar descritas na demonstração;
- Os efeitos de envelhecimento associados, materiais e ambientes relacionados devem ser identificados;
- AMPs e programas operacionais que gerenciem os efeitos de envelhecimento devem ser descritos. Além de uma demonstração de que são efetivos;
- Uma forma de assegurar que achados de P&D e de experiência operacional serão utilizados para auxiliar no processo de gerenciamento.
- Uma demonstração das TLAAs revalidadas e que incluam:
 - Identificação das TLAAs, de acordo com sua definição e critérios, como descritos na IGALL, e que serão vistos em 2.5.3. Revalidação de TLAAs (IAEA, 2020);
- O processo de implementação do programa para Operação de Longo Prazo, que especifique as ações corretivas necessárias para isso. Além dos compromissos da organização operacional para com esse processo.

2.5.1. Revisão do Gerenciamento de Envelhecimento para LTO

O processo de AMR para LTO deve seguir a abordagem mencionada em “2.4.1. Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento”, porém, levando em consideração possíveis mudanças em códigos, requerimentos regulatórios, normas e experiência operacional. AMPs adequados para gerenciar o envelhecimento devem ser identificados, de acordo com 9 atributos genéricos de um AMP, já mencionados em “2.4.2. Programas de Gerenciamento de Envelhecimento”. Caso não existam, outros programas podem modificados ou novos podem ser criados para que seja possível o gerenciamento de envelhecimento daquela estrutura, sistema ou componente (IAEA, 2018).

Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento para LTO, de acordo com (IAEA, 2018) deve evidenciar os seguintes aspectos:

- Se algum efeito de envelhecimento ou mecanismo de degradação foi identificado de forma prévia à LTO;
- Se há expectativas de mudanças em locais susceptíveis a taxas de degradação durante o período de operação estendida;
- Se experiências operacionais relevantes e achados de pesquisa foram incorporados em AMPs.

A metodologia utilizada no processo de AMR para LTO deve ser documentada e justificada. Deve ser criado um relatório que contenha os resultados encontrados nos AMPs e, também, que aborde o entendimento de envelhecimento, monitoramento, prevenção e a mitigação dos efeitos de envelhecimento. Também devem ser abordadas recomendações para a futura aplicação desses resultados na operação, manutenção e *design* da planta (IAEA, 2018).

2.5.2. Revisão de programas da planta e AMPs para LTO

Após a Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento para LTO, os demais programas da planta pertinentes (ex. *Safety Analysis Report – SAR*, programas da planta relevantes para envelhecimento e para LTO, programas de ações corretivas, TLAAs), bem como os Programas de Gerenciamento de Envelhecimento devem, também, ser revisados para assegurar que terão a capacidade de gerenciar o envelhecimento através do período de LTO (IAEA, 2018).

2.5.3. Revalidação de TLAAs

TLAAs devem ser reavaliadas para determinar se os SSCs analisados por esse processo continuarão aptos durante o período de LTO. Fator que demonstra a necessidade de manter as análises, ou seja, os SSCs, em conformidade com o demonstrado na Base de Licenciamento Atual (IAEA, 2020).

2.5.4. Documentação em suporte da Operação de Longo Prazo

A documentação obtida através de avaliações, resultados e suposições para a

Operação de Longo Prazo devem ser retidas em uma forma que possa auditada e recuperada, de modo a servir de base técnica para a aprovação da LTO (IAEA, 2016; IAEA, 2018).

A Organização Operadora deve, ainda, fornecer uma descrição dos programas da planta, bem como a documentação relevante para GE durante o período pretendido de operação, seus compromissos com melhorias e/ou desenvolvimento de novos programas que sejam relevantes para o período de extensão de vida (IAEA, 2018).

Toda informação relacionada a conclusões e aos processos de escopo de SSCs relacionados à Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento para LTO deve ser documentada, incluindo, por exemplo, documentos que foram utilizados como fontes para pesquisa e obtenção de descrições e informações técnicas (IAEA, 2018).

Suposições, atividades, avaliações e resultados do programa de LTO podem ser incluídos na última PSR, como mencionado. Caso isso ocorra, as avaliações de segurança que são definidas pelos fatores de segurança 2–5 da PSR devem considerar todo o período de extensão (IAEA, 2013; IAEA, 2018).

2.5.5. Aspectos de Segurança da Operação de Longo Prazo (SALTO)

A revisão por pares dos Aspectos de Segurança da Operação de Longo Prazo (*Safety Aspects of Long Term Operation – SALTO*) foi um projeto de assistência técnica criado pela IAEA em 2005. Tinha como objetivo auxiliar as organizações operacionais, de forma generalizada e abrangente, a se prepararem para operação de longo prazo, bem como para que o gerenciamento de envelhecimento pudesse ser realizado de forma adequada. E isso seria feito através de troca de experiências e da aplicação de boas práticas nas plantas. Em 2014, o guia foi atualizado para incluir novos tópicos, como competência e *Knowledge Management* para operação de longo prazo (IAEAa, 2021; IAEA, 2008).

O guia pode ser utilizado em diversos tipos de plantas nucleares de potência e, também, para reatores de pesquisa. Para as plantas de potência, o foco da revisão proporcionada é dividido em diversas áreas, que serão discutidas no trabalho (IAEAa, 2021):

- Gerenciamento de envelhecimento (físico e não-físico);
- Programa para Operação de Longo Prazo;

- Aspectos da Revisão Periódica de Segurança relacionados ao gerenciamento de envelhecimento e às justificativas para LTO;
- Relatórios e registros;
- Recursos humanos, competência e gerenciamento do conhecimento para LTO.

Os seguintes tópicos não são abordados em uma revisão por pares SALTO (IAEAa, 2021):

- Avaliação ou revisão do *design* de plantas nucleares de potência e reatores de pesquisa;
- Avaliação do impacto ambiental da LTO;
- Avaliação econômica e estratégias de investimento a longo prazo.

O processo de revisão proposto é baseado em Normas de Segurança da Agência Internacional de Energia Atômica, como a SRS-2/2 (Rev. 1) e a SSG-48, além de utilizar a expertise de uma equipe internacional para a troca de informações e experiências. Tem o objetivo de melhorar programas, procedimentos e práticas implementadas na planta, identificar possíveis falhas em programas, bem como os *status* de gerenciamento de envelhecimento e a preparação para LTO. Além disso, a missão não tem como objetivo ser uma inspeção regulatória ou uma auditoria, com relação a códigos e normas nacionais. (IAEA, 2016; IAEA, 2018; IAEAa, 2021).

A revisão pode ser realizada a qualquer momento, durante a vida útil da planta de potência, ou de um reator de pesquisa, de forma a verificar o andamento do gerenciamento de envelhecimento e o nível de preparação para a operação de longo prazo. Dessa forma, a missão SALTO pode ser um ponto positivo para reatores nos seguintes estágios (IAEAa, 2021; IAEA, 2008):

- De fase inicial de operação: para auxiliar no desenvolvimento e implementação do gerenciamento de envelhecimento e de outras atividades, em favor das Normas de Segurança da IAEA mais atuais;
- Preparatórios para LTO: além da revisão do gerenciamento de envelhecimento, o processo de preparação para LTO é verificado, com relação às Normas de Segurança da IAEA mais atuais;
- De operação durante o período de LTO: para revisar as atividades

relacionadas ao gerenciamento de envelhecimento e de LTO de acordo com as Normas de Segurança da IAEA mais atuais.

A revisão por especialistas pode ser dividida em diversos estágios (IAEAa, 2021; IAEA, 2008):

1. Seminário/*workshop* sobre as Normas de Segurança da IAEA e a metodologia de revisão por especialistas SALTO: podem ser realizados, de acordo com as necessidades da organização operacional e de órgãos regulatórios, durante qualquer parte da vida útil da planta, mesmo durante a LTO. Mesmos objetivos do programa SALTO. Fazem parte de seu escopo: AMR, AMP, TLAA, obsolescência, PSR, recursos humanos, armazenamento e coleta de dados, KM e de competência para LTO;
2. Missão Pré-SALTO: é uma missão que tem como objetivo fazer análises de AMR e a preparar para LTO. Ela pode ocorrer em um estágio precoce de operação da planta, visando à revisão de tarefas, como partes do processo de escopo, AMR, desenvolvimento de AMPs e identificação de TLAAs. Durante a preparação para LTO, a missão é colocada em prática quando estrutura para a operação está definida e as metodologias estão desenvolvidas (rascunho, pelo menos);
3. Missão SALTO: realiza processos de AMR e/ou a preparação para LTO, de acordo com as Normas de Segurança da IAEA. Ela também pode ser realizada durante a operação de longo prazo, e é uma missão de escopo completo;
4. Missão subsequente SALTO: acontece entre 18 e 24 meses após a missão Pré-SALTO ou SALTO, tendo como objetivo revisar a implementação de ações corretivas que foram recomendadas em missões passadas. Caso muitos problemas tenham sido apresentados nos relatórios desta missão, uma nova pode ser oferecida no período de um ano após a atual, além de *workshops* para a organização operacional;
5. Missão *expert* baseada no guia SALTO: essa missão é menos abrangente e foca em uma a cinco áreas, podendo ser requisitada pela organização operacional.

6. Missão de suporte: pode ser requisitada pela organização operacional para que seja fornecido auxílio quanto às recomendações e sugestões abordadas nas missões Pré ou SALTO.

O processo de revisão é feito ao avaliar alguns tópicos, como (IAEAa, 2021):

- Revisão de materiais escritos e base de dados: requerimentos regulatórios nacionais relacionados a GE e LTO, documentação de renovação de licença, programa de implementação de LTO, PSR, SAR, AMPs, TLAAs, programas de ações corretivas e outros;
- Entrevistas com pessoal da organização operacional: para entender o processo de trabalho, deveres e responsabilidades, pegar informações adicionais e respostas de questões advindas da revisão de documentações e dar oportunidade de haver trocas de informações entre revisores e colaboradores da planta, entre outros fatores;

As seis grandes áreas de revisão que são abordadas pela missão SALTO, em uma planta de potência, para gerenciamento de envelhecimento e preparação para LTO estão listadas abaixo. (IAEAa, 2021; IAEA, 2008):

1. Organização de atividades para gerenciamento de envelhecimento e para LTO;
2. Processo de escopo, programas da planta e programa de ações corretivas;
3. Gerenciamento de envelhecimento de SSCs mecânicos;
4. Gerenciamento de envelhecimento de SSCs elétricos e de I&C;
5. Gerenciamento de envelhecimento de SSCs civis;
6. Recursos humanos e gerenciamentos de competências e de conhecimento.

2.5.6. Revisão regulatória e aprovação

A organização operadora deve demonstrar, com a supervisão do órgão regulador, que a segurança da planta será mantida durante o período de operação

estendida da planta, de acordo com padrões de segurança e requerimentos regulatórios nacionais, quando disponíveis (IAEA, 2018).

Este estudo de demonstração deve ser feito de maneira bastante detalhada, sendo submetido ao órgão regulador nacional para revisão e aprovação. Os efeitos de envelhecimento esperados devem ser demonstrados para o período que compreende a LTO. O primeiro deve ser baseado em estudos anteriores, como as PSR. Também, quando cabível, devem ser demonstradas as modificações a serem implementadas para melhorar a segurança da planta (IAEA, 2018).

2.5.7. Implementação do programa para Operação de Longo Prazo

O programa para operação de longo prazo deve ser implementado pela Organização Operadora, de acordo com os requerimentos do corpo regulatório e de regulamentações nacionais. Em casos que esses requerimentos ainda não existam, como o do Brasil, as regulamentações internacionais devem ser adotadas, uma vez que já existem bases conhecidas de experiência operacional e de P&D que suportem a escolha. Isto deve ocorrer até que a documentação nacional seja criada (IAEA, 2018).

3. LIÇÕES GENÉRICAS APRENDIDAS INTERNACIONALMENTE (GALL)

O relatório GALL é dividido em dois volumes. O primeiro deles descreve o processo de avaliação para os programas de gerenciamento de envelhecimento, bem como o método de aplicação do relatório, além de um resumo das tabelas de AMR, que estão contidas, em sua grande maioria, no segundo volume (NRC, 2005; NRC, 2010).

Já o segundo volume trata, em sua maior parte, de avaliações sumarizadas e tabelas descritivas, que avaliam o efeito do envelhecimento, em relação a grandes quantidades de estruturas e componentes passivos. São relacionados, através de diversos capítulos, com seus respectivos sistemas em reatores nucleares de água leve, de plantas nucleares de potência. Os maiores sistemas de uma planta nuclear de potência, citados no relatório GALL, são os seguintes (NRC, 2010):

- Estruturas de contenção;

- Estruturas e componentes de suporte;
- Vaso do reator, sistema de refrigeração interno e externo do reator;
- Recursos projetados de segurança;
- Componentes elétricos;
- Sistemas auxiliares;
- Sistemas conversores de potência e vapor.

Ainda são abordados temas como a aplicação do código ASME (*American Society of Mechanical Engineers*) – através do CFR - para a renovação de licença, a avaliação de AMPs, também através de Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo. Assim como visto no capítulo anterior, deve ser levado em consideração o tema abordado na 10 CFR 54.21(c)(1)(iii), que é garantir que os efeitos de envelhecimento serão gerenciados durante o período de operação estendida. Também descreve AMPs para estruturas e componentes mecânicos e elétricos e acerca da Garantia de Qualidade de AMPs (NRC, 2010).

Ainda no volume 1, cita-se que o relatório GALL pode ser referenciado em Aplicações de Renovação de Licença (*License Renewal Application* - LRA) como uma base para a Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento. Os critérios devem ser baseados na 10 CFR Part 54 (NRCa, 2005), denominada “Requerimentos para Renovação de Plantas Nucleares de Potência em Operação”, em tradução livre. São levados em consideração tanto a opinião da indústria quanto possíveis mudanças propostas pelo *staff* do órgão regulador nacional, principalmente, com o objetivo de aprimorar a eficiência do relatório, que teve sua primeira versão publicada, com relação ao volume 1, em 2004, de forma preliminar (NRC, 2005).

