

**INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR**

**LÉCIO NUNES DE OLIVEIRA**

**OS MÉTODOS DE ANÁLISE DE CONFIABILIDADE HUMANA NA ÁREA  
NUCLEAR: APLICAÇÃO DO MÉTODO SPAR-H EM UM REATOR DE  
PESQUISA**

**Rio de Janeiro  
2019**

LÉCIO NUNES DE OLIVEIRA

**OS MÉTODOS DE ANÁLISE DE CONFIABILIDADE HUMANA NA ÁREA  
NUCLEAR: APLICAÇÃO DO MÉTODO SPAR-H EM UM REATOR DE  
PESQUISA**

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

Orientador: Prof. Dr. Paulo Victor Rodrigues de Carvalho  
Orientador: Prof. Dr. Isaac José Antonio Luquetti dos Santos

Rio de Janeiro  
2019

OLIV Oliveira, Lécio Nunes de

Os métodos de análise de confiabilidade humana na área nuclear: aplicação do método SPAR-H em um reator de pesquisa / Lécio Nunes de Oliveira. – Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2019.

131f. ; 31 cm.

Orientadores: Paulo Victor e Isaac Luquetti

Dissertação (Mestrado) – Instituto de Engenharia Nuclear, PPGIEN, 2019.

1. Análise de Confiabilidade Humana. 2. SPAR-H. 3. Reator de Pesquisa.

**OS MÉTODOS DE ANÁLISE DE CONFIABILIDADE HUMANA NA ÁREA  
NUCLEAR: APLICAÇÃO DO MÉTODO SPAR-H EM UM REATOR DE  
PESQUISA**

Lécio Nunes de Oliveira

DISSERTAÇÃO SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIA E TECNOLOGIA NUCLEARES DO INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR COMO REQUISITO PARCIAL NECESSÁRIO PARA OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM CIÊNCIAS E TECNOLOGIA NUCLEARES.

Aprovada por:

---

Prof. Paulo Victor Rodrigues de Carvalho, D.Sc

---

Prof. Isaac José Antonio Luquetti dos Santos, D.Sc

---

Prof. Antônio Carlos de Abreu Mól, D.Sc

---

Prof. Alessandro Jatobá, D.Sc

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL  
MAIO DE 2019

## AGRADECIMENTOS

A toda minha família, meu pai Lacerda por ensinar-me a importância da educação, a minha mãe Rosa, meus irmãos Rosemiro, Lacerda Filho e João, pelo suporte emocional, pelo incentivo acadêmico e profissional de sempre, amo vocês.

Aos meus orientadores, Paulo Victor e Isaac Luquetti por todos os ensinamentos e pela orientação na realização deste trabalho.

Agradeço a todos os funcionários do IEN, em especial a Cláudia Coelho por todo o apoio e paciência ao longo de toda essa jornada, sempre nos recebendo com alegria, educação e gentileza.

À Eletronuclear, representada pelo Departamento de Engenharia Elétrica e Instrumentação e Controle (DEE.T), na pessoa do chefe de departamento Carlo Marcello, assim como à Superintendência de Engenharia (SE.T), na pessoa do Superintendente Lucio Ferrari, pelo incentivo e liberação para realização deste curso e a todos meus colegas de trabalho pela compreensão quando estive ausente, além do constante apoio e incentivo.

“A persistência é o caminho do êxito”

Charlie Chaplin

## RESUMO

Dentro dos estudos de confiabilidade humana existem diversos métodos, com diversas abordagens sem existir um método considerado ideal para ser utilizado na análise de confiabilidade humana. Isto ocorre, por exemplo, devido à dificuldade na aplicação dos métodos de segunda geração. Desta forma, este trabalho se propõe a responder qual ou quais métodos de análise de confiabilidade humana são utilizados na prática em usinas nucleares para Análise Probabilística de Segurança e/ou em reatores de pesquisa através de uma revisão sistemática da literatura. Baseado no resultado, discussão e conclusão desta revisão sistemática foi selecionado o método SPAR-H para aplicação do mesmo no reator de pesquisa Argonauta, devido ao fato do método ser considerado de fácil aplicação e utilizar a cognição assim como métodos de segunda geração. Para aplicação deste método selecionado será necessário um estudo deste reator de forma a apresentar a descrição, funcionamento do reator, além da descrição da sala de controle e seus equipamentos. A descrição do método Standardized Plant Analysis Risk-HRA e conceitos como tipos de tarefas e fatores que afetam o desempenho humano são importantes para aplicação do mesmo para as tarefas e cenários operacionais selecionados para o reator Argonauta. A aplicação do método no reator Argonauta além de ampliar o conhecimento sobre método e funcionamento do reator, resultou na quantificação da probabilidade de erro humano para as ações dos operadores.

**Palavras-chave:** Análise de confiabilidade humana, SPAR-H, probabilidade de erro humano, fatores que afetam o desempenho humano, Argonauta.

## **ABSTRACT**

Within the human reliability studies there are several methods, with several approaches without a method considered ideal to be used in the human reliability analysis, this occurs for example due to the difficulty in the application of second generation methods. In this way, this paper proposes to answer which one or which methods of human reliability analysis are used in practice in nuclear plants for Probabilistic Safety Analysis and/or in research reactors through a systematic literature review. Based on the result, discussion and conclusion of this systematic, the SPAR-H method was applied to the Argonauta research reactor, due to the fact that the method is easy to be applied and to use cognition as well as second generation methods. For application of this selected method will be necessary a study of this reactor in order to present the description, operation of the reactor, besides the description of the control room and its equipment. The description of the Standardized Plant Analysis Risk-HRA method and concepts such as task types and human performance shaping factors are important for the application of the same to the tasks and operational scenarios selected for the Argonauta reactor. The application of the method to the Argonauta reactor in addition to increasing the knowledge about the method and operation of the reactor resulted in the quantification of the human error probability for the actions of the operators.

**Keywords:** Human reliability analysis, SPAR-H, human error probability, performance shaping factors, Argonauta.



## LISTA DE IMAGENS

Figura 01 - Ações não seguras.....	23
Figura 02 - Modelo do queijo suíço (adaptado de Reason, 1990).....	26
Figura 03: Modelo de Comportamento Humano.....	63
Figura 04: PEH de acordo com a influência dos FAD.....	72
Figura 05: Fatores que contribuem para complexidade.....	76
Figura 06 – Arranjo geral do reator.....	115
Figura 07 - Elementos combustíveis posicionados no núcleo.....	116
Figura 08 - Corte horizontal do reator Argonauta.....	117
Figura 09 - Coluna térmica externa.....	117
Figura 10: Diagrama de blocos canais de pulsos.....	119
Figura 11: Canais de pulsos.....	120
Figura 12: Diagrama de blocos canais de potência.....	120
Figura 13: Canais de potência.....	121
Figura 14: Diagrama de blocos canal de segurança.....	122
Figura 15: Canal de segurança.....	122
Figura 16: Diagrama da rede hidráulica do reator Argonauta.....	123
Figura 17: Chave seletora de operações/ Chave de controle das operações.....	124
Figura 18: Diagrama de Interligações Sist. de Intertravamento (Santos e Carvalho, 2001).....	125
Figura 19: Layout salão do reator e sala de controle.....	126
Figura 20: Sala de controle.....	127
Figura 21: Mesa de controle.....	128
Figura 22: Painel superior esquerdo.....	128
Figura 23: Painel superior central.....	129
Figura 24: Painel superior direita.....	129
Figura 25: Painel inferior esquerdo.....	129
Figura 26: Painel inferior central.....	129
Figura 27: Painel inferior direito.....	130

## LISTA DE TABELAS

Tabela 01 – Sumário de buscas (Nuclear Power Plant).....	30
Tabela 02 - Sumário de buscas (Ressearch Reactors).....	32
Tabela 03 - Número de citações dos métodos de ACH por tipo de base de dados.....	33
Tabela 04 - Visão geral dos métodos de ACH considerados nos documentos e estudos de referência de ACH (adaptado de Porthin 2014).....	57
Tabela 05 - FADs método SPAR-H.....	66
Tabela 06 - Ações do operador para o cenário 01.....	87
Tabela 07 - Ações do operador para o cenário 02.....	89
Tabela 08 - FADs, níveis dos FADs e seus multiplicadores para verificação inicial.....	91
Tabela 09 - FADs, níveis dos FADs e seus multiplicadores para partida do reator.....	94
Tabela 10 - FADs, níveis dos FADs e seus multiplicadores para aumento de potência cenário 01.....	96
Tabela 11 - FADs, níveis dos FADs e seus multiplicadores para desligamento.....	97
Tabela 12 - Resultados das probabilidades por tarefa.....	98
Tabela 13 - Relés do sistema de intertravamento.....	126

## LISTA ABREVIATURAS E SIGLAS

ABWR	-	<i>Advanced Boiling Water Reactor</i>
ACH	-	Análise de Confiabilidade Humana
AIEA	-	Agência Internacional de Energia Atômica
APS	-	Análise Probabilística de Segurança ( <i>Probabilistic Safety Analysis</i> )
APR	-	Análise Probabilística de Riscos ( <i>Probabilistic Risk Analysis</i> )
APWR	-	<i>Advanced Pressurized Water Reactor</i>
ASEP	-	<i>Accident Sequence Evaluation Program</i>
ATHEANA	-	<i>A Technique for Human Event Analysis</i>
BWR	-	<i>Boiling Water Reactor</i>
CANDU	-	<i>Canadian Deuterium Uranium</i>
CAPES	-	Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior
CBDT	-	<i>Cause Based Decision Tree</i>
CGN	-	<i>China General Nuclear Power Corporation</i>
CNEN	-	Comissão Nacional de Energia Nuclear
CREAM	-	<i>Cognitive Reliability and Error Analysis Method</i>
CSNI	-	<i>Committee on the Safety of Nuclear Installations</i>
DCS	-	<i>Digital Control System</i>
DOAJ	-	<i>Directory of Open Access Journals</i>
EDF	-	<i>Electricité de France</i>
ENEL	-	<i>Enel Ingegneria e Innovazione</i>
ENSI	-	<i>Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate</i>
EOC	-	Erros de Comissão
EOO	-	Erros de Omissão
EOP	-	<i>Emergency Operator Procedure</i>
EPR	-	<i>European Pressurized Reactor/ Evolutionary Power Reactor</i>
EPRI	-	<i>Electric Power Research Institute</i>
FAD	-	Fatores que afetam o desempenho humano
FLIM	-	<i>Failure Likelihood Index Methodology</i>
FSAR	-	<i>Final Safety Analysis Report</i>
GDA	-	<i>Generic Design Assessment</i>
GM	-	<i>Gieger Muller</i>

GNS	-	<i>General Nuclear System Limited</i>
HEART	-	<i>Human Error Assessment and Reduction Technique</i>
HCR	-	<i>Human Cognition Reliability</i>
HCR/ORE	-	<i>Human Cognition Reliability/ Operator Reliability Experiment</i>
HE	-	<i>Human Error</i>
HEP	-	<i>Human Error Probability</i>
HORAAM	-	<i>Human and Organizational Reliability Analysis in Accident Management</i>
HPC	-	<i>Hinkley Point C</i>
HRA	-	<i>Human Reliability Analysis</i>
HSE	-	<i>Health and Safety Executive</i>
IAEA	-	<i>International Atomic Energy Agency</i>
ICDE	-	<i>International Common Cause Data Exchange</i>
IEEE	-	<i>Institute of Electrical and Electronics Engineers</i>
IEN	-	<i>Instituto de Engenharia Nuclear</i>
IRSN	-	<i>Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire</i>
JNES	-	<i>Japan Nuclear Energy Safety Organization</i>
L1PSA	-	<i>Level 1 Probabilistic Safety Analysis</i>
L2PSA	-	<i>Level 2 Probabilistic Safety Analysis</i>
LMFBR	-	<i>Liquid Metal Fast Breeder Reactor</i>
LWR	-	<i>Light Water Reactors</i>
MERMOS	-	<i>Method d'Evaluation de la Realisation des Missions Operator pout la Surete</i>
MCR	-	<i>Main Control Room</i>
MHI	-	<i>Mitsubishi Heavy Industries</i>
MMI	-	<i>Man-machine interface</i>
NASA	-	<i>National Aeronautics and Space Administration</i>
NEA	-	<i>Nuclear Energy Agency</i>
NPP	-	<i>Nuclear Power Plant</i>
NRC	-	<i>United States Nuclear Regulatory Commission</i>
NUBIKI	-	<i>Nuclear Safety Research Institute</i>
OECD	-	<i>Organisation for Economic Co-operation and Development</i>
ONR	-	<i>Office of Nuclear Regulation</i>
OT/TRC	-	<i>Operator Tree / Time Reliability Correlation (NUREG/CR-3010)</i>

PHWR	-	<i>Pressurized Heavy Water Reactors</i>
PWR	-	<i>Pressurized Water Reactor</i>
PEH	-	Probabilidade de Erro Humano
POE	-	Procedimento Operacional de Emergência
PRIS	-	<i>Power Reactor Information System</i>
PSAR	-	<i>Preliminary Safety Analysis Report</i>
PSF	-	<i>Performance Shaping Factors (PSFs)</i>
PSI	-	<i>Paul Scherrer Institute</i>
RFAS	-	Relatório Final de Análise de Segurança
RPAS	-	Relatório Preliminar de Análise de Segurança
RRDB	-	<i>Research Reactor Database</i>
RMB	-	Reator Multipropósito Brasileiro
SAG	-	<i>Severe Accident Guideline</i>
SHARP	-	<i>Systematic Human Action Reliability Procedure</i>
SNSA	-	<i>Slovenian Nuclear Safety Administration</i>
SLIM	-	<i>Success Likelihood Index Method</i>
SPAR-H	-	<i>Standardized Plant Analysis Risk-HRA</i>
STUK	-	<i>Radiation and Nuclear Safety Authority of Finland</i>
TMI	-	<i>Three Mile Island</i>
VVER	-	<i>Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor</i>

