



UNIVERSIDADE FEDERAL  
DO RIO DE JANEIRO  
UFRJ



Universidade Federal  
do Rio de Janeiro  
Escola Politécnica

## SIMULAÇÃO DE DETECTORES DE RADIAÇÃO NO INTERIOR DO PRÉDIO DE CONTENÇÃO DA USINA NUCLEAR ANGRA 1

Fernando Henrique Pereira Cardozo

Projeto de Graduação apresentado ao Curso de Engenharia Nuclear da Escola Politécnica, Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Engenheiro.

Orientadora: Pro<sup>f</sup><sup>a</sup> Andressa dos Santos Nicolau

Rio de Janeiro, RJ - Brasil  
Agosto de 2019

# SIMULAÇÃO DE DETECTORES DE RADIAÇÃO NO INTERIOR DO PRÉDIO DE CONTENÇÃO DA USINA NUCLEAR ANGRA 1

Fernando Henrique Pereira Cardozo

PROJETO DE GRADUAÇÃO SUBMETIDO AO CORPO DOCENTE DO CURSO DE ENGENHARIA NUCLEAR DA ESCOLA POLITÉCNICA DA UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE ENGENHEIRO NUCLEAR.

Examinado por:

---

*Prof<sup>a</sup>*. Andressa dos Santos Nicolau

---

*Prof<sup>o</sup>*. Roberto Schirru

---

*Prof<sup>o</sup>*. Alan Miranda Monteiro de Lima

Rio de Janeiro, RJ - Brasil  
Agosto de 2019

*Dedico este trabalho à  
memória do astrofísico  
Carl Sagan, que me ins-  
pirou e motivou a fazer  
ciência.*

## Agradecimentos

Aos meus pais, Henrique e Cristina e aos meus irmãos, Augusto e Marina, por todo o apoio e suporte durante toda a jornada da graduação.

Aos meus amigos por todo o tempo em que passamos juntos, sejam momentos de estudos pré-provas ou momentos de diversão nos intervalos das aulas.

À minha orientadora Prof. Andressa dos Santos Nicolau, por toda ajuda e ensinamentos e por toda paciência ao longo deste trabalho.

Aos membros da banca por aceitarem participar da banca, lendo o trabalho e dando sugestões para melhorias do trabalho.

*"We are made of starstuff"*  
- Carl Sagan

Resumo do Projeto de Graduação apresentado à Escola Politécnica/ UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Engenheiro Nuclear.

## SIMULAÇÃO DE DETECTORES DE RADIAÇÃO NO INTERIOR DO PRÉDIO DE CONTENÇÃO DA USINA NUCLEAR ANGRA 1

Fernando Henrique Pereira Cardozo  
Agosto/2019

Orientadora: Prof<sup>a</sup>. Andressa Nicolau

Curso: Engenharia Nuclear

Usinas nucleares são atualmente formas eficientes de geração de energia limpa, uma vez que sua operação não libera gases tóxicos ao meio ambiente, sendo assim não contribui para o efeito estufa. No Brasil há duas usinas em operação, Angra 1 e Angra 2, com essa primeira chegando ao final de sua vida útil.

Tendo em vista o fim da vida útil da usina Angra 1, surge a possibilidade de um programa de extensão de vida útil, onde são feitos estudos para viabilizar a operação de longo prazo e é solicitado ao órgão regulador o licenciamento dessa operação de longo prazo.

O histórico da monitoração de diferentes parâmetros são importantes para o programa de extensão de vida útil, um deles é o histórico das doses de radiação recebida pelos equipamentos localizados no interior do prédio de contenção do reator ao longo dos anos, pois com essas doses, pode-se estimar o envelhecimento sofrido pelos equipamentos e determinar se estão aptos a continuar em operação ou se precisam ser substituídos.

Angra 1 não possui um Programa de Qualificação Ambiental, pois foi construída e iniciou sua operação antes da obrigatoriedade de se ter tal programa, dessa forma, diante do contexto de extensão de vida, a elaboração desse programa, que visa garantir a qualificação de todas as estruturas, sistemas e componentes presentes na usina torna-se imprescindível.

No ano de 2024 a usina Angra 1 chegará ao final de sua vida útil, sendo assim é de extrema relevância estudos e programas que visem garantir a qualificação de suas estruturas, sistemas e componentes a fim de obter o licenciamento de operação de longo prazo. Angra 1 não contou com detectores de radiação em locais estratégicos ao longo de seus anos de operação, sendo em 2015 a primeira instalação destes detectores. Diante desse cenário, este trabalho tem por objetivo propor um modelo para estimar a dose de radiação recebida por determinados pontos dentro do prédio da contenção da Usina Angra 1, baseado no algoritmo PSO. O algoritmo PSO tem por objetivo funcionar como um simulador de detectores virtuais através das constantes de correlação que o código otimizar em correlação com os dados do histórico de detecção do SICA.

Foram realizados testes do modelo proposto de 3 formas diferentes, com todas elas devolvendo bons resultados, onde no teste mais bem sucedido obteve-se 85% de exatidão dos resultados, sendo que os resultados fora da margem de erro esperada estão fora por uma porcentagem de no máximo 3.7%, o que mostra que o modelo proposto é uma forma eficiente para a solução do problema abordado.

*Palavras-chave: Usina Nuclear, Radiação, Extensão de vida Útil, PSO, Programa de Qualificação Ambiental*

Abstract of Undergraduate Project presented to POLI/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Nuclear Engineer.

## SIMULATION OF RADIATION DETECTORS INSIDE OF THE CONTAINING BUILDING OF THE ANGRA 1 NUCLEAR POWER PLANT

Fernando Henrique Pereira Cardozo  
Agosto/2019

Advisors: Prof<sup>a</sup>. Andressa Nicolau

Course: Nuclear Engineering

Nowadays, nuclear power plants are efficient ways of generating clean energy, once their operation does not produce environmentally toxic gases, therefore it doesn't contribute to the greenhouse effect. There are two operating nuclear power plants in Brazil, Angra 1 and Angra 2, with the first one coming to the end of its lifetime.

In view of the end of lifetime of Angra 1, the possibility of a long term operation program arises, in which studies are made to enable long term operation and the license for long term operation is requested to the regulatory body.

The monitoring history of different parameters is important to the long term operation program, one of them is the radiation doses history received for the equipment inside the reactor building during years of operation, because with these doses an estimate of aging suffered by the equipments can be made and this way determine if they are able to continue operating.

Angra 1 does not have with a Environmental Qualification Program, because it build and started to operating before this program was required. Thus, given the context of life extension the elaboration of this program, which aims to ensure the qualification of structures, systems and components, becomes essential.

In 2024, Angra 1 will reach the end of its life, therefore it is extremely important to conduct out studies and programs aimed at ensuring the qualification of structures, equipments and systems in order to receive the long term operation license. Angra 1 did not have radiation detectors in strategic locations during its operation life, being in 2015 the first installation of this detectors. Looking at this scenario, this project aims to propose a methodology to estimate the radiation dose received at determined locations inside the reactor building of Angra 1 nuclear power plant. This methodology proposed is based on the PSO algorithm, which aims to work as a simulator of virtual radiation detector using the results of its optimization in correlation with radiation data history of SICA.

The proposed methodology was performed in three different tests, with all of them returning good results. The test with better solutions obtained 85% of precision, with the 15% out of expected error criteria being out for only a 3.7%, showing the proposed methodology is an efficient way to solve the proposed method.

*Keywords: Nuclear Power Plant, Radiation, Long Term Operation, PSO, Environmental Qualification Program*

# Sumário

<b>1</b>	<b>Introdução</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Fundamentos Teóricos</b>	<b>4</b>
2.1	Usinas Nucleares no Brasil . . . . .	4
2.2	Princípios Básicos de uma Central Nuclear PWR . . . . .	5
2.3	Segurança Nuclear . . . . .	7
2.4	Extensão de Vida Útil . . . . .	12
2.4.1	Programa de Qualificação de Equipamentos . . . . .	14
<b>3</b>	<b>Otimização pelo algoritmo PSO</b>	<b>18</b>
3.1	Introdução ao PSO . . . . .	18
3.2	O algoritmo PSO . . . . .	19
3.2.1	Implementação do PSO em Funções Testes . . . . .	22
3.2.1.1	Esfera Multidimensional . . . . .	23
3.2.1.2	Função Rosenbrock . . . . .	26
3.2.1.3	Função Himmelblau . . . . .	28
3.3	Conclusões . . . . .	29
<b>4</b>	<b>Metodologia Proposta</b>	<b>30</b>
4.1	Otimização do Problema . . . . .	32
4.2	Resultados . . . . .	35
4.2.1	Resultados <i>Fitness 1</i> . . . . .	36
4.2.2	Resultados <i>Fitness 2</i> . . . . .	37
<b>5</b>	<b>Conclusão</b>	<b>39</b>
	<b>Referências</b>	<b>41</b>



## Lista de Figuras

1	Esquema de uma Usina PWR [1]. . . . .	6
2	Processo da Revisão Período de Segurança para Usina Nuclear [2]. . . . .	11
3	Esquema de Movimentação da Partícula . . . . .	21
4	Pseudocódigo do PSO . . . . .	22
5	Detectores de radiação instalados na Usina Angra 1 [3]. . . . .	31
6	Pseudocódigo da <i>Fitness 1</i> . . . . .	34
7	Pseudocódigo da <i>Fitness 2</i> . . . . .	35

## Lista de Tabelas

1	Parâmetros de Teste para o PSO . . . . .	23
2	Resultados do PSO para o grupo 1 de parâmetros para o problema do máximo da função esfera . . . . .	23
3	Resultados do PSO para o grupo 2 de parâmetros para o problema do máximo da função esfera . . . . .	24
4	Resultados do PSO para o grupo 3 de parâmetros para o problema do máximo da função esfera . . . . .	24
5	Resultados do PSO para o grupo 1 de parâmetros para o problema do mínimo da função esfera . . . . .	25
6	Resultados do PSO para o grupo 2 de parâmetros para o problema do mínimo da função esfera . . . . .	25
7	Resultados do PSO para o grupo 3 de parâmetros para o problema do mínimo da função esfera . . . . .	26
8	Resultados do PSO para a Função Rosenbrock com o grupo 1 de parâmetros	27
9	Resultados do PSO para a Função Rosenbrock com o grupo 2 de parâmetros	27
10	Resultados do PSO para a Função Rosenbrock com o grupo 3 de parâmetros	27
11	Resultados do PSO para a Função Himmelblau com o grupo 1 de parâmetros	28
12	Resultados do PSO para a Função Himmelblau com o grupo 2 de parâmetros	28
13	Resultados do PSO para a Função Himmelblau com o grupo 3 de parâmetros	29
14	Parâmetros do PSO. . . . .	36
15	Alfas de correlação e Valores simulados de dose para <i>Fitness 1</i> - Teste com $p_i = 1$ . . . . .	36
16	Alfas de correlação e Valores simulados de dose para <i>Fitness 1</i> - Teste considerando $\alpha_i$ e $p_i$ . . . . .	37
17	Alfas de correlação e Valores simulados de dose. . . . .	38

## Lista de Siglas

1. **ABEN** - Associação Brasileira de Energia Nuclear
2. **AG** - Algoritmo Genético
3. **CNEN** - Comissão Nacional de Energia Nuclear
4. **CRF** - *Code of Federal Regulation*
5. **GV** - Gerador de Vapor
6. **INB** - Indústrias Nucleares do Brasil
7. **NRC** - *Nuclear Regulatory Commission*
8. **PQAEE** - Programa de Qualificação Ambiental de Equipamentos Elétricos
9. **PSO** - *Particle Swarm Optimization*
10. **PWR** - *Pressurized Water Reactor*
11. **RPS** - Revisão Periódica de Segurança
12. **SICA** - Sistema Integrado de Computadores de Angra

# 1 Introdução

O princípio de geração de energia elétrica nas usinas nucleares é semelhante ao das termelétricas, onde turbinas no circuito secundário recebem vapor d'água produzido no circuito primário e alimentam geradores, onde a energia térmica e mecânica do vapor é convertida em energia elétrica. Porém nas usinas nucleares, diferente das termelétricas a energia é gerada através da fissão do elemento combustível, na maioria das plantas nucleares ao redor do mundo, o Urânio-238.

Diferente da maioria das plantas industriais, as usinas nucleares possuem uma cultura de segurança que faz com que a construção, operação e descomissionamento ocorra sempre de forma segura, garantindo a prevenção de acidentes e mitigação de seus efeitos em caso de ocorrência, para que dessa forma seja preservada a segurança de seus operadores e da população.