3.1. VISÃO GERAL DO PROCESSO DE AVALIAÇÃO DO RELATÓRIO GALL

Os resultados do relatório GALL são descritos, em formato de tabelas (AMRs), no volume 2 da publicação. Essas tabelas, como será visto em seguida, têm como títulos, em suas colunas, os seguintes itens (NRC, 2010):

- Item;
- Estrutura/componente;
- Material
- Ambiente;

- Efeito de envelhecimento/mecanismo de degradação;
- Programa de Gerenciamento de Envelhecimento (AMP);
- Demais avaliações.

O processo de avaliação dos AMPs genéricos, de acordo com a capacidade de gerenciamento desses programas, em relação a estruturas e componentes, é baseado em uma revisão de dez elementos. A seguir, são mostrados, para cada programa de gerenciamento de envelhecimento e suas devidas descrições, os dez elementos: (NRC, 2005)

1. Escopo do programa;
2. Ações preventivas;
3. Parâmetros monitorados ou inspecionados;
4. Detecção dos efeitos de envelhecimento;
5. Monitoramento e tendências;
6. Critério de aceitação;
7. Ações corretivas;
8. Processo de confirmação;
9. Controles administrativos;
10. Experiência operacional.

As descrições para cada item acima são as seguintes (NRC, 2005):

1. O escopo do programa deve incluir as estruturas e componentes específicos que estão sujeitos à AMR;
2. Essas ações devem mitigar ou prevenir efeitos de envelhecimento aplicáveis;
3. Parâmetros monitorados ou inspecionados devem ser ligados aos efeitos de envelhecimento, de acordo com as funções da estrutura ou componente em particular;
4. A detecção dos efeitos de envelhecimento deve ocorrer antes que exista uma perda na função de uma estrutura ou componente. Seja pelo método ou técnica de inspeção (ex. visual, volumétrica, superficial), frequência, tamanho amostral, coleta de dados e inspeções únicas para assegurar que os efeitos de envelhecimento serão detectados em tempo hábil;

5. Monitoramento e tendências devem poder prever a extensão dos efeitos de envelhecimento e dar tempo hábil para a correção ou mitigação desses efeitos;
6. Avaliação de um critério, como um limiar, acerca da necessidade de uma possível ação corretiva ser posta em prática, devendo assegurar que as funções da estrutura ou componente, em particular, sejam mantidas em funcionamento, de acordo com o prescrito nas condições de *design* da Base de Licenciamento Atual, inclusive durante o período de operação estendida;
7. Ações que incluem a determinação da causa raiz do problema e a prevenção da recorrência desse devem ser colocadas em prática em tempo hábil;
8. Esse processo deve assegurar que as ações preventivas são adequadas e ações corretivas apropriadas são completas e efetivas;
9. Devem prover uma revisão formal e um processo de aprovação;
10. Experiência operacional, envolvendo AMP, incluindo ações corretivas passadas que resultem em melhorias ou em programas adicionais, devem conter evidências objetivas para dar suporte ao fato de que as funções de SSCs serão mantidas e que os efeitos de envelhecimento serão gerenciados durante o período de operação estendida.

3.2. APLICAÇÃO DO RELATÓRIO GALL

Como o relatório GALL faz parte da base para o *Standard Review Plan for License Renewal* (SRP-RL), ela auxilia o *staff*, como um guia, na aplicação do processo de revisão para renovação de licença. Como mencionado, o relatório pode ser referenciado em um processo de renovação de licença, de forma a demonstrar que os programas da planta do aplicante correspondem àqueles revisados e aprovados no relatório GALL (NRC, 2005; NRC, 2010; NRCa, 2010).

O relatório GALL propõe uma forma de gerenciar os efeitos de envelhecimento para a renovação de licença. Por outro lado, a organização aplicante pode propor formas alternativas para a revisão, de acordo com sua aplicação específica para aquela planta, uma vez que o relatório não é requerido. No entanto, seu uso pode

facilitar tanto a preparação da documentação para a licença quanto o processo de revisão dos reguladores (NRC, 2005).

3.2.1. Títulos das colunas e descrições das tabelas - GALL

A Tabela 5 descreve informações contidas nas colunas de tabelas demonstradas no volume 1 do relatório GALL. Apresenta, também, uma relação entre item de um capítulo específico que pode estar referenciado dentro do volume 2, além de relações de identificadores entre AMRs e itens da SRP-LR (NRC, 2005; NRC, 2010).

Já a Tabela 6, que tem uma estrutura similar à da tabela anterior, será apresentada logo abaixo.

Tabela 5 - Títulos da coluna da tabela para o GALL Vol. 1.

Título da coluna	Descrição
ID	Identificador único de fileira. Útil para identificar a tabela correspondente no SRP-LR.
Tipo	Identifica o <i>design</i> de planta aplicável (PWR, BWR ou ambos).
Componente	Identifica a estrutura ou componente ao qual a fileira se aplica
Efeito/Mecanismo de envelhecimento	Identifica os efeitos de envelhecimento ou mecanismos aplicáveis
Programas de Gerenciamento de Envelhecimento	Identifica TLAA ou AMP aceitável(is) para gerenciar, propriamente, os efeitos de envelhecimento.
Demais avaliações recomendadas	Identifica a necessidade de demais avaliações, identificando a parte da SRP-LR onde podem ser retiradas maiores informações.
Item Genérico Relacionado	Identifica, no volume 2, o número do item que apresenta informações detalhadas

	que estão resumidas nessa coluna.
Item Único	É um item de linha identificador de uma AMR codificado que é utilizado para indicar o capítulo, o subsistema da AMR e o número único de fileira dentro do volume 2.

Fonte: (NRC, 2005).

A Tabela 6 informa o processo de construção das informações fornecidas em tabelas contidas no volume 2 do relatório.

Tabela 6 - Títulos da coluna de tabela para o GALL Vol. 2.

Título da coluna	Descrição
Item	Dois itens são listados em cada fileira da coluna. Sendo o primeiro um identificador único, que é codificado de forma a mostrar o capítulo, AMR e número da fileira. O segundo identificador é usado para nas fileiras dentro de uma AMR e é relacionado a itens das tabelas do Vol. 1.
Link	Para cada fileira nas tabelas do subsistema, ele se relaciona com o identificador de fileira do GALL Vol. 2 rev. 0, caso a fileira tenha vindo de uma versão anterior do relatório.
Estrutura e/ou Componente	Identifica a estrutura ou componente ao(s) qual(is) a fileira se aplica
Material	Identifica o material de construção.
Ambiente	Identifica o ambiente ao qual o SSC está exposto.
Efeito/Mecanismo de envelhecimento	Identifica os efeitos de envelhecimento ou mecanismos de degradação aplicáveis.
Programas de Gerenciamento de Envelhecimento	Identifica TLAA ou AMP aceitável(is) para gerenciar, propriamente, os efeitos de envelhecimento.
Demais avaliações recomendadas	Identifica a possível necessidade de outras avaliações ocorrerem.

Fonte: (NRC, 2010).

Um exemplo de tabela – modificada - que sumariza Programas de Gerenciamento de Envelhecimento para o Sistema de Resfriamento do Reator pode ser encontrado na Tabela 7:

Tabela 7 – Exemplo de AMR para o Sistema de Refrigerante do Reator (modificada).

ID	Tipo	Componente	Efeito de Envelhecimento /Mecanismo de Degradação	
1	BWR	Suporte do vaso de pressão do reator e soldas de ligação	Dano cumulativo por fadiga	
2	BWR	Aço; aço inoxidável; aço com liga de níquel ou revestimento com aço inoxidável; componentes do vaso do reator com liga de níquel; flanges; bocais; penetrações; saídas seguras; luvas térmicas; soldas	Dano cumulativo por fadiga	
Aging Management Programs		Demais Avaliações Recomendadas	Item Genérico Relacionado	Item Único
TLAA, avaliada de acordo com 10 CFR 54.21(c)		Sim, TLAA	R-70	IV.A1-6 IV.A2-20
TLAA, avaliada de acordo com 10 CFR 54.21(c) e efeitos ambientais devem ser abordados para componentes de classe 1		Sim, TLAA	R-70	IV.A1-7

Fonte: (NRC, 2005).

A Tabela 8 mostra um exemplo de elementos em estruturas de concreto de um PWR. No relatório GALL, essas estruturas estão divididas em: concreto, aço e sistema protendido (NRC, 2010).

Diversos outros exemplos, como citados no início do capítulo, podem ser encontrados no corpo do relatório GALL.

Tabela 8 - Estruturas de Contenção (concreto - reforçado e pré-tensionado) (modificada).

Item	Link	Estrutura e/ou Componente	Material
II.A1-1 (C-08)	II.A1.1-h	Concreto: domo; parede; porão; viga anelar; contrafortes	Concreto
Ambiente	Efeito de Envelhecimento/ Mecanismo de Degradação	Aging Management Program (AMP)	Demais Avaliações
Ar – fechado sem controle ou Ar – aberto	Redução da força e módulo de elasticidade / elevada temperatura (>67°C geral; >94°C local)	Programa específico da planta A implementação do código 10 CFR 50.55a e a seção XI da ASME e subseção IWL não seriam capazes de identificar perda de força ou de módulo devido a elevada temperatura. Por isso, mais avaliações são requeridas. A subseção CC-3400 da seção III da ASME, Divisão 2 especifica os limites da temperatura de operação normais do concreto. Maiores temperaturas no concreto podem ser permitidas, desde que existam testes e/ou cálculos que avaliem essas reduções e se serão permissíveis.	Sim, caso os limites de temperatura sejam excedidos

Fonte: (NRC, 2010).

3.3. ANÁLISES DE ENVELHECIMENTO LIMITADAS PELO TEMPO (GALL)

3.3.1. Definição de Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo - NRC

De acordo com o 10 CFR Part 54.3, uma TLAA pode ser descrita de forma bastante similar à encontrada na IGALL, como sendo análises e cálculos que (NRC, 2017):

1. Envolvam sistemas, estruturas e componentes que estejam dentro do escopo de renovação de licença, como descrito em 10 CFR Part 54.4(a), que trata do processo de escopo para extensão de vida útil, que já foi abordado neste trabalho;
2. Considerem efeitos de envelhecimento;
3. Envolvam suposições limitadas pelo tempo e que estejam definidas no período atual em que a operação está autorizada;
4. Foram determinadas como relevantes pelo licenciado, com relação à segurança da planta;
5. Envolvam conclusões ou deem uma base para conclusões relacionadas à capacidade dos SSCs em realizarem suas funções pretendidas, como descrito em 10 CFR Part 54.4(b), também discutidos no trabalho;
6. Estão contidas ou incorporadas por referência na Base de Licenciamento Atual.

3.3.2. Informações Técnicas de TLAAs - NRC

As aplicações de renovação de licença devem conter as seguintes informações: Uma Avaliação Integrada da Planta (IPA), que deve conter (10 CFR Part 54.21):

- Para SSCs dentro do escopo de gerenciamento de envelhecimento, deve estar listados aqueles sujeitos à AMR. As estruturas e componentes sujeitas à AMR devem compreender:
 - SSCs que sejam passivos;
 - Que não estejam sujeitos a substituições baseadas em um período de tempo ou em uma vida qualificada.
- Para as estruturas passivas, que estejam no escopo, deve ser demonstrado que os efeitos de envelhecimento serão adequadamente gerenciados e, assim, as funções dos SSCs serão mantidas de acordo

com a Base de Licenciamento Atual, durante o período de operação estendida.

Pode ser gerada uma lista contendo TLAAs e, de acordo com 10 CFR Part 54.21(c), cabe ao aplicante demonstrar que:

- A análise continua válida para o período de operação estendida;
- As análises foram projetadas para o período do fim da operação estendida; ou
- Os efeitos de envelhecimento, com relação às funções pretendidas dos SSCs, serão gerenciados adequadamente durante o período de operação estendida.

Na avaliação integrada, deve ser abordada uma possível lista com isenções específicas para aquela planta, baseando-se em análises de envelhecimento limitadas pelo tempo. As isenções devem estar de acordo com o 10 CFR Part 50.12, devendo ser mostrado, dentre outras particularidades que:

- Sejam autorizadas por lei, não devendo apresentar riscos para a saúde pública e nem para a segurança;
- Circunstâncias especiais devem ser apresentadas para que a isenção seja concedida pelo órgão regulador:
 - Quando, por exemplo, a aplicação da regulamentação sobre a circunstância abordada é conflitante com outras regras do órgão;
 - A aplicação da regulamentação não atingiria o propósito da regra;
 - A isenção resultaria em melhoria na saúde pública e na segurança que compensassem qualquer prejuízo na saúde que essa isenção pudesse causar;
 - A isenção aliviaria temporariamente somente da regulamentação aplicável e o licenciado ou aplicante tem feito esforços de boa-fé para cumprir com a regulamentação

3.3.4. Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo no relatório GALL

No relatório GALL (2010), um exemplo para a TLAA intitulada de Fadiga do Metal do Limite de Pressão do Refrigerante do Reator (X.M1) (*Metal Fatigue of Reactor Coolant Pressure Boundary*), tem como objetivo não exceder o limite de uso

em fadiga, que é delimitado por *design*. Para isso, o Programa de Gerenciamento de Envelhecimento monitora o número crítico de transientes térmicos e de pressão para os componentes selecionados no sistema de refrigeração do reator.