## SUMÁRIO

<b>1 INTRODUÇÃO.....</b>	<b>16</b>
1.1 CONSIDERAÇÕES GERAIS.....	16
1.2 OBJETIVOS.....	18
1.3 ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO.....	18
<b>2 FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA.....</b>	<b>20</b>
2.1 CONFIABILIDADE HUMANA.....	20
2.1.1 ANÁLISE DA CONFIABILIDADE HUMANA.....	20
2.2 FATORES QUE AFETAM O DESEMPENHO HUMANO.....	22
2.3 ERRO HUMANO.....	23
2.4 CONCEITOS DE ACIDENTES.....	25
<b>3 REVISÃO SISTEMÁTICA.....</b>	<b>28</b>
3.1 BASES DE DADOS E PESQUISAS.....	28
3.2 QUESTÃO DE PESQUISA.....	28
3.3 CRITÉRIOS DE SELEÇÃO .....	28
3.4 RESULTADOS E DISCUSSÃO DA REVISÃO SISTEMÁTICA.....	32
3.4.1 ARTIGOS.....	34
3.4.2 RELATÓRIOS.....	41
3.4.3 APRESENTAÇÃO.....	56
3.5 CONCLUSÕES DA REVISÃO SISTEMÁTICA.....	56
<b>4 STANDARDIZED PLANT ANALYSIS RISK-HRA (SPAR-H) Method.....</b>	<b>60</b>
4.1 MODELO DE DESEMPENHO HUMANO.....	62
4.2 TIPOS DE TAREFAS.....	68
4.2.1 DIAGNÓSTICO.....	69
4.2.2 AÇÃO.....	69
4.3 TIPOS DE ERROS.....	70
4.4 FATORES QUE PODEM AFETAR O DESEMPENHO HUMANO.....	71
4.4.1 TEMPO DISPONÍVEL.....	73
4.4.2 ESTRESSE/ ESTRESSORES.....	74
4.4.3 COMPLEXIDADE.....	75
4.4.4 EXPERIÊNCIA/ TREINAMENTO.....	77
4.4.5 PROCEDIMENTOS.....	78
4.4.6 ERGONOMIA/ INTERAÇÃO HOMEM-MÁQUINA.....	80

4.4.7 APTIDÃO PARA O SERVIÇO.....	80
4.4.8 PROCESSOS DE TRABALHO.....	81
<b>5 APLICAÇÃO DO MÉTODO SPAR-H NO REATOR DE PESQUISA ARGONAUTA.....</b>	<b>83</b>
5.1 CENÁRIOS OPERACIONAIS.....	83
5.2 AÇÕES HUMANAS E TAREFAS DOS OPERADORES.....	83
5.2.1 AÇÕES DO OPERADOR PARA O CENÁRIO 01.....	84
5.2.2 AÇÕES DO OPERADOR PARA O CENÁRIO 02.....	87
5.3 APLICAÇÃO DO MÉTODO SPAR-H.....	90
5.4 RESULTADOS DA APLICAÇÃO DO MÉTODO SPAR-H.....	98
<b>6 CONSIDERAÇÕES FINAIS E RECOMENDAÇÕES.....</b>	<b>100</b>
<b>7 REFERÊNCIAS.....</b>	<b>102</b>
<b>APÊNDICE.....</b>	<b>108</b>
<b>ANEXO A - REATOR ARGONAUTA.....</b>	<b>113</b>

# 1 INTRODUÇÃO

## 1.1 CONSIDERAÇÕES GERAIS

Segundo consulta realizada em setembro de 2018 na base de dados PRIS (Power Reactor Information System) desenvolvida e mantida pela Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), existiam 454 reatores nucleares de potência em operação gerando um total de aproximadamente 400 GWe. Além disso, 55 novas usinas estavam em construção e 167 reatores em desligamento permanente. Consulta também realizada em setembro de 2018 na base de dados RRDB (Research Reactor Database) da AIEA mostrou que existiam 140 reatores de pesquisa em operação, 2 planejados, 4 em construção e 413 descomissionados, dentre outros.

Para os reatores de potência acima citados, de acordo com a base de dados PRIS, temos dois reatores em operação e um em construção no Brasil. São eles Angra 1 e Angra 2 em operação e Angra 3 em construção. Para reatores de pesquisa, segundo a base de dados RRDB, no Brasil temos quatro reatores de pesquisa em operação e um em construção. Os reatores de pesquisa em operação são: IEA-R1, IPR-R1, Argonauta e MB-01. O reator em construção é o Reator Multipropósito Brasileiro (RMB). Essas informações mostram a importância da indústria nuclear não só para a geração de energia, assim como no campo de pesquisa no Brasil e no mundo.

Nossos sistemas industriais têm se tornado cada vez maiores e mais complexos. Isso ocorre devido ao avanço da tecnologia, avanço este que também se aplica as usinas nucleares e seus sistemas. Isso resulta no aumento da energia produzida e melhoria nas instalações de segurança.

No contexto de sistemas industriais, é de extrema relevância a questão da confiabilidade dos sistemas sócio-técnicos. Do ponto de vista da confiabilidade dos sistemas técnicos nós temos a qualificação dos equipamentos utilizados em instalações industriais, diversas redundâncias, que nada mais são que sistemas em paralelo utilizados de forma a garantir a segurança da planta industrial, sistemas que respondem aos critérios de falha segura, além de atender aos critérios de diversidade. Estes dentre outros conceitos garantem a confiabilidade de um sistema técnico, que é a probabilidade



que um sistema ou componente funcione de acordo com as especificações, durante um dado intervalo de tempo e em determinadas condições de operação.

Por outro lado nós temos a questão da confiabilidade humana, o operador humano tem uma função importante na manutenção da segurança de usinas nucleares e reatores de pesquisa. Confiabilidade humana é a probabilidade de que uma pessoa realize de maneira satisfatória uma tarefa exigida pelo sistema em um período de tempo determinado, sem realizar outra ação que possa degradar o sistema (Swain e Guttman, 1983). Análise de Confiabilidade Humana seria qualquer método pelo qual confiabilidade humana é estimada.

Muitos dos principais acidentes na área nuclear foram influenciados por fatores humanos. Isto fica evidenciado devido ao fato que fatores humanos estiveram envolvidos em acidentes como Three Mile Island (TMI) em 1979 nos Estados Unidos da América e em Chernobyl na unidade 4 em 1986 na Ucrânia.

Na estrutura dos sistemas sócio-técnicos, além do hardware, software e pessoas, temos também o ambiente físico, os procedimentos, leis e regulações. Em relação a normas e regulações, após o acidente de TMI algumas normas NUREGs do órgão regulador americano (U. S. NRC) foram publicados como, por exemplo, o NUREG-0700 e no início dos anos 90 o NUREG-0711 que trata do Modelo de Revisão do Programa de Engenharia de Fatores Humanos. Neste programa de engenharia de fatores humanos um dos 12 itens tratados é a Análise de Confiabilidade Humana, ou na revisão mais recente do NUREG-0711, Tratamento das Ações Humanas importantes.

A série NUREG compreende relatórios técnicos e administrativos e livros preparados pela equipe ou contratados de agências, atas de conferências ou relatórios resultantes de acordos internacionais dentre outros documentos da Comissão Reguladora Nuclear dos Estados Unidos, United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC) sendo considerado uma das principais referências na área nuclear.

Depois de TMI diversos métodos de análise de confiabilidade humana surgiram. Através da metodologia Systematic Human Action Reliability Procedure (SHARP), a análise de confiabilidade humana foi incorporada na Análise Probabilística de Segurança (Probabilistic Safety Assessment) em 1984, sendo considerado um modelo para o processo de análise de confiabilidade humana e não uma ferramenta em si.

Para o licenciamento de novas usinas nucleares é exigido o Relatório Preliminar de Análise de Segurança (RPAS), também chamado de “Preliminary Safety Analysis Report” (PSAR) e posteriormente o Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) ou “Final Safety Analysis Report”(FSAR), os quais são submetidos à aprovação do órgão regulador/licenciador, no caso do Brasil a Comissão Nacional de Energia Nuclear.

Antes do acidente de Three Mile Island (TMI) esses relatórios eram compostos por 17 capítulos com a descrição geral do projeto dentre outros itens. Após TMI passou-se então a exigir-se o hoje conhecido capítulo 18, que trata do Programa de Engenharia de Fatores Humanos. Conforme já mencionado, um dos 12 itens tratados é a Análise de Confiabilidade Humana, sendo este considerado este um dos itens de extrema importância atualmente.

Dentro dos estudos de confiabilidade humana existem diversos métodos, com diversas abordagens sem existir um método considerado ideal para ser utilizado na análise da confiabilidade humana. Além disso, é importante ressaltar que a análise de confiabilidade humana pode ser utilizada em diversas áreas de estudo.

## 1.2 OBJETIVO

O objetivo deste trabalho é responder qual ou quais métodos de análise de confiabilidade humana são utilizados na prática em usinas nucleares para Análise Probabilística de Segurança e/ou em reatores de pesquisa através de uma revisão sistemática da literatura.

Baseado no resultado, discussão e conclusão desta revisão sistemática foi selecionado o método SPAR-H para aplicação do mesmo no reator de pesquisa Argonauta, devido ao fato do método ser considerado de fácil aplicação e utilizar a cognição assim como métodos de segunda geração.

A aplicação do método no reator Argonauta além de ampliar o conhecimento sobre método e funcionamento do reator, resultou na quantificação da probabilidade de erro humano para as ações dos operadores.

## 1.3 ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO

A estrutura desta dissertação é baseada na revisão sistemática da literatura e na seleção de um dos métodos de confiabilidade humana para ser aplicado no reator de

pesquisa Argonauta. Desta forma esta dissertação apresenta uma estrutura com sete capítulos, conforme descrito a seguir:

O capítulo 1 sintetiza a importância da indústria nuclear e contextualiza a confiabilidade humana dentro do universo da indústria nuclear, além de definir os objetivos da pesquisa.

O capítulo 2 apresenta conceitos importantes para este trabalho como confiabilidade humana, análise de confiabilidade humana, fatores que afetam o desempenho humano, erro humano e conceitos de acidentes do ponto de vista de diversos autores.

O capítulo 3 apresenta as fontes de pesquisa e os critérios utilizados, assim como os resultados, discussão e conclusões da revisão sistemática.

O capítulo 4 descreve o método de confiabilidade humana SPAR-H, de acordo com seu modelo de desempenho humano, seus tipos de tarefas, tipos de erros, fatores que afetam o desempenho humano, conceito de dependência e análise de incerteza.

O capítulo 5 apresenta informações sobre a aplicação do método SPAR-H no reator de pesquisa Argonauta de acordo com as ações humanas e tarefas realizadas pelos operadores deste reator. Assim como descreve os resultados obtidos na aplicação do método SPAR-H.

O Capítulo 6 apresenta as considerações finais e recomendações de acordo com os conceitos aplicados e resultados obtidos.

O Capítulo 7 apresenta as referências utilizadas neste trabalho.

## 2 FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

### 2.1 CONFIABILIDADE HUMANA

Segundo Meister (1976), confiabilidade humana é a probabilidade de que uma tarefa seja realizada com sucesso pelo operador em um determinado estágio da operação e em um mínimo período de tempo exigido.

De acordo com Swain e Guttman (1983), a confiabilidade humana é a probabilidade de que um operador realize de maneira satisfatória uma tarefa exigida pelo sistema em um período de tempo determinado (se o tempo é um fator limitante), sem realizar uma outra ação que possa degradar o sistema.

De acordo com Dougherty e Fragola (1988), a confiabilidade humana é a probabilidade que um conjunto de ações humanas seja executado com sucesso em um tempo estabelecido ou em uma determinada oportunidade, considerando suas limitações e os fatores que influenciam no seu desempenho.

#### 2.1.1 ANÁLISE DA CONFIABILIDADE HUMANA

A análise da confiabilidade humana (ACH) tem como objetivo estimar a confiabilidade humana.

Segundo Swain e Guttman (1983), Análise da Confiança Humana é um método pelo qual a confiabilidade humana é estimada. Ao realizar uma ACH, é necessário identificar as ações humanas que podem afetar a confiabilidade ou a disponibilidade do sistema. A aplicação mais comum da ACH é a avaliação dos atos humanos exigidos em um contexto de sistema.

Análise de Confiabilidade Humana (ACH) é uma ferramenta utilizada para melhorar o desempenho humano e estimar a confiabilidade humana, ao fornecer informações tanto qualitativas, quanto quantitativas (SANTOS et al., 2008).

De acordo com Swain e Guttman (1983) conforme definido em *Zion Probabilistic Safety Study (1981, Vol. 1)*, Análise Probabilística de Riscos (APR) é uma identificação rigorosa e sistemática dos níveis de danos que poderiam resultar de usinas nucleares e uma avaliação quantitativa da probabilidade de tais ocorrências. Na ACH, avaliamos os efeitos de erros humanos nas avaliações de risco em uma APR.

Segundo Oliveira (2017), análise de confiabilidade humana é um dos elementos usados em Análise Probabilística de Segurança e é realizada como parte da APS para quantificar a probabilidade de falhas das pessoas na realização de ações. A análise de confiabilidade humana no contexto da APS é uma tentativa de modelar as interações humanas e prever o impacto dessas interações na confiabilidade e nos sistemas de segurança.

De acordo com o NUREG-0711 que trata do Modelo de Revisão do programa de engenharia de fatores humanos um dos 12 itens tratados é a Análise de Confiabilidade Humana, ou na revisão mais recente do NUREG-0711 (2012), Tratamento das Ações Humanas importantes. O nome do antigo elemento “*Human Reliability Analysis*” foi alterado para “*Treatment of Important Human Actions*” e seu escopo foi expandido para tratar de ações humanas que o requerente ou identifica deterministicamente ou identifica usando a análise de risco. O foco está nas ações humanas mais importantes para a segurança e conseqüentemente, os candidatos identificam aquelas ações humanas mais importantes para a segurança através de uma combinação de análises probabilísticas e determinísticas, e depois os abordam quando conduzem o programa de engenharia de fatores humanos. O primeiro geralmente é feito usando uma avaliação probabilística de segurança ou avaliação probabilística de risco, incluindo sua análise de confiabilidade humana (HRA).

Segundo Boring (2012), há vários anos, existe uma distinção entre os métodos de ACH de primeira e segunda geração. A orientação para classificar um método específico como primeira ou segunda geração não tem sido totalmente consistente. Por exemplo, o método de Hollnagel para Análise de Erros e Confiabilidade Cognitiva (CREAM) em 1998 faz um forte argumento para considerar o uso de fatores cognitivos para métodos de ACH. Hollnagel argumenta que os chamados métodos de ACH de primeira geração não consideravam a cognição entre seus fatores de modelagem de desempenho ou fatores que afetam o desempenho humano. Métodos mais modernos - os chamados métodos de segunda geração da ACH - explicitamente consideram e modelam os FADs cognitivos. Em contraste com o foco cognitivo de CREAM, ATHEANA (NUREG/CR-1624, 2000) desenvolveu na prática uma nova diferenciação entre os métodos de ACH de primeira e segunda geração. Na ATHEANA, o contexto torna-se a chave para demarcar o limite entre a primeira e a segunda geração dos métodos de ACH. Os métodos de primeira geração falharam largamente em considerar

o contexto em que os humanos cometeram erros, enquanto os métodos de segunda geração consideram cuidadosamente e modelam as influências do contexto nos erros. Outras distinções foram tiradas com base na consideração de que erros de comissão, que são os erros relacionados a ações humanas que não deveriam ser realizadas, erros na sequência de uma ação ou erros no tempo de atuação como métodos de segunda geração. Em oposição a um forte foco nos erros de omissão, que são erros relacionados à omissão de qualquer ação humana que deveria ser executada, erro em omitir uma tarefa inteira, ou omitir parte de uma tarefa como métodos de primeira geração. De maneira mais geral, a comunidade de ACH tem se inclinado a se referir à lacuna geracional da ACH simplesmente em termos de cronologia. Os métodos de ACH mais antigos e desenvolvidos pela primeira vez são considerados coloquialmente como métodos de primeira geração, enquanto os métodos subsequentes - os descendentes dos métodos anteriores - são considerados métodos de segunda geração.