As usinas nucleares são projetadas para uma vida útil de cerca de 40 anos, onde durante todo esse tempo é garantida a confiabilidade de todos os componentes de todos os sistemas tanto principais quanto auxiliares e de segurança. Como em toda indústria, os seus equipamentos, sistemas e estruturas sofrem envelhecimento e deterioração, então diante disso é necessário que sejam feitos estudos que visem prever as falhas de todos os componentes, para que sejam feitas manutenções preventivas, evitando que cheguem ao estado de falha.

Chegando ao final do tempo de operação para o qual a usina nuclear foi licenciada para operar, deve-ser começar a pensar em qual o próximo passo podendo ser seu descomissionamento ou uma extensão de vida útil. Ao redor do mundo muitas usinas optam por uma extensão de vida útil, pois dessa forma a planta continua funcionando gerando energia e receita para suas operadoras e essa opção tem sido a mais viável para a maioria das usinas que têm feito estudos para estender de 40 para 60 anos suas vidas úteis.

No ano de 2014, 74 das 100 usinas nucleares nos EUA tinham recebido licenciamento para operação de longo prazo, enquanto outras 7 estudavam a possibilidade de solicitar ao órgão regulador a extensão. Na europa, à exceção da Rússia, haviam 151 usinas em operação e dentre elas 66 já estavam operando há mais de 30 anos.

A usina Angra 1, por ter seu prazo de operação até o ano de 2024 começou estudos para extensão de vida útil em 2015, porém desde 2009, quando fez a troca do gerador de vapor, vem investindo nesse objetivo, onde cerca de R\$ 1 bilhão de reais estão sendo destinados para estender a vida útil por mais 20 anos. Cabe ressaltar que com esse investimento o

país estará garantindo 640 MW de energia elétrica por mais 20 anos, sendo a extensão de vida útil uma forma barata de obtenção de energia. A previsão é que em outubro de 2019 seja entregue à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) o requerimento que dará início formal a esse processo [4].

No ano de 1985, quando Angra 1 entrou em operação, não era uma exigência que as plantas nucleares tivessem programas de qualificação ambiental. Dessa forma, Angra 1 não possui esse programa e conforme seu tempo de operação licenciado está se aproximando do final e uma extensão de vida útil está em análise, torna-se necessário que um programa de qualificação seja implementado para assegurar a qualificação de todos os componentes da usina, garantindo assim a segurança de sua operação e para verificar a possibilidade de extensão de vida útil.

O programa de qualificação ambiental de equipamentos visa garantir que as estruturas, componentes e sistemas da usina tenham condições de operar em situações normais e de acidente, minimizando a possibilidade de acidentes, mitigando as consequências de possíveis acidentes e impedindo a liberação de material radioativo para o meio ambiente. Essas funções serão cumpridas, garantindo que os componentes tenham condições de manter a integridade das barreiras de segurança, que impedem que material radioativo escape, mantendo condições seguras para um desligamento de emergência do reator e garantindo que o reator terá sempre um sistema de resfriamento, para que mesmo que esteja desligado o núcleo não possa derreter.

Diante de um cenário de extensão de vida útil, onde se tem como objetivo operar a usina além do seu tempo de base de projeto, é necessário o estudo de viabilidade para garantir que os componentes podem continuar operando e/ou quais devem ser substituídos para que se possa receber o licenciamento para operação de longo prazo é imprescindível.

Visando essa necessidade de se ter conhecimento sobre os estados de operação dos equipamentos é necessário, dentre outras coisas, fazer um levantamento do histórico de radiação e temperatura recebido pelos equipamentos no interior do prédio do reator, para a formulação do programa de qualificação de equipamentos.

Como a usina Angra 1 não possuiu detectores de radiação em locais estratégicos ao longo de seus anos de operação, este trabalho tem por objetivo propor uma metodologia para a simulação de detectores de radiação que façam uma estimativa de dose que os equipamentos receberam ao longo dos anos.

A metodologia proposta, apresentada na seção 4, consiste de um algoritmo de otimi-

zação, utilizando o algoritmo PSO (*Particle Swarm Optimization*) [5], implementado em linguagem python para realizar uma aproximação dos valores de dose incidente no equipamento no interior do prédio de contenção, em correlação com os dados históricos de um sensor de radiação monitorado pelo SICA [6], o Sistema Integrado de Computadores de Angra, que é um sistema computacional de monitoramento da usina Angra 1.

Foram feitas medições em pontos estratégicos no interior do prédio do reator, através da instalação de detectores de radiação. Os detectores de radiação foram instalados pela Eletro Nuclear durante a elaboração do Programa de Qualificação Ambiental de Equipamentos Elétricos (PQAEE) e as medições realizadas por esses detectores foram utilizadas em conjunto com os dados do SICA para a realização da metodologia proposta. Além disso os dados coletados pelos detectores de radiação foram usados para comparação dos resultados obtidos com o método proposto.

Para apresentar o método proposto, seus fundamentos teóricos e os resultados obtidos, este trabalho foi organizado em 5 capítulos descritos sumariamente a seguir.

No presente capítulo foi feita uma introdução ao que será abordado no trabalho, apresentando e contextualizando a questão da operação de uma usina nuclear e sua extensão de vida útil.

No capítulo 2 são apresentados os fundamentos teóricos, mostrando como deve ser feito o processo de licenciamento e a solicitação para o licenciamento de extensão de vida útil, abordando principalmente o programa de qualificação ambiental de equipamentos, que fundamenta o estudo do método proposto por este trabalho.

No capítulo 3 é apresentado o algoritmo PSO assim como os resultados de vários testes feitos após sua implementação. O PSO foi o código escolhido para a realização da parte computacional do método proposto.

No capítulo 4 é apresentado o problema que precisa ser solucionado, o modelo matemático proposto para sua solução e os resultados dos testes feitos para esse modelo.

Finalmente, no capítulo 5 são apresentadas as conclusões a respeito dos resultados obtidos.

## 2 Fundamentos Teóricos

### 2.1 Usinas Nucleares no Brasil

A matriz energética brasileira é composta majoritariamente por usinas hidrelétricas, que juntamente com outras fontes renováveis, como solar e eólica, corresponde a cerca de 40% da matriz nacional. Sendo assim, o Brasil é um dos países com maior porcentagem de utilização de energias renováveis no planeta. Porém com o aumento da demanda de energia, a capacidade de armazenamento de água nos reservatórios das hidrelétricas vem diminuindo nos períodos de seca, fazendo com que se tenha dificuldade em suprir a necessidade de energia através desses tipos de fonte [7].

Apesar de outras fontes de energia renováveis serem o ideal de geração diante de um ponto de vista ambiental e eco consciente, essas fontes de energia atualmente não tem capacidade suficiente para suprir a demanda energética do país. Em contrapartida, as usinas termelétricas à carvão ou óleo combustível, capazes de suprir essa demanda de energia, tem um impacto ambiental muito pesado.

Diante desse cenário, a energia nuclear se mostra uma boa e eficaz alternativa, porque mesmo não sendo uma fonte renovável, é uma fonte sustentável de geração de energia, pois não gera impactos ambientais e tem alto potencial de geração de energia, sendo capaz de sustentar a matriz energética do país.

O Brasil possui duas usinas nucleares em operação, ambas na cidade de Angra dos Reis, no estado do Rio de Janeiro. A primeira usina construída, Angra 1, teve sua construção iniciada no ano de 1971 e iniciou sua operação em 1985, com uma capacidade de geração de 640 MW. Angra 2, com geração de 1350 MW começou a ser construída em 1976 e iniciou sua operação no ano de 2001. Ambas as usinas possuem reatores do tipo PWR (Reator de Água Pressurizada). Angra 3, a terceira unidade do parque nuclear de Angra dos Reis, começou a ser construída no ano de 2007, contando com uma capacidade de geração de 1405 MW, também com reator PWR, porém está atualmente sem previsão de conclusão.

No Brasil, o órgão regulador de toda a tecnologia nuclear é a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN [8]), que tem a função de regular, licenciar e inspecionar todo e qualquer tipo de uso de fontes nucleares no país. As usinas do parque nuclear de Angra dos Reis estão sob licenciamento de operação concedido pela CNEN.

Pode-se notar que a energia nuclear no Brasil é bastante propícia apenas observando as reservas naturais de urânio no país. O Brasil possui a 6<sup>o</sup> maior reserva de urânio do

mundo permitindo suprimento, tanto das necessidades internas a longo prazo quanto ao fornecimento para o mercado externo. As Indústrias Nucleares do Brasil (INB) [9] está apta a fornecer produtos e serviços relacionados ao ciclo do combustível nuclear desde a mineração e produção do concentrado de urânio (*yellowcake* [10]) à produção dos elementos combustíveis para as usinas nucleares.

Segundo a Associação Brasileira de Energia Nuclear (ABEN, 2014),

“O uso continuado das térmicas indica a existência de uma crise estrutural do setor elétrico, cuja capacidade de geração não consegue suportar o aumento do consumo. Se não solucionada, a situação pode comprometer o crescimento econômico, que exige oferta crescente de energia. Sua gravidade, portanto, impõe a reestruturação da matriz elétrica, com o investimento em outras fontes térmicas de base, que gerem energia ininterruptamente, para garantir a segurança do abastecimento e possibilitar a expansão da oferta.” [11]

Diante do grande potencial nuclear brasileiro, notamos a enorme possibilidade e necessidade de um programa de extensão de vida útil das usinas de Angra 1 e 2.

## 2.2 Princípios Básicos de uma Central Nuclear PWR

Atualmente, os reatores de Água Pressurizada (PWR) [1] são o tipo mais comum de reator em operação. O reator PWR é composto por um circuito primário e um circuito secundário, como qualquer reator nuclear de energia.

Resumindo, no circuito primário encontram-se:

- O núcleo do reator, onde se encontram as varetas combustíveis e onde ocorrem as reações de fissão nuclear do urânio;
- O sistema de resfriamento, composto por bombas, geradores de vapor e pressurizador. As bombas têm a função de fazer o líquido refrigerante, usualmente água, circular no sistema resfriando o núcleo. O pressurizador tem por objetivo controlar a pressão do circuito e o gerador de vapor conecta o sistema primário ao sistema secundário, gerando vapor no sistema secundário através do calor retirado do núcleo pela líquido refrigerante;
- Sistemas de segurança, responsáveis por garantir uma operação segura através da monitoração de todos os parâmetros e modos de operação da planta;
- Prédio de contenção, uma das barreiras de proteção de segurança.



Já o circuito secundário é composto pelas turbinas, geradores, condensadores e bombas de alimentação. Esse circuito secundário é comum às usinas termoeletricas e nucleares.

O funcionamento da usina PWR consiste na geração de calor através da reação de fissão do combustível, formado por urânio enriquecido. Esse calor produzido é removido por água líquida pressurizada, que é bombeada pelo sistema primário, passando pelo núcleo, onde remove o calor da fissão, pelo gerador de vapor (GV), que tem a função de gerar vapor para o sistema secundário e pelas bombas de alimentação.

O vapor produzido pelo GV alimenta as turbinas do circuito secundário, que por sua vez transformam a energia térmica e cinética do vapor em rotação, alimentando os geradores elétricos que convertem essa energia cinética de rotação em energia elétrica. Após passar pela turbina, o vapor é direcionado para o condensador, onde é resfriado utilizando água de um “sistema terciário”, que pode ser água do mar ou de uma torre de resfriamento, para usinas instalados no interior. Após ser resfriada essa água é bombeada novamente para o gerador de vapor, onde será vaporizada pelo calor proveniente do circuito primário, reiniciando o ciclo.

A figura 1 mostra o esquema de de uma Usina PWR.