A avaliação de vida em fadiga dos componentes em questão é feita através do AMP ao analisar os impactos dos efeitos que o ambiente promovido pelo refrigerante do reator causa em uma amostra desses componentes críticos, como descritos na NUREG/CR-6260 (1995). Essa amostra pode ser avaliada ao aplicar o fator de correção de vida em fadiga (razão entre a vida em fadiga no ar em temperatura ambiente e a vida em fadiga na água em temperatura de serviço) aos códigos de análise de fadiga existentes da ASME. Exemplos desses códigos são os ASMEs Código NB-3200, NB-3300 e NB-3600. Os fatores de vida em fadiga podem ser calculados, dependendo do tipo de metal analisado, por diferentes fórmulas, como: NUREG/CR-6583 (1998) para aço ao carbono de baixa liga e NUREG/CR-5704 (1999) para aços inoxidáveis austeníticos.

Uma opção para gerenciar esse tipo de fadiga, considerando efeitos ambientais, pode ser encontrada abaixo. Além disso, nenhuma avaliação adicional é recomendada para renovação de licença, caso sejam utilizados os parâmetros como descritos na 10 CFR 54.21(c)(1)(iii):

1. Escopo do programa: O programa inclui medidas preventivas para mitigar trincas por fadiga do metal para o limite de pressão do refrigerante do reator causada por deformações cíclicas antecipadas no material;
2. Ações preventivas: Manter o fator do uso em fadiga abaixo do limite estipulado por *design* e considerando o efeito do ambiente da água do reator, como descrito na descrição do programa, dará uma margem adequada contra trincas por fadiga dos componentes do sistema de refrigeração do reator devido a deformação cíclicas que acontecem de forma antecipada;
3. Parâmetros monitorados/inspecionados: O programa monitora todos os transientes da planta que causam deformações cíclicas, que têm contribuição significativa para o fator de uso em fadiga. De outra forma, os transientes podem ser monitorados de forma mais detalhada para que o uso em fadiga real seja computado;

4. Detecção de efeitos de envelhecimento: Os cálculos periódicos do uso em fadiga são previstos pelo programa;
5. Monitoramento e tendências: Os locais com maiores usos em fadiga são monitorados pelo programa. As localizações desses locais estão descritas na NUREG/CR-6260, através dos códigos da ASME especificados anteriormente, ou são definidas de forma específica pela planta em questão;
6. Critério de aceitação: O critério de aceitação é atingido ao manter o uso em fadiga abaixo do limite estipulado por *design*, considerando os efeitos que o ambiente exerce sobre a fadiga;
7. Ações corretivas: O programa fornece ações corretivas para evitar que o uso em fadiga exceda os limites designados por *design* durante o período de operação estendida. Essas ações pode ser compostas por reparo, substituição e uma análise mais rigorosa para demonstrar a característica estudada do componente não excederá os limites predefinidos durante a operação estendida. Para os casos de alto uso em fadiga, as amostras devem ser coletadas de uma maior quantidade de locais que sejam afetadas por esse efeito;
8. Processo de confirmação: Procedimentos de garantia de qualidade do local, revisão e processo de aprovação, além de controles administrativos são implementados de acordo com requerimentos do Apêndice B da norma 10 CFR Part 50;
9. Controles administrativos: Implementados de acordo com requerimentos do Apêndice B da norma 10 CFR Part 50;
10. Experiência operacional: O programa revisa a experiência da indústria, quando aplicável, com relação a trincas por fadiga. Essa experiência também é levada em consideração na seleção de possíveis locais para monitoramento.

Outros exemplos, além do descrito, de potenciais Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo, contidas no relatório GALL (2010) e em outras fontes são os seguintes (NRCa, 2005):

- X.S1 Concreto Armado Protendido;
- X.E1 Qualificação Ambiental (*Environmental Qualification*) de

Componentes Elétricos;

- Fadiga, como visto;
- Fragilização do Vaso do Reator por Nêutrons.

Relacionando as Revisões de Gerenciamento de Envelhecimento às TLAAs, um outro exemplo pode ser encontrado para o programa que aborda a contenção de PWRs, utilizando estruturas e componentes como as luvas de penetração e juntas de penetração. A Tabela 9 mostra o exemplo da TLAA mencionada.

Tabela 9 - Estruturas de Contenção: componentes comuns.

Item	Link	Estrutura e/ou Componente	Material
II. A3-4 (C-13)	II.A3.1-b	Luvas de Penetração; Juntas de Penetração	Aço; Aço inoxidável; Solda de aços dissimilares
Ambiente	Efeito de Envelhecimento/ Mecanismo de Degradação	Programa de Gerenciamento de Envelhecimento (AMP)	Demais Avaliações
Ar – interno não controlado ou ar - externo	Dano cumulativo por fadiga / Fadiga (somente se existir análise de fadiga na Base de Licenciamento Atual	Fadiga é uma TLAA a ser avaliada para o período de operação estendida. A Seção 4.6 do Plano de Revisão Padrão (<i>Containment Liner Plate and Penetration Fatigue Analysis</i>) apresenta métodos aceitáveis para os requisitos da 10 CFR Part 54.21(c)(1)	Sim, TLAA

Fonte: (NRC, 2010).

3.4. PROGRAMAS DE GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO

Para os Programas de Gerenciamento de Envelhecimento, a seção XI do código da ASME, que é intitulada Regras para Inspeção em Serviço de Componentes de Plantas Nucleares de Potência (*Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components*), aborda componentes relacionados ao vaso de pressão e outros componentes do sistema primário e de sistemas de segurança e de fronteira de pressão. Para isso, relaciona requerimentos para exames, testes e inspeção de componentes a sistemas e atividades de reparo/substituição em plantas nucleares (ASME, 2010).

São abordadas, de forma obrigatória, regras para testes, ensaios e inspeções para garantir que os efeitos de envelhecimento e os mecanismos de degradação estejam sendo gerenciados de maneira adequada (ASME, 2010).

O código citado acima, de acordo com o relatório GALL, em suas subseções IWB (componentes de classe 1 de reatores resfriados por água leve), IWC (componentes de classe 2 de plantas nucleares resfriadas por água leve) ou IWD (componentes de classe 3 de plantas nucleares resfriadas por água leve) mostrou-se, de forma geral, efetivo em gerenciar os efeitos de envelhecimento em componentes para retenção de pressão e seus anexos, considerando reatores de água leve, de acordo com o relatório GALL. Por outro lado, em certos casos, o programa de inspeção em serviço da ASME deve ser aumentado para que o gerenciamento de envelhecimento, bem como a renovação de licença, sejam feitos de forma adequada (NRC, 2010; ASME, 2010).

As bases de avaliação e técnica de análise desses AMPs, no relatório GALL, são as mesmas utilizadas para as TLAAs, como demonstrado nos dez parâmetros citados no Capítulo 3.1 (NRC, 2010).

O Programa de Gerenciamento de Envelhecimento para a Química da Água – XI.M2, no relatório GALL, é utilizado para mitigar danos causados por corrosão e trincas de corrosão por tensão. Ainda no relatório, menciona-se que, por exemplo, o programa é indicado para remover as impurezas encontradas em áreas de fluxo intermediário a alto de água. Por outro lado, em áreas de baixo fluxo, deve ser melhorado para que nessas áreas e em de fluxo estagnado, o gerenciamento de impurezas possa ser realizado de forma adequada (NRC, 2010).

O programa, ainda, pode ser composto pelo guia (BWRVIP-190 Rev. 1: Vol. 1 e Vol. 2, que supera o BWRVIP-29, mencionado no GALL) para BWR e em dois para

PWR (EPRI TR-105714, Rev. 6 e TR-102134, Rev. 7, que superam as Rev. 3 indicadas no relatório GALL). Para o primeiro, existe um conjunto para a água proveniente da seção primária do reator, um para água condensada e para a água de alimentação da seção primária, além de um para a água do mecanismo de resfriamento das varetas de controle. Para PWRs, existem conjuntos de guia para a água do primário (EPRI TR-105714, Rev. 6) e do secundário (TR-102134, Rev. 7) (NRC, 2010).

Para a avaliação de AMPs, os dez atributos genéricos são avaliados, como indicado no relatório GALL (2010), e dispostos a seguir:

1. Escopo do Programa: Monitorar e controlar contaminantes prejudiciais conhecidos, como cloretos, fluoretos (ambos relacionados a PWRs), oxigênio dissolvido e concentrações de sulfato abaixo dos níveis conhecidos em resultarem em perdas de material ou trincas. Esse programa vai de acordo com os guias citados anteriormente para PWR e BWR;
2. Ações Preventivas: O controle da química da água do reator é composto por especificações das substâncias químicas envolvidas e as respectivas frequências de amostragem e de análises. A química da água é controlada para minimizar a concentração de contaminantes e mitigar perdas de material devido corrosão geral, por frestas e por pites, além de trincas causadas por corrosão sob tensão.
3. Parâmetros Monitorados/Inspeccionados: São monitoradas as concentrações de impurezas, como cloretos e sulfatos, fluoretos (somente PWR), oxigênio dissolvido e peróxido de hidrogênio, de acordo com os guias citados acima, de modo a mitigar a corrosão de materiais estruturais. A qualidade da água (pH e condutividade) também é mantida de acordo com os guias. Ambos os controles são realizados através de coletas de amostras.
 - a. BWR: cloretos e sulfatos (controlam a condutividade), além de oxigênio dissolvido e peróxido de hidrogênio (controlam o potencial eletroquímico), devem ser monitorados e mantidos abaixo dos níveis recomendados para mitigar corrosão. Para a água de alimentação (concentração de ferro e cobre),

condensada e da vareta de controle o controle também é feito para que a condutividade, nível de oxigênio dissolvido e a concentração de íons mencionada seja mantida em um nível abaixo do recomendado para mitigar corrosão. Há também recomendações para o controle da química da água em sistemas auxiliares, como tanque de armazenamento da água condensada e a piscina de combustível usados;

- b. Água do Primário de um PWR: O guia citado recomenda que a concentração de cloretos, fluoretos, sulfatos, lítio, oxigênio dissolvido e hidrogênio deve ser monitorada e mantida abaixo dos níveis recomendados para mitigar a corrosão sob tensão de aços inoxidáveis austeníticos, além de componentes das superligas de níquel Inconel 600 e 690. O guia também estabelece recomendações para sistemas auxiliares, como: tanque de armazenamento de ácido bórico, tanque de armazenamento para reabastecimento de água, piscina de combustíveis usados e outros;
 - c. Água do Secundário de um PWR: O guia citado recomenda que sejam monitorados e controlados parâmetros químicos, como pH, condutividade de cátions, sódio, cloreto, sulfato, chumbo, oxigênio dissolvido, ferro, cobre e hidrazina para mitigar a degradação do tubo do gerador de vapor devido a amassados, a ataques intergranulares, corrosão por pites e outros. O controle e monitoramento do pH, especialmente, também mitiga corrosão por pites e por frestas da casca do gerador de vapor e o balanço de materiais de construção da planta, como cobre, aços inoxidáveis e aços.
4. Detecção de Efeitos de Envelhecimento: Como o controle de Química da Água é um programa de mitigação, não aborda informações acerca da detecção de efeitos de envelhecimento. Pode ser realizadas inspeções para determinar se há degradações significativas, além da efetividade do programa, assegurando que as estruturas e componentes manterão suas funções durante a extensão de vida da usina;

5. Monitoramento e Tendências: A frequência de retirada de amostras da água varia, podendo ser contínua, diária, semanal ou como necessária, sendo baseada na operação da planta e nos guias mencionados. Caso haja a necessidade de ações corretivas para lidar com condições anormais na química, a quantidade de amostras utilizadas para verificar a efetividade dessas ações é aumentada.
6. Critério de Aceitação: Níveis máximos para vários contaminantes são mantidos abaixo de limites específicos como indicados no guia correspondente. Caso sejam evidenciados efeitos de envelhecimento ou resultados de química da água inaceitáveis, a causa raiz do problema deve ser identificada e a condição corrigida;
7. Ações Corretivas: Caso parâmetros monitorados e controlados da química da água estejam fora de um limite específico, ações devem ser tomadas para que os valores voltem para um patamar aceitável, além de ter que ser feito dentro de um tempo aceitável pelo guia utilizado;
8. Processo de Confirmação: Amostras adicionais devem ser analisadas, após o processo corretivo, de modo a verificar que as ações corretivas foram efetivas e, assim, obtiveram sucesso em retornar os parâmetros analisados (concentração de contaminantes como cloretos, fluoretos, sulfatos, oxigênio dissolvido e peróxido de hidrogênio) para valores aceitáveis;
9. Controles Administrativos: Procedimentos de Garantia de Qualidade do local, revisão e processos de aprovação, além de controles administrativos são implementados de acordo com requerimentos da 10 CFR Part 50 – Apêndice B;
10. Experiência Operacional: Os guias citados foram desenvolvidos baseados em experiência operacional de plantas e se mostraram efetivos com o tempo e seu uso ao redor do mundo, tais como: Corrosão sob tensão intergranular em tubos feitos de aços inoxidáveis austeníticos e em liga baseadas em níquel de BWRs de diâmetros médios e grandes; A entrada de resinas de desmineralizador no sistema do Primário tem causado corrosão sob tensão intergranular de liga de níquel 600 em PWR (NRC, 1996).

Além deste Programa de Gerenciamento de Envelhecimento, existem outros descritos no Volume do relatório GALL, subdivididos através de subseções do código da ASME Seção XI, como a IWB, IWC e IWD (mencionados acima), além das subseções IWE, IWL e IWF; já outros são: Programa de Muro de Alvenaria, Programa de Monitoramento de Estruturas, Monitoramento do Revestimento Protetivo e Programa de Manutenção, Cabos e Conexões Elétricas não sujeitos a Requerimentos de Qualificação Ambiental da 10 CFR Part 50.49 e outros.