## 2.2 FATORES QUE AFETAM O DESEMPENHO HUMANO

O termo Modelo de Performance Humana denota uma representação esquemática ou abstração do comportamento humano em um contexto de sistema.

Ainda Segundo Swain e Guttman (1983), ao modelar o desempenho humano para uma Análise Probabilística de Segurança (APS), ou *Probabilistic Safety Analysis (PSA)*, é necessário considerar os fatores que mais afetam o desempenho. Muitos fatores afetam o desempenho humano em um complexo sistema homem-máquina como usinas nucleares. Alguns desses fatores de modelagem de desempenho, ou *Performance Shaping Factors (PSFs)*, são externos à pessoa e alguns são internos. Os PSFs externos incluem todo o ambiente de trabalho, especialmente o projeto do equipamento e os procedimentos escritos ou instruções orais. Os PSFs internos representam as características individuais da pessoa - suas habilidades, motivações e expectativas que influenciam seu desempenho. Estresses psicológicos e fisiológicos resultam de um ambiente de trabalho no qual as demandas impostas ao operador pelo sistema não estão de acordo com suas capacidades e limitações.

De acordo com o glossário do método SPAR-H (NUREG/CR-6883), PSF é um fator que influencia o desempenho humano e as probabilidades de erro humano e é considerado na Análise de Confiabilidade Humana da Análise Probabilística de Riscos. No SPAR-H, isso inclui: tempo disponível, estresse e estressor, complexidade,

experiência e treinamento, procedimentos, ergonomia e interface homem-máquina, adequação ao trabalho e processos de trabalho.

### 2.3 ERRO HUMANO

De acordo com Rasmussen (1981), se um sistema funciona de forma menos satisfatória do que normalmente - devido a um ato humano ou a um distúrbio que poderia ter sido neutralizado por um ato humano razoável - a causa provavelmente será identificada como um erro humano.

Segundo Reason (1990), erro humano é um termo genérico para abranger todas as ocasiões em que uma sequência planejada de atividades mentais ou físicas não consegue atingir o resultado pretendido e quando essas falhas não podem ser atribuídas à intervenção de algum agente de mudança. Essa falha pode ocorrer quando o plano é adequado, mas as ações se desviam do plano (Deslize, Lapsos), ou quando as ações estão em conformidade com o plano, mas o plano é inadequado para alcançar os fins desejados (Enganos).

Os “deslizes” estão associados a falhas de atenção ou percepção e resultam em ações impróprias observáveis. “Lapsos” são eventos mais cognitivos e geralmente envolvem falhas de memória. “Enganos” são erros cometidos em um alto nível cognitivo, envolvendo processos ligados à informação disponível, planejando, julgamento e formulação de intenções. Outro tipo de erro considerado na classificação de Reason são as “violações”. Violações são desvios das práticas operacionais seguras, procedimentos, padrões ou regras. A maioria das violações são ações deliberadas, mesmo que às vezes possam ser erradas. Os desvios, lapsos, enganos e violações dizem respeito ao comportamento individual.

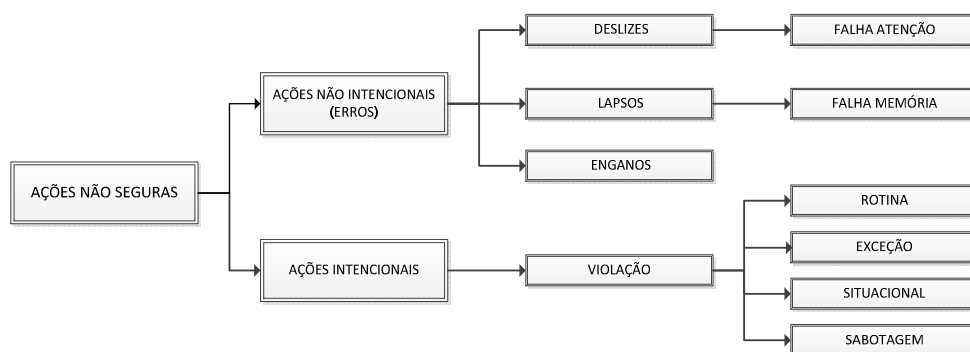


Fig. 01: Ações não seguras

Erros podem tomar diferentes modos de acordo com a pessoa que os faz e o papel que essa pessoa ocupa na organização. Erros cometidos por operadores no processo de controle de um sistema emergem imediatamente e se tornam muito visíveis na evolução de um evento. São chamados de “Erros Ativos” e são as ocorrências mais óbvias e os colaboradores humanos mais rapidamente identificados em um acidente.

Erros cometidos em níveis mais altos das organizações, como na definição de políticas ou procedimentos de emergência, ou trabalho remotos e distantes, como no nível de manutenção, são mais complicados e difíceis de detectar à primeira vista. Esses erros ficam inativos no sistema e não mostram seus efeitos negativos até que condições específicas sejam encontradas. Esses erros são definidos como “Erros Latentes” e são os erros mais perigosos e sérios a serem resolvidos. Os erros ativos e latentes são representativos das perspectivas organizacionais em que os comportamentos individuais são enquadrados.

Segundo Pietro Carlo Cacciabue (2004) outros tipos de erros podem ser definidos, por exemplo, com foco no desempenho específico de indivíduos. Uma simples estruturação de tipos de erros em erros de omissão e comissão permite a classificação de uma ampla variedade de comportamentos inadequados, conforme Swain e Guttman (1983). O erro de omissão é uma simples omissão de ações ou etapas no desempenho de um procedimento ou de um processo bem conhecido. Erros de comissão são todas as manifestações possíveis restantes de comportamento inapropriado que implique no atual desempenho de uma ação inapropriada.

Segundo John R. Wilson e Nigel Corlett (2005), a abordagem mais básica, mas ainda útil, é a considerada por Swain e Guttman (1983). Nesta abordagem os seguintes modos de erro são erro de omissão e erro de comissão. O erro de omissão é caracterizado por uma ação ou tarefa omitida, seja esta totalmente ou parcialmente. Já o erro de comissão caracteriza-se por uma ação ou tarefa desempenhada de forma incorreta e classifica-se como:

- Erro de Seleção, ações errôneas na escolha do controle.
- Erro de Sequencia, ações realizadas numa sequência incorreta.
- Erro de tempo, ações realizadas muito cedo ou muito tarde.
- Erro de qualidade, ações realizadas muito pouco ou bastante.



De acordo com Sanders e McCormick (1993), o erro humano é uma decisão ou comportamento humano inadequado ou indesejável que reduz ou tem o potencial de reduzir a eficácia, a segurança ou o desempenho do sistema.

O erro humano é definido como qualquer membro de um conjunto de ações humanas que excede algum limite de aceitabilidade, Rigby (1970). Assim, um erro é meramente uma ação fora da tolerância, em que os limites de desempenho tolerável são definidos pelo sistema.

Para Fialho (1995), erro humano é um desvio referente a uma norma existente, um comportamento humano de trabalho que deveria ter sido seguido, que pode ser consequência da inexistência ou escassez de ordens e instruções.

Segundo Lafraia (2001), erro humano é a falha de ações planejadas em alcançar os objetivos propostos. Devido a isto, o erro humano teria duas causas: as ações não ocorrem como planejadas, ou o planejamento foi inadequado.

## 2.4 CONCEITOS DE ACIDENTES

Hollnagel (2004) menciona que segundo Heinrich (1980) a ocorrência de um dano resulta invariavelmente de uma sequência completa de fatores - sendo o último deles o próprio acidente. Assim, segundo Heinrich, o acidente, por sua vez, é invariavelmente causado ou permitido pelo ato inseguro de uma pessoa e/ou um perigo físico ou mecânico.

Segundo Koji Fukuoka (2015) o modelo de queijo suíço de Reason (1990) indica que há um número de camadas defensivas ou fatias. Os furos destas camadas associados entre perigos e perdas potenciais e que esses furos em um número de fatias de queijo suíço estão em movimento contínuo, movendo-se de lugar para lugar, abrindo e fechando. Alguns buracos são causados por condições latentes que podem permanecer adormecidas sem causar danos até que elas interajam com as circunstâncias locais e com falhas ativas na penetração de camadas defensivas. As condições latentes incluem mal planejamento, supervisão insuficiente, procedimentos impraticáveis e falta de treinamento. As condições latentes surgem de decisões tomadas por reguladores, fabricantes, projetistas e gerentes organizacionais. Outros furos são causados por falhas ativas cujos efeitos adversos são acionados por atos inseguros dos operadores e aparecem imediatamente. Ninguém pode prever todos os possíveis cenários de

acidentes. Portanto, algumas camadas defensivas com buracos estarão presentes a partir do estabelecimento do sistema ou se desenvolverão sem serem notadas ou não corrigidas durante as operações do sistema. Esses buracos podem assumir uma variedade de formas. Quando esses furos se alinham em várias fatias, os riscos entram em contato direto com perdas potenciais e ocorre um acidente.

Segundo Christopher P. Nemeth (2004), o modelo de defesas do queijo suíço de Reason (1990) amplia o erro do indivíduo para a escala da organização. As organizações erguem defesas para proteger da exposição a perigos. Essas defesas podem ser vistas como planos paralelos em série separando perigos e pessoas. Falhas ativas e condições latentes em níveis sucessivos (incluindo falhas latentes nas influências organizacionais, na supervisão insegura, em pré-condições para atos inseguros e falhas ativas de atos inseguros) podem criar um colapso nas barreiras. Muitos buracos e o alinhamento necessário entre eles (como uma série de fatias de queijo suíço) podem resultar em exposição a um perigo.

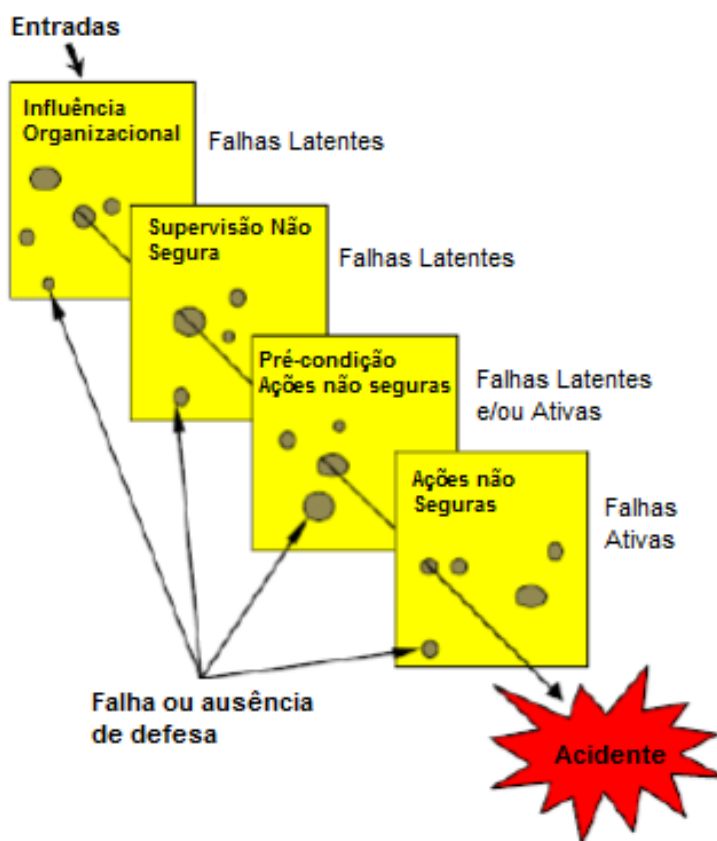


Fig. 02: Modelo do queijo suíço (adaptado de Reason, 1990)

Os atos ou ações inseguras são: deslizes, lapsos e enganos para ações não intencionais; além das violações para ações intencionais.

As pré-condições para ações ou atos inseguros são os fatores ambientais, condições do indivíduo e fatores do grupo de trabalhadores. Fatores ambientais que devem ser levados em consideração são os ambientes físico e tecnológico. As condições do indivíduo são fatores cognitivos, estado fisiológico adverso, limitação física e/ou mental e fatores de percepção. Fatores do grupo de trabalho são comunicação, coordenação, gerenciamento e presteza.

Uma das condições latentes é a supervisão insegura que pode ser dividida em supervisão inadequada, planejamento não adequado, violação de supervisão e falhas em corrigir problemas desconhecidos. Esta supervisão inadequada é baseada em fatores como treinamento e liderança. Já o planejamento não adequado é baseado em pontos como tempo na execução das tarefas, programação da troca de turno, dentre outros. A violação de supervisão trata do descumprimento das regras ou normas regulatórias. E por fim a falha em corrigir problemas conhecidos trata de pontos como segurança, riscos, comportamento das pessoas, e etc.

Outra condição latente se refere à influência organizacional que pode ser dividida em gerenciamento de recursos, clima organizacional e processo organizacional.

## 3 REVISÃO SISTEMÁTICA

### 3.1 BASES DE DADOS E PESQUISAS

Foi realizada uma busca eletrônica na base de dados periódicos da CAPES, onde várias bases de dados podem ser pesquisadas ao mesmo tempo, além de outras fontes de pesquisa abertas. Os termos de pesquisas relacionados à Análise de Confiabilidade Humana, usinas nucleares e reatores de pesquisa foram realizados desde 1980 até 2018. Além das bases de dados de fontes abertas, todas as bases de dados de periódicos do Portal da CAPES foram consideradas a fim de cobrir todos os trabalhos possíveis relacionados à pesquisa. Com isso, podemos considerar que a seleção de bases de dados específicas não foi utilizada como critério de exclusão. Dentre as bases de dados que tiveram seus trabalhos selecionados dentro dos periódicos da CAPES temos as seguintes: Elsevier, IEEE Xplore, Wiley Online Library, Springer, Directory of Open Access Journals (DOAJ), Computers & Applied Sciences Complete and Emerald.

### 3.2 QUESTÃO DE PESQUISA

Devido à existência de inúmeros métodos de análise de confiabilidade humana e ao fato de não existir um método considerado ideal dentre eles na indústria nuclear, tornou-se necessário à coleta de dados, classificação e análise dos métodos de ACH. Sendo que a pergunta de pesquisa que motivou esta revisão sistemática da literatura foi: “Dentre os diversos métodos de análise de confiabilidade humana existentes, quais são os métodos mais aplicados na prática em usinas nucleares, reatores de pesquisa, experimentos de simuladores de salas de controle e análise probabilística de segurança?”.