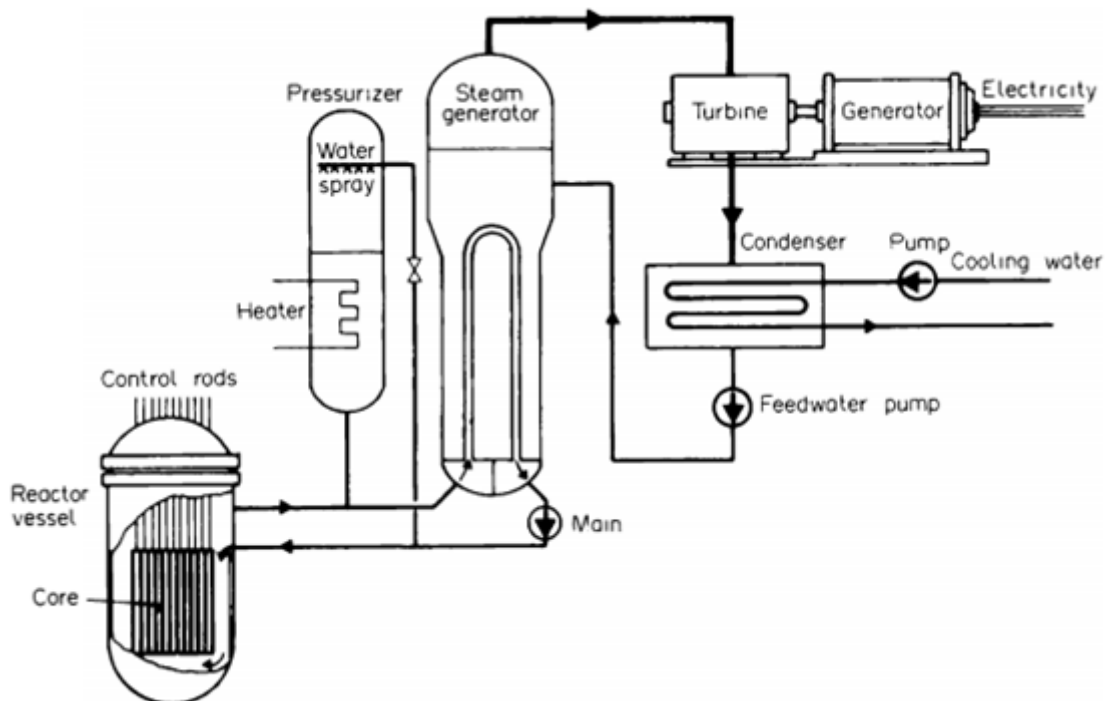


Figura 1: Esquema de uma Usina PWR [1].

## 2.3 Segurança Nuclear

A indústria nuclear é reconhecida pelo seu alto padrão de segurança, desde a fase de projeto até a construção e operação. A segurança nuclear visa garantir que todo material radioativo (produtos de fissão) fique confinado na planta, tanto em casos de acidente, quanto em operação normal.

Condições de acidente são evitadas levando em conta aspectos rigorosos em relação ao projeto, fabricação e operação da usina definidos para aumentar a segurança, dentre esses aspectos podemos citar:

- Margens de segurança adequadas no projeto de sistemas e componentes;
- Seleção cuidadosa de materiais;
- Garantia de qualidade durante fabricação, montagem, comissionamento e operação;
- Supervisão de qualidade ao longo da vida útil da central mediante inspeções periódicas de rotina;
- Facilidade de manutenção de sistemas e componentes da planta;
- Monitoração confiável das condições de operação;
- Registro, avaliação e utilização das experiências adquiridas durante a operação com o intuito de aprimorar a segurança;
- Treinamento rigoroso e abrangente dos operadores.

Dessa forma pode-se dizer que todos os aspectos que dizem respeito a segurança da instalação e da população que vive no entorno da usina são analisados e estudados minuciosamente, para que os riscos provenientes da instalação sejam reduzidos tanto quanto possível.

Desde o início da operação das primeiras plantas nucleares na década de 1950, o setor nuclear está evoluindo em quesito de experiência e tecnologia através da operação das usinas, gerando especificações cada vez mais restritas, e mais bem elaboradas, de segurança.

Quando as primeiras usinas nucleares começaram a ser construídas e a entrar em operação nas décadas de 1950 e 1960, eram feitos processos de revisões de segurança, que muitas vezes não levavam em conta efeitos importantes, como envelhecimento da planta, mudanças de modos de operação ao longo do tempo e até mesmo experiência adquirida com a operação. Diante desses problemas surge a Revisão Periódica de Segurança (RPS)

[12], como forma de regulamentar as revisões que são feitas nas usinas nucleares.

A RPS [13] proporciona uma visão geral das condições de segurança atuais da planta e de seus documentos regulatórios. Para manter as revisões num alto nível precisa-se identificar quaisquer limites de tempo de vida útil para componentes da planta, de forma a planejar-se manutenções e estimar quando deve ocorrer a próxima RPS.

O objetivo da RPS é determinar o tempo pelo qual a licença de operação e os documentos de segurança se mantêm válidos, garantir a eficiência dos componentes que estão relacionados à segurança da planta até a próxima RPS ou até o fim da operação da planta caso ela encerre sua operação antes de realizar-se outra RPS e determinar que os padrões de segurança nacionais e internacionais estão sendo cumpridos.

A revisão de segurança deve abranger todos os aspectos de segurança da usina nuclear. Sendo assim, devem ser levados em conta todos os componentes, sistemas, estruturas em todos os seus estados de operação. É recomendado que as RPS ocorram a cada intervalo de 10 anos, intervalo considerado apropriado para avaliar mudanças tecnológicas em padrões de segurança nacional e internacional, identificar efeitos e tendências de envelhecimento de sistemas, componentes e estruturas, acumular experiência operacional e avaliar mudanças naturais, industriais e demográficas da área ao redor da planta. Dessa forma, a cada revisão de segurança realizada, deve-se garantir a operação segura de todos os componentes e sistemas pelos próximos 10 anos, até que se faça a nova RPS.

Numa usina com várias unidades, os aspectos de segurança relacionados à proteção radiológica, planos de emergência e impactos radiológicos devem ser comuns a todas as unidades. Outros aspectos como envelhecimento e condição de operação dos sistemas e componentes, podem ser tratados individualmente por unidade, de acordo com as necessidades de cada uma.

O primeiro passo antes da revisão de segurança começar a ser realizada deve ser criar um acordo entre o órgão regulador e a organização que irá operar as RPS a respeito dos padrões nacionais e internacionais de segurança vigentes, formulando o Documento Básico da RPS, que irá conter todos os processos, referências e padrões de segurança que serão aplicados às revisões.

No caso de uma planta com tecnologias modernas e documentações atuais, onde há estudos mais elaborados sobre fatores de segurança, o Documento Básico da RPS torna-se mais curto e simples de ser feito, o mesmo vale para quando for feita uma RPS subsequente, pelo fato de já ter havido uma anterior, a nova precisa apenas abranger as

alterações que ocorrerem na instalação no intervalo entre uma e outra.

Numa revisão periódica de segurança estão contidos 14 fatores de segurança, os quais formam o escopo do programa e que devem ser revisados de forma sistemática para todos os estados e condições de operação de acordo com os padrões internacionais de segurança. Esses fatores de segurança são divididos em 5 categorias:

- Planta:

- *Design da planta*: Tem por objetivo estabelecer que o design da planta se adequa aos padrões e práticas nacionais e internacionais vigentes.
- *Condições atuais dos sistemas, componentes e estruturas*: Cuida para que os componentes, sistemas e estruturas se adequem às condições seguras de operação até que seja feita a próxima RPS, além de incluir os programas de manutenção e monitoração.
- *Qualificação de equipamentos*: Determina os níveis de defesa em profundidade, estabelecendo quais componentes pertencem a quais níveis, garantindo manutenção e inspeção de suas qualificações.
- *Envelhecimento*: Tem por objetivo determinar os efeitos nos equipamentos do processo de envelhecimento, analisando se cada componentes permanece operando de forma eficiente durante todo o processo de envelhecimento.

- Análise de Segurança:

- *Análise determinística de segurança*: Determina se a análise determinística de segurança atual é completa e permanece válida levando em conta os seguintes aspectos:
  - \* Atual condição dos componentes, estruturas e sistemas;
  - \* Modos de operação atuantes e gestão dos combustíveis;
  - \* Padrões e conhecimentos atuais de segurança.
- *Avaliação probabilística de Segurança*: Tem como objetivo determinar se os riscos da instalação são suficientemente baixos para operação.
- *Análise de perigos*: Estabelece se a planta possui proteção adequada contra eventos internos e externos que causem danos à instalação.

- Performance:

- *Performance de segurança*: Mostra se os indicadores de segurança e os registros de experiência de operação apresentam alguma necessidade de melhorias.

- *Uso de experiência de outras plantas*: Usa experiência de outras plantas para fazer estudos e análises para determinar até que ponto essa experiência é útil na operação e em possíveis melhorias na planta em questão.
- **Gestão**:
  - *Cultura de segurança*: Determina basicamente se organização, os sistemas e a cultura de segurança vigente são adequadas para uma operação segura da planta.
  - *Processos*: Determina se os processos de gestão e implementação operam segundo limites e condições que são adequados, efetivos e garantem segurança da planta.
  - *Fatores humanos*: Tem por objetivo determinar os diversos fatores humanos que podem afetar a operação segura da planta.
  - *Planejamento de emergência*: Determina se a planta tem planos, equipamentos e instalação para lidar com situações de emergência.
- **Meio Ambiente**:
  - *Impacto radiológico no meio ambiente*: Tem como objetivo determinar se a planta tem condições operacionais de garantir a não liberação de material radioativo para o meio ambiente, assim como capacidade de garantir a mitigação de quaisquer efeitos, caso a liberação ocorra.

O processo básico para implementação da estratégia de avaliação aplicada aos fatores de segurança [2], consiste em atividades paralelas realizadas pelo órgão regulador e a operadora da usina. Um esquema mostrando essas atividades é apresentado na Figura 2.

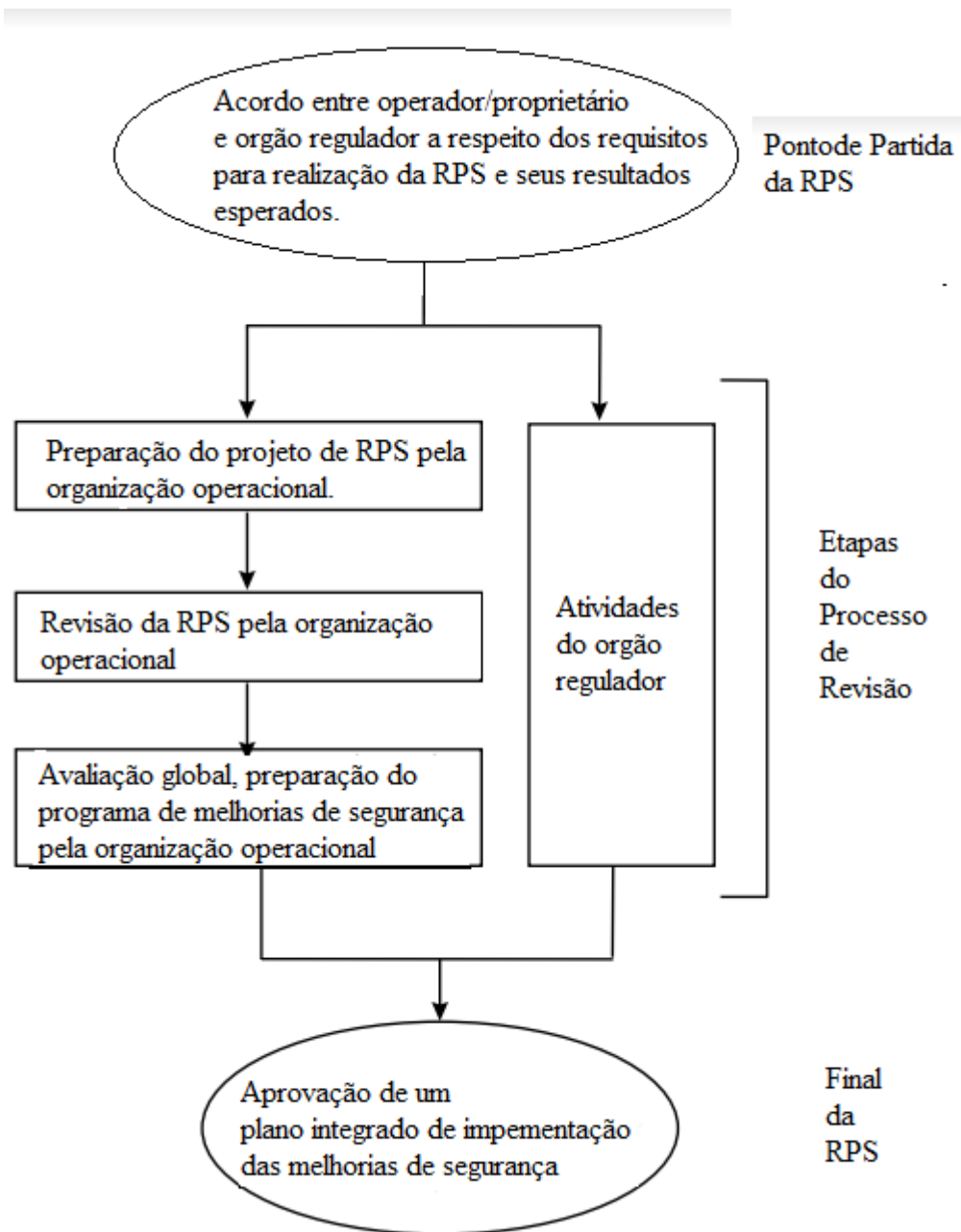


Figura 2: Processo da Revisão Período de Segurança para Usina Nuclear [2].