3.4.1. Efeitos de envelhecimento e mecanismos de degradação

Existem diversos efeitos de envelhecimento e, também, mecanismos de degradação descritos tanto no relatório GALL (2010) quanto na NUREG-1833, intitulada Bases Técnicas para Revisão da Documentação Guia para Renovação de Licença (*Technical Bases for Revision to the License Renewal Guidance Documents*). No relatório GALL Vol. 2, os efeitos de envelhecimento estão distribuídos nas tabelas de AMR, que estão, como demonstrado nesse trabalho, distribuídas por todo o documento, e as definições desses efeitos estão contidas na Seção IX.E. Já na NUREG-1833, estão contidos no Apêndice A.4.2 do documento. Os mecanismos de degradação estão na Seção IX.F do relatório GALL e estão descritos no Apêndice A.4.3 da NUREG-1833 (NRCb, 2005; NRC, 2010).

Ainda na NUREG-1833, a Seção A.4.1 relaciona, em conjunto, efeitos de envelhecimento a mecanismos de degradação associados a eles, com o capítulo correspondente no relatório GALL, bem como o total de referências no decorrer do documento (NRCb, 2005; NRC, 2010).

Exemplos de efeitos de envelhecimento descritos no relatório GALL, bem como suas referências na NUREG-1833 estão contidos na Tabela 10 (NRCb, 2005; NRC, 2010).

Tabela 10 - Definições de efeitos de envelhecimento e suas distribuições no relatório GALL/NUREG-1833.

Efeito de Envelhecimento	Definição	Capítulo GALL	Total de Referências
---------------------------------	------------------	----------------------	-----------------------------

Mudança em dimensões	Mudanças na dimensão podem resultar de dilatação de vazios	IV	27
Dano cumulativo por fadiga	Dano cumulativo por fadiga é devido à fadiga, como definido por código da ASME	IV	14
		V	2
		VII	5
		VIII	2
Degradação da qualidade do isolante	O decréscimo na capacidade de isolamento pode resultar da presença de depósitos de sal ou da contaminação de superfície.	VI	2
Endentação	Endentação em geradores de vapor pode resultar da corrosão da placa do tubo de suporte de aço ao carbono	IV	2
Aumento de porosidade e permeabilidade. Perda de resistência	A porosidade e a permeabilidade do concreto podem ser aumentadas, juntamente com perda de resistência devido à lixiviação de hidróxido de cálcio	II	4

Fonte: (NRCb, 2005; NRC, 2010).

Já alguns dos mecanismos de degradação, de forma análoga, estão descritos tanto no relatório GALL quanto na NUREG-1833, como demonstrado na Tabela 11.

Tabela 11 - Definições de mecanismos de degradação e suas distribuições no relatório GALL/NUREG-1833.

Efeito de Envelhecimento	Mecanismo de Degradação	Descrição do Mecanismo
Mudança em dimensões	Dilatação de vazios	Vacâncias criadas em materiais metálicos do reator como resultado de radiação podem resultar em vazios, que podem resultar em mudanças dimensionais. Pode ocorrer após um período estendido de incubação

Dano cumulativo por fadiga	Fadiga	Um fenômeno que leva à fratura através tensões repetitivas ou variáveis, tendo seu valor máximo menor que o limite de tensão do material. Fraturas por fadigas são progressivas e crescem sob a ação de tensão flutuante. Fadiga devido a cargas vibratória e ciclos térmicos é definida como a degradação estrutural que pode ocorrer como um resultado de ciclos repetitivos de tensão/deformação causados por cargas flutuantes. Exemplos: de ciclos vibratórios e temperaturas, aumentado para cargas térmicas. Após ciclos de cargas repetitivas de magnitude suficiente, danos microestruturais podem se acumular, levando a iniciação de trincas macroscópicas em regiões mais vulneráveis. Cargas subsequentes mecânicas ou térmicas podem levar a um crescimento da trinca existente. Vibração pode resultar em fadiga, bem como em desgaste e abrasão, caso não seja diminuída. A vibração é geralmente induzida pela operação de um equipamento externo. Também pode resultar de uma ressonância de fluxo ou movimento de bombas ou válvulas em sistemas de fluidos. A resistência à iniciação e ao crescimento de trincas é governada por fatores que incluem: alcance de tensão, tensão média, frequência de cargas, condições de superfície e a presença de elementos químicos deletérios.
Degradação da qualidade do isolante	Presença de quaisquer depósitos de sais ou contaminação da superfície	A contaminação da superfície que resulta de um ambiente agressivo associado com a presença de quaisquer depósitos de sais pode ser um mecanismo de envelhecimento causador de um efeito de envelhecimento que degrade a qualidade do isolante. Embora o mecanismo possa ser

		passageiro, o resultado pode ser longo e cumulativo para plantas localizadas próximas a corpos de água salgada.
Endentação	Corrosão da placa do tubo de suporte de aço ao carbono	Corrosão da placa do tubo de suporte de aço ao carbono que é um componente do tipo placa, promovendo um suporte do tipo tubo-tubo para os tubos que estão em conjunto no sistema de recirculação dentro do gerador de vapor de um PWR. Os tubos passam por buracos de furadeira na placa. O refrigerante do secundário flui através dos suportes de tubo via buracos de fluxo entre os tubos.
Aumento de porosidade e permeabilidade. Perda de resistência	Lixiviação de hidróxido de cálcio	Água passando por trincas, por juntas de construção inadequadamente preparadas ou por áreas que não estão suficientemente consolidadas durante a colocação do concreto podem dissolver alguns produtos que contenham cálcio, dos quais hidróxido de cálcio é o mais solúvel. Após a lixiviação do hidróxido, outros constituintes do cimento ficam propensos a serem decompostos quimicamente, deixando somente, ao fim do processo, géis de sílica e de alumina com pouca resistência. A agressividade do poder de lixiviação da água depende da sua quantidade de sal e da temperatura. A lixiviação somente é efetiva se a água passar através do concreto

Fonte: (NRCb, 2005; NRC, 2010).

3.5. PROCESSO DE ESCOPO PARA RENOVAÇÃO DE LICENÇA (NRC)

Estruturas, sistemas e componentes que estarão dentro do escopo de renovação de licença serão os seguintes (10 CFR 54.4):

- Sistemas, estruturas e componentes relacionados à segurança que devem continuar funcionais, de modo a assegurar as seguintes funções:
 - A integridade da pressão do refrigerante do reator e a capacidade

de fazer com que o reator entre e se mantenha em estado de *shutdown* (10 CFR 50.49(b)(1));

- A capacidade de prevenir ou mitigar as consequências de acidentes, que podem levar a exposições fora da contenção, como em: 50.34(a)(1), 50.67(b)(2) ou 100.11 (NRC, 2020).
- Todos os sistemas, estruturas e componentes que não são relacionados à segurança, e suas falhas podem prevenir o cumprimento satisfatório de quaisquer funções identificadas acima;
- Todos as SSCs que demonstrem confiabilidade, de acordo com as análises de segurança ou avaliações da planta, e que realizem uma função que esteja em conformidade com os seguintes regulamentos do órgão regulador: proteção contra incêndios (10 CFR 50.48), qualificação ambiental (10 CFR 50.49), choque térmico pressurizado (10 CFR 50.61), transientes antecipados sem SCRAM (10 CFR 50.62) e blecaute da estação (10 CFR 50.63).

3.6. REVISÃO DE GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO (NRC)

Após o processo de escopo para renovação de licença, há também o processo para a identificação de estruturas e componentes que estarão presentes no processo de revisão de gerenciamento de envelhecimento.

Para a Aplicação de Renovação de Licença, a Avaliação Integrada da Planta é uma parte crucial do processo e funciona como uma ligação da parte do processo de escopo e a seleção de estruturas e componentes passivos, bem como suas funções. Esta avaliação ainda descreve e justifica os métodos utilizados para identificar as estruturas e componentes passivos e serve para demonstrar que os efeitos de envelhecimento serão adequadamente gerenciados durante a operação estendida (NRCa, 2005).

De acordo com a 10 CFR Part 54.21(a)(1), as estruturas e componentes sujeitas à AMR são, como exposto no Capítulo 3.5, aquelas que são consideradas como passivas e que não estejam sujeitas a substituições programadas ou qualificadas. A última citada é predeterminada através da vida útil, considerando eventos de acidentes postulados, por exemplo (IAEA, 1998). Para identificar as

estruturas e componentes sujeitos à AMR, deve-se, primeiro, identificar e avaliar os efeitos de envelhecimento e, então, identificar os programas que gerenciem esses efeitos, de forma a manter essas estruturas e componentes de acordo com o que foi proposto na Base de Licenciamento Atual (NRCa, 2005). O processo é demonstrado na Figura 5.

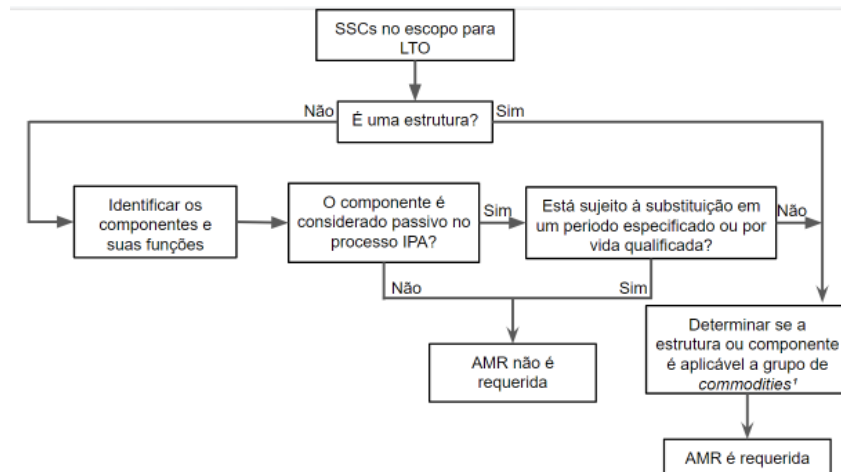


Figura 5 - Identificação de estruturas e componentes para AMR. Fonte: (NRCa, 2005).¹

Após o processo de seleção da estrutura, componente ou do grupo, os efeitos de envelhecimento e mecanismos de degradação são identificados através de um ou mais processos, como serão apresentados no próximo tópico. Então, programas que gerenciem o envelhecimento são selecionados/melhorados ou criados. Outras avaliações podem ser observadas para o futuro e, assim, a AMR é completa, considerando aquela ocasião. Outro exemplo de resultado de AMR pode ser visto na Tabela 12 (NRCa, 2005; 10 CFR Part 54.21(a)(3)):

Tabela 12 - Parte interna do vaso de pressão do reator e sistema de resfriamento - AMR.

Item	Link	Estrutura e/ou Componente	Material
IV. B2-11 (R-144)	IV.B2.6-b	Estruturas de suporte da instrumentação Terminal de fluxo e tubos de guia	Aço inoxidável

¹ *Commodities* são grupos de estruturas ou componentes que têm certas similaridades (*design*, materiais de construção, práticas de gerenciamento de envelhecimento, ambientes e outros) e, assim, podem ser colocados em uma mesma AMR.

Ambiente	Efeito de Envelhecimento/ Mecanismo de Degradação	Aging Management Program (AMP)	Demais Avaliações
Refrigerante do reator	Mudanças de dimensão/ Aumento de vazios	Não é necessário que outra revisão seja realizada desde que o aplicante esteja sujeito a: complementar o Relatório Final de Análise de Segurança, de forma a colaborar com informações acerca do gerenciamento de envelhecimento de partes internas dos reatores, avaliar e aplicar os resultados já estabelecidos para esse tipo de estrutura/componente e submeter um plano de inspeção pelo menos 24 meses antes de entrar em operação estendida para revisão e aprovação do órgão regulador americano.	Não, mas deve ser confirmado o compromisso do licenciado

Fonte: (NRC, 2010).

A Tabela 12 faz parte, dentro do volume 2 do relatório GALL, do Capítulo IV, denominado Vaso de pressão, partes internas e sistema do refrigerante do reator (Reactor vessel, internals and reactor coolant system). E, como mencionado, ainda existem outros sete capítulos que tratam de tabelas de AMR para estruturas e componentes ou grupo de *commodities* que estejam dentro do escopo de AMR, sendo eles (NRC, 2010):

- Capítulo II: Estruturas de contenção (*Containment structures*);
- Capítulo III: Suportes de estruturas e componentes (*Structure and*

components supports);

- Capítulo V: Recursos de segurança projetados (*Engineered safety features*);
- Capítulo VI: Componentes elétricos (*Electrical components*);
- Capítulo VII: Sistemas auxiliares (*Auxiliary systems*);
- Capítulo VIII: Sistema de conversão de vapor e potência (*Steam and power conversion system*);

Para que esses resultados sejam alcançados, os efeitos de envelhecimento devem ser identificados, como mencionado, e, dessa forma, o processo para a identificação é descrito no tópico a seguir.

3.7. IDENTIFICAÇÃO DOS EFEITOS DE ENVELHECIMENTO (NRC)

Como visto na seção anterior, os efeitos de envelhecimento devem ser gerenciados de forma adequada. Para isso, são utilizadas técnicas estabelecidas e deve-se assegurar que as funções de estruturas e componentes, bem como de grupos serão mantidas de acordo com o que está estabelecido na Base de Licenciamento Atual vigente no período (10 CFR Part 54.21(a)(3); NRCa, 2005). O processo de identificação dos efeitos de envelhecimento é descrito através da Figura 6.