### 3.3 CRITÉRIOS DE SELEÇÃO

Artigos científicos publicados desde 1980 até o ano de 2018, assim como relatórios e apresentações de organizações internacionais consideradas relevantes no campo da análise de confiabilidade humana na área nuclear foram a base de dados de entrada para esta revisão sistemática da literatura. Este janela de tempo foi selecionada devido ao fato do primeiro método de análise de confiabilidade humana a ser publicado ter sido o método *Technique for human error-rate prediction* (THERP), esta ocorreu

com a publicação do NUREG/CR-1278 em 1983. A seleção do ano de 2018 ocorreu para cobrir estudos, publicações e relatórios recentes relacionados ao tópico.

Três tipos de buscas foram realizadas na revisão sistemática da literatura, uma busca relacionada aos artigos com palavras como análise/avaliação de confiabilidade humana e plantas nucleares na base de dados da CAPES. Outra busca relacionada aos artigos com palavras como análise de confiabilidade humana e reatores de pesquisa também na base de dados da CAPES. Por fim, uma busca de artigos, relatórios e apresentações relacionadas as palavras análise de confiabilidade humana, plantas nucleares e reatores de pesquisa para bases de dados abertas.

Markus Porthin (2014) proveu uma visão geral de guias, diretrizes, avaliações e normas relativas à análise de confiabilidade humana para centrais nucleares, nomeado “*State-of-the-Art of Human Reliability Analysis for Nuclear Power Plants*”, além de resumir seus elementos chaves. Este estudo mostra quais são os documentos considerados referências e quais são os métodos de análise de confiabilidade humana sugeridos nesses estudos. Este estudo foi uma das referências para as buscas realizadas em bases de dados abertas, pois a partir do mesmo foi-se definido o critério de seleção da fonte de origem de apresentações ou relatórios a serem considerados nessa revisão. Dentre as fontes consideradas válidas temos as organizações internacionais consideradas relevantes para o estudo dos métodos de análise de confiabilidade humana podemos citar: *International Atomic Energy Agency (IAEA)*, *United States Nuclear Regulatory Commission (NRC)*, *Health and Safety Executive (HSE)*, *The Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE)*, *Paul Scherrer Institute (PSI)*, *National Aeronautics and Space Administration (NASA)*, *OECD Nuclear Energy Agency (NEA)* and *VTT technical research centre of Finland*. Além das fontes já citadas temos outras fontes como os órgãos reguladores, empresas responsáveis pelo projeto de centrais nucleares, operadores de centrais elétricas e institutos de pesquisa.

Em relação ao primeiro tipo de busca no portal de periódicos da CAPES, foram feitas seis buscas com diferentes campos onde os termos deveriam ser buscados, os critérios de comparação definidos, palavras de busca, seleção dos operadores booleanos e tópicos. Quatro opções estão à disposição no campo “onde os termos devem ser pesquisados”: qualquer, no título, como autor e no assunto. As opções de “critério de comparação” são: contém, é (exato), começa com. As opções de “operadores

booleanos” são: AND, OR e NOT. Sendo os tópicos selecionados de acordo com o objeto de pesquisa.

Pode ser visto na tabela 01 que para essas seis buscas mencionadas anteriormente, todas as buscas utilizaram como critério de comparação a opção “contém”. As palavras utilizadas nas buscas foram “Human Reliability Analysis”, “Human Reliability Assessment” and “Nuclear Power Plant”. Os operadores booleanos foram “AND” e “OR”. Para o campo onde o termo deve ser buscado as opções usadas foram “no título” e “no assunto”. Dado o fato que a ACH pode ser utilizada em diversas áreas, quando as palavras utilizadas para busca foram “Human Reliability Analysis” e “Human Reliability Assessment” na mesma busca, foi necessário selecionar um dentre os vários tópicos, nestes casos o tópico selecionado foi “Nuclear Power Plant”.

Número da Busca	1	2	3	4	5	6
Onde o termo deve ser pesquisado	No título	No título	No título	No assunto	No assunto	No assunto
Critério de comparação	Contém	Contém	Contém	Contém	Contém	Contém
Palavra ou frase buscada	Human Reliability Analysis	Human Reliability Analysis	Human Reliability Assessment	Human Reliability Analysis	Human Reliability Analysis	Human Reliability Assessment
Operador booleano	AND	OR	AND	AND	OR	AND
Onde o termo deve ser pesquisado	No título	No título	No título	No assunto	No assunto	No assunto
Critério de comparação	Contém	Contém	Contém	Contém	Contém	Contém
Palavra ou frase buscada	Nuclear Power Plants	Human Reliability Assessment	Nuclear Power Plants	Nuclear Power Plants	Human Reliability Assessment	Nuclear Power Plants
Tópico	-	Nuclear Power Plants	-	-	Nuclear Power Plants	-

Tabela 01: Sumário de buscas (Nuclear Power Plant)

Os primeiros critérios de seleção, inclusão ou exclusão, a serem aplicados foram a exclusão de artigos repetidos, artigos sem o texto completo e artigos que não foram escritos em língua inglesa.

A etapa seguinte de seleção foi baseada na leitura dos títulos e abstracts dos artigos e o quanto estes itens indicam relação com o tópico da revisão da literatura.

Para esta segunda etapa os critérios de inclusão foram: revisões da literatura, estudos que aplicam métodos de ACH em experimentos de simulador, estudos que aplicam métodos de ACH em APS de plantas nucleares, estudos que façam a validação de métodos de ACH, aplicação de métodos de ACH em reatores de pesquisa ou aplicação de métodos de ACH em APS de reatores de pesquisa.

Ainda para esta etapa de seleção os critérios de exclusão foram: estudos que não se apliquem a algum dos tópicos da pergunta de pesquisa, estudos que apenas apresentem um método de ACH sem aplicação ou estudos que apenas proponham novos métodos de ACH.

Por fim como última etapa de seleção foi realizada a leitura completa dos artigos restantes e para esses foi atribuída uma pontuação de 1 a 5, onde 1 (um) corresponde que o artigo não atende completamente e 5 o artigo atende completamente. Desta forma foi possível avaliar a qualidade metodológica e a adequação a questão de pesquisa.

Uma vez aplicados os critérios de inclusão e exclusão e realizada a avaliação da qualidade metodológica dos artigos selecionados o estudo procedeu à extração de dados quando encontrou uma pontuação de pelo menos 50% na qualidade metodológica.

O segundo tipo de busca realizada foi relativa aos reatores de pesquisa na base de dados do portal de periódicos da CAPES. Os critérios de inclusão e exclusão foram os mesmos já aqui mencionados, assim como também a avaliação da qualidade metodológica e adequação a questão de pesquisa. A tabela 02 mostra as 3 (três) buscas realizadas com foco em reatores de pesquisa. Todas as buscas utilizaram como critério de comparação a opção “contém”. As palavras utilizadas nas buscas foram “Human Reliability Analysis”, “Probabilistic Safety Analysis”, “Risk Assessment” e “Research reactor”. O operador booleano foi o “AND”. Para o campo onde o termo deve ser buscado a opção usada foi “no assunto”.

O terceiro tipo de busca realizada foi em bases de dados abertas. As palavras de busca foram as mesmas, mas as regras de buscas como “onde o termo deve ser pesquisado” e “critério de comparação” por exemplo, não podem ser aplicadas nas bases de dados abertas, pois os campos de pesquisa mudam. Os critérios de inclusão e exclusão foram voltados ao quanto estes itens indicam relação com o tópico da revisão da literatura conforme mostrado anteriormente, como também a leitura completa de

artigos, relatórios e apresentações para que fosse atribuída uma pontuação de 1 a 5, onde 1 (um) corresponde que o texto não atende completamente e 5 o texto atende completamente. A diferença do terceiro tipo de busca para as anteriores é que estes critérios precisaram ser aplicados um a um para cada texto, diferente das outras duas buscas que foram por etapas.

Número da Busca	1	2	3
Onde o termo deve ser pesquisado	No assunto	No assunto	No assunto
Critério de comparação	Contém	Contém	Contém
Palavra ou frase buscada	Research Reactor	Research Reactor	Research Reactor
Operador booleano	AND	AND	AND
Onde o termo deve ser pesquisado	No assunto	No assunto	No assunto
Critério de comparação	Contém	Contém	Contém
Palavra ou frase buscada	Human Reliability Analysis	Probabilistic Safety Analysis	Risk Assessment

Tabela 02: Sumário de buscas (Research Reactor)

### 3.4 RESULTADOS E DISCUSSÃO DA REVISÃO SISTEMÁTICA

Os resultados das buscas da tabela 01 foram organizados em tabelas resultando um total de 187 artigos, deste total 84 artigos eram repetidos, 6 artigos não foram escritos em língua inglesa e 3 não dispunham de texto completo no portal de periódicos da CAPES. Depois de remover esses 93 artigos seguindo os critérios de inclusão e exclusão, restaram 94 artigos disponíveis para seleção. Seguindo os critérios de seleção de acordo com a relevância do título e abstract em relação ao objeto de estudo da revisão sistemática, nesta segunda fase 45 artigos foram selecionados. Dentre estes 45 artigos, 13 foram selecionados seguindo os critérios de inclusão, exclusão e realizada a avaliação da qualidade metodológica e a adequação a questão de pesquisa.

Os resultados das buscas da tabela 02 relativa aos reatores de pesquisa também foram estruturados da mesma forma que a tabela 01. Pode-se perceber que o número de artigos encontrados para a busca da tabela 02 foi muito menor que a busca da tabela 01, o que mostra os estudos serem focados mais em centrais nucleares do que reatores de pesquisa. Os resultados dessas buscas foram um total de 30 artigos, deste total 07 (sete)



artigos eram repetidos. Depois de remover os artigos repetidos e após a aplicação de todos os critérios de inclusão, exclusão e realizada a avaliação da qualidade metodológica e a adequação a questão de pesquisa foram selecionados 4 (quatro) artigos relacionados a busca “reatores de pesquisa” e “análise de confiabilidade humana”.

As buscas em bases de dados abertas seguiram os critérios de inclusão e exclusão para cada uma das buscas. Foram selecionados 8 (oito) artigos, 1 (uma) apresentação, 11 (onze) relatórios e 1 (um) apêndice de um destes relatórios.

Um resumo da quantidade de citações dos métodos de ACH baseada nas buscas mencionadas anteriormente encontra-se na tabela 03. O detalhamento do número de citações dos métodos de ACH para cada um dos artigos, apresentações e relatórios pode ser vista no apêndice A, assim como o número total de arquivos que foram revisados, 38 (trinta e oito). Destes 38 arquivos, temos um total de 25 artigos, 1 (uma apresentação), 11 (onze) relatórios e 1 (um) apêndice de um destes relatórios.

Citações dos métodos por tipo de base de dados	Paper	Apresentação	Report	Total
ASEP	9	-	28	37
ATHEANA	1	-	1	2
CBDT	2	1	1	4
CREAM	1	-	-	1
EPRI Calculator	1	-	3	4
FLIM	-	-	1	1
HCR/ORE	5	1	7	13
HEART	1	-	3	4
MERMOS	1	-	2	3
NARA	0	-	-	0
SHARP	1	-	12	13
SLIM	-	-	1	1
SLIM-MAUD	-	-	-	0
SPAR-H	12	-	7	19
THERP	12	1	35	48
HORAAM	-	-	1	1
TRC - OAT/TRC	-	-	4	4
Generation 1	-	-	2	2

Tabela 03: Número de citações dos métodos de ACH por tipo de base de dados

A seguir encontra-se um sumário dos artigos, da apresentação e relatórios selecionados de acordo com esta revisão sistemática da literatura. É importante ressaltar

que dentro de um mesmo relatório, pode existir a descrição da ACH em diversos países, com isso é possível existir diversas aplicações de métodos de ACH para diferentes plantas nucleares num mesmo relatório.

#### 3.4.1 ARTIGOS

Kirwan et al. (1996), fornecem detalhes de uma Análise de confiabilidade humana realizada durante um período de dois anos como parte de uma Análise probabilística de segurança de usinas nucleares no Reino Unido. Segundo Kirwan, uma tendência nos últimos anos tem sido a mudança de certas técnicas de quantificação de probabilidades de erro humano como THERP e SLIM (Embrey et al, 1984), para uma técnica de recursos mais eficiente chamada HEART (Human Error Assessment and Reduction Technique) e que se tornou predominante no Reino Unido.

Moieni et al. (1994), resumem a importância da confiabilidade humana na operação segura de NPPs, bem como a necessidade de avanço do estado da arte na ACH, o EPRI lançou um programa de confiabilidade humana em 1982. Este programa cobriu áreas importantes de desenvolvimento de uma estrutura da ACH para ser usada em APSs, uma referência da estrutura e métodos de quantificação de ACH. Esses desenvolvimentos foram apoiados por esforços de coleta de dados plurianuais e desenvolvimento de software de computador para facilitar tanto o processamento de dados coletados usando simuladores de treinamento de NPP quanto à avaliação da confiabilidade humana.

Jung et al. (2007), apresentam uma análise do desempenho humano das tarefas de emergência para usinas nucleares (NPPs) para apoiar uma ACH. Usando o simulador de escopo total de uma planta de referência, mais de 110 registros do simulador foram feitos com seis cenários de emergência. Esses registros foram coletados e analisados para gerar o tempo de desempenho de um operador, como também o tempo necessário para diagnosticar o evento e o tempo para executar um procedimento, passo ou uma tarefa. De acordo com o resultado da APS Nível 1 para as unidades 3 e 4 de Ulchin, cuja ACH foi realizada com base em um método modificado do ASEP HRA e THERP, o erro humano foi um dos principais contribuintes para a segurança da planta.

Hickling et al. (2013), descreveram uma avaliação de projeto genérica (Generic Design Assessment - GDA) de dois projetos de usinas nucleares para construção

prospectiva no Reino Unido pelo *UK Office of Nuclear Regulation (ONR)*, com uma revisão das Avaliações de Confiabilidade Humana apresentadas como parte das análises probabilísticas de segurança. As ACHs submetidas à GDA aplicaram a técnica de previsão da taxa de erro humano THERP, ASEP e SPAR-H, que é o método padronizado de confiabilidade de risco de análise de plantas. Os objetivos do trabalho descrito foram estabelecer a validade e aplicabilidade das bases de dados contidas no THERP, ASEP e SPAR-H para interfaces humano-computador.

Gore et al. (1997), apresentam uma avaliação limitada do conservadorismo do ASEP (Accident Sequence Evaluation Program). Esta avaliação limitada aborda o pós-acidente, pós-diagnóstico, procedimento nominal ASEP aplicado ao desempenho de tarefas por indivíduos. Esta avaliação é de interesse porque o erro humano é um importante contribuinte para o risco de operação de uma usina nuclear e porque o ASEP é frequentemente usado para estimar as probabilidades de erro humano, que são um componente das avaliações de risco probabilísticas (APSs). Os dados para este estudo foram compilados da parte do simulador dos exames de requalificação de operadores da Comissão Reguladora Nuclear dos EUA, realizados entre fevereiro de 1991 e dezembro de 1992. Durante esses exames, os operadores foram avaliados quanto ao desempenho de um número de Tarefas Críticas do Simulador Individual (Individual Simulator Critical Tasks - ISCTs) que são tarefas com significado de segurança.