Devido a característica de garantir os parâmetros de segurança durante um determinado tempo até a próxima revisão, a RPS é uma boa forma de iniciar os estudos sobre extensão de vida útil da usina, podendo servir até como ferramenta de decisão sobre estender ou não a vida útil de uma usina nuclear.

Para essa finalidade de expansão de vida útil, algumas alterações devem ser feitas na forma como se realiza a RPS, pois deverão ser levados em conta, dentre outros efeitos, os envelhecimentos devido a radiação e temperatura dos componentes e sistemas da instalação, principalmente dos sistemas de segurança.

## 2.4 Extensão de Vida Útil

A extensão de vida útil consiste num licenciamento para uma operação além do tempo de operação licenciado na base de projeto. As usinas nucleares no mundo, usualmente possuem um tempo de operação licenciado de 40 anos, o que não é diferente para as usinas nucleares brasileiras.

No ano de 2014, 74 das 100 usinas que operavam nos EUA, receberam autorização de operação de longo prazo, aumentando sua vida útil de 40 para 60 anos. No mesmo ano, era esperada pelo órgão regulador norte-americano, a chegada de mais 7 solicitações de extensão de vida útil [14].

Chegando no final do tempo de vida útil de uma usina, surge a preocupação com o descomissionamento [15], que é um processo de altos custos financeiros e de mobilização de pessoal, sendo assim surge a alternativa da extensão de vida útil, onde se solicita uma licença para estender o tempo de operação da usina, usualmente, por mais 20 anos.

Devido ao alto custo do descomissionamento e da importância na produção de energia elétrica e no seu custo de venda, a extensão de vida útil de 40 para 60 anos, se mostra financeiramente viável se os principais componentes da usina estiverem em ótimos estados e as mudanças que devem ser feitas para essa extensão de operação não tenham altos impactos estruturais e operacionais estabelecidos no licenciamento.

No ano de 1982, a NRC (*Nuclear Regulatory Commission*), órgão norte-americano de regulação das tecnologias nucleares, estabeleceu um programa para estudar e avaliar os processos de envelhecimento em usinas nucleares e com os resultados desses estudos constatou-se que o envelhecimento de estruturas, sistemas e componentes não apresenta nenhum problema técnico que não possa ser gerenciável, dessa forma não havendo um

impeditivo para a implementação de programas de extensão de vida útil.

Na década seguinte, foi publicado um documento, o 10 CFR parte 54, com os requisitos para a renovação da licença além da vida útil de base de projeto das usinas nucleares. Esse documento tem por objetivo concentrar-se nos efeitos adversos do envelhecimento das estruturas, sistemas e componentes relevantes à segurança e garantir que continuem a operar da forma desejada nos anos de operação de longo prazo.

A renovação da licença só é concedida pela NRC, caso todos os requisitos da 10 CFR parte 54 estiverem sendo cumpridos e esse documento de solicitação da renovação de licença, deve ser enviado à NRC com um prazo de pelo menos 5 anos antes da expiração da licença atual.

No Brasil, a renovação de licença das usinas nucleares é feita pela CNEN, através na norma NE 1.04 [16]. Sendo assim existe uma norma nacional satisfatória que trata do licenciamento de usinas nucleares e garante a operação segura das usinas. Porém como Angra 1 é a primeira usina nuclear brasileira em processo de extensão de vida útil, não sabe-se até que ponto a norma NE 1.04 da CNEN garante a segurança em operação de longo prazo. Devido a isso acredita-se que utilizar a experiência do regulamento 10 CFR parte 54 da NRC em associação com a norma NE 1.04 seja uma alternativa para suprir a não existência de uma norma nacional que fale especificamente sobre a questão de envelhecimento de estruturas, sistemas e componentes e de extensão de vida útil [7].

Para a extensão de vida útil, deve-se solicitar à CNEN, a renovação da licença até 5 anos antes do fim do período original para operação. O documento de solicitação deve garantir que as condições das estruturas, sistemas e componentes serão gerenciadas de forma que sejam mantidas constantes com a base de licenciamento original, durante o período de operação de longo prazo.

A solicitação de extensão de vida deve rever e validar todos os programas que tenham relação direta com o processo de envelhecimento das estruturas, sistemas e componentes da usina.

A usina Angra 1, por ter seu prazo de operação até o ano de 2024 começou estudos para extensão de vida útil em 2015, porém desde 2009, quando fez a troca do gerador de vapor, vem investindo nesse objetivo, onde cerca de R\$ 1 bilhão de reais estão sendo destinados para estender a vida útil por mais 20 anos. Cabe ressaltar que com esse investimento o país estará garantindo 640 MW de energia elétrica por mais 20 anos, sendo a extensão de vida útil uma forma barata de obtenção de energia. A previsão é que em outubro de



2019 seja entregue à CNEN o requerimento que dará início formal a esse processo [4].

Para se fazer uma avaliação eficaz das condições de operação de longo prazo, deve-se levar em conta o envelhecimento dos equipamentos, estruturas e sistemas dentro da usina. O processo de envelhecimento consiste na degradação devido ao tempo de operação tanto em condições normais, quando em condições de transientes. Como o período de operação de uma usina nuclear é longo, é comum uma gradual alteração nas propriedades dos materiais. Apesar de essas mudanças nem sempre serem degradantes, elas podem afetar a capacidade de operação completa de alguns equipamentos.

Todos os materiais dentro de uma usina nuclear podem sofrer envelhecimento, mas deve-se dar uma atenção especial àqueles que trabalham em maiores temperaturas e recebem maiores doses de radiação, devido a essas duas condições serem agravantes ao processo de envelhecimento.

O envelhecimento pode afetar desde a eficiência na geração de energia elétrica, podendo levar a um prejuízo econômico para a operadora da usina até as condições de segurança, sendo assim um fator de extrema importância a ser analisado tanto nas RPS, quando num programa de extensão de vida útil [17].

Dentre os programas que tratam da questão do envelhecimento nos equipamentos da usina, se encontra o Programa de Qualificação Ambiental de Equipamentos (PQAEE) [18] [19], onde está inserida a base deste trabalho.

#### **2.4.1 Programa de Qualificação de Equipamentos**

O processo de qualificação de equipamentos começa durante a fase de desenvolvimento da usina e continua até o final de sua vida útil. Para que a qualificação seja feita de forma eficiente, deve-se trabalhar com processos simples e cuidadosos no lugar de processos complexos de qualificação, seguindo todas as regulamentações do órgão regulador.

A qualificação ambiental de equipamentos segue 3 categorias:

- Equipamentos relacionados a segurança, que devem permanecer em funcionamento seguindo as bases de projeto para assegurar:
  - Integridade do Sistema de Refrigeração do Reator;
  - Capacidade de desligar e manter o reator em condições seguras de desligamento;
  - Capacidade de prevenir e/ou mitigar as consequências de acidentes.

- Equipamentos elétricos não relacionados a segurança, que consistem em equipamentos cuja falha pode provocar um funcionamento não satisfatório dos equipamentos diretamente relacionados à segurança.
- Equipamentos de monitoração pós-acidente:
  - Qualificação dos equipamentos de instrumentação em condições severas de operação em casos de acidente.

Componentes elétricos de instrumentação e controle exigem uma qualificação individual de cada componente para garantir disponibilidade, operação segura e confiabilidade durante todo seu tempo de operação. A qualificação visa determinar parâmetros de operação que estarão dentro das condições ambientais às quais os equipamentos irão operar, dessa forma garantindo que a qualificação permaneça válida.

A questão da qualificação visando as condições do ambiente de operação estão ligadas tanto ao fato de que os equipamentos precisam aguentar as condições locais da instalação, quanto ao fato de que o maior causador de falhas de causa comum em equipamentos é o ambiente onde eles se encontram instalados. Alguns aspectos relacionados ao ambiente que podem influenciar na falha dos equipamentos são temperatura, radiação, umidade, pressão e eles estão ligados diretamente a localização de operação, assim como a condições de acidente, onde esses parâmetros podem se alterar de forma drástica.

Assim como alguns fatores estão ligados a condições ambientais, há parâmetros ligados à operação da usina, como fluxos, vibrações próprias e mesmo temperatura e radiação. Apesar de a abordagem da qualificação ser ligeiramente diferente para cada tipo de parâmetro dependendo da origem da causa de sua falha, todos devem ser levados em conta na qualificação inicial de equipamentos.

Existem duas principais formas de estabelecer a qualificação de equipamentos: por Análise e por meio de Testes.

A qualificação feita por Análise utiliza os parâmetros de operação para fazer um estudo lógico e estatístico. Esse método só é válido em caso de uma requalificação, seja em caso de alteração de parâmetros ou modos de operação, de equipamentos já qualificados anteriormente. Dessa forma, deve ser dada prioridade à qualificação realizada por meio de testes para componentes ainda não qualificados, pois dessa forma são obtidas informações reais da situação de cada equipamento.

A importância da qualificação das estruturas, sistemas e componentes presentes na usina está ligada a garantir que eles irão operar mantendo a segurança da instalação,

assim como deve garantir que sejam capazes de mitigar os efeitos de uma liberação radiativa em caso de acidente.

A qualificação de estruturas, sistemas e componentes que realizam funções de segurança dentro da usina deve permanecer válida durante todo o tempo de vida útil dos componentes ou sistemas.

Com o programa de qualificação dos equipamentos instalado, deve ser iniciado o processo de manutenção da qualificação, que tem por objetivo garantir que os equipamentos, sistemas e estruturas mantenham sua qualificação ao longo de sua vida útil. A base desse processo de garantia é a vigilância e a inspeção, através de testes em operação, monitoramento e diagnóstico de mudanças de estados.

Nessa fase também está incluída a manutenção e troca de equipamentos. Um programa de qualificação bem elaborado dirá quando e com que frequência devem ser realizadas manutenções e/ou trocas de equipamentos que estejam chegando perto do fim de sua vida útil e essa substituição deve ser feita de maneira preventiva, para garantir que não atinjam a falha, prejudicando qualquer sistema de operação, garantindo que tudo continue operando de forma segura.

Os testes em operação tem como objetivo garantir que os componentes estão em condições de cumprir totalmente suas funções. Além da demonstração de suas funcionalidades no momento de sua realização, os testes também indicam, através da medida de seus parâmetros, desvios que não resultam em inoperabilidade, mas que poderiam estar relacionados a falhas num próximo período de testes.

O processo de monitoramento deve ser elaborado de forma a monitorar continuamente e de forma não destrutiva o processo de envelhecimento de estruturas, sistemas e componentes que desempenham função de segurança, de forma a ter um controle de que esse processo de envelhecimento ocorre de acordo com o previsto no programa de qualificação.

O diagnóstico das condições do sistema faz com que seja elaborada uma avaliação rápida dos estados de operação e condições ambientais de cada equipamento, estrutura e sistema e podem indicar o surgimento de falhas e a necessidade de manutenção corretiva [18] [19].

O programa de qualificação ambiental visa garantir que as estruturas, sistemas e componentes da usina tenham condições de operar em situações normais e de acidente, minimizando a possibilidade de acidentes, mitigando as consequências de possíveis acidentes e

impedindo a liberação de material radioativo para o meio ambiente. Essas funções serão cumpridas, garantindo que os componentes tenham condições de manter a integridade das barreiras de segurança, que impedem que material radioativo escape, mantendo condições seguras para um desligamento de emergência do reator e garantindo que o reator terá sempre um sistema de resfriamento, para que mesmo que esteja desligado o núcleo não possa derreter.

Um programa de qualificação ambiental é realizado mediante três fases:

- **Fase de Planejamento:** Onde são definidas todas as variáveis das condições de operação, tanto em condições normais quanto de acidente, da planta.
- **Fase de Qualificação:** Fase onde todos os testes nos equipamentos é realizada utilizando todas as condições estabelecidas na fase de planejamento.
- **Preservação da Qualificação:** Uma vez estabelecida a qualificação dos equipamentos, essa qualificação deve ser preservada, garantindo que todos os componentes continuem operando de forma eficiente.