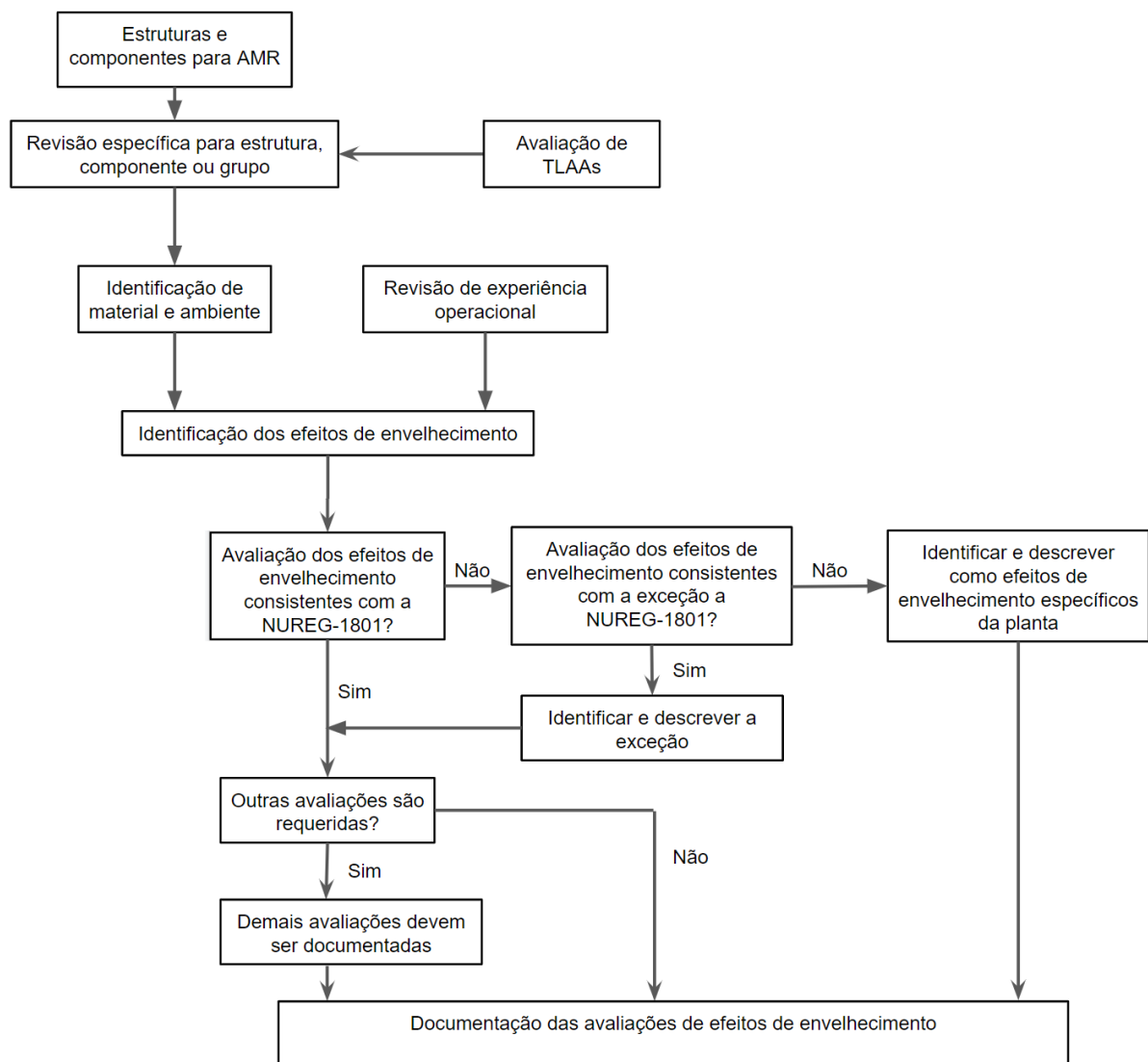


Figura 6 - Processo de identificação dos efeitos de envelhecimento que requerem gerenciamento.
Fonte: (NRCa, 2005)

3.7.1. Técnicas para identificar efeitos de envelhecimento

Os efeitos de envelhecimento, dependendo do nível de detalhamento e da planta considerados, podem ser identificados seja por uma análise ou, em outros casos, a *performance* e o histórico de manutenção podem ser suficientes para o auxílio da demonstração de que os efeitos de envelhecimento estão sendo gerenciados corretamente (NRCa, 2005).

O nível de detalhamento da revisão, com consequente demonstração de que os efeitos de envelhecimento estão sendo gerenciados pode ser definido através de uma série de atividades, como por exemplo (NRCa, 2005):

- Dependendo da similaridade entre materiais de estruturas e componentes, bem como possíveis diferentes efeitos de envelhecimento, pode ser necessário que um processo de revisão seja feito de forma separada ou para um grupo de *commodities*. Da mesma forma, outros fatores como pequenas diferenças em composição podem não afetar significativamente o envelhecimento dos materiais, então essa especificidade não precisa ser detalhada, a fim identificar os efeitos de envelhecimento;
- O ambiente em que a estrutura ou componente que estejam no escopo de AMR se encontram também pode influenciar, seja ele interno ou externo. O ambiente deve ser identificado de forma a explicitar condições específicas que envolvam o ambiente analisado, bem como possíveis mudanças em parâmetros, por conta daquele ambiente;
- Alguns efeitos de envelhecimento são interessantes quanto ao impacto nas funções de estruturas e componentes durante a operação estendida, sendo medidos através de possíveis mudanças em *design* e propriedades dos materiais. Tais efeitos podem ser: ciclos de fadiga, permissividade de corrosão, cargas associadas, tenacidade à fratura, resistência à tração, exposição à radiação e exposição ao ambiente.

Ainda sobre a identificação/escolha de materiais, ambientes e dos efeitos de envelhecimento envolvidos em gerenciamento de envelhecimento para AMR, esta escolha pode ser feita de uma forma que o material seja composto, por exemplo, por materiais que não tenham problemas, normalmente. Um exemplo disto é o aço inoxidável, em tubulações que, por sua vez, tende a ter pouco ou nenhum problema relacionado à corrosão ou erosão, em condições normais. Já o aço ao carbono, que difere tanto em composição quanto em propriedade, quando comparado ao aço inoxidável, pode apresentar corrosão em água pura. Desta forma, os efeitos de envelhecimento podem ser identificados baseando-se na combinação entre os materiais e os ambientes, como demonstrado (NRCa, 2005).

3.7.2. Revisão da experiência operacional

A revisão da experiência operacional é feita de forma específica para cada planta, e leva em consideração os históricos (5 – 10 anos) de operação e de manutenção. Os resultados dessas revisões devem ser comparados com os de outras indústrias – como pode ser visto em documentos como a NUREG-1801 - de forma a verificar similaridades e, caso existam novos efeitos de envelhecimento, ou algum não tenha sido levado em consideração, novos requerimentos podem ser considerados (NRCa, 2005; NRC, 2010).

Os históricos de manutenção e de operação devem ser realizados através de uma revisão de experiência operacional específica para cada planta. O histórico de manutenção pode ser usado para, além de outras atividades, melhorar e auxiliar programas de manutenção, otimizar o desempenho e aumentar a confiabilidade de equipamentos. Esse histórico, em forma de relatórios, deve ser mantido de forma ordenada e acessível para que sejam reavidos de forma facilitada para conferência ou análises (NRCa, 2005; TAYLOR, 1997).

O histórico de operação de uma estrutura ou componente é importante na verificação das condições reais desses equipamentos, e pode impactar diretamente, dependendo de possíveis novos achados de efeitos de envelhecimento, na manutenção e na documentação, bem como na experiência operacional da usina em questão e de outras da indústria (NRCa, 2005; IAEA, 2013).

3.7.3. Compatibilidade com a NUREG-1801

Para demonstrar que combinações de materiais e ambientes, componentes, estruturas, efeito de envelhecimento e AMR estão de acordo com o que é abordado na NUREG-1801 Vol. 2, foi criada uma tabela, chamada de Notas Padrões (*Standard Notes*), com letras variando de A – J que demonstra a consistência daquela combinação específica da planta com a generalizada, apresentada no relatório GALL. As descrições, como mencionadas na tabela, devem ser descritas e justificadas. Há também uma nota, em forma de numeração, denominada de Notas Específicas da Planta (*Plant-Specific Notes*), sendo determinada de forma específica para aquela planta em questão (NRCa, 2005; NRC, 2010). Essas notas comparativas podem ser encontradas na Tabela 13.

Tabela 13 - Consistência para resultados de AMR.

A	Componente, material, ambiente e efeito de envelhecimento são consistentes com o item referido na NUREG-1801. AMP é consistente com o AMP da NUREG-1801.
B	Componente, material, ambiente e efeito de envelhecimento são consistentes com o item referido na NUREG-1801. AMP tem algumas exceções com relação ao AMP da NUREG-1801.
C	Componente é diferente, porém material, ambiente e efeito de envelhecimento são consistentes com o item referido na NUREG-1801. AMP é consistente com o AMP da NUREG-1801.
D	Componente é diferente, porém material, ambiente e efeito de envelhecimento são consistentes com o item referido na NUREG-1801. AMP tem algumas exceções com relação ao AMP da NUREG-1801.
E	Componente, material, ambiente e efeito de envelhecimento são consistentes com o item referido na NUREG-1801. AMP creditado na NUREG-1801 é diferente ou um AMP específico para a planta é identificado pela GALL
F	O material não está no escopo da NUREG-1801 para o componente
G	O ambiente não está na NUREG-1801 para o componente e material
H	Efeito de envelhecimento não está na NUREG-1801 para a combinação de componente, material e ambiente
I	O efeito de envelhecimento na NUREG-1801 para a combinação de componente, material e ambiente não é aplicável
J	Nem o componente e nem a combinação de material e ambiente são avaliados na NUREG-1801

Fonte: (NRCa, 2005).

3.7.4. Evidenciando que os efeitos de envelhecimento estão sendo gerenciados

Para demonstrar que os efeitos de envelhecimento serão gerenciados corretamente e que as funções de estruturas e componentes serão mantidas de acordo com Base de Licenciamento Atual, a organização operadora deve revisar os

programas da planta e atividades que envolvam estruturas, componentes ou grupos de *commodities*, de forma a determinar se as ações inclusas são suficientes para gerenciar o envelhecimento (NRCa, 2005; IAEA, 2018).

Mais de um AMP pode ser utilizado para garantir que as funções de estruturas e componentes estarão de acordo com a Base de Licenciamento Atual e, normalmente, são divididos em quatro tipos (NRCa, 2005; NRC, 2000):

- Preventivos: são realizados antes da ocorrência dos efeitos de envelhecimento. Exemplo: revestimento para prevenir corrosão externa de um tanque;
- Mitigatórios: têm o objetivo de reduzir a velocidade dos efeitos de envelhecimento. Exemplo: programa de química da água;
- de monitoramento de condição: exame ou inspeção com o intuito de verificar a extensão e presença de envelhecimento. Exemplo: inspeção visual;
- de monitoramento de *performance*: tem o objetivo de verificar a integridade das funções da estrutura ou componente. Exemplo: balanço de calor em trocadores de calor.

Quando selecionada a forma de abordagem para o gerenciamento de envelhecimento, seja por um AMP ou por uma combinação deles, o aplicante avaliará seu(s) AMP (s) em relação aos dez atributos genéricos de um Programa de Gerenciamento de Envelhecimento, como exposto no Capítulo 3.1 (NRCa, 2005, NRC, 2010). Dessa forma, após essa operação, o órgão regulador poderá recomendar ações, como possíveis melhorias no programa, caso sejam necessárias.

Como mencionado, caso um AMP da NUREG-1801 seja utilizado em uma Aplicação de Renovação de Licença, deve ser demonstrado que o programa da planta em questão é consistente com o proposto na NUREG-1801, bem como eventuais diferenças entre esses devem ser devidamente documentadas e identificadas (NRC, 2010; NRCa, 2005).

4. IGALL VERSUS GALL

Este capítulo será, quase que em sua totalidade, baseado nas seguintes

referências: (IAEA, 2020; IAEA, 2022; NRC, 2010; NRC, 2017; NRC, 2022).

Como visto nos capítulos anteriores, o gerenciamento de envelhecimento é essencial para que a extensão de vida útil/operação estendida de usinas nucleares de potência seja possível. Desta forma, a fim de auxiliar as organizações operacionais, órgãos reguladores e quaisquer outras partes interessadas no entendimento do processo de renovação de licença, foram criados programas que servem como guias práticos e bases técnicas. Esses reúnem informações sobre diversos tópicos, como boas práticas de gerenciamento de envelhecimento de SSCs que estejam no escopo de extensão de vida, além de visões distintas acerca do meio de abordagem para com AMP, AMR e TLAA (IAEA, 2020; IAEA, 2022; NRC, 2010; NRC, 2017; NRC, 2022).

Existe um ponto de distinção entre os dois documentos quando tratam da avaliação de programas de gerenciamento de envelhecimento. A SRS-82 cita que existem nove atributos genéricos que fazem com que um Programa de Gerenciamento de Envelhecimento seja efetivo, enquanto a NUREG-1801 Rev. 2 Vol. 2 expressa que existem dez elementos a serem revisados em cada AMP. Um dos atributos que são diferentes, denominado Mitigação dos efeitos de envelhecimento na IGALL, aparece dentro do escopo de outras partes da GALL, o que os deixa em uma espécie de igualdade, em relação à avaliação dos efeitos (IAEA, 2020; NRC, 2010).

Ambos os documentos não se propõem a documentar processos de escopo, pois justificam que esse processo é feito pela SSG-48, por parte da IAEA, e pela 10 CFR Part 54.4, por parte da NRC. As versões (somente dos documentos) têm versões diferentes de atualização, enquanto a IAEA propõe atualizações a cada meia década, aproximadamente (últimas versões entre 2015 e 2020), a GALL tem suas últimas versões publicadas entre 2005 e 2010. Nos sites oficiais, as utilizações são periódicas e até podem confundir – principalmente na NRC – quanto a data de postagem daquela(s) mudança(s) (IAEA, 2018; NRC, 2017).

Um ponto que as distingue é na abordagem de estruturas e componentes (ativos ou passivos) utilizados em seus escopos para gerenciamento de envelhecimento. Enquanto a IGALL abrange estruturas e componentes dos tipos mecânicos, elétricos, de I&C e civis que sejam importantes para a segurança, a GALL praticamente não aborda I&C, restringindo-se apenas nos outros tipos citados (IAEA, 2020; NRC, 2010).