Liu et al. (2014), investigam os efeitos dos fatores de modelagem do desempenho (performance shaping factors - PSF) e suas inter-relações e efeitos combinados na probabilidade de erro humano. Os PSFs envolvidos foram complexidade de tarefas, disponibilidade de tempo, experiência e pressão de tempo. Os dados empíricos obtidos foram comparados com previsões pelo método SPAR-H e dados de outras fontes. Os participantes realizaram um procedimento operacional de emergência artificial (EOP) em um *microworld* simulador.

Preischl et al. (2016), apresentam um projeto que visa coletar dados de confiabilidade humana da experiência operacional de usinas nucleares alemãs e realizar uma comparação com o banco de dados THERP, uma vez que a diretriz alemã para APS no contexto de revisões periódicas de segurança de usinas nucleares recomenda THERP como o principal método a ser empregado na parte de ACH, o principal objetivo dos

projetos de coleta de dados relatados no presente trabalho é verificar se a base de dados THERP está de acordo com a prática operacional das usinas nucleares alemãs.

Zou et al. (2017), tiveram três finalidades neste projeto. A primeira foi estabelecer uma metodologia e um modelo de ACH para um sistema de controle digital (*Digital Control System - DCS*) + procedimentos orientados ao estado (*state oriented procedures - SOP*). O segundo foi identificar possíveis novos problemas de confiabilidade humana e determinar potenciais riscos desconhecidos para operadores em condições de acidentes. O último objetivo foi propor um modelo de ACH para a usina nuclear LingAo II e completar a ACH. O relatório da ACH para a usina nuclear LingAo II para a fase de projeto de construção usou o método de confiabilidade humana SPAR-H.

I. S. Kim (2001), discute a aplicabilidade da análise de confiabilidade humana para apoiar o processo de revisão de projeto de interface homem-máquina (*man-machine interface - MMI*) avançada baseada em computador. Tanto a primeira geração quanto a segunda geração de métodos de ACH são consideradas focadas em um par de métodos promissores, ou seja, ATHEANA e CREAM, com o potencial de auxiliar o processo de revisão do projeto.

P. Le Bot (2004), tem como objetivo fornecer um panorama dos dados de confiabilidade humana utilizados nos estudos probabilísticos de segurança da Electricité de France (EDF). Aplicar o conceito de erro humano ao de falha sistêmica na operação de sistemas como de uma usina nuclear. Estes conceitos foram implementados no método MERMOS de Avaliação Probabilística da Confiabilidade Humana utilizados na última Avaliação Probabilística de confiabilidade Humana da EDF.

Vaez et al. (2013), propuseram analisar a confiabilidade e, portanto, a probabilidade de sucesso dos Planos de Ação Detalhada (*Detailed Action Plans - DAPs*). A técnica Diagrama de Bloqueios de Confiabilidade é utilizada para modelar a confiabilidade das ações integradas de emergência do operador automático. O foco está na incorporação dos erros operacionais e cognitivos do operador na análise de confiabilidade do processo/equipamento. Para este propósito, é utilizado o método de análise de confiabilidade humana SPAR-H.

Zhang et al. (2007), foram solicitados pela Qinshan Nuclear Power Plant em 2001. Os autores assumiram a responsabilidade da ACH na APS da Qinshan NPP, na qual o modelo HCR foi selecionado para quantificar a parte cognitiva das operações humanas e o método THERP para quantificar a parte das ações das operações humanas. Embora o modelo HCR não tenha sido validado e possa até mesmo não ter base teórica, ele ainda é um método HRA amplamente utilizado na área de APS e, como tal, foi selecionado para a análise de confiabilidade humana de Quishan NPP. Como parte do projeto de ACH, realizamos experimentos sobre a confiabilidade dos operadores no simulador de tamanho real da Qinshan NPP.

Shirley et al. (2015), avaliam os requisitos para a validação de um estudo simulado do THERP e um método de ACH de base.

Gregg P. et al. (1992), durante 1990-91 uma avaliação de risco probabilística foi conduzida no reator de pesquisa nuclear AGN-201M da Universidade do Novo México para abordar o risco e a consequência de um acidente hipotético de liberação máxima. Uma análise de confiabilidade humana foi realizada para avaliar o significado da interação humana nos sistemas de segurança do reator. O processo utilizado para esta análise seguiu o procedimento descrito no NUREG/CR-4772 intitulado “the Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure” (ASEP HRA).

Barati et al. (2012), o objetivo deste artigo é cobrir a análise da confiabilidade humana do reator de pesquisa do Teerã usando um método apropriado para a representação de probabilidades de falhas humanas. A análise da confiabilidade humana é, de fato, parte integrante e significativa dos estudos probabilísticos de análise de segurança, sem que a análise de segurança probabilística não seja uma representação sistemática e completa dos riscos reais da planta. *Standardized plant analysis risk-human* (SPAR-H) pode ser usado para abordar essas preocupações; é um sistema de análise de confiabilidade humano bem documentado e sistemático, com tabelas para escolhas de desempenho humano, preparadas em consulta com especialistas no domínio.

Barati et al. (2014), erros humanos durante a operação e o aumento resultante no risco operacional são preocupações importantes para os reatores nucleares, assim como são para todas as indústrias. Além disso, a análise da confiabilidade humana, juntamente com a análise de risco probabilística, é um elemento-chave na redução do risco

operacional. O objetivo deste trabalho é analisar a confiabilidade humana usando métodos apropriados para a representação probabilística e cálculo de erro humano a ser utilizado juntamente com a análise probabilística de risco, a fim de reduzir o risco operacional da operação do reator. Entre esses métodos, o SPAR-H é utilizado nesta pesquisa para a ACH do reator de pesquisa do Teerã.

Mohamed et al. (2015), uma Análise Probabilística de Segurança Nível 1 para o reator de pesquisa TRIGA Mark II da Agência Nuclear da Malásia foi desenvolvida para avaliar o risco potencial em sua operação. Em conjunto com este desenvolvimento da APS, a Análise de Confiabilidade Humana é realizada para determinar a contribuição humana para o risco. O objetivo deste estudo é analisar qualitativamente as ações humanas (AHs) envolvidas na operação deste reator de acordo com a parte qualitativa do arcabouço de ACH para APS, que é a identificação, triagem qualitativa e modelagem das ações humanas.

Os trabalhos futuros serão sobre a quantificação das PEHs usando a técnica Technique for Human Error Rate Prediction (THERP), Accident Sequence Evaluation Program-Human Reliability Analysis (ASEP-HRA) and Standardized Plant Analysis Risk-HRA (SPAR-H) baseados nos resultados qualitativos e encontrados neste estudo.

Hassan et al. (2017), este estudo apresenta a parte quantitativa da análise de ações humanas (AHs) na análise de confiabilidade humana (ACH) para uma avaliação probabilística de segurança (APS) nível 1 do reator de pesquisa. As probabilidades de erros humanos são depois quantificadas por meio do método SPAR-H. Para as ações humanas dos tipos A e B, suas probabilidades de erros humanos são quantificadas usando o método THERP.

Tian et al. (2016), este documento apresenta algumas organizações na China que estão ativas nas áreas de APS/ACH baseado em suas atividades e experiências. Várias abordagens de ACH são aplicadas na pesquisa e desenvolvimento da ACH na China, como HCR/ORE+THERP, ASEP, SPAR-H, HCR/ORE+CBDT+ THERP, HCR/ORE+THERP modificados. O HCR/ORE+THERP modificado pode ser aplicado para modelagem ACH em Nuclear Power Plants de conceito digital.

Licao et al. (2011), a análise de confiabilidade humana (ACH) é geralmente vista como uma parte importante na análise probabilística de segurança (APS). Neste

artigo, um modelo THERP + HCR HRA é apresentado para modelar o comportamento pós-acidente dos operadores em usinas nucleares chinesas. O artigo mostra como o modelo é estruturado e como considerar e adquirir os dados correspondentes, incluindo modificação de dados HCR e dados da árvore de eventos. Um estudo de caso é apresentado para fazer uma ilustração.

Zhang et al. (2016), o sistema de controle da sala de controle principal (MCR) em usinas nucleares avançadas (NPPs) havia mudado do sistema de controle analógico para o sistema de controle digital (DCS). A operação e o controle se tornaram mais automatizados, centralizados e precisos devido à digitalização de NPPs, o que melhora a eficiência e a segurança do sistema. Novas questões associadas à confiabilidade humana inevitavelmente surgem devido à adoção de novos procedimentos de acidentes e à digitalização do MCR nas NPPs. A Usina Nuclear de LingAo II é a primeira usina nuclear digital na China que aplicou o Procedimento Orientado pelo Estado (SOP).

Para a planta nuclear de LingAo II, este projeto analisou 37 eventos de fator humano, utilizando o modelo MAPI-T e MAPI-TQ. O relatório da ACH de LingAo II para a fase de projeto de construção utilizou o método SPAR-H.

Rasmus H. (2015), um procedimento utilizado mundialmente para analisar a confiabilidade humana em uma análise probabilística de risco (APS) é o método ASEP desenvolvido por Alan D. Swain. Uma versão modificada dele também é usada na APS da usina nuclear de Loviisa. O procedimento é baseado principalmente no julgamento de especialistas e não representa necessariamente a realidade em todas as situações.

Experiências operacionais da usina nuclear de Loviisa e do banco de dados ICDE (International Common Cause Data Exchange) foram usadas para estimar o erro de calibração da medição e as probabilidades errôneas da posição da válvula. Estes valores foram comparados com aqueles obtidos usando o método ASEP para poder verificar ou ajustar os valores ASEP para a usina nuclear de Loviisa.

Segundo Wang (2012), a análise de segurança probabilística (APS), também chamada de análise probabilística de riscos (APR), é uma ferramenta essencial para a operação segura de uma usina nuclear. A APS de Nível 2 modela os fenômenos após o início dos danos do núcleo que têm o potencial de desafiar a integridade da contenção e levar a uma liberação de material radioativo para o meio ambiente. Desta forma ele

descreve neste artigo as características e considerações especiais da análise de confiabilidade humana na análise probabilística de segurança de nível 2 e demonstra também no nível 2 como usar o método SPAR-H, que é chamado de um método ACH de segunda geração avançado e está sendo amplamente utilizado nas APS para as usinas nucleares chinesas.

Voronov (2010), apesar da alta confiabilidade dos sistemas de segurança das usinas nucleares, as ações humanas ainda desempenham um papel importante na segurança das usinas nucleares. A análise de confiabilidade humana é, portanto, importante para uma análise probabilística de segurança (APS) de escopo total e análise de risco. Desta forma o artigo descreve a modelagem de ações a serem executadas pelos operadores da NPP Ignalina durante uma sequência de acidentes. Essa modelagem foi aplicada para a APS da central nuclear Ignalina. Uma combinação de ASEP e THERP foi aplicada. Tal metodologia permite avaliar a probabilidade de erro dos operadores em diferentes fases de ação (identificação, tomada de decisão e implementação) e permite contabilizar adequadamente diferentes fatores que impactam o desempenho humano (interface, alarme, indicações, procedimentos, treinamento, estresse, tempo, etc).

Segundo uma pesquisa feita por Boring (2015), 34 especialistas da indústria nuclear dos EUA foram entrevistados para determinar as necessidades específicas da análise de confiabilidade humana. De acordo com essas entrevistas, entre os métodos de análise de confiabilidade humana em uso pelos especialistas no assunto, o SPAR-H dominou para análise simplificada. O ATHEANA tem sido usado para análises detalhadas em todos os domínios, mas é raramente usado na prática, principalmente para eventos incomuns não cobertos por outros métodos de ACH. Os métodos de ACH, como os métodos THERP e ASEP, não são mais amplamente encontrados como métodos independentes, mas são incluídos como parte da calculadora EPRI HRA usada pelos analistas. Ela apresenta uma abordagem de kits de ferramentas de diferentes métodos, incluindo THERP, ASEP e SPAR-H da Comissão Reguladora Nuclear dos EUA (U.S. Nuclear Regulatory Commission - NRC) e os métodos Human Cognitive Response/Operator Reliability Experiments (HCR/ORE) e Cause Based Decision Tree (CBDT) do EPRI.



### 3.4.2 RELATÓRIOS

Segundo o relatório “UK-EPR, Sub-Chapter R.1 Level 1 Probabilistic Safety Assessment”, que trata do EPR que é um projeto de reator de água pressurizada (Pressurized Water Reactor - PWR) de terceira geração, o design do UK EPR™ foi submetido para uma avaliação de projeto genérica (Generic Design Assessment - GDA). O Subcapítulo R.1 Nível 1 trata da avaliação de segurança probabilística dividida em três partes: objetivos, metodologia e resultados da APS. Dentro da parte da metodologia, a Análise de Confiabilidade Humana descreve que, em operação normal, os erros humanos podem contribuir para um acidente. Em situações de acidentes, tanto os sistemas de salvaguarda quanto as ações humanas são necessárias para trazer a instalação de volta ao estado de "controle". Em situações normais ou de acidentes, o estudo de erros humanos pré-acidente e pós-acidente é assegurado pela Análise de Confiabilidade Humana (ACH). Além disso, o método para derivar as Probabilidades de Erro Humano (PEHs) baseia-se no trabalho de Swain e, essencialmente, no modelo simplificado para quantificação de erros pós-acidente (o 'modelo de rastreamento') denominado 'ASEP'.

O relatório “Advances in reliability analysis and probabilistic safety assessment for nuclear power reactors” (1992), é um relatório de um comitê técnico da Agência Internacional de Energia Atômica chamado IAEA-TECDOC-737. O objetivo da reunião do Comitê Técnico foi o de trocar experiências na área de APS. O tópico “Tabelas de resumo sobre a metodologia da APS” apresenta o status da metodologia da APS em vários países.

Sobre o status da APS na Hungria, a engenharia de fatores humanos utiliza a metodologia Swain-Guttmann (NUREG/CR-1278) usada com diferentes níveis de complexidade. Além disso, no tratamento de erros humanos, os erros humanos são divididos em três categorias na APS da usina nuclear de Paks, como se segue: erros humanos como iniciadores; erros humanos pré-acidentes; erros humanos pós-acidente.

Os erros humanos como iniciadores são levados em consideração na frequência dos eventos iniciais pela análise dos dados disponíveis. Erros humanos pré-acidentes são analisados de acordo com a metodologia ASEP (dados específicos da planta também são processados para quantificar as probabilidades de erros humanos). Para a modelagem de erros humanos pós-acidente e análise do desempenho do usuário durante

as condições de acidentes, uma sequência de experimentos de confiabilidade do operador será realizada usando o simulador de escopo total na usina de Paks.