## 3 Otimização pelo algoritmo PSO

### 3.1 Introdução ao PSO

Os problemas de otimização se aplicam em casos onde se deseja melhorar o resultado da maximização ou da minimização de problemas. Usualmente esses problemas se mostram na forma de equações matemáticas, seja de uma ou múltiplas variáveis, que podem estar aplicadas a diversas áreas do conhecimento.

O maior objetivo da otimização é minimizar o erro de uma função através do tratamento de uma grande quantidade de dados de forma simultânea. Apesar de técnicas de otimização já serem conhecidas há muitas décadas, nos últimos anos elas vêm sendo desenvolvidas num ritmo muito acelerado, associando a isso o aumento de sua boa performance quando aplicadas a problemas complexos reais.

Técnicas tradicionais de otimização [20], apesar de serem confiáveis enfrentam problemas de robustez devido a sua dificuldade em lidar com funções descontínuas, possibilidade de ruídos nos dados, existência de máximos e mínimos locais. Com o desenvolvimento de computadores mais potentes a partir da década de 90, diferentes métodos de otimização foram propostos, alguns desses métodos são inspirados em processos observados na natureza. As principais vantagens desses algoritmos é que não são limitados pelas limitações de continuidade, ruídos e problemas de solução ótima local das funções, além de serem de fácil implementação. A maior dificuldade encontrada por esses métodos é o elevado número de análises que eles precisam fazer da função que representa o problema a ser otimizado, chamada de função objetivo.

Um dos algoritmos de otimização mais difundidos na literatura é o Algoritmo Genético (AG) [21], que modela o processo de evolução das espécies proposto por Darwin. No AG indivíduos evoluem através da troca de cromossomos, gerando novos indivíduos que são avaliados a cada geração pela função objetivo, também chamada de função *fitness*, fazendo com que a solução caminhe em direção ao ótimo.

Outro algoritmo que se destaca na literatura é o PSO (*Particle Swarm Optimization*) [5], que foi desenvolvido com base na movimentação de bandos de pássaros e cardumes de peixes que se movimentam em busca de alimento. Dessa forma cada pássaro/peixe é visto como uma partícula que tem um conhecimento do melhor local já visitado por ele e do melhor local já visitado pelo melhor indivíduo do bando. O algoritmo tende a levar a população para uma direção entre essas melhores posições. Há diversas aplicações do PSO na literatura [22] [23] [24], que comprovam sua eficácia na solução de diferentes problemas de otimização, assim como na sua boa capacidade de trabalhar com variáveis

discretas e contínuas simultaneamente.

## 3.2 O algoritmo PSO

Levando a ideia do voo dos pássaros para a programação, o algoritmo cria aleatoriamente uma população de indivíduos (partículas) que são representados por vetores.

Cada partícula é representada por um vetor velocidade e um vetor posição, sendo o vetor velocidade caracterizado pelo balanço entre a busca local (conhecimento do melhor local já visitado pela partícula - *pbest*) e a busca global (conhecimento do melhor local já visitado pela melhor partícula do grupo - *gbest*). O vetor velocidade, após sua atualização, corrige o vetor posição da partícula.

Cada partícula do grupo é avaliada a cada geração por uma função *fitness*, que avalia o quão boa é a posição encontrada por esse indivíduo em relação à solução do problema.

A cada iteração o programa atualiza a posição das partículas, recalcula sua função *fitness*, descobre quem é a melhor partícula da nova população e para cada partícula passa a informação de qual a melhor posição na qual aquela partícula já esteve, desde que foi gerada, e qual a melhor posição já visitada pela melhor partícula do grupo. Esse processo de encontrar os melhores indivíduos e melhores posições para cada partícula consiste num processo de aprendizado, tanto individual quanto coletivo do algoritmo.

Através dessas informações o algoritmo vai convergindo o conjunto de partículas nas direções dos melhores resultados, fazendo com que depois de um número suficiente de gerações todas as partículas convirjam para um mesmo valor de posição, indicando que ali está o melhor valor de função *fitness*, ou seja, a melhor solução para o problema.

Resumindo o funcionamento do PSO, pode-se dizer que cada partícula terá seu movimento regido por três fatores, sendo eles:

- **Fator de Inércia ( $w$ ):** Tende a manter a partícula se movendo na mesma direção que já estava se movendo anteriormente e se apresenta como um fator de moderação da velocidade da partícula.
- **Melhor Posição Individual (*pbest*):** Melhor posição, dentro do espaço de busca que a partícula já visitou até o momento considerado.
- **Melhor Posição Global (*gbest*):** Melhor posição já encontrada pela melhor partícula do grupo, até o momento considerado.

Cada um desses fatores influencia na movimentação da partícula e, conseqüentemente na atualização de sua posição, e fornece um peso ao vetor velocidade, como pode ser visto nas equações 1 e 2.

$$V_i(k+1) = w \cdot X_i(k) + R_1 \cdot C_1 \cdot (P_i(k) - X_i(k)) + R_2 \cdot C_2 \cdot (P_G(k) - X_i(k)) \quad (1)$$

$$X_i(k+1) = X_i(k) + V_i(k+1) \quad (2)$$

- $R_1$  e  $R_2$  são variáveis aleatórias entre 0 e 1;
- $C_1$  e  $C_2$  são constantes;
- $P_i(k)$  o melhor valor de posição que a partícula  $i$  já teve no histórico ( $pbest$ );
- $P_G(k)$  a melhor posição global dentre todas as partículas ( $gbest$ ).

Os fatores randômicos ajudam as partículas a fugir de soluções locais, uma vez que o objetivo é encontrar uma solução que seja ótima em todo o espaço de busca, uma otimização global.

A figura 3, mostra como é feita vetorialmente a correção do vetor posição, e a figura 4 mostra o pseudocódigo do algoritmo.

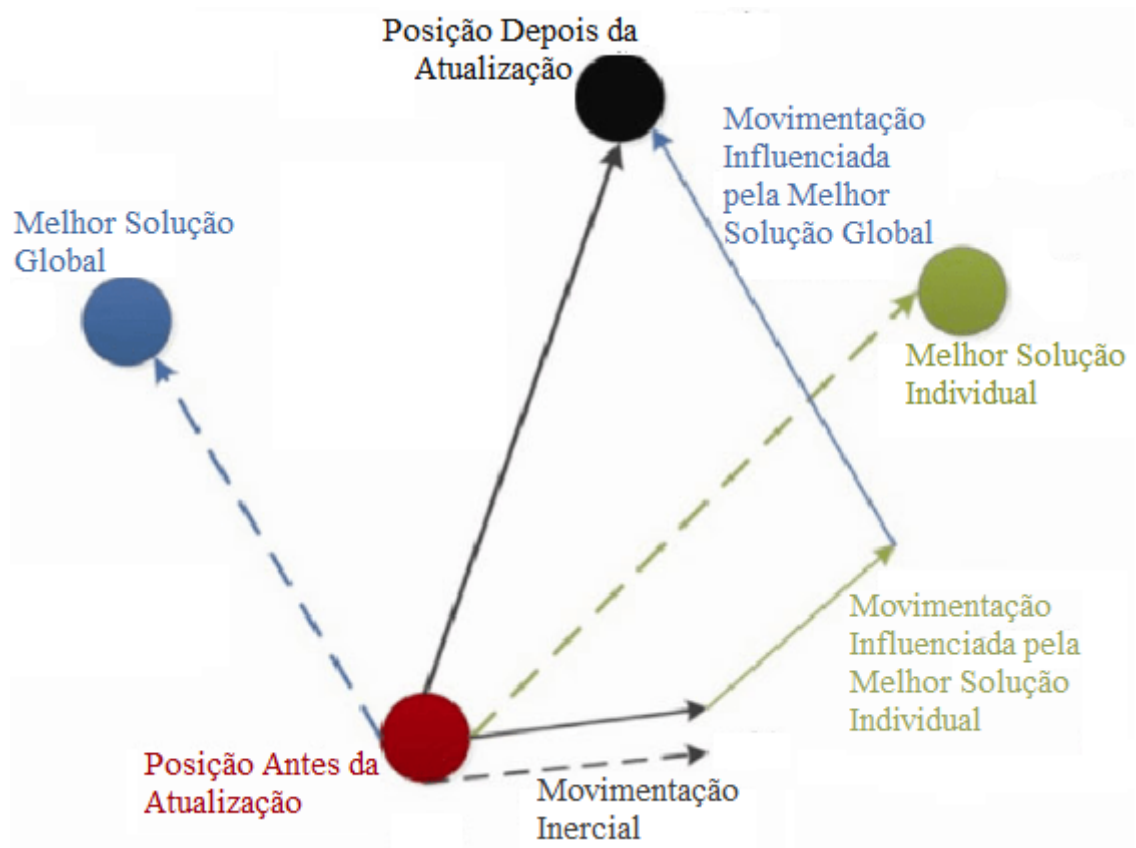


Figura 3: Esquema de Movimentação da Partícula



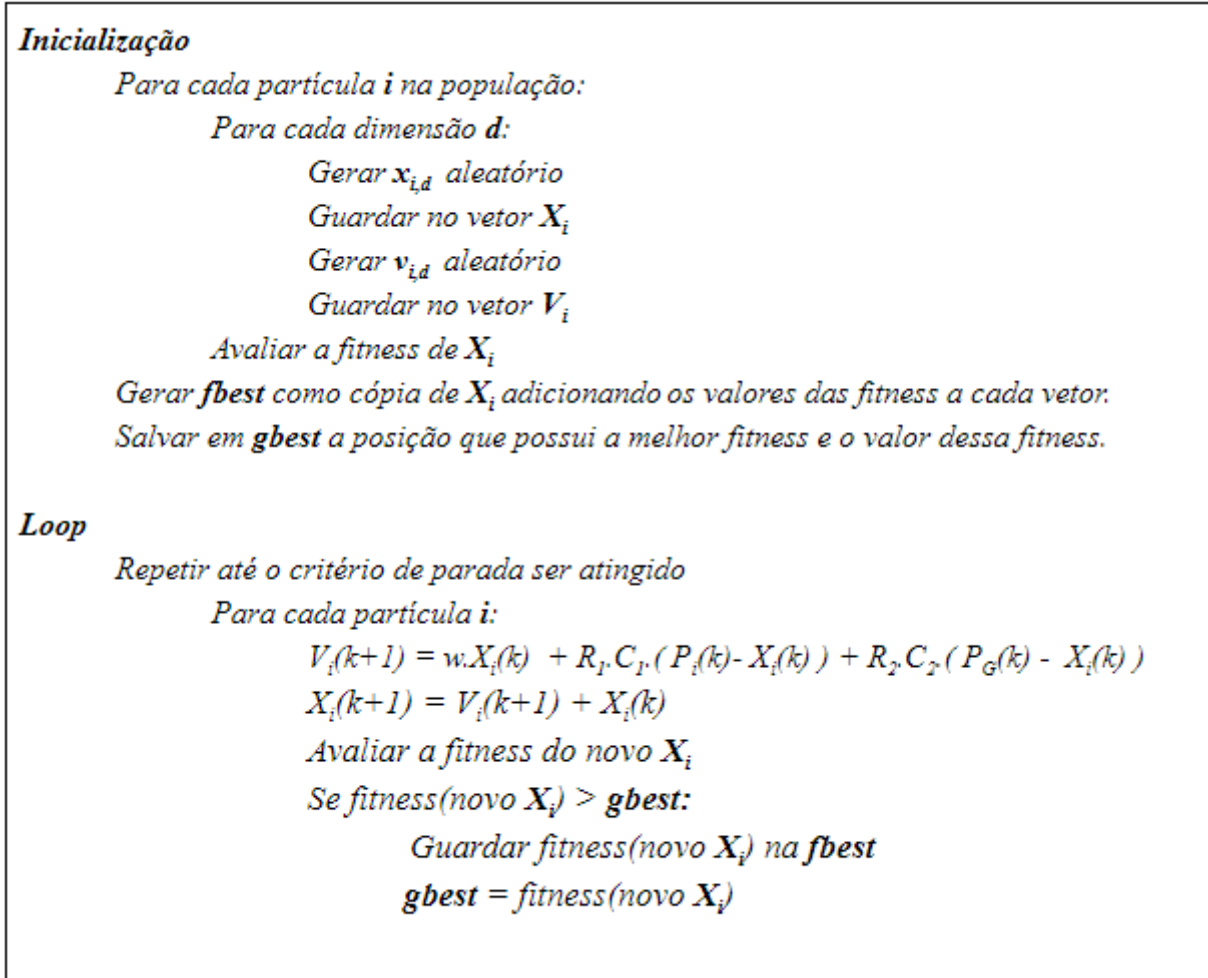


Figura 4: Pseudocódigo do PSO

### 3.2.1 Implementação do PSO em Funções Testes

Para testar a eficácia do algoritmo PSO, foram escolhidas três funções benchmark bem conhecidas na literatura.