Para as estruturas e componentes, existe uma diferença entre os documentos:

o documento da agência internacional abrange ambos os SSCs ativos e passivos em seu escopo, já o da NRC discorre apenas acerca dos passivos, uma vez que garante que o gerenciamento de envelhecimento do tipo de estrutura ou componente ativo, componente ou grupo *commodity* é feito por programas de manutenção, monitoramentos e por indicadores de *performance* (IAEA, 2020; NRC, 2010).

Uma outra diferença é em relação aos tipos de reatores que ambas fornecem dados sobre; a IGALL trata de PWR, BWR e PHWR (CANDU), além do VVER. Por outro lado, a GALL aborda somente PWR e BWR, sem as variações ou reatores com desenhos diferentes entre si, como PWR e PHWR (IAEA, 2020; NRC, 2010).

De forma geral, a IGALL foi construída de forma mais generalizada, preocupando-se com definições de programas e processos, e não na aplicação deles, de forma direta, nem em uma forma de base de comparação de programas de possíveis plantas que desejem estender a licença. Por outro lado, a GALL tem esse propósito bem claro, uma vez que, além de explicitar esse objetivo, mostra uma seleção, na maior parte de seu conteúdo, de tabelas de AMR e a forma de aplicação dos códigos da ASME (CFR), que são encontrados no *site* oficial do órgão regulador americano (IAEA, 2020; NRC, 2010).

Ambos os *sites* oficiais são facilmente encontrados e os conteúdos abordados são bastante distintos e, praticamente, inversos. Por um lado, a IAEA fornece todo o detalhamento que não está contido no documento IGALL, como as descrições de Programas de Gerenciamento de Envelhecimento, TLAAs, AMRs e do programa de gerenciamento de obsolescência (TOP 401). Já a NRC proporciona as definições, em uma forma que pode, de certa forma, não auxiliar quem acessa o *site* sem um maior conhecimento das normas e em como navegar entre essas, já que a parte dos resultados é o que compõe, em sua maioria, o relatório GALL (IAEA, 2020; NRC, 2010).

As definições encontradas no Apêndice IV da IGALL e no Capítulo IX da GALL são bem similares, já que no próprio documento da IAEA é externado que uma das principais referências para a construção daquela parte, foi o guia da NRC. Nesses capítulos, são abordadas as definições de estruturas e componentes importantes para a segurança (de acordo com cada escopo), de materiais, ambientes, mecanismos de degradação e efeitos de envelhecimento (IAEA, 2020; NRC, 2010).

4.1. REVISÃO DO GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO

A Revisão de Gerenciamento de Envelhecimento, em seu resultado (as tabelas) são, de forma geral, bastante concisas e semelhantes, em ambos os documentos. Como será mostrado mais a frente, há poucas diferenças e o processo de formulação das ideias para a montagem das tabelas foi bastante similar. Por outro lado, como será recorrente pelo resto do capítulo e já mencionado, a abordagem geral da construção dos respectivos temas de AMR é bastante diferente (IAEA, 2020; NRC, 2010).

A SRS-82 trata de explicar todo o processo de desenvolvimento das tabelas, justificando o porquê do processo de escopo para AMR estar a cargo de outros documentos da IAEA, como mencionado anteriormente e citar que esse processo é específico para cada planta e, por isso, os resultados devem variar. A identificação de mecanismos de degradação, efeitos de envelhecimento, ambientes, estruturas e componentes, localização crítica e material é um processo que tem *inputs* de diversos Estados Membros e de resultados de P&D ao redor do mundo, o que, no geral, faz com que haja uma visão generalista e genérica do resultado (esse último fator é comum a GALL) (IAEA, 2020; NRC, 2010).

Além da estrutura geral das tabelas de AMR, é citado que mais de um(a) AMP/TLAA pode ser designado(a) para uma possível combinação de estrutura/componente, efeito de envelhecimento, mecanismo de degradação, material, ambiente e localização da parte crítica e, dessa forma, fica a cargo de cada organização operacional a escolha dos programas que sejam cabíveis a elas (esse processo também é comum a GALL) (IAEA, 2020; NRC, 2010).

No relatório GALL, uma vez que as Revisões de Gerenciamento de Envelhecimento compõem a maior parte dos capítulos do documento (Capítulos II – VIII), presume-se que não há uma divisão bem estabelecida, porém, ela existe e é feita de acordo com partes físicas e já explicitadas nesse trabalho (NRC, 2010).

No relatório IGALL, essa diferenciação é apenas citada, como esperado. É mostrado que, de acordo com o tipo de reator (PWR, BWR ou CANDU), com a área trabalhada e a possível qualificação ambiental (mecânica, elétrica e de I&C ou civil), é registrado um número na casa das centenas – que varia de 101 a 304 - para que seja criada uma identificação na base de dados da IGALL, que pode ser facilmente

encontrada, porém, não está presente (de forma massiva) no documento original. Como valerá para AMP e TLAA, a não presença das descrições de AMR, AMP e TLAA auxilia na questão de atualização desses processos, além da inserção de novas entradas (IAEA, 2020).

A comparação entre as tabelas de cada documento (IGALL *versus* GALL) pode ser vista nas Tabela 14 e Tabela 15.

Tabela 14 - AMR no relatório IGALL.

Nº Tabela	Nº IGALL	Sistema	Estrutura / Componente	Local Crítico / Parte	Material
104	13	Auxiliar de alimentação de água	Trocador de calor	Tubo do trocador de calor	Aço inoxidável
Ambiente	Efeito de envelhecimento / Mecanismo de degradação		AMP	TLAA	Design do reator
Água não tratada	Redução na transferência de calor devido à incrustação		124 - Sistema de resfriamento de água por ciclo aberto	Não identificada	PWR

Fonte: (IAEA, 2020).

Tabela 15 - AMR no relatório GALL.

VIII - Sistema de vapor e de conversão de potência E - Sistema Condensado.					
Item	Link	Estrutura / Componente	Material	Ambiente	Efeito de envelhecimento / Mecanismo
VIII.E-12	VIII.R.4-C	Tubo do trocador de calor	Aço inoxidável	Água não tratada	Redução na transferência de calor

Programa de Gerenciamento de Envelhecimento (AMP)	Demais Avaliações
Capítulo XI.M20, “Sistema aberto de resfriamento de água”	Não

Fonte: (NRC, 2010).

As duas tabelas acima mostram as duas visões apresentadas pelos relatórios GALL e IGALL. São, essencialmente, bastante similares, como constatado. Por serem muito numerosas e existirem conexões com outros documentos, como, por exemplo, o Vol. 1 da GALL e com a NUREG-1811, as duas primeiras colunas de cada tabela são para identificação daquela combinação de estrutura/componente, efeito de envelhecimento e outros componentes da tabela (NRC, 2006; NRC, 2005; NRC, 2010; IAEA, 2020).

O primeiro ponto de diferenciação é a presença da coluna de local/parte crítica a ser analisada, o que pode facilitar a localização do local exato de onde aquele efeito de envelhecimento em específico pode ser encontrado, evitando, dessa forma, possíveis desencontros e diagnósticos errôneos (IAEA, 2020; NRC, 2010).

Outro ponto de diferenciação, mesmo que indiretamente, é a presença de uma coluna específica para TLAA na IGALL. Isto facilita a visualização de possíveis análises que envolvam hipóteses baseadas no tempo que, no relatório GALL, podem ser encontradas na coluna dos Programas de Gerenciamento de Envelhecimento, naturalmente (IAEA, 2020; NRC, 2010).

A seguir, o modelo de reator (existe uma coluna específica na IGALL) e o sistema (está presente no coluna-título das tabelas) em que se encontram são diferentes, porém a informação ainda está presente em ambas as tabelas, mesmo que de forma indireta, como no caso do tipo de reator (IAEA, 2020; NRC, 2010):

- A: Reator Pressurizado por Água (PWR);
- B: Reator de Água Fervente (BWR).

Vale ser ressaltado que, a quantidade de tabelas de AMR, em ambos os casos, é compreendida por uma vasta lista tanto no documento GALL quanto na base de dados da IAEA. Por isso, a comparação, em relação à documentação que melhor exprime e organiza as tabelas de AMR pode não ser trivial e vai de encontro com a facilidade com que a informação deve ser passada, o acesso à internet do usuário e a familiaridade com os processos e leitura desses documentos técnicos (IAEA, 2022;

NRC, 2010).

4.2. PROGRAMAS DE GERENCIAMENTO DE ENVELHECIMENTO

As duas visões de abordagem de AMR são bastante distintas. Enquanto o relatório IGALL tenta, como acontece com AMR e TLAA, discriminar os conceitos que fazem com que um programa de gerenciamento de envelhecimento exista, seus estágios de funcionamento durante a vida da planta, os *links* com outras documentações da IAEA, além dos tipos de AMP, por exemplo. O GALL, praticamente, começa com a descrição do primeiro programa de GE da lista (IAEA, 2020; NRC, 2010).

O IGALL também fornece uma descrição bastante detalhada da definição de cada componente dos nove atributos genéricos de um AMP efetivo. Por outro lado, o GALL lista seus dez atributos e dá uma sucinta definição de cada um deles (IAEA, 2020; NRC, 2010).

Como esperado, no Capítulo XI do relatório GALL Vol. 2, é mencionado que os Programas de Gerenciamento de Envelhecimento ali descritos foram desenvolvidos para auxiliar as organizações operacionais que desejem renovar a licença atual das plantas nucleares de potência e que esses programas foram criados, na maioria dos casos, com base em códigos e normas internacionais (NRC, 2010).

Então, os AMPs começam a ser listados e descritos de forma, aparentemente, sem uma ordenação específica, com exceção da codificação de cada programa, que vai de XI.M1 até XI.E6. No total, a lista conta com cerca de 51 AMPs descritos no corpo do documento, de acordo com referências de códigos da ASME (CFR), atributos básicos de um AMPs e como são aplicados (NRC, 2020; NRC, 2010).

No SRS-82, após o processo descrito, pode ser encontrado no Apêndice I, uma lista de AMPs, com cerca de 91 entradas, que é baseada em resultados de P&D e de experiência operacional de Estados Membros. É mencionado que a lista atualizada, como visto, está na base de dados da IGALL. Da mesma forma que na AMR, existe uma padronização para a identificação de cada área que o programa está, com relação à classificação da estrutura/componente, o que não acontece na GALL (IAEA, 2020; NRC, 2010; IAEA, 2022):

- AMP 101 – AMP 161: AMPs de componentes mecânicos;

- AMP 201 – AMP 220: AMPs de componentes elétricos e de I&C;
- AMP 301 – AMP 313: AMPs de estruturas civis.

Como mencionado, no documento IGALL, não existe uma descrição dos AMPs, uma vez que essa descrição detalhada, com citação de códigos pertinentes, se encontra na base de dados da IGALL. Enquanto no GALL existe uma descrição detalhada, citando os códigos da ASME (CFR) pertinentes àquele AMP discutido, bem como outros códigos e uma avaliação daquele programa em questão, além da descrição de cada um dos dez atributos genéricos de um AMP. Isto pode gerar uma complicação, pois como o relatório tem um certo tempo de lançamento, alguns dos códigos já podem ter sido ultrapassados, então deve-se, também, olhar no site órgão regulador americano. (10 CFR Part 50; NRC, 2010; IAEA, 2020)

O ponto de maior contraste no processo de análise dos programas de gerenciamento de envelhecimento é na questão da quantidade de atributos genéricos que caracterizam um programa de gerenciamento de envelhecimento em cada relatório. Suas definições são importantes para que a análise seja precisa, concisa e que as informações mais importantes sejam transmitidas, além de possivelmente reproduzidas (IAEA, 2020; NRC, 2010).