Sobre o estado da APS na Checoslováquia, o tratamento do erro humano presente: a metodologia de fatores humanos para o estudo preliminar da APS da usina de Dukovany foi baseada na metodologia ASEP (Swain, AD, NUREG/CR-4772) parcialmente modificada por alguns procedimentos da metodologia THERP (Swain, AD, Guttmann, HE, NUREG/CR-1278), recomendações de especialistas fornecidas no âmbito do Projeto Regional RER/9/005 da AIEA (JK Vaurio); erros humanos relacionados com condições operacionais normais antes de um acidente e erros humanos cometidos após o evento (apenas atividades prescritas) foram levados em conta.

Sobre o status da APS na Polônia, o tratamento de erros humanos apresenta o escopo da análise de erros humanos em APSs anteriores foi limitado à atribuição simplificada de probabilidades de triagem. Nenhuma análise HE sistemática com base em informações específicas da planta. Uso limitado do método ASEP.

Sobre o status da APS na Rússia, Nizhy Novgorod, o tratamento de erros humanos presentes: foram considerados os seguintes erros de pessoal: (a) erros de pessoal cometidos antes do início do acidente; (b) erros pessoais, iniciando a situação do acidente; (c) erros de pessoal relacionados ao controle de emergência da planta. A análise da confiabilidade humana é baseada no método THERP (probabilidade de erro de pessoal dependendo da margem de tempo disponível).

O relatório técnico nomeado “BEST-PRACTICES GUIDELINES FOR L2PSA DEVELOPMENT AND APPLICATIONS” (2013) referente ao projeto ASAMPSA2 tinha por objetivo desenvolver diretrizes de melhores práticas para o desempenho e aplicação da avaliação probabilística de segurança Nível 2 (L2PSA). No tópico “3.4 Exemplos de aplicação para L2PSA” apresenta alguns exemplos de APS de Nível 2, conforme a seguir:

O subtópico 3.4.1 trata do uso da metodologia HORAAM (Human and Organizational Reliability Analysis in Accident Management) na França pelo Instituto de radioproteção e proteção nuclear - Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, (IRSN). Onde modelo HORAAM prevê probabilidades de erro humano e é baseado em

uma estrutura de árvore de decisão, cujos principais eventos são os 7 fatores de influência.

O subtópico 3.4.2 trata do uso do método THERP na avaliação de falha de ventilação filtrada por contenção (GRS), para um PWR alemão, o gerenciamento de acidentes inclui a ventilação filtrada da contenção em uma das fases de um acidente grave. No âmbito de uma L2PSA na avaliação de uma usina alemã Konvoi pela GRS (concluída em 2000), foi levada em consideração a influência de fatores humanos na indisponibilidade desta ação. A avaliação baseou-se no método THERP.

O subtópico 3.4.3 trata do escopo de ações analisadas pelo método THERP em uma usina espanhola Iberdrola tipo Boiling Water Reactor (BWR). O guia de acidentes severos (Severe Accident Guideline - SAG) para usinas BWR espanholas contém todas as ações humanas exigidas durante um acidente grave. Os SAGs baseiam-se em uma metodologia similar aos Procedimentos Operacionais de Emergência (Emergency Operator Procedure - EOPs). A mesma metodologia de confiabilidade humana foi usada para o nível 1 (L1) e L2PSA, baseada no método THERP.

O subtópico 3.4.4 trata da atualização do L2PSA para uma central nuclear belga, foi desenvolvida uma metodologia L2PSA HRA. Baseia-se principalmente na metodologia HRA para o L1PSA das unidades belgas. A metodologia de Predição de Taxa de Erros Humanos (THERP) e a metodologia de Análise de Confiabilidade Padronizada de Risco de Plantas - Análise de Confiabilidade Humana (SPAR-H) completam o conjunto de referências utilizadas.

A metodologia THERP é usada como base para a determinação dos diferentes fatores da probabilidade de erro humano (HEP) em L2PSA. A metodologia SPAR-H é usada para complementar à metodologia THERP, pois fornece informações adicionais.

O relatório “Critical Operator Actions: Human Reliability Modeling And Data Issues” (1998) é um relatório final preparado por um grupo de especialistas do comitê da Agência de Energia Nuclear (Nuclear Energy Agency, NEA). Este comitê de segurança de instalações nucleares para avaliação de risco que focava inicialmente em riscos relacionados ao hardware, com o reconhecimento da importância das interações humanas e das dificuldades encontradas em seu tratamento iniciou os estudos a partir de 1994. Um resumo das atividades de pesquisa relacionadas à Análise de Confiabilidade

Humana (ACH), atualmente conduzidas nos países membros são: uma revisão das técnicas de ACH usadas atualmente e suas limitações; uma pesquisa baseada em APS das práticas e resultados da ACH; um esboço de métodos emergentes e perspectiva prospectiva para a ACH.

No Canadá uma taxonomia detalhada de interação humana foi desenvolvida durante a condução da APS de Darlington Nuclear Generating Station no início dos anos 80, um reator tipo CANDU, para caracterizar os vários tipos de interações humanas. Além disso, foram desenvolvidos modelos de quantificação para obter estimativas preliminares ou de triagem de probabilidades de erro humano de evento pré e pós-iniciação. As probabilidades de erro humano básicas foram derivadas usando a metodologia THERP e os dados fornecidos no Human Reliability Handbook por Swain e Guttman. As subseqüentes APS da Ontario Hydro como a avaliação de risco de Pickering A, Bruce A e Bruce B, reatores tipo CANDU, seguiram a metodologia avaliação de segurança probabilística de Darlington.

Na República Checa os métodos de APS foram utilizados para avaliar o risco operacional de plantas como: central nuclear Dukovany (PWR, operada desde 1985); usina nuclear Temelín (PWR, em construção, operação prevista para começar em 1998); reator de pesquisa LWR-15 no Nuclear Research Institute Rez (operado desde 1959).

O procedimento geral SHARP para ACH foi utilizado nos estudos de Dukovany e Temelín APS. Na APS de Temelín, foi utilizada a parte de triagem do método ASEP. O método THERP foi planejado para ser usado para numa análise detalhada no caso de NPP Dukovany. Similarmente a APS da usina de Temelín, em Dukovany o método ASEP foi utilizado para análise da parte manipulativa das intervenções humanas. No caso das APSs para reatores de pesquisa e fábricas de produtos químicos, o espectro de intervenções humanas importantes do ponto de vista de risco tem sido muito mais variável e não foi limitado por ações conduzidas por procedimentos realizados na sala de controle. Nesses casos, um amplo espectro de métodos de quantificação foi usado para abordar os diferentes tipos de falhas humanas potenciais (THERP, ASEP, HEART).

Na Hungria um estudo da APS nível 1 foi concluído para a usina de Paks, Unidade 3 em 1994, como parte do projeto de reavaliação de segurança. Posteriormente, foram realizados APSs semelhantes para as Unidades 1 e 2 no âmbito da revisão

periódica de segurança da planta. Erros pré-acidente foram analisados usando um procedimento ASEP modificado que levou em conta as especificidades da operação de um reator tipo VVER. As estimativas básicas de probabilidade de erro humano foram derivadas principalmente do manual do THERP e do guia de procedimentos do ASEP.

Na Coreia a análise probabilística de segurança das unidades de Wolsong 2/3/4 foi realizada como uma das condições para atingir a licença de operação. O escopo e metodologia usados em Wolsong 2/3/4 são equivalentes ao exame para um PWR. O objetivo da ACH na APS de Wolsong Units 2/3/4 é identificar ações humanas relacionadas à segurança de plantas nucleares, quantificar essas ações humanas e fornecer informações para escritores de procedimentos operacionais anormais de acordo com a prática da CANDU.

O apêndice F do mesmo relatório anterior “Critical Operator Actions: Human Reliability Modeling And Data Issues” (1998) contém informações detalhadas relacionadas aos questionários resposta de estudos de APS para países membros da Agência de Energia Nuclear.

Na Bélgica cada planta nuclear deve ser reexaminada depois de 10 anos do ponto de vista de segurança, desta forma é desejável realizar uma APS para as mesmas. As plantas DOEL 1/2, por exemplo, tiveram início de operação em 1974/1975 respectivamente. Nestas APS, a ACH tem sido largamente investigada segundo o questionário respondido no anexo F. As probabilidades relativas aos vários fatores de recuperação são baseadas nos valores propostos pelo método de ACH NUREG/CR-4772: ASEP, Swain. O método para ações humanas pós-acidentais baseia-se na metodologia THERP, alterada por dados específicos franceses. ACH pós-acidental consiste principalmente na análise de procedimentos acidentais.

Na Finlândia de acordo com as respostas do questionário, para as plantas Olkiluoto 1/2, com início de operação em 1978/1979 respectivamente, a estrutura geral para o processo de ACH da TVO é o SHARP. A ênfase principal foi colocada nas interações humanas do tipo 1 (atividades de teste e manutenção), tipo 3 (terminação de acidentes usando procedimentos) e 5 (restauração de equipamento inicialmente indisponível durante sequência de acidentes). Para interações humanas durante as sequências de acidentes (tipos 3 e 5, por SHARP) foi adotada uma abordagem em duas etapas: primeiro uma triagem inicial foi realizada pela aplicação da abordagem ASEP e,

em seguida, para as interações humanas selecionadas uma quantificação final foi realizada por um uso combinado de Human Cognitive Reliability (HCR) e o handbook de Confiabilidade Humana. Na versão atualizada (maio de 1994), foi utilizada uma abordagem personalizada baseada no modelo nominal de Swain.

Também na Finlândia para a central nuclear de Loviisa, a abordagem para ações do tipo A foi o método ASEP modificado, com avaliação mais detalhada de certos fatores de recuperação e especialmente erros humanos dependentes (erros repetidos em ações consecutivas). Para ações do tipo C, eles foram desenvolvidos principalmente nos anos 80, quando o Manual HRA, ASEP-HRA (NUREG/CR-4772, 1987), estrutura SHARP, NUREG/CR-3010 (1982) e o HCR foram publicados e experimentados. Nenhuma dessas referências foi usada como tal, mas elas forneceram ideias, listas de fatores de influência e alguma base para quantificação, pelo menos para probabilidades básicas, e as importâncias relativas de alguns fatores de modelagem de desempenho.

Na França, para a planta P1300 tipo PWR da Framatome, a abordagem adotada baseia-se no método proposto por SWAIN para a análise global das ações realizadas antes de um acidente.

Na Alemanha, para a planta DRS tipo PWR com início da operação em 1976, tem-se os tipos de ações humanas para a análise de confiabilidade humana conforme a seguir: A/Tipo 1 (considerado na análise de causa comum), B/Tipo 2 (considerado em eventos de base), C/Tipo 3 modelado com métodos ACH (SHARP, ASEP, THERP), C/Tipo 4 o modelo de diagnóstico ASEP foi usado para julgar as ações do operador agravando a situação ou para julgar falhas do operador em encerrar o acidente e C/Tipo 5 - SHARP foi usado para a parte qualitativa. Para a parte quantitativa, o julgamento dos especialistas foi realizado levando em consideração o modelo HCR, o estudo LaSalle e as curvas de diagnóstico do ASEP para a parte cognitiva. Os FADs foram examinados de acordo com o método THERP.

Na Itália, para as plantas AP600 tipo PWR, planta SBWR tipo BWR e planta PIUS de outro tipo de reator a ACH para eventos do tipo A (interações humanas de eventos pré-iniciados), tipo B (interações humanas relacionadas a eventos iniciando), tipo C (interações humanas de evento pós-início) e erros de comissão que agravam os eventos foram considerados. A estrutura SHARP1 tem sido utilizada para avaliar os

erros cognitivos, considerando os fatores de modelagem de desempenho (PSFs) e os experimentos em simuladores. THERP usado para erros na execução da ação.

No Japão, para as plantas B1100 tipo BWR, planta P1100 tipo PWR, com início de operação em 1982 e 1991 respectivamente. No tópico relacionado à caracterização geral da ACH na APS, os fatores dos erros humanos das usinas nucleares são categorizados em pré-acidente (Categoria A) e pós-acidente (Categoria C). A categoria A inclui o tipo 1 e a Categoria C, tipos 3, 4 e 5, respectivamente. Em princípio, a categoria C após o início dos eventos (IE) não inclui ações não guiadas. Na categoria principal B ou tipo 2 (interações que levam a um transiente da planta) não está explicitamente incluído na APS. As probabilidades de erro humano dos estudos de APS de nível 1 são basicamente avaliadas por meio do método THERP. O método THERP é útil caso as análises detalhadas de intervenções humanas sejam indispensáveis para investigar sua natureza e efeitos sobre a APS.

Ainda no Japão, para a planta Liquid Metal Fast Breeder Reactor (LMFBR), em geral, a tarefa da ACH segue as etapas descritas no documento do EPRI, Systematic Human Action Reliability Procedure (SHARP). Outras referências importantes incluem Post Event Human Decision Errors: Operator Tree / Time Reliability Correlation (NUREG/CR-3010) e o Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Operations (NUREG/CR-12780).

Na Holanda para a planta Dodewaard tipo BWR, no tópico relacionado à caracterização geral da ACH tem-se que interações humanas pré-acidente (tipo A): THERP modificado para interações humanas pós-acidente (tipo C): para erros do tipo slips utilizou-se o método THERP modificado. Erros do tipo mistake nenhuma técnica foi utilizada. Para “untimely response” utilizou-se “Time Reliability Correlations” (TRC, NUREG/CR-3010).

Outra planta na Holanda é Borselle do tipo BWR com início de operação em 1974. No tópico relacionado à caracterização geral da ACH tem-se que a metodologia utilizada para a análise dos erros dos tipos A, B e C. A estrutura seguiu as etapas sugeridas no documento do EPRI, Systematic Human Action Reliability Procedure (SHARP). As interações humanas pré-acidente (tipo A) seguiu o método THERP. As ações do operador que causam um evento inicial (Tipo B) incluíram as frequências de eventos iniciais específicos de Borssele, por exemplo, a avaliação de listas de scram.

Para interações humanas pós-acidente (tipo C) como: C1 backup manual para ações automáticas, C2 ações baseadas em procedimentos de emergência, C3 ações de recuperação tem-se que P1 é a falha ao processar informações no tempo (específico da Borssele), P2 é a falha ao processar informações no tempo (modelo ORE / HCR) e P3 trata da Manipulação (método THERP). Com isso obtém-se probabilidade de erro humano  $PEH = P1 + P2 + P3$ .

Na Espanha para planta de Almaraz I e II tipo PWR, com início de operação em 1981 e 1983 respectivamente. Tem-se que na abordagem geral e no escopo os tipos de ações consideradas são: Tipo 1 (A): Erros humanos gerados durante as atividades de Teste, Manutenção e Calibração. Tipo 2 (B): não explicitamente modelado. Tipo 3 (C): Erros humanos em ações de procedimento durante a mitigação de um evento inicial. Tipo 5 (C): Erros humanos em ações não de procedimento (recuperação) durante a mitigação de um evento inicial. Baseado nesses tipos de ações foi realizada a ACH seguindo a estrutura indicada no relatório EPRI-3583: “Systematic Human Action Reliability Procedure (SHARP)”.