- Função Esfera Multidimensional;
- Função Rosenbrock;
- Função Himmelblau.

Devido a simplicidade do algoritmo, ele pode ser implementado facilmente em diversas linguagens. A linguagem escolhida para o desenvolvimento do PSO neste trabalho foi o Python 3.7 [25].

O código desenvolvido para o PSO foi testado para as três funções citadas anteriormente com os parâmetros apresentados na tabela 1. Os valores foram escolhidos, por serem os mais utilizados na literatura, onde se conhece que os valores de  $C_1$  e  $C_2$  somados

devem ser igual a 4 [26].

Grupo	w	$C_1$	$C_2$
1	0.5	1.8	2.2
2	0.6	1.8	2.2
3	0.729	2	2

Tabela 1: Parâmetros de Teste para o PSO

**3.2.1.1 Esfera Multidimensional** Foram feitos 3 testes para a função esfera (Equação 3) para cada grupo de parâmetros, com diferentes quantidades de dimensões (N), sendo elas 3, 10 e 30 dimensões. O domínio dos valores buscados foi limitado como  $-100 \leq x_i \leq 100$ .

$$f(x) = \sum_{i=0}^N x_i^2 \quad (3)$$

Os resultados para o teste com o grupo 1 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 2, onde deseja-se encontrar o máximo da função  $f(x)$ , apresentado na coluna “Resultados Analíticos”.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
3	10	30	29999.8669	30000	0.13305	0.00044%
10	20	30	99847.5028	100000	152.4971	0.1525%
10	20	80	99945.0554	100000	54.9445	0.0549%
30	30	30	243246.413	300000	56753.59	18.9179%
30	30	100	279784.712	300000	20215.29	6.7384%
30	30	500	295089.176	300000	4910.824	1.6369%

Tabela 2: Resultados do PSO para o grupo 1 de parâmetros para o problema do máximo da função esfera

Os resultados para o teste com o grupo 2 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 3, onde deseja-se encontrar o máximo da função  $f(x)$ , apresentado na coluna “Resultados Analíticos”.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
3	10	30	29999.8657	30000	0.1342	0.00044%
10	20	30	99553.3553	100000	446.6446	0.4466%
10	20	80	99791.1781	100000	208.8218	0.208%
30	30	30	289915.015	300000	10084.98	3.3616%
30	30	100	291304.760	300000	8695.239	2.8984%
30	30	500	297989.452	300000	2010.547	0.6702%

Tabela 3: Resultados do PSO para o grupo 2 de parâmetros para o problema do máximo da função esfera

Os resultados para o teste com o grupo 3 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 4, onde deseja-se encontrar o máximo da função  $f(x)$ , apresentado na coluna “Resultados Analíticos”.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
3	10	30	29866.318	30000	133.6821	0.445%
10	20	30	99490.419	100000	509.5805	0.5095%
10	20	80	99800.154	100000	199.8454	0.1998%
30	30	30	294747.241	300000	5252.758	1.7509%
30	30	100	297900.382	300000	2099.617	0.699%
30	30	500	298657.688	300000	1342.311	0.4474%

Tabela 4: Resultados do PSO para o grupo 3 de parâmetros para o problema do máximo da função esfera

Os resultados do teste para o grupo 1 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 5 para a mesma função teste, com os mesmos parâmetros, porém para o mínimo da função, cujo valor analítico é igual a 0.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
3	10	30	0.0409	0	0.0409	—
10	20	30	38.807	0	38.807	—
10	20	80	0.2714	0	0.2714	—
30	30	30	3697.662	0	3697.662	—
30	30	100	396.574	0	396.574	—
30	30	500	3.3407	0	3.3407	—

Tabela 5: Resultados do PSO para o grupo 1 de parâmetros para o problema do mínimo da função esfera

Os resultados do teste para o grupo 2 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 6 para a mesma função teste, com os mesmos parâmetros, porém para o mínimo da função, cujo valor analítico é igual a 0.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
3	10	30	0.00885	0	0.00885	—
10	20	30	19.528	0	19.528	—
10	20	80	0.1620	0	0.1620	—
30	30	30	11656.167	0	11656.167	—
30	30	100	191.218	0	191.218	—
30	30	500	1.9013	0	1.9013	—

Tabela 6: Resultados do PSO para o grupo 2 de parâmetros para o problema do mínimo da função esfera

Os resultados do teste para o grupo 3 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 7 para a mesma função teste, com os mesmos parâmetros, porém para o mínimo da função, cujo valor analítico é igual a 0.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
3	10	30	0.2630	0	0.2630	—
10	20	30	246.113	0	246.113	—
10	20	80	1.0549	0	1.0549	—
30	30	30	14256.842	0	14256.842	—
30	30	100	377.088	0	377.088	—
30	30	500	0.0377	0	0.0377	—

Tabela 7: Resultados do PSO para o grupo 3 de parâmetros para o problema do mínimo da função esfera

Através dos resultados apresentados nas tabelas 2, 3, 4, 5, 6 e 7 pode-se notar que para uma função de ordem maior (maior número de dimensões), o PSO precisa de um número maior de iterações para encontrar um bom valor para a solução do problema. Notamos também que para o problema de máximo da função esfera o melhor grupo de parâmetros foi o grupo 1, enquanto para o problema do mínimo da função o grupo 2 retornou resultados mais precisos.

**3.2.1.2 Função Rosenbrock** A Função Rosenbrock (Equação 4 é uma alteração de um problema tridimensional de mínimo para um problema de máximo = 3905.93. O domínio de busca de resultados foi limitado como  $-100 \leq x \leq 100$  e  $-100 \leq y \leq 100$ .

$$f(x, y) = 3905.93 - (100(x^2 - y)^2 + (1 - x)^2) \quad (4)$$

Os resultados do PSO para o grupo 1 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 8.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
2	10	30	3902.790	3905.93	3.1397	0.0804%
2	10	50	3905.879	3905.93	0.0509	0.0013%
2	10	100	3905.916	3905.93	0.0140	0.00036%

Tabela 8: Resultados do PSO para a Função Rosenbrock com o grupo 1 de parâmetros

Os resultados para o grupo 2 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 15.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
2	10	30	3903.537	3905.93	2.3923	0.0612%
2	10	50	3905.920	3905.93	0.0092	0.00023%
2	10	100	3905.929	3905.93	0.00042	$1.098 \times 10^{-5}\%$

Tabela 9: Resultados do PSO para a Função Rosenbrock com o grupo 2 de parâmetros

Os resultados para o grupo 3 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 16.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
2	10	30	3903.537	3831.858	74.0716	1.8963%
2	10	50	3905.920	3900.064	5.8658	0.1501%
2	10	100	3905.929	3905.799	0.1302	0.0033%

Tabela 10: Resultados do PSO para a Função Rosenbrock com o grupo 3 de parâmetros

A Função Rosenbrock por ser um problema de apenas três dimensões tem sua solução encontrada pelo algoritmo através de um número menor de iterações. O teste para o grupo 2 de parâmetros apresentou melhores resultados, pois encontrou menores erros em comparação com demais grupos de parâmetros.

**3.2.1.3 Função Himmelblau** A função Himmelblau (Equação 5 tem alta utilidade como função exemplo para testes de algoritmos de otimização, que tem um máximo local = 181.617. Para a função Himmelblau foi utilizado um domínio de busca definido para encontrar um máximo local, por  $-2.1 \leq x \leq 2.1$  e  $-2.1 \leq y \leq 2.1$ .

$$f(x, y) = (x^2 + y - 11)^2 + (x + y^2 - 7)^2 \quad (5)$$

Os resultados do PSO para o teste com o grupo 1 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 11.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
2	10	30	181.6164	181.617	0.00056	0.00031%
2	10	50	181.6165	181.617	0.00048	0.00026%
2	10	100	181.6165	181.617	0.00048	0.00026%

Tabela 11: Resultados do PSO para a Função Himmelblau com o grupo 1 de parâmetros

Os resultados para o teste com o grupo 2 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 12.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
2	10	30	181.6165	181.617	0.00048	0.00027%
2	10	50	181.6166	181.617	0.00047	0.00026%
2	10	100	181.6166	181.617	0.00047	0.00026%

Tabela 12: Resultados do PSO para a Função Himmelblau com o grupo 2 de parâmetros

Os resultados para o teste com o grupo 3 de parâmetros da tabela 1 são apresentados na tabela 13.

Dimensão (N)	População	Gerações	Resultado	Resultado Analítico	Erro	Erro Percentual
2	10	30	181.6164	181.617	0.00053	0.00029%
2	10	50	181.6164	181.617	0.00048	0.00027%
2	10	100	181.6166	181.617	0.00047	0.00026%

Tabela 13: Resultados do PSO para a Função Himmelblau com o grupo 3 de parâmetros

Vemos que para a função Himmelblau, o menor erro percentual encontrado é de 0.00026%, para valores acima de 50 gerações. Todos os grupos de parâmetros retornaram resultados satisfatórios.

### 3.3 Conclusões

Através dos testes feitos com o algoritmo PSO implementado em Python, podemos notar que bons resultados são encontrados, uma vez que o erro percentual de todos os testes feitos ficou abaixo de 1% para um número suficiente de iterações, com exceção do problema da “esfera” de 30 dimensões que encontrou um erro percentual de aproximadamente 1.6%. Diante dos resultados apresentados aqui e na literatura pode-se dizer que o PSO é uma ferramenta de otimização confiável para ser utilizado na solução de problemas complexos reais, principalmente aqueles que não possuem soluções definitivas.



## 4 Metodologia Proposta

Diante do contexto do programa de qualificação ambiental de equipamentos expostos no capítulo 2, referente a Usina Angra 1, surge o problema da análise de envelhecimento dos componentes, equipamentos elétricos e sistemas de segurança. Dois fatores de extrema importância para o envelhecimento são o histórico de temperatura e o histórico de radiação a qual os componentes e sistemas localizados dentro da contenção foram expostos ao longo dos anos de operação da usina.

No projeto da planta, ao se definir que um determinado equipamento irá operar tanto em condições ambientais normais, quanto em condições anormais, deve-se definir um período de qualificação do equipamento, que depende dentre outras coisas dos valores de temperatura e radiação a que o componente ficará exposto. Ou seja, deve-se definir um período de tempo em que o componente estará apto a exercer suas atividades sem sofrer falhas, e o período em que o componente será demandado, esses períodos ficam registrados no Relatório de Qualificação.

Inicialmente o Programa de Qualificação Ambiental de Equipamentos (PQAEE) utiliza dados para condições ambientais definidas na fase de projeto. No entanto, deve-se levar em consideração que as condições ambientais reais a que os componentes estarão sujeitos podem variar daquelas definidas no projeto. Para isso, é feita a monitoração das condições ambientais normais de operação, como: temperatura, radiação, umidade, entre outros, a fim de verificar, utilizando as informações do Relatório de Qualificação de cada componente o seu ritmo real de envelhecimento.

Sendo assim, de posse, principalmente da monitoração real dos dados de temperatura e principalmente de dose total integrada da radiação absorvida pelo equipamento é possível, através desta metodologia, determinar se o tempo de qualificação, definido no projeto ainda é válido para os componentes de interesse.

Até o ano de 2015 a usina de Angra 1 não dispôs de sistemas de detecção em locais adequados para que o levantamento das doses recebidas pelos equipamentos de segurança fosse feito de forma confiável, deixando um problema que precisa ser contornado no momento dos estudos e da formulação do PQAEE, para a solicitação de licenciamento de operação de longo prazo. Sendo assim, no ano de 2015, na Usina Angra 1, iniciou-se um projeto piloto para o monitoramento da temperatura e radiação de alguns equipamentos elétricos de segurança instalados na contenção. Para isso, foram instalados:

- Entre o ciclo operacional 1P21 (ano de 2015) e 1P22 (ano de 2016), 20 equipamentos com medidores de radiação e medidores de temperatura – figura 5);

- - Entre o ciclo operacional 1P22 (ano de 2016) e 1P23 (ano de 2017), 40 equipamentos com medidores de radiação e medidores de temperatura, 20 deles instalados no mesmo local já monitorados e os demais em novos lugares.

Os detectores de radiação fazem uma medição anual do valor da dose depositada no local onde é instalado, ao final de um ano eles são removidos para que a leitura da dose seja feita e são instalados novos detectores, nas mesmas posições para realizar a medição do ano seguinte.