Em uma análise desses atributos, constata-se que há diversos pontos diretamente em comum entre os relatórios (GALL Vol. 1 e IGALL), pelo menos em teoria, como (IAEA, 2020; NRC, 2005):

1. Processo de Escopo: a inclusão de estruturas e componentes que estejam sujeitas a gerenciamento de envelhecimento são pontos em comum em ambos os relatórios. Porém, o relatório da IAEA sugere que, no escopo, também esteja incluso o entendimento do envelhecimento e dos mecanismos de degradação associados a ele, bem como critérios de aceitação e possíveis modelos preditivos para o envelhecimento, como visto, em mais detalhes, na SSG-48 (IAEA, 2018);
2. Ações Preventivas: O relatório GALL é bem conciso ao citar que as ações preventivas devem mitigar ou prevenir possíveis efeitos de envelhecimento aplicáveis. Já a IGALL pede para que essas ações sejam detalhadas, para que programas que tenham correlação com ações preventivas, como o programa de química da água, por exemplo, sejam especificados, bem

como práticas operacionais direcionadas a prevenir o envelhecimento;

3. Detecção de Efeitos de Envelhecimento: O relatório GALL determina que os efeitos de envelhecimento sejam detectados (utilizando as ferramentas adequadas, como o meio de inspeção, frequência de monitoramento, tamanho das amostras e outros) antes da perda da função da estrutura ou componente determinada pela Base de Licenciamento Atual. A IGALL, em seu primeiro tópico, cita as mesmas características, bem como exemplos detalhados. Por outro lado, é bem assertiva ao determinar que o modo com que os programas irão detectar, prevenir e mitigar os efeitos de envelhecimento;
4. Monitoramento e Tendências: O primeiro tópico descrito pela IGALL cobre os pontos descritos na GALL, que são as ações para predizer ou mitigar, bem como antecipar a extensão dos efeitos de envelhecimento. Novamente, a IGALL é mais detalhada e determina que os programas devem reproduzir o modo com que monitorarão e avaliarão essas tendências de efeitos de envelhecimento, critérios de aceitação e outros;
5. Mitigação dos Efeitos de Envelhecimento: Primeiro ponto em que há uma distinção entre os dois relatórios. A mitigação dos efeitos de envelhecimento é citada brevemente no quarto tópico da GALL, denominado “*monitoring and trending*”. Já no relatório da IAEA, existe este tópico em específico, que trata das ações que devem mitigar esses efeitos quando os últimos já foram detectados, porém os critérios de aceitação ainda estão apropriados, de acordo com a Base de Licenciamento Atual;
6. Critérios de Aceitação: Ambas citam que os critérios de aceitação devem ser avaliados para que possíveis ações corretivas sejam levadas em consideração, assegurando que estruturas e componentes estejam de acordo com o licenciamento atual. A IGALL procura dar exemplos, de forma genérica, de possíveis ações corretivas a serem aplicadas;
7. Ações Corretivas: O relatório GALL é bastante vago ao citar que as ações corretivas devem ser realizadas juntamente com a determinação das causas raízes e prevenção de recorrência de efeitos de envelhecimento. Por outro lado, o relatório IGALL determina que essas ações devem ser realizadas após a estrutura ou componente falhar, de acordo com os

critérios de aceitação (e sua importância para a segurança) estabelecidos, assim como a determinação de causa raiz e prevenção de recorrência;

8. Processo de Confirmação: Neste ponto há, também, outra relativa diferença entre os dois documentos. Na GALL, existe um tópico específico para determinar que as ações preventivas e corretivas foram realizadas adequa e efetivamente. Já na IGALL, o capítulo 3.8 determina que haja um programa de garantia de qualidade da planta, de modo a garantir que ações corretivas estão sendo feitas de acordo com códigos aplicáveis;
9. Gerenciamento da Qualidade/Controles Administrativos: o relatório GALL cita, de forma geral, que os controles administrativos devem prever um processo de revisão e de aprovação formais. Já a IGALL determina que esses controles sejam feitos de forma a garantir que ações e procedimentos sejam reproduzidos de forma compreensiva e que garantam os objetivos de performance e de segurança da organização operacional. Ainda cita os requerimentos da NRC, uma vez que AMPs que serão necessários para LTO devem apresentar controles operacionais e administrativos;
10. Experiência Operacional e P&D: O relatório GALL foca unicamente em experiência operacional, e em possíveis melhorias e/ou criação de novos programas de gerenciamento de envelhecimento, de acordo com o tempo. Por fim, deve auxiliar no objetivo de dar suporte à garantia de que os efeitos de envelhecimento serão adequadamente gerenciados e que as funções pretendidas de estruturas e componentes serão mantidas até o fim do período de extensão de vida útil. A IGALL é mais abrangente, citando possíveis experiências operacionais advindas de quaisquer Membros Estados, bem como de P&D nacionais e internacionais, com foco na possível necessidade de desenvolver programas de gerenciamento de envelhecimento.

4.3. ANÁLISES DE ENVELHECIMENTO LIMITADAS PELO TEMPO

As Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo, em ambos os casos (IGALL e GALL), são tratadas brevemente. No relatório GALL, elas são discutidas no Capítulo X, sob a premissa de que os efeitos de envelhecimento devem ser

gerenciados de forma adequada até o fim do período estendido de vida da usina (10 CFR Part 54.21(c)(1)(iii)). Outros pontos, como a definição das TLAAs também são tratados apenas no *site* oficial do órgão regulador americano (10 CFR Part 54.3; NRC, 2010).

No corpo do texto de cada TLAA na NUREG-1801 Vol. 2 Rev. 2 (2010), como no exemplo da primeira das três análises publicadas no texto, denominada de X.M1 Monitoramento de Fadiga (*Fatigue Monitoring*), existe uma descrição tanto do efeito de envelhecimento associado e do mecanismo de degradação que é(são) gerenciados por aquele(s) AMP(s) específico(s). E isto inclui fatores quantitativos, como os critérios de aceitação associados, que no caso é o fator de uso em fadiga, como comentado durante a extensão desse trabalho.

Além desta, o relatório GALL discorre acerca de outras duas TLAAs, que são:

- X.S1: Concreto de Armado Protendido;
- X.E1: Qualificação ambiental de componentes eletrônicos.

Há também a descrição de possíveis ambientes (NRC, 1995), além de tendências e de outras avaliações como inspeções em serviço e, então, o AMP associado àquela combinação de fatores que estão expostos na tabela específica de AMR é discutido. O AMP é avaliado, levando em consideração os dez atributos de um AMP efetivo e, de forma geral, os códigos da ASME (CFR), produzidos pelo próprio órgão regulador americano.

Por parte da IGALL, o modelo segue da mesma forma de AMR e AMP, como citado. É mostrada uma breve definição das TLAAs e, também, é mostrada a importância de revalidar essas análises, caso estas sejam importantes para a extensão de vida útil, referenciando a SSG-48 (2018) como uma fonte principal de informações acerca dos critérios para que uma análise seja considerada uma TLAA, seus parâmetros de controle e critérios de aceitação, como visto nesse trabalho.

Na base de dados da IAEA (2022), existem descrições para cerca de 27 TLAAs que são divididas, segundo o documento IGALL em:

- 22 - Componentes mecânicos;
- 1 - I&C e elétricos;
- 4 - Estruturas civis.

Ainda na base de dados, as TLAAs descritas, como por exemplo, a TLAA 102

– Fragilização por Nêutrons do Vaso de Pressão do Reator (*RPV Neutron Embrittlement*) têm como premissa a análise por meio da avaliação dos dois parâmetros mencionados no trabalho. O alto fluxo de nêutrons (variável dependente do tempo) e fragilização de aços ferríticos (efeito de envelhecimento associado) são analisados. A detecção do efeito de envelhecimento é feita através de ensaio de impacto e mudança na temperatura de transição dúctil frágil, nesse caso, e os critérios de aceitação para que esses valores possam ser aceitos também devem ser avaliados (IAEA, 2022).

Para a maioria das TLAAs descritas na base de dados IGALL, existem três critérios distintos que podem fazer com que a análise seja considerada aceitável. Nessas condições, são levados em consideração uma análise da variável independente do tempo utilizada naquela TLAA projetada, por exemplo, no fim do período de vida útil além do período de licença inicial e, sendo seu valor até igual ao projetado na licença original, a análise ainda seria considerada válida (IAEA, 2020).

São mostrados exemplos, no corpo do relatório IGALL, de possíveis TLAAs que devem ser revalidadas para o período de extensão de vida útil, além de possíveis análises que possam ser específicas para cada planta, o que também ocorre no relatório GALL, bem como de exemplos que não podem ser considerados como TLAAs. Exemplos de potenciais TLAAs específicas para uma planta são, entre outras (NRCa, 2010; IAEA, 2020):

- Análises de proteção de sobre pressão em baixas temperaturas;
- Análises de fadiga para o volante de rotação da bomba de refrigerante do reator;
- Existência de vazamento antes da quebra;
- Permissividade da corrosão de metal;
- Análises em serviço do crescimento de falhas que demonstrem a estabilidade da estrutura para o termo de operação atual.

No caso de TLAA, a abordagem de ambos os casos é feita de forma diferente na IGALL e GALL. Por mais que, ao final do processo, o resultado seja relativamente semelhante, uma vez que diversos atributos descritos para um AMP efetivo no relatório GALL, também sejam encontrados no texto das TLAAs da base de dados da IGALL, a clareza que é exposta no texto do órgão regulador americano é maior (IAEA, 2022; IAEA, 2020; NRC, 2010).

Uma outra forma de comparar a utilização dessas duas abordagens de Análises de Envelhecimento Limitadas pelo Tempo é analisar, por exemplo, documentos de países que estão com seu processo de extensão de vida útil em desenvolvimento. Recentemente, foram criadas duas notas técnicas (devido a não existência de critérios pela CNEN – órgão regulador brasileiro). A primeira denominada Requerimentos Regulatórios para Operação de Longo Prazo para Usinas Nucleares de Potência (*Regulatory Requirements for Long Term Operation for Nuclear Power Plants* - NT-CGRC-007/18) (CNEN, 2018) e, a segunda, denominada Requerimentos Regulatórios para Gerenciamento de Envelhecimento em Plantas Nucleares de Potência (*Regulatory Requirements for Ageing Management in Nuclear Power Plants* - NT-CGRC-008/18) (CNENa, 2018).

Na NT-CGRC-007/18, é citado que, há a necessidade de revalidação de TLAAs para operação de longo prazo, como visto no *Specific Safety Guide* (SSG – 48). A definição de TLAA, na nota técnica, vai de encontro com o visto na (10 CFR Part 54.3), com adaptações.

5. CONCLUSÃO

Com o fim de licenças da maioria dos reatores ao redor do mundo se aproximando, há uma crescente necessidade em administrar o fim de seus ciclos, seja para o descomissionamento ou para a extensão de vida útil. O entendimento acerca do gerenciamento de envelhecimento e seus processos, em usinas nucleares de potência, torna-se elemento-chave para avaliar se a energia originada nessas usinas pode auxiliar processos, como a geração de energia limpa, antes e durante o período de extensão de vida útil, eliminando custos de licenciamento e de descomissionamento, de obras, construção de outras usinas, contratações, treinamentos, comissionamento e outros fatores. Tudo isso, vai de contraste com o fato de que uma usina nuclear, ao ter sua licença renovada, não precisará ser desligada para que a licença seja renovada. Desde todos os processos relacionados à extensão de vida e ao gerenciamento de envelhecimento sejam realizados de forma segura, sabe-se a renovação da licença por 10, 20 ou mais anos, dependendo de cada caso, é uma realidade.

Os relatórios, como a IGALL e GALL, guias de segurança e outros documentos relacionados ao gerenciamento de envelhecimento e extensão de vida útil são de extrema relevância para que os procedimentos relacionados a eles, como os Programas de Gerenciamento de Envelhecimento, as Revisões de Gerenciamento de Envelhecimento auxiliem o processo de tomada de decisão, visando à operação de longo prazo. Outro processo, como a Revisão Periódica de Segurança, que é realizada, geralmente, a cada decênio de operação de uma usina, pode auxiliar nesse processo de tomada de decisão, ao levar em consideração as condições de estruturas, sistemas e componentes quanto aos seus estados de envelhecimento físico e não físico para, assim, assegurar que a extensão de vida útil pode ser feita com segurança.

De forma geral, o processo de gerenciamento de envelhecimento e operação de longo prazo já são bastante explorados, positivamente, em outros países do mundo, com destaque para os Estados Unidos. Procedimentos, como os descritos nos relatórios GALL (Código CFR) e IGALL estão difundidos e são reavaliados continuamente para auxiliar o processo de renovação de licença, bem como na compreensão de suas valências. Como o Brasil ainda está desenvolvendo seus

procedimentos relacionados à renovação de licença, esses devem ser mais bem investigados e explorados para que estejam de acordo com normas nacionais e internacionais.

Nos documentos IGALL e GALL, os processos para avaliação tanto de estruturas e componentes que são importantes para a segurança quanto para os processos de gerenciamento e revisão de gerenciamento de envelhecimento são similares, mostrando que há uma coesão entre os órgãos reguladores internacionais e, ao mesmo tempo, mostra que os processos são realizados de forma concisa, sem discrepâncias acentuadas.

Quanto às diferenças, a mais aparente é em relação ao processo de avaliação de TLAAs, pois a abordagem do relatório GALL aparenta ser mais simplista do que a mostrada no documento da IAEA. Há também a questão de o gerenciamento de envelhecimento ser abordado, no relatório da NRC, apenas para estruturas passivas, o que difere do documento IGALL, que abrange SSCs ativos e passivos. Outro ponto a ser considerado é que, na IGALL, a relação entre efeitos de envelhecimento e a descrição dos mecanismos de degradação não é bem clara. Na GALL, tem-se os efeitos de envelhecimento e os mecanismos já separados e associados, além da NUREG facilitar essa associação.

Outra diferença bem clara é em relação à quantidade de Programas de Gerenciamento de Envelhecimento presentes em cada documento. No criado pela IAEA, existem 97 programas, enquanto no da NRC, existem 53 listados. Essa diferença mostra a clara diferença de abordagem entre os programas, como em relação ao tipo de reator que ambas tratam, já que a IAEA não aborda apenas PWR e BWR. Outro ponto em que os AMPs são bastante distintos é na parte de I&C e na de estruturas civis. Nos programas para estruturas e componentes mecânicos existe a maior similaridade entre os dois documentos.

Como reflexo disso, na norma técnica NT-CGRC-007/18, é mostrado que o Brasil pretende seguir ambos os pontos de vista, unindo-os, já que, dessa forma, o nível de confiabilidade e segurança dos processos de análise para extensão de vida útil e de gerenciamento de envelhecimento, como nas TLAAs, podem ser aumentados.

Por fim, o gerenciamento de envelhecimento tem papel fundamental em favor de uma melhor compreensão da extensão de vida das usinas. Por isso, mostrar que

o procedimento de gerenciamento é factível, torna-se útil tanto para a opinião pública quanto para especialistas e para o meio ambiente.