Na Suíça, para a planta Mühleberg do tipo BWR e a planta de Beznau do tipo PWR, o tópico que trata da ACH fez uma categorização em 3 categorias, “Ações do Operador em Nível de Sistema”, “Ações Humanas Dinâmicas em Sequências de Eventos” e “Ações de Recuperação”. Ações do tipo 1 correspondem a teste, manutenção e disponibilidade; ao tipo 3, 4 correspondem ao procedimento seguinte e ações que agravam a situação “mudando quantitativamente o curso dos acontecimentos”; e para tipo 5, recuperação improvisada. As ações da categoria B, ou tipo 2, não foram explicitamente modeladas. Para ações do tipo 1, cada analista de sistema avalia qualitativamente a probabilidade de possíveis erros. Essas ações são avaliadas com uma extensão de dados compilados por Swain e Guttman no “Handbook of HRA”.

Ainda em relação as plantas suíças, os métodos utilizados no tratamento de ações da categoria C incluem a resposta orientada por procedimentos dos operadores e as ações de recuperação. Estes dois subgrupos, correspondentes aos tipos 3, 4 e ao tipo 5, respectivamente, são quantificados usando a mesma metodologia, uma adaptação da metodologia nomeada Success Likelihood Index Methodology (SLIM), chamada FLIM. A principal modificação é que a metodologia é aplicada em espaço de falha em vez de espaço de sucesso, ou seja, FLIM.



No Reino Unido, a ACH da planta de Sizewell, do tipo PWR, tem as interações humanas das seguintes categorias: categoria A (interações anteriores a um evento inicial), categoria B (interações que levam a um transiente da planta), categoria C (interações feitas pelo pessoal da fábrica após o evento inicial com a intenção de levar a planta a um estado seguro). Dentro do tipo C as interações do tipo 3 (falta de ação correta dentro do tempo requerido) são explicitamente representadas e sua probabilidade quantificada nas análises Árvore de Eventos e Árvore de Falhas. Os principais métodos utilizados para avaliação e quantificação são HEART e THERP.

O relatório nomeado “Preliminary-Safety-Report-Chapter-14-Probabilistic-Safety-Assessment” (2017) preparado pela General Nuclear System Limited (GNS) com o suporte da China General Nuclear Power Corporation (CGN) e Électricité de France S. A. (EDF), apresenta informações para apoiar a compreensão da versão britânica do projeto do reator pressurizado Hua-long (UK HPR1000). Na ACH considerada para a APS do UK HPR1000 inclui a análise pré-acidente e pós-acidente.

A ACH pré-acidente lida com os erros latentes realizados durante a manutenção ou o teste de componentes. Esses erros, se não forem descobertos, resultam na indisponibilidade de alguns componentes que podem ser necessários para mitigar um acidente. A ACH pré-acidente utilizou o método ASEP como base para avaliar as ações. A ACH pós-acidente lida com as falhas dos operadores em implementar as ações necessárias para mitigar um acidente. A ACH pós-acidente utilizou o método SPAR-H como base para avaliar as ações.

O relatório “Public Version of HPC PCSR3 Sub-chapter 16.1 - PSA Methodology and Scope” (2017) trata da APS nível 1 de usina Hinkley Point C. Este subcapítulo abrange o escopo e a definição de todos os eventos iniciais (perigos e falhas na planta) que podem levar a danos de combustível no núcleo do reator e no combustível usado na piscina considerados na atual avaliação probabilística de segurança nível 1 de Hinkley Point C (HPC), e apresenta a metodologia usada.

A ACH realizada para suportar a APS de HPC baseia-se largamente na metodologia desenvolvida por Swain, Accident Sequence Evaluation Program (ASEP). Envolve a consideração de tarefas pré e pós-acidente, os seguintes tipos de ações

humanas são considerados na APS: Tarefas pré-acidente (erros devido a manutenção) e Tarefas pós-acidente (ações do operador).

De acordo com a validação dos modelos de ACH, o modelo de análise de confiabilidade humana usado na APS Nível 1 (método ASEP) foi escolhido para a fase de projeto do HPC. Uma análise realizada usando o método de análise de confiabilidade humana SPAR-H para o APS Nível 2 (conforme sub-capítulo 16.2) mostra que os resultados dados pelos métodos ASEP e SPAR-H são comparáveis, dando resultados da mesma ordem de grandeza.

O relatório “Step 4 Probabilistic Safety Analysis Assessment of the EDF and AREVA” (2011), apresenta os resultados da APS do UK EPR, realizada como parte da etapa 4 da Avaliação de Projeto Genérico do Health and Safety Executive’s (HSE). A avaliação foi realizada no Relatório de Segurança Pré-Construção de novembro de 2009 e na documentação de apoio apresentada pela EDF e pela AREVA durante a Etapa 4.

Os dados de confiabilidade do componente utilizados no PSA foram derivados principalmente da experiência operacional francesa e alemã. A Análise de Confiabilidade Humana para o Nível 1 é amplamente baseada em premissas e usa a metodologia ASEP para quantificação. No tópico 4.8 relativo à ACH, as metodologias selecionadas pela EDF e AREVA são bem conhecidas, elas usam ASEP para o Nível 1 da APS e SPAR-H para o Nível 2 da APS.

Para a APS de Nível 2, as Probabilidades de Erro Humano para as ações do Procedimento Operacional de Emergência (POE), ou seja, aquelas tomadas pelos operadores na transição para o guia de acidentes severos do Reino Unido, mas ainda sob a orientação dos POEs, são avaliadas usando a abordagem SPAR-H, que é diferente da abordagem usada para as PEHs APS Nível 1.

O relatório “The Use and Development of Probabilistic Safety Assessment in NEA Member Countries” (2002), atualiza os relatórios anteriores sobre o status dos programas de APS e leva em consideração diretrizes quantitativas de segurança e tópicos relacionados que foram produzidos pelo CSNI Principal Working Group No. 5 (PWG5) desde 1986.

De acordo com o status do programa de APS da Coreia, para as unidades de Yonggwang (YGN) 5&6 a APS nível 2 foi finalizada em 2001. A característica especial de YGN 5 e 6 é que é a primeira APS de baixa potência/desligamento (low power & shutdown) na Coreia. O método da árvore de falhas/árvore de eventos foi utilizado, e é bem conhecido que o problema deste método é a quantificação da intervenção humana. Os métodos THERP (NUREG/CR-1278) e ASEP foram utilizados como metodologia principal para a ACH. No entanto, reconheceu-se que uma metodologia de ACH mais detalhada deve ser desenvolvida para avaliar várias situações específicas de desligamento.

De acordo com o status do programa de APS da França, após o uso experimental e a implementação completa da documentação, a nova metodologia MERMOS foi aplicada em APS de 1450 MWe. Deve levar a sua validação industrial final.

De acordo com o status do programa de APS da Holanda, no âmbito da APS da usina de Borssele, foi feita uma avaliação qualitativa dos erros de comissão (EOCs) com potenciais consequências graves. A avaliação dos EOCs durante os estados de energia é baseada no método "HITLINE", desenvolvido na Universidade de Maryland. O método que foi usado para a análise dos EOCs durante os estados operacionais das usinas de baixa energia e desligamento se assemelha aos métodos que formam a base dos desenvolvimentos atuais no projeto ATHEANA.

O relatório "A Joint Report on PSA for New and Advanced Reactors" (2013), apresenta um relatório de um grupo de trabalho relacionado a avaliação probabilística de segurança para reatores novos e avançados. Este grupo de trabalho da agência de energia nuclear (Nuclear Energy Agency - NEA) teve a condução do KAERI, instituto da Coreia para esta etapa do trabalho. Esta tarefa envolveu uma pesquisa baseada em questionário, que permitiu identificar e discutir os principais tópicos relacionados a APS para reatores novos e avançados. De acordo com este relatório, no tópico relacionado a aspectos técnicos da ACH, em geral as metodologias de ACH para APS dos novos reatores são as mesmas dos reatores já existentes. As metodologias baseiam-se principalmente nos padrões e orientações dos métodos da geração 1, como THERP e ASEP descritos no NUREG/CR-1278 e NUREG/CR-4772, respectivamente. Dentre as diversas perguntas presentes no referido questionário encontram-se as perguntas a seguir: Como a ACH é executada? Qual o método usado para modelar e quantificar os

erros humanos pós-acidentes? Qual o método usado para modelar e quantificar os erros humanos pré-acidentes? Existe (deve existir) um simulador disponível?

Tendo como referência as diversas perguntas do questionário, o Instituto INET-China entende que a ACH é um aspecto importante e controverso na APS. Embora os métodos de ACH de 1ª geração como THERP, HCR sejam comumente usados na APS de reatores de água leve (light water reactors - LWR PSA), a base da teoria do comportamento humano determina a capacidade limitada desses métodos em relação às ações humanas não intencionais, bem como os possíveis erros no complexo cenário de acidentes.

De acordo com a resposta da AREVA para a usina de Olkiluoto 3 na Finlândia, um reator EPR do tipo PWR ainda em construção, um relatório da metodologia de ACH foi escrito para a análise e quantificação de erros humanos pré-acidente e pós-acidente. A metodologia é baseada principalmente no método THERP.

Ainda de acordo com a AREVA para a usina de Taishan na China, um reator EPR do tipo PWR ainda em construção, na ACH a metodologia é baseada principalmente no método ASEP para erros humanos pré-acidente e pós-acidente.

Para a certificação de projeto do EPR dos USA sob revisão regulatória, segundo a AREVA a ACH foi realizada utilizando-se o programa EPRI HRA Calculator. O método ASEP para erros humanos pré-acidente e o método SPAR-H para erros de operadores pós-acidente.

De acordo com a Bhabha Atomic Research Centre (BARC) da Índia, nas usinas de Tarapur Atomic Power Station (TAPS) 3&4 do tipo reator de água pesada pressurizada (Pressurized Heavy Water Reactors - PHWR), um método da geração 1 foi usado para modelar e quantificar os erros humanos pré-acidentais e pós-acidentais usando procedimentos operacionais de emergência. O simulador está disponível, mas o mesmo não é usado para o ACH.

De acordo com a EDF FA3, na usina de Flamanville na França do tipo EPR, a metodologia é baseada no método ASEP para ACH pré e pós-acidente. Alguns procedimentos globais de acidentes estão disponíveis. A avaliação de ações humanas

será atualizada no futuro quando as lições das observações do simulador estiverem disponíveis. O uso de métodos mais avançados, como o MERMOS, está planejado.

De acordo com a EDF EPR UK, a APS do reator EPR do Reino Unido é desenvolvido em conjunto pela EDF e AREVA (Níveis 1, 2 e 3). A metodologia é baseada principalmente no método ASEP para ACH pré-acidente e pós-acidente.

De acordo com a Enel Ingegneria e Innovazione (ENEL) no projeto nuclear italiano para a construção do reator EPR, o método para modelar e quantificar os erros humanos pré-acidentais nesta fase é o tradicional baseado nas diretrizes internacionais e nos métodos de primeira geração.

O órgão de inspeção federal de segurança nuclear ENSI (Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate) desenvolveu duas diretrizes de APS, uma relativa à qualidade e escopo, e outra referente às aplicações de APS nível 1 e 2. A ENSI revisa as APSs nível 1 e 2 específicas da planta dos licenciados e desenvolve APSs para o Nível 1. Segundo o ENSI, o método usado para modelar e quantificar os erros humanos pós-acidentais (triagem, detalhado, geração 1 / geração 2, etc.), ainda não foi decidido. Porém, a diretriz ENSI-A05 descreve os métodos de ACH aceitos pela ENSI.

De acordo com a Organização de Segurança de Energia Nuclear no Japão (Japan Nuclear Energy Safety Organization - JNES) na revisão das estratégias de Gerenciamento de Acidentes para a Unidade 3 da Central Nuclear de Shimane, o método THERP é usado para avaliar probabilidades de erro humano pré e pós-acidente. Os procedimentos detalhados do acidente não estavam disponíveis no momento da avaliação da APS, mas os da planta anterior do ABWR foram consultados. O simulador de planta não está disponível.

De acordo com a Mitsubishi Heavy Industries (MHI) para o projeto US-APWR, THERP e ASEP descritos em NUREG/CR-1278 e NUREG/CR-4772, respectivamente, são usados para quantificar o erro humano pós-acidente. Além disso, a dependência entre ações humanas é considerada para as ações consecutivas, utilizando a metodologia SPAR-H descrita no NUREG/CR-6883. O método ASEP é usado para quantificar o erro humano pré-acidente.

De acordo com o NRC, os métodos utilizados para avaliar erros humanos pós-acidente podem variar para cada aplicação. Os métodos utilizados são consistentes com os padrões e orientações existentes na APS. Durante a fase de projeto, procedimentos detalhados de acidentes e o uso de um simulador para dar suporte à quantificação da ACH normalmente não estão disponíveis. Erros humanos pré-acidentes são considerados na APS usando métodos estabelecidos, como NUREG/CR-4772, ASEP.

De acordo com o Instituto de pesquisa de segurança nuclear da Hungria (Nuclear Safety Research Institute - NUBIKI), em relação ao método usado para modelar e quantificar os erros humanos pré-acidentes, nenhuma informação está disponível ainda. A tendência geral é ainda o uso do método THERP na maioria das APSs. Prevê-se que seja feita referência à experiência de operação de reatores existentes aplicáveis, além do uso de um método de ACH específico para identificar e quantificar erros humanos pré-iniciadores.

De acordo com Office for Nuclear Regulation (ONR – an Agency of the UK's Health and Safety Executive) para a APS da planta AP1000, as probabilidades de erro humano utilizadas na ACH foram extraídas do método THERP descrito no NUREG/CR-1278. A Westinghouse selecionou o HEART para apoiar a avaliação de probabilidade de erros humanos pré-acidente para a submissão de Fatores Humanos.

Também segundo o ONR para a APS do EPR do Reino Unido, A Análise de Confiabilidade Humana foi realizada usando o método ASEP (Accident Sequence Evaluation Program). O método inclui tarefas pré-acidente e tarefas pós-acidente.

Segundo a Administração de Segurança Nuclear Eslovena (Slovenian Nuclear Safety Administration - SNSA), não há requisitos detalhados em relação ao desenvolvimento para ACH. Porém, para planta já existente, o método THERP é usado para avaliar as PEHs, que também é suportado pelos dados obtidos pelo simulador. Procedimentos detalhados de acidentes, bem como um simulador, devem estar disponíveis.

Segundo a Autoridade de Radiação e Segurança Nuclear da Finlândia (Radiation and Nuclear Safety Authority of Finland - STUK), um projeto para uma nova construção na Finlândia está em andamento (OL3-EPR) e que a resposta da AREVA para ACH de OL3 deve ser levada em consideração. Logo, um relatório da metodologia

de ACH foi escrito para a análise e quantificação de erros humanos pré-acidente e pós-acidente. A metodologia é baseada principalmente no método THERP.