Esse monitoramento será repetido por vários ciclos de operação, de modo a obter um mapeamento das temperaturas e radiação nas áreas onde os componentes de segurança mais importantes estão instalados [3].

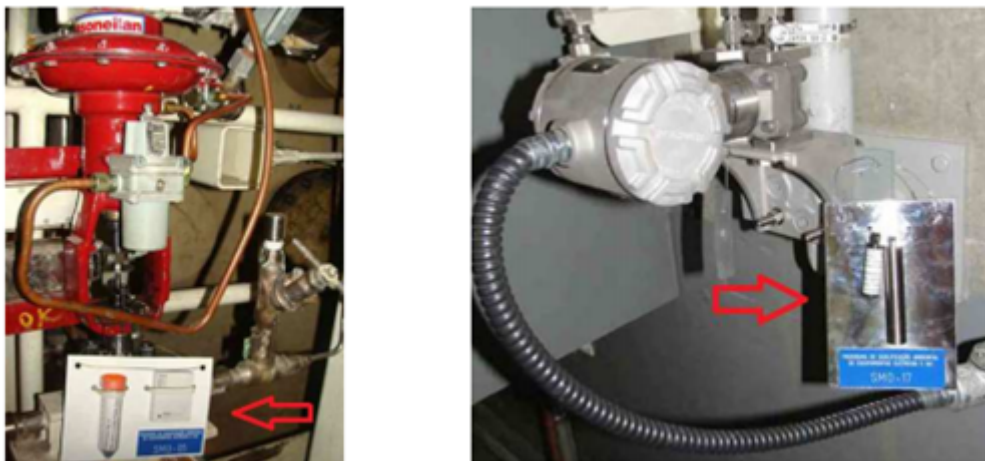


Figura 5: Detectores de radiação instalados na Usina Angra 1 [3].

Pode-se dizer que a instalação dos detectores de radiação resolve o problema de monitoração real das condições operacionais a que os equipamentos selecionados foram submetidos, a partir do ano de 2015. Porém, para a determinação dos valores de dose de radiação e de temperatura recebidos pelo equipamento até o ano de 2015 e para se ter uma previsão desses valores quando a usina atingir 40 anos é necessário um histórico desses valores desde o início da operação da usina. Neste ponto surgem dois problemas:

- Como determinar as temperaturas que os componentes selecionados foram expostos antes do ano de 2015 e qual a previsão até 2025?
- Como determinar as doses de radiação que os componentes selecionados foram expostos antes do ano de 2015 e qual a previsão até 2025?

Neste trabalho foi proposta uma solução para a estimar a dose total integrada da radiação absorvida pelos equipamentos localizados nas posições em que foram instalados os detectores de radiação nos anos anteriores à 2015, e desenvolver uma ferramenta, baseada no algoritmo PSO, que seja capaz de determinar a correlação dos valores de dose coletados pelos detectores de radiação no ano de 2015 e 2016 com dados do Sistema Integrado de Computadores de Angra – SICA [6] no mesmo período. Sendo assim o método proposto tem por objetivo simular detectores virtuais dentro da contenção que juntamente com os valores coletados pelo SICA irão fornecer valores ótimos para as posições dos detectores de radiação nos anos anteriores à 2015.

O SICA foi desenvolvido pelo Laboratório de Monitoração de Processos (LMP) da COPPE, e é o responsável pela monitoração em tempo real dos parâmetros essenciais para a determinação do estado de segurança das usinas Angra 1 e Angra 2, em caso operação normal e de emergência. No banco de histórico do SICA são armazenados dados operacionais de 1 seg em 1 seg de variáveis de processo da Usina, dentre eles dados de radiação vindos de diferentes sensores instalados em diversos pontos da usina.

Para a realização deste trabalho escolheu-se os dados do histórico do SICA do sensor RE00 (nome hipotético) instalado no interior do prédio da contenção, para correlação com os dados de 10 detectores de radiação que foram instalados em posições comuns em ambos os anos de 2015 e 2016.

A escolha do RE00 é baseada na experiência operacional de que dentre os detectores disponíveis no SICA este é o que mais influencia as medidas dos detectores de radiação selecionados, uma vez que deve-se levar em consideração que a correlação dos detectores de radiação com os dados do sensor do SICA depende: da altura em que o detector de radiação está, da localização do detector de radiação e do sensor do SICA e, principalmente se existe alguma barreira de radiação entre o detector de radiação e o sensor do SICA.

Sendo assim, o problema a ser otimizado passa a ser: Dado o valor de dose medido no sensor RE00, fazendo a correlação com os valores dos 10 detectores de radiação selecionados, quais são os detectores virtuais que localizados nos mesmos locais dos detectores de radiação reais fornecem valores ótimos para a radiação?

## 4.1 Otimização do Problema

O modelo proposto consiste na busca de valores para a constante de normalização ( $\alpha_i$ ) e valores de potência ( $p_i$ ), que irão aproximar o valor de dose medido pelo detector RE00 do SICA ao valor de dose detectados pelos detectores de radiação nos anos de 2015

e 2016. Obtendo-se bons resultados para essas constantes ( $\alpha_i$ ) e ( $p_i$ ), elas poderão ser usadas como parâmetros de normalização para as doses obtidas pelo detector do SICA nos anos anteriores a 2015 a fim de chegar-se à estimativa de dose que incidiu nos equipamentos localizados nas posições onde os 10 detectores de radiação foram instalados nos anos de 2015 e 2016. O problema matemático no qual se baseia o modelo proposto é apresentado como uma otimização de constantes, mostrada nas equações de 6 a 15.

$$\alpha_7(RE00_{15})^{p_7} = M15_7 \qquad \alpha_7(RE00_{16})^{p_7} = M16_7 \qquad (6)$$

$$\alpha_8(RE00_{15})^{p_8} = M15_8 \qquad \alpha_8(RE00_{16})^{p_8} = M16_8 \qquad (7)$$

$$\alpha_9(RE00_{15})^{p_9} = M15_9 \qquad \alpha_9(RE00_{16})^{p_9} = M16_9 \qquad (8)$$

$$\alpha_{10}(RE00_{15})^{p_{10}} = M15_{10} \qquad \alpha_{10}(RE00_{16})^{p_{10}} = M16_{10} \qquad (9)$$

$$\alpha_{11}(RE00_{15})^{p_{11}} = M15_{11} \qquad \alpha_{11}(RE00_{16})^{p_{11}} = M16_{11} \qquad (10)$$

$$\alpha_{14}(RE00_{15})^{p_{14}} = M15_{14} \qquad \alpha_{14}(RE00_{16})^{p_{14}} = M16_{14} \qquad (11)$$

$$\alpha_{15}(RE00_{15})^{p_{15}} = M15_{15} \qquad \alpha_{15}(RE00_{16})^{p_{15}} = M16_{15} \qquad (12)$$

$$\alpha_{16}(RE00_{15})^{p_{16}} = M15_{16} \qquad \alpha_{16}(RE00_{16})^{p_{16}} = M16_{16} \qquad (13)$$

$$\alpha_{17}(RE00_{15})^{p_{17}} = M15_{17} \qquad \alpha_{17}(RE00_{16})^{p_{17}} = M16_{17} \qquad (14)$$

$$\alpha_{20}(RE00_{15})^{p_{20}} = M15_{20} \qquad \alpha_{20}(RE00_{16})^{p_{20}} = M16_{20} \quad (15)$$

Onde,

- $M15_i$  representa a medida simulada pelo detector virtual para o ano de 2015;
- $M16_i$  representa a medida simulada pelo detector virtual para o ano de 2016;
- $RE00_{15}$  indica a média anual do sensor RE00 do SICA para o ano de 2015;
- $RE00_{16}$  indica a média anual do sensor RE00 do SICA para o ano de 2016;
- $\alpha_i$  é a constante de normalização para a posição  $i$ , que representa o valor matemático que será utilizado na simulação dos detectores.
- $p_i$  representa as constantes de potência na posição  $i$ .

Para a obtenção dos valores dos  $\alpha_i$  e  $p_i$  foi desenvolvido um código do PSO implementado em Python 3.7, utilizando duas funções *fitness* que avaliam a qualidade de cada  $\alpha_i$  e  $p_i$ . Os melhores resultados para essas funções *fitness* são aqueles onde os  $\alpha_i$  e  $p_i$  façam com que os valores de  $M15_i$  e  $M16_i$  tenham o menor erro em relação às medidas feitas pelos detectores de radiação nos anos de 2015 e 2016, respectivamente.

A primeira função *fitness* (*Fitness 1*) desenvolvida neste trabalho, teve como objetivo avaliar os resultados, encontrados pelo PSO, pelo método de mínimos quadrados. Neste método são avaliadas as distâncias quadráticas de cada indivíduo da população do PSO ao valor de referência dos detectores de radiação reais. O somatório de todas as distâncias quadráticas para aquela população consiste no valor final da *fitness*, que na prática caracteriza o erro por mínimos quadrados. Neste caso a função do PSO é de encontrar um indivíduo que melhor minimiza a função *fitness* (mostrada na figura 6, ou seja, aquele indivíduo que fornece-se o menor erro da função *fitness*).

```

Fitness recebe o vetor de partículas.
  Fit = 0
  Para cada partícula i na população:
    Fit += (partícula - valor medido no detector) 2
  Fit =  $\sqrt{\text{Fit}}$ 
  Retorna Fit

```

Figura 6: Pseudocódigo da *Fitness 1*.

Para verificar a eficácia do método foram feitos dois testes para cada um dos grupos de parâmetros apresentados na tabela 14:

- **Teste 1** - Para o problema completo, considerando a busca tanto os valores de  $\alpha_i$  quanto dos valores de  $p_i$ ;
- **Teste 2** - Para o problema incompleto, levando em consideração a busca apenas dos valores de  $\alpha_i$ , nesse caso todos os valores de  $p_i$  foram definidos como constantes iguais a 1.

A segunda *fitness* (*Fitness 2*) desenvolvida teve por objetivo avaliar os resultados encontrados pelo PSO levando em consideração o erro das medidas de radiação encontradas pelos detectores de radiação, sendo assim avaliou-se positivamente resultados que tenham ficado dentro do intervalo de erro da medição feita e negativamente valores fora desse intervalo. Para cada partícula encontrada dentro do intervalo a função *fitness* recebe um valor positivo constante e para cada valor fora do intervalo é subtraído do valor da *fitness* a diferença entre o valor da partícula do PSO e a medida realizada pelo detector de radiação real. Dessa forma, o papel do PSO é o de encontrar o melhor indivíduo que maximiza a *fitness* (mostrada na figura 7), ou seja aquele que encontra o maior valor para a *fitness*. Neste caso, considerou-se em todos os testes que o valor de  $p_i$  constantes e iguais a 1.

```
Fitness recebe o vetor de partículas.  
Fit = 0  
Para cada partícula i na população:  
    Se o valor da partícula está dentro do intervalo:  
        Fit += 10  
    Se o valor da partícula não está dentro do intervalo:  
        Fit -= |partícula - valor medido no detector|  
Retorna Fit
```

Figura 7: Pseudocódigo da *Fitness 2*.

## 4.2 Resultados

Os métodos foram testados separadamente para cada uma das funções *fitness* apresentadas na seção 4.1. Para a realização dos testes foram considerados os parâmetros apresentados na tabela 14 para o PSO.

w	$C_1$	$C_2$
0.5	1.8	2.2
0.6	1.8	2.2
0.729	2.0	2.0

Tabela 14: Parâmetros do PSO.

#### 4.2.1 Resultados *Fitness 1*

Na tabela 15 são apresentados os alfas de normalização ( $\alpha_i$ ) encontrados para a *Fitness 1*, para todos os testes realizados considerou-se os valores das potências  $p_i$  constantes e iguais a 1. São apresentados também os valores de dose simulada para os períodos de 2015 e 2016. Em verde são apresentados os valores que ficaram dentro do intervalo de erro, ou seja, os valores dentro do intervalo de incerteza da medição feita pelo detector de radiação real para o período em questão e em vermelho os valores que ficaram fora do intervalo de erro.

Detector de Radiação	Alfa de Correlação ( $\alpha_i$ )	Período 1P22	Período 1P23
7	0.0164762548	1.741045844	1.835454783
8	0.0094907093	1.002883248	1.057265012
9	0.0017928328	0.189448641	0.199721573
10	0.0035786582	0.378156808	0.398662519
11	0.0000000019	$1.98238 \cdot 10^{-7}$	$2.08988 \cdot 10^{-7}$
14	0.0081798313	0.864362775	0.911233209
15	3.7879226851	400.2697901	421.9745871
16	1.0839622017	114.5422859	120.7533893
17	0.0050434434	0.532940667	0.561839598
20	0.0039361526	0.415933241	0.438487395

Tabela 15: Alfas de correlação e Valores simulados de dose para *Fitness 1* - Teste com  $p_i = 1$ .