6. REFERÊNCIAS

- ALVIM, C. F. et al. Impacto Direto da Geração Nuclear no Brasil Sobre Emissões que Contribuem para o Efeito Estufa. **Economia & Energia (Online)**, v. 63, p. 3-18, 2007. Disponível em: <https://ecen.com/eee63/eee63p/os%20leiloes%20de%20energia%20nova%20vetores%20de%20crise%20ou%20de%20ajuste%20entre%20oferta%20e%20demanda.htm>. Acesso em: 21 de jul. de 2021.
- ALVIM, C. F. et al. Comparação Da Emissão De Gases De Efeito Estufa (GEE) Na Geração Nuclear De Eletricidade No Brasil Com As De Outras Fontes. **Economia & Energia (Online)**, v. 79, 2010. Disponível em: https://ecen.com/eee79/eee79p/eee79em_a5_em_pdf.pdf. Acesso em: 21 de jul. de 2021.
- AMERICAN PHYSICAL SOCIETY (APS). Renewing Licenses for the Nation's Nuclear Power Plants. **APS Physics**. 2013. Disponível em: <https://www.aps.org/policy/reports/popa-reports/upload/nuclear-power.pdf>. Acesso em: 03 de ago. de 2021.
- AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS – ASME (2010). **Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components**. Disponível em: <https://engineermind.com/wp-content/uploads/2015/09/%5BASME%5D%20Section%20XI.pdf>. Acesso em: 24 de abr. de 2022.
- CASTRO, N.; BRANDÃO, R.; DANTAS, G. Considerações sobre a ampliação da geração complementar ao parque hídrico brasileiro. Rio de Janeiro: **Gesel/UFRJ**, 2010. Disponível em: http://www.gesel.ie.ufrj.br/gesel/app/webroot/files/publications/23_TDSE15.pdf. Acesso em: 23 de mar. de 2021.
- CIPOLLA, C. Historia económica de la población mundial población. **ROMANY/VALLS, S.A.**, Barcelona, 2000. Disponível em: <http://herzog.economia.unam.mx/academia/inae/pdf/inae1/u3l2.pdf>. Acesso em: 05 de mar. de 2021.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). **CNEN NN 1.04: Licenciamento de Instalações Nucleares**. Rio de Janeiro, p. 24. 2002.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). **CNEN NT-007/18 Rev. 0: Regulatory Requirements for Long Term Operation for Nuclear Power Plants**. Rio de Janeiro, p. 23. 2018.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNENa). **CNEN NT-008/18 Rev. 0: Regulatory Requirements for Ageing Management in Nuclear Power Plants**. Rio de Janeiro, p. 25. 2018.
- COP26 *The Glasgow Climate Pact*. **UKCOP26**, 2021. Disponível em: <https://ukcop26.org/wp-content/uploads/2021/11/COP26-Presidency-Outcomes-The-Climate-Pact.pdf>. Acesso em: 12 de maio de 2022.
- DENHIN, M. P. P. **O papel das Forças Armadas no planejamento e na implantação da matriz energética brasileira: os casos do petróleo e da energia nuclear**. 2010. Dissertação (Mestrado) - Programa de Pós-Graduação em Estudos Estratégicos, Universidade Federal Fluminense, Rio de Janeiro, 2010. Disponível em: <http://livros01.livrosgratis.com.br/cp155054.pdf>. Acesso em: 03 de maio de 2022.

GREGOR, F. P. E.; CHOCKIE, A. Performance Monitoring of Systems and Active Components. **The Petroleum Safety Authority Norway Stavanger**. Norway, 2006. Disponível em: <https://www.ptil.no/contentassets/24974571fd8442bea4c21d3679d93a8e/performancemonitoringofsystemsandactivecomponents.pdf>. Acesso em: 08 de mar. de 2022.

HULL, A. B.; HISER, A.L.; TALIN, S.E. **NPP License Renewal and Aging Management: Revised Guidance**. NRC, 2012. Disponível em: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/43/130/43130440.pdf. Acesso em: 23 de mar. de 2022.

INDÚSTRIAS NUCLEARES DO BRASIL (INB). **Relatório da Administração 2019**. Rio de Janeiro, 2020. Disponível em: <http://www.inb.gov.br/Portals/0/Conteudo/Images/3f220751-8901-429d-a744-b4409a33bd4a.pdf>. Acesso em: 21 de mar de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Ageing Management for Nuclear Power Plants**, IAEA Safety Guide nº NS-G-2.12, IAEA, Vienna, 2009. 65 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1373_web.pdf. Acesso em: 28 de maio de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)**, IAEA Safety Reports Series nº 82, IAEA, Vienna, 2020. 124 p. Disponível em: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1675web.pdf>. Acesso em: 03 de mar. de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants**, IAEA Specific Safety Guide (SSG) nº 48, IAEA, Vienna, 2018. 88 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1814_web.pdf. Acesso em: 04 de mar. de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Age Distribution**. Vienna: IAEA, 2022. Disponível em: <https://pris.iaea.org/pris/worldstatistics/operationalbyage.aspx>. Acesso em: 27 de abr. de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **CONFIGURATION MANAGEMENT IN NUCLEAR POWER PLANTS**, IAEA-TECDOC-1335, IAEA, Vienna, 2003. 76 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1335_web.pdf. Acesso em: 10 de fev. de 2023.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **EQUIPMENT QUALIFICATION IN OPERATIONAL NUCLEAR POWER PLANTS: upgrading, preserving, and reviewing**, IAEA Safety Report Series nº 3, IAEA, Vienna, 1998. 126 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P052_scr.pdf. Acesso em: 30 de maio de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants**, IAEA Specific Safety Guide nº SSG-61, IAEA, Vienna, 2021. 218 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1884_web.pdf. Acesso em: 30 de maio de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Knowledge Management and Its Implementation in Nuclear Organizations**, IAEA Nuclear Energy Series nº NG-T-6.10, IAEA, Vienna, 2016. 68 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1724_web.pdf. Acesso em: 29 de maio de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Knowledge Management for Nuclear Industry Operating Organizations**, IAEA TECDOC-1510, IAEA, Vienna, 2006. 185 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1510_web.pdf. Acesso em: 28 de maio de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants**, IAEA *Safety Guide* nº NS-G-2.6, IAEA, Vienna, 2002. 85 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1136_scr.pdf. Acesso em: 27 de jun. de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEAa). **Nuclear Power Reactors in the World**, IAEA *Reference Data Series* Nº 2, IAEA, Vienna, 2017. 88 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/RDS_2-37_web.pdf. Acesso em: 05 de mar. de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants (PSR)**, IAEA *Specific Safety Guide* (SSG) nº 25, IAEA, Vienna, 2013. 128 p. Disponível em: <https://www.iaea.org/publications/8911/periodic-safety-review-for-nuclear-power-plants>. Acesso em: 25 de mar. de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Proactive Management of Ageing for Nuclear Power Plants**, IAEA *Safety Report Series* nº 62, IAEA, Vienna, 2009. 96 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/pub1390_web.pdf. Acesso em: 30 de maio de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation**, IAEA *Safety Standards Series* (SSR) nº 2/2 (Rev. 1), IAEA, Vienna, 2016. 71 p. Disponível em: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1716web-18398071.pdf>. Acesso em: 28 de mar. de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEAa). **SALTO Peer Review Guidelines 2021 Edition**, IAEA *Service Series* nº 26 Rev. 1, IAEA, Vienna, 2021. 129 p. Disponível em: [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/SVS-26%20\(Rev.%201\)web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/SVS-26%20(Rev.%201)web.pdf). Acesso em: 30 de maio de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **SALTO Guidelines: Guidelines for peer review of long term operation and ageing management of nuclear power plants**, IAEA *Services Series* 17, IAEA, Vienna 2008. 64 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/svs_017_web.pdf. Acesso em: 28 de jun. de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEAa). **TECHNOLOGICAL OBSOLESCENCE PROGRAMME (VERSION 2021)**, IAEA TOP 401, IAEA, Vienna, 2021. 14 p. Disponível em: <https://gnssn.iaea.org/NSNI/PoS/IGALL/SitePages/Home.aspx>. Acesso em: 29 de jun. de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEAa). **The Impact of Knowledge Management Practices on NPP Organizational Performance — Results of a Global Survey**, IAEA TECDOC-1711, IAEA, Vienna, 2013. 146 p. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1711_web.pdf. Acesso em: 08 de mar. de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Handbook on Ageing Management for Nuclear Power Plants**, IAEA *Nuclear Energy Series* nº NP-T-3.24, IAEA, Vienna, 2017. 168 p. Disponível em: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P>

1738_web.pdf. Acesso em: 27 de maio de 2022.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Welcome to IGALL Database.**

Vienna: IAEA, 2022. Disponível em:

<https://gnssn.iaea.org/NSNI/PoS/IGALL/SitePages/Home.aspx?RootFolder=%2FNSNI%2FoS%2FIGALL%2FShared%20Documents%2FArchive%2FIGALL%20Phase%204%20%282018%2D2019%29%20outcomes%2FAMPs%20Edition%202019&FolderCTID=0x012000BAE2AD2BC1B0FE4CAE10CF0A113FB57F&View=%7B6478452E%2DE17F%2D4DE9%2DB095%2D3182CFB5BC2B%7D>. Acesso em: 27 de maio de 2022.

NUCLEAR ENERGY AGENCY (NEA). **The role of nuclear energy in mitigating climate change**, 2021. Disponível em: https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_62806/the-role-of-nuclear-energy-in-mitigating-climate-change. Acesso em: 09 de fev. de 2023.

NUCLEAR ENERGY AGENCY (NEA). **The Economics of Long-term Operation of Nuclear Power Plants**, 2012. Disponível em: <https://www.oecd-neo.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/7054-long-term-operation-npps.pdf#page=12&zoom=100,0,0>. Acesso em: 20 de mar. de 2021.

TAYLOR, R. **EFFECTIVE TECHNIQUES IN MAINTENANCE OF NUCLEAR POWER PLANTS**: Lecture Notes for the Course on Peer Evaluation Techniques: Thai - Canadian Nuclear Human Resources Development Training Program, 1997. Disponível em: <https://canteach.candu.org/Content%20Library/20051905.pdf>. Acesso em: 13 fev 2023.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). **Application of NUREG/CR-5999 Interim Fatigue Curves to Selected Nuclear Power Plant Components**, NUREG/CR-6260, NRC, 1995. Disponível em: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/26/063/26063712.pdf. Acesso em: 30 de maio de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRCa). **Calvert Cliffs Nuclear Power Plant, Units 1 & 2 - License Renewal Application**, NRC, 2020. Disponível em: <https://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/renewal/applications/calvert-cliffs.html>. Acesso em: 26 de mar. de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). **DISPOSITION OF LICENSE RENEWAL ISSUE INVENTORY**, License Renewal Issue nº 98-0105, NRC, 2000. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003714363.pdf>. Acesso em: 15 de maio de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). **Effects of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Austenitic Stainless Steels**, NUREG/CR-5704, NRC, 1999. Disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr5704/cr5704.pdf>. Acesso em: 30 de maio de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRCa). **Effects of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Carbon and Low-Alloy Steels**, NUREG/CR-6583, NRC, 1998. Disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6583/cr6583.pdf>. Acesso em: 30 de maio de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). **Environmental Impact Statement for an Early Site Permit (ESP) at the North Anna ESP Site**, NUREG-1811 Vol. 1, NRC, 2006. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML0634/ML063470330.pdf>. Acesso em: 30 de maio de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). ***Ingress of Demineralizer Resins Increases Potential for Stress Corrosion Cracking of Control Rod Drive Mechanism Penetrations***, Information Notice 96-11, NRC, 1996. Disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/info-notices/1996/in96011.html>. Acesso em: 10 de maio de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). ***Nuclear Plant Aging Research (NPAR)***, NUREG 1144 Rev. 1, NRC, 1991. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML0402/ML040270179.pdf>. Acesso em: 03 de mar. de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). ***STANDARD FORMAT AND CONTENT FOR APPLICATIONS TO RENEW NUCLEAR POWER PLANT OPERATING LICENSES***, NRC, *Regulatory Guide* 1.188, NRC, 2001. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML0120/ML012010322.pdf>. Acesso em: 13 de mar. de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRCa). ***Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants***, NUREG 1800 Rev. 2, NRC, Washington, DC, 2010. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML1034/ML103490036.pdf>. Acesso em: 03 de mar. de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRCb). ***Technical Bases for Revision to the License Renewal Guidance Documents***, NUREG-1833, NRC, Washington, DC, 2005. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML0521/ML052110003.pdf>. Acesso em: 30 de maio de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). ***Generic Aging Lessons Learned***, NUREG-1801 Rev. 1, NRC, Washington, DC, 2005. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML0521/ML052110005.pdf>. Acesso em: 06 de mar. de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). ***Generic Aging Lessons Learned***, NUREG 1801 Rev. 2, NRC, Washington, DC, 2010. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML1034/ML103490041.pdf>. Acesso em: 03 de mar. de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRCa). ***Nuclear Energy Institute. Industry Guideline for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54 – The License Renewal Rule***, NEI 95.10 Rev. 6, Washington, DC, 2005. Disponível em: <https://www.nrc.gov/docs/ML0518/ML051860406.pdf>. Acesso em: 24 de mar. de 2021.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). ***Part 50 - Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities***, 10 CFR Part 50, Washington, DC, 2022 Disponível em: <https://www.ecfr.gov/current/title-10/chapter-I/part-50>. Acesso em: 26 de mar. de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). ***Part 51 - Environmental Protection Regulations for Domestic Licensing and Related Regulatory Functions***, 10 CFR Part 51, Washington, DC, 2021. Disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part051/index.html>. Acesso em: 25 de mar. de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). ***Part 54 - Requirements for Renewal of Operating Licenses for Nuclear Power Plants***, 10 CFR Part 54, Washington, DC, 2017. Disponível em: <https://www.ecfr.gov/current/title-10/chapter-I/part-54>. Acesso em: 25 de mar. de 2022.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC). ***Part 100 – Reactor Site***

Criteria, 10 CFR Part 100, Washington, DC, 2020. Disponível em: <https://www.ecfr.gov/current/title-10/chapter-I/part-100?toc=1>. Acesso em: 36 de mar. de 2022.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION (WNA). **The Enduring Value of Nuclear Energy Assets**, 2020. Disponível em: <https://www.world-nuclear.org/getmedia/9891bb05-cb37-4f22-ac8f-aa7a8b3e1f12/LTO-TF-Final.pdf.aspx>. Acesso em: 03 de mar. de 2021.