Como pode-se notar na tabela 15, 14 dos 20 resultados obtidos estão dentro do intervalo de medição dos detectores de radiação reais. Levando em consideração esse resultado e que os resultados fora desse intervalo de incerteza estão afastados por um erro percentual aceitável, pode-se assumir que o resultado do teste foi aceitável.

Na tabela 16 são apresentados os alfas de normalização ( $\alpha_i$ ) encontrados para a *Fitness 1* no teste considerando valores para as potências ( $p_i$ ). São apresentados também os

valores de dose simulada para os períodos de 2015 e 2016. Em verde são apresentados os valores que ficaram dentro do intervalo de erro para o período em questão e em vermelho os valores que ficaram fora do intervalo de erro.

Detector de Radiação	Alfa de Correlação ( $\alpha_i$ )	Expoentes ( $p_i$ )	Período 1P22	Período 1P23
7	1.1075834048	0.1049598299	1.806383955	1.816423707
8	0.9638827397	0.0142865331	1.030242488	1.031020016
9	0.0002272179	1.4617353764	0.206502014	0.223072984
10	0.3271729318	0.0496725817	0.412393938	0.413477077
11	0.0002108662	1.2107586211	0.059500969	0.063429451
14	0.0078292672	1.0096066545	0.865199439	0.912578067
15	9.2685992468	0.8091255969	402.3882014	419.9535981
16	6.3853705160	0.6217413364	115.7605395	119.6242524
17	0.0077600241	0.9129194425	0.546472024	0.573461619
20	0.0004484924	1.4629022505	0.409825135	0.442739261

Tabela 16: Alfas de correlação e Valores simulados de dose para *Fitness 1* - Teste considerando  $\alpha_i$  e  $p_i$ .

Na tabela 16, pode-se ver que apenas 13 dos 20 resultados encontram-se dentro da margem de incerteza das medições feitas pelos detectores de radiação. Os resultados fora da margem de incerteza continuam com um erro aceitável em relação a margem de incertezas, porém em comparação ao resultado apresentado na tabela 15, houve uma queda de precisão.

#### 4.2.2 Resultados *Fitness 2*

Na tabela 17 são apresentados os alfas de correção ( $\alpha_i$ ) encontrados para a *Fitness 2*, assim como os valores de dose simulada para os períodos de 2015 e 2016. Em verde são apresentados os valores que ficaram dentro do intervalo de erro para o período em questão e em vermelho os valores que ficaram fora do intervalo de erro.



Detector de Radiação	Alfa de Correlação ( $\alpha_i$ )	Período 1P23	Período 1P23
7	0.00556552956171525	0.588109508786451	0.61999993175079
8	0.0112291829645782	1.18658776386698	1.25093098225401
9	0.000189270382124897	0.0200002012791379	0.0210847205687135
10	0.00370872334043058	0.391900795383299	0.413151780123967
11	$3.01739300493388 \cdot 10^{-8}$	$3.18847918831363 \cdot 10^{-8}$	$3.36137580749634 \cdot 10^{-8}$
14	0.00827812739376801	0.874749721699466	0.922183391665756
15	3.74401438485451	395.630000047576	417.083202472792
16	1.07190305164524	113.267995467353	119.40999995328
17	0.00624674200436203	0.660093227600936	0.69588705928593
20	0.00586730490906922	0.619998109741345	0.653617766870311

Tabela 17: Alfas de correlação e Valores simulados de dose.

Tendo em vista que a grande maioria dos valores encontrados encontram-se dentro do intervalo de incerteza (valores em verde) das medidas feitas nos anos de 2015 e 2016 e levando em conta que mesmo os valores fora do intervalo (em vermelho) estão fora do intervalo de incertezas por um erro percentual aceitável. As medidas mais relevantes são aquelas feitas pelos detectores de radiação 15 e 16, pois são as medidas de dose mais elevada. Nesses dois detectores de radiação os maiores erros percentuais foram de 2.9% para o detector de radiação 15 e de 3.7% para o detector de radiação 16. Dessa forma pode-se dizer que os resultados obtidos são satisfatórios e que podem ser utilizados como uma boa estimativa para simular as doses incidentes nessas 10 posições estratégicas nos anos anteriores a 2015.

O teste que obteve melhor resultado foi o realizado utilizando a *Fitness 2*, onde se avalia o método através do intervalo de incerteza das medições dos detectores de radiação reais. Neste teste, apenas 3 das 20 medições ficaram fora do intervalo de incertezas e mesmo esses valores que ficaram fora, apresentaram um erro percentual aceitável em relação ao valor real medido.

## 5 Conclusão

Este trabalho foi realizado com o objetivo de encontrar uma solução para o problema da usina Angra 1, que não contou com detectores de radiação em posições suficientes para que houvesse um bom histórico de dose absorvida dentro da contenção do reator. Diante desta problemática e da instalação dos detectores de radiação nos anos de 2015 e 2016, foi possível propor um modelo matemático/computacional que através de uma correlação com os dados do histórico do SICA é possível estimar o histórico de doses no interior do prédio de contenção do reator desde o início da operação da usina.

Fazendo essa estimativa do histórico de dose de radiação depositada nos componentes de segurança ao longo dos anos de operação torna-se possível dentro Programa de Qualificação Ambiental estimar o envelhecimento desses componentes a fim de validar o Programa de Qualificação Ambiental.

Essa estimativa de dose nos anos em que a usina não possuía detectores de radiação nas posições estratégicas necessárias foi feita através da simulação de detectores virtuais utilizando uma única medição anual, de um detector do SICA, e o algoritmo PSO.

Utilizando os dados dos detectores de radiação de 2015 e 2016 e os dados de um detector do SICA, chamado neste trabalho pelo nome hipotético de RE00, foi proposto um modelo matemático onde utiliza-se constantes de normalização  $\alpha_i$  e potência  $p_i$  para fazer uma correlação entre as medições dos detectores de radiação e do RE00.

Para a obtenção destas constantes de normalização, foi implementado um algoritmo PSO, que visou otimizar as funções matemáticas desenvolvidas e encontrar bons valores para as constantes  $\alpha_i$  e  $p_i$ , pois bons valores de  $\alpha_i$  e  $p_i$  podem ser vistos como uma simulação dos detectores de radiação.

O algoritmo PSO, como foi implementado do zero, precisou passar por testes, para garantir que estava apto a ser utilizado na solução do problema. Foram feitos diversos testes (apresentados na subseção 3.2.1) com 3 funções de teste comuns na literatura para esse tipo de objetivo. A partir dos bons resultados obtidos nos testes do algoritmo e da conclusão dele se mostrar apto a encontrar as soluções para a metodologia proposta, seguiu-se com o desenvolvimento do objetivo do trabalho.

Foram utilizadas duas formas diferentes de avaliar a metodologia proposta:

- Função *Fitness 1* - Onde se avaliou os melhores resultados através de uma função de mínimos quadrados;

- Função *Fitness 2* - Onde a metodologia proposta foi avaliada através dos intervalos de incerteza das medições dos detectores de radiação reais.

Foram realizados dois testes com a *Fitness 1*, em um deles considerando os valores de  $\alpha_i$  e assumindo  $p_i$  como constantes e iguais a 1 e outro considerando valores para  $\alpha_i$  e  $p_i$ . Para a *Fitness 2* foi realizado apenas o teste onde utilizou-se os valores de  $\alpha_i$  e assumiu-se  $p_i$  como constante igual a 1.

Realizados os três testes, foi possível observar que a grande maioria dos valores obtidos para as doses nos detectores simulados, utilizando as constantes de normalização encontradas, ficaram dentro da margem de incerteza das medições feitas pelos detectores de radiação e mesmo os valores que ficaram fora dessa margem de incerteza, tiveram uma discrepância aceitável em relação aos valores reais medidos. Os maiores erros percentuais encontrados foram de 2.9% para uma medida do detector de radiação 15 e de 3.7% para o detector de radiação 16.

O teste que apresentou o melhor resultado, foi o realizado pela *fitness 2*, onde apenas 3 de 20 valores medidos, ou seja 15%, ficaram fora da margem de incerteza, tendo o valor medido pelo detector virtual referente ao detector de radiação 15 errado por uma margem de 3.6% em relação ao valor real e o valor medido pelo detector virtual referente ao detector de radiação 16 errado por uma margem de 1.7% em relação à medição real.

Tendo em vista a porcentagem baixa de erros encontradas mesmo nos valores que ficaram fora da margem de incerteza das medições dos detectores de radiação, pode-se concluir que o modelo desenvolvido, otimizado pelo PSO, apresenta resultados satisfatórios para a solução do problema proposto.

## Trabalhos Futuros

- Para trabalhos futuros propõe-se desenvolver novas funções *fitness* a fim de buscar uma solução ainda mais precisa onde se encontrem os parâmetros  $\alpha_i$  e  $p_i$  que melhorem ainda mais a precisão dos resultados encontrados;
- Propõe-se também a implementação de diferentes algoritmos de otimização para a solução do mesmo problema.

## Referências

- [1] Bengt PERSHAGEN. *Light Water Reactor Safety*. Pergamon Press, 1989.
- [2] International Atomic Energy Agency IAEA. Periodic safety review of nuclear power plants. revision of ns-g-2.10 safety guide. 2010.
- [3] Muzitano G. F. et al. Environmental qualification program of electric equipment for angra 1. 2017.
- [4] Davi de Souza. Spotlight marca nova etapa no setor nuclear, com extensão da vida útil de angra 1 e retomada de angra 3.
- [5] Eberhart R. C. e Kennedy J. A new optimizer using particle swarm theory. 1995.
- [6] Schirru e Pereira. A real time artificial intelligent monitoring system for nuclear power plants operators support. pages 71–83, 2014.
- [7] Igor BORJAILLE Eller. Uma metodologia para avaliação regulatória de extensão de vida de usinas nucleares. 2018.
- [8] Comissão Nacional de Energia Nuclear. [www.cnem.gov.br/quem-somos](http://www.cnem.gov.br/quem-somos).
- [9] Indústrias Nucleares do Brasil. [www.inb.gov.br/A-INB/Quem-somos](http://www.inb.gov.br/A-INB/Quem-somos).
- [10] Paulo Henrique Pereira Silva. Processo de beneficiamento do urânio visando a produção de energia elétrica. 2011.
- [11] Associação Brasileira de Energia Nuclear ABEN. *Brasil Nuclear*. 2014.
- [12] International Atomic Energy Agency IAEA. Periodic safety review of nuclear power plant. 2009.
- [13] IAEA. “periodic safety review of nuclear power plants”. revision of ns-g-2.10 safety guide. 2010.
- [14] U.S. Energy Information Administration. [www.eia.gov/todayinenergy/detail.php?id=19091](http://www.eia.gov/todayinenergy/detail.php?id=19091).
- [15] World Nuclear Association. Methodology to manage material and waste from nuclear decommissioning. 2019.
- [16] CNEN. Cnen ne 1.04, licenciamento de instalações nucleares. 1984.
- [17] NOVAL Stanislav; PODEST Milan. Nuclear power plant ageing and life extension: Safety aspects an overview of issues and the iaea’s symposium. 1987.

- [18] International Atomic Energy Agency. Equipment qualification in operational nuclear power plants: Upgrading, preserving and reviewing. 1998.
- [19] József RÓNAKY. Environmental qualification of equipment during the design of nuclear power plants. 2007.
- [20] DILIP KUMAR PRATIHAR. Traditional vs. non-traditional optimization tools.
- [21] David E. GOLDBERG. *GENETIC ALGORITHMS in search, Optimization and Machine Learning*. Addison-Wesley Publishing Company, Inc., 1989.
- [22] NICOLAU A. ; SHIRRU Roberto. Qdpso applied to complex problem optimization of the nuclear engineering. 2013.
- [23] NICOLAU A. ; SHIRRU Roberto. Qdpso applied to accident identification problem of a nuclear power plant. 2013.
- [24] Daniel BARBOSA Ricardo de Andrade Lira RABÊLO. Uma aplicação de pso na qualidade da energia elétrica.
- [25] Mark SUMMERFIELD. *PROGRAMMING IN PYTHON 3 A complete Introduction to Python Language*. Addison-Wesley Publishing Company, Inc., 2010.
- [26] Ioan Cristian Trelea. The particle swarm optimization algorithm: convergence analysis and parameter selection. 2002.