Segundo a Unistar Nuclear Energy dos Estados Unidos da America nas respostas ao questionário, o método usado para modelar e quantificar os erros humanos pré-acidente foi ASEP. O método usado para modelar e quantificar os erros humanos pós-acidente foi o método SPAR-H descrito no NUREG/CR-6883 e a calculadora do EPRI.

Na “Análise Probabilística de Segurança da Usina Nuclear de Angra 1” (2014), o subtópico 4.1 trata da ACH. De acordo com este relatório, todos os eventos de falhas humanas foram reanalisados e recalculados com o uso do software EPRI HRA Calculator. Os tipos de eventos de interações humanas são do tipo A, B e C. O tipo A são interações pré-evento iniciador, tipo B são interações relacionadas ao evento iniciador e tipo C são interações pós-evento iniciador. De acordo com o relatório os efeitos dos eventos tipo B estão implicitamente contabilizados nas frequências dos Eventos Iniciadores obtidas da experiência operacional, portanto não estão explicitamente incluídos no modelo de APS de Angra 1.

Para a análise das interações humanas do tipo A, dentre os métodos THERP e ASEP disponíveis no EPRI HRA Calculator foi-se selecionado o método ASEP visto que os valores de falha gerados pelo método ASEP são normalmente maiores do que aqueles estimados pelo método THERP. Para interações humanas do tipo C adotou-se a combinação dos métodos HCR/ORE e Cause-Based Decision Tree Method (CBDTM) para a fase cognitiva e para a fase executiva THERP.

O guia para instalações nucleares suíças nomeado “Probabilistic Safety Analysis (PSA): Quality and Scope” (2009) emitido pela autoridade regulatória nuclear na Suíça, Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI), trata no subtópico 4.3 sobre ACH. Neste guia as ações humanas são classificadas como categoria A, B e C. Segundo o guia as probabilidades de falha das ações da categoria A, também referidas como probabilidades de erros humanos, devem ser estimadas em um processo de quantificação sistemática. Os métodos aceitáveis são o “método estatístico” (ou seja, quantificar os erros apenas em uma base estatística usando experiência genérica e específica de planta), assim como THERP e ASEP.

As ações da categoria B serão quantificadas utilizando os mesmos métodos que as ações da categoria A. Para a quantificação das probabilidades de falha das ações da categoria C, os métodos de quantificação aceitáveis são THERP, ASEP e SLIM que são variantes aceitas pelo ENSI.

### 3.4.3 APRESENTAÇÃO

A apresentação “Human Reliability Analysis For Cap1400 Nuclear Power Plant” (2017) do Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute apresenta as metodologias de ACH utilizadas para o reator de água pressurizada CAP1400. Além de considerar ACH como um importante elemento na avaliação probabilística de segurança, o mesmo mostra definições relativas aos tipos de interação humana. De acordo com a apresentação, o método THERP será usado para as análises pré-acidente e a combinação dos métodos HCR/ORE, CBDTM na parte cognitiva e THERP na parte executiva para as análises pós-acidentes.

### 3.5 CONCLUSÕES DA REVISÃO SISTEMÁTICA

Esta revisão da literatura tratou da aplicação dos métodos de ACH, da importância do modelo de interações/ações humanas citados diversas vezes neste trabalho e também o impacto destes tipos de ações humanas no contexto de uma APS. Estas são razões para os usuários de métodos de ACH tentarem avaliar as PEHs por muitas décadas. Os trabalhos selecionados nesta revisão mostraram que os métodos de ACH de primeira geração ainda são os mais usados na indústria nuclear como um todo, seja para centrais nucleares, reatores de pesquisa ou até mesmo em simuladores. Isso ocorre porque os métodos desta geração são mais concentrados para calcular a probabilidade de sucesso ou fracasso na fase de execução da interação humana, ou ação humana, o que os torna úteis para a avaliação quantitativa de risco em APS.

De acordo com as informações da tabela 03 e apêndice A, o método de ACH com maior número de citações foi o método THERP com 48 citações dentre os documentos que atenderam aos critérios de inclusão e exclusão desse estudo. O método THERP foi seguido pelo método ASEP com 37 citações, método SPAR-H com 19, SHARP teve 13 citações e HCR-ORE também com 13 citações.



Ainda que em quantidade menor, mas com um número de citações considerado importante temos o método CBDT, a calculadora do EPRI (EPRI calculator), HEART, TRC- OAT/TRC todos com 4 citações e o método MERMOS com 3 citações.

O documento de Markus Porthin (2014) que proveu uma visão geral de guias, diretrizes, avaliações e normas relativas à análise de confiabilidade humana para centrais nucleares, nomeado “*State-of-the-Art of Human Reliability Analysis for Nuclear Power Plants*”, além de servir de apoio para definição dos critérios de inclusão e exclusão, também serviu como referência para quais métodos são os mais citados dentre documentos de referência na área de ACH.

Método	NUREG-1842	HSE RR679	NASA	Int. HRA empirical study	OECD CSNI WG Risk / WGHOFF
ASEP	X	X	X	X	X
ATHEANA	X	X	X	X	X
CBDT	X		X	X	X
CREAM		X	X	X	X
HCR/ORE	X				X
HEART		X	X	X	
MERMOS		X		X	X
NARA		X	X		X
SLIM-MAUD	X	X			
SPAR-H	X	X	X	X	X
THERP	X	X	X	X	X

Tabela 04: Visão geral dos métodos de ACH considerados nos documentos e estudos de referência de ACH (adaptado de Porthin 2014)

Quando comparamos os resultados da revisão sistemática da literatura com a visão geral dos métodos de ACH considerados nos documentos e estudos de referência de ACH apresentada no documento “*State-of-the-Art of Human Reliability Analysis for Nuclear Power Plants*”, percebe-se claramente que os métodos THERP, ASEP e SPAR-H que tiveram um maior número de citações estão de acordo com documentos e estudos de referência da área de ACH. Inclusive esses métodos (THERP, ASEP e SPAR-H) estão entre os quatro métodos que foram citados em todos os documentos de referência da tabela 04. O número de citações dos métodos THERP e ASEP nesta revisão também estão diretamente relacionadas à data de publicação destes métodos, 1983 e 1987 respectivamente.

Para o método SPAR-H o número de citações mostra claramente que este é um método bastante usado na atualidade, pois o mesmo teve sua criação em 1994 nomeado ASP/SPAR, foi atualizado no ano de 1999 quando foi renomeado SPAR-H e novamente atualizado em 2003, logo SPAR-H é considerado um método recente. Este número expressivo de citações pode ser explicado pelo fato que o SPAR-H considera a cognição como em métodos como CREAM. Entretanto, SPAR-H é um método indiferente para os erros de omissão e comissão.

Muito embora SHARP tenha tido um resultado expressivo e tenha sido contabilizado na tabela, SHARP é considerado um modelo para o processo da ACH do EPRI e não um método de ACH em si. Assim como o EPRI Calc. é uma ferramenta do EPRI com diferentes métodos da NRC (THERP, ASEP e SPAR-H) e do EPRI (HCR/ORE e CBDT). Ou seja, embora citados nas buscas da revisão sistemática os mesmos, SHARP e EPRI Calculator não são considerados como métodos de ACH.

O método HCR/ORE apesar de ter recebido um número menor de citações quando comparado com THERP, ASEP e SPAR-H, a quantidade de citações surpreende, pois o mesmo não é considerado em parte dos documentos e estudos de referência da área de ACH conforme tabela 04.

Os métodos CBDT, HEART com 4 (quatro) citações e MERMOS com 3 (três) citações mostram sua relevância por serem citados em exemplos práticos de ACH e estando de acordo com os documentos e estudos de referência da área de ACH conforme tabela 04.

O método TRC apesar de também ter 4 citações, não apresenta a mesma concordância segundo os documentos e estudos de referência da área de ACH.

O método ATHEANA teve um número baixo de citações, apenas 2 (duas), nas buscas da revisão sistemática, mas é considerado um método bastante relevante nos documentos e estudos de referência da área de ACH conforme tabela 04. Além de ATHEANA; CREAM e MERMOS são métodos que foram citados em menor quantidade e são representantes de métodos de segunda geração. Esta segunda geração tem capacidades para identificar erros de omissão, contexto ou cognição. Esses métodos são tão complexos que ainda têm alguns obstáculos para serem aplicados em uma ACH convencional, MERMOS é o único método de segunda geração aplicado na prática, no

entanto, este método não está disponível e é usado apenas pela Electricité de France (EDF), onde foi desenvolvido.

Para os demais métodos citados na tabela 03, no apêndice A ou na tabela 04, os mesmos não tiveram um número expressivo ou relevante de citações nas buscas de ACH desta revisão, ou também não são mencionados em alguns dos documentos e estudos de referência da área de ACH conforme tabela 04.

Os dados presentes na tabela 03, apêndice A e tabela 04 mostram uma predominância dos métodos da NRC e do EPRI presentes na calculadora do EPRI, são eles: NRC (THERP, ASEP e SPAR-H) e do EPRI (HCR/ORE e CDBT).

Respondendo diretamente a pergunta de pesquisa que motivou essa revisão sistemática temos que “Dentre os diversos métodos de análise de confiabilidade humana existentes, quais são os métodos mais aplicados na prática em usinas nucleares, reatores de pesquisa, experimentos de simuladores de salas de controle e análise probabilística de segurança?” os métodos da primeira geração são os mais utilizados na ACH, esta conclusão é a mesma feita numa pesquisa anterior feita por Oliveira et. al (2017). O destaque dentre os métodos são THERP, ASEP e SPAR-H. Dentre as instituições os métodos mais aplicados na prática são os métodos da NRC e EPRI conforme já citado.

Devido ao número expressivo de citações nesta revisão sistemática da literatura, ser considerado um método recente, simples e moderno quando comparado com os métodos THERP e ASEP que tiveram o maior número de citações, o método SPAR-H foi selecionado para aplicação no reator de pesquisa Argonauta.

## 4 SPAR-H MÉTODO

Em 1994 a Comissão Reguladora Nuclear dos Estados Unidos (U. S. NRC) em conjunto com Idaho National Laboratory (INL) desenvolveu o método de confiabilidade humana Accident Sequence Precursor Standardized Plant Analysis Risk Model (ASP/SPAR) que foi usado no desenvolvimento de modelos probabilísticos de avaliação de confiabilidade humana em usinas nucleares. Baseado na experiência dos testes de campo, este método foi atualizado em 1999 e renomeado Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis method (SPAR-H). Em 2003, para garantir a utilidade geral do método SPAR-H e fazer o método mais amplamente utilizável, o método foi atualizado e revisado para sua aplicabilidade em baixa potência e desligamento. Durante esta revisão, uma abordagem para representação de incertezas foi delineada, baseada na distribuição beta. Detalhes adicionais em relação à dependência da probabilidade de erro humano também tornaram-se disponíveis.

A publicação NUREG/CR-6883 da U. S. NRC que trata do método de análise de confiabilidade humana SPAR-H, apresenta um método simples para estimar as probabilidades de erro humano associadas com as decisões e ações do operador e demais membros em resposta a eventos iniciais em plantas nucleares nos Estados Unidos. O método foi desenvolvido para suportar o desenvolvimento de modelos de Análise Probabilística de Risco (Probabilistic Risk Analysis) em plantas específicas para a Comissão Reguladora Nuclear dos Estados Unidos. De acordo com o NUREG/CR-6883, a estrutura básica do SPAR-H é:

- Decompor as probabilidades em contribuições de falhas de diagnósticos e falhas de ação.
- Avaliação do contexto associado com eventos de falha humana (EFH) usando os fatores de desempenho humano (FDH), e atribuição de dependência para ajustar um caso base de probabilidade de erro humano.
- Uso de probabilidade de erro humano base pré-definida e dos fatores de desempenho humano juntamente com as orientações sobre como atribuir o valor apropriado do fator de desempenho humano.
- Empregar a distribuição beta para análise de incertezas.

- Uso de planilhas desenvolvidas para garantir uma análise consistente.

Com base na revisão dos métodos de ACH de primeira e segunda geração, o método SPAR-H atribui atividade humana a uma das duas categorias de tarefas gerais: ação ou diagnóstico. Exemplos de tarefa de ação incluem a partida de bombas, realização de alinhamentos do sistema, realização de calibração ou teste, dentre outros. As tarefas de diagnóstico consistem na confiança do conhecimento e na experiência para entender as condições existentes, planejar e priorizar atividades e determinar os cursos de ação apropriados. As taxas de erro básicas para os dois tipos de tarefas associadas ao método SPAR-H foram calibradas em comparação com outros métodos de ACH. A calibração revelou que as taxas de erro humano do método SPAR-H estão dentro das faixas de taxas previstas por outros métodos de ACH.

Conforme mencionado na estrutura básica do método SPAR-H, este trata da dependência. Dependência, neste caso, significa que a influência negativa de um erro humano em erros subsequentes é explicada pelo modelo e é refletida no cálculo do PEH. Neste trabalho não serão analisadas as dependências entre tarefas de diagnose e execução, assim como não serão avaliadas a análise de incertezas.

De acordo com a visão geral do processo de trabalho do método SPAR-H, o analista da ACH determinará se as ações especificadas envolvem o diagnóstico ou se são puramente baseadas em ações. Em alguns casos, a ação e o diagnóstico estão interligados e indiscerníveis. Se uma tarefa envolve ação e diagnóstico, duas planilhas correspondentes à ação e ao diagnóstico são preenchidas e uma PEH comum é calculada. Os seguintes passos devem ser seguidos:

- Etapa 01, inserir as informações do cabeçalho das planilhas de erro, sendo que esta informação refere-se a: planta que está sendo classificada; nome do evento inicial; contexto do evento básico sendo avaliado e descrição geral do evento que está sendo avaliado (por exemplo, o operador não executa a ação correta).
- Etapa 02, decidir se o evento básico envolve diagnóstico, ação ou diagnóstico e ação.
- Etapa 03, se diagnóstico estiver envolvido no evento básico, avaliar os 8 (oito) FAD de acordo com a orientação fornecida. Usar uma das caixas de seleção para cada um dos oito FAD. Observar sempre que um valor não nominal dos FAD é selecionado, documentar/justificar a razão para os FAD nominais e não nominais.

- Etapa 04, transferir os multiplicadores para a parte de cálculo da planilha.
- Etapa 05, determinar a PEH sem dependência (Pw/od). Se houver 3 (três) ou mais FADs negativos, aplicar o fator de ajuste fornecido nas planilhas (seção 2.5 da norma).
- Etapa 06, se ação estiver envolvida no evento básico, repetir as Etapas 3–5 para a parte de ação.
- Etapa 07, calcular o total geral da PEH, usando o diagnóstico da PEH, a ação da PEH ou a PEH comum entre diagnóstico e ação.

As Etapas 08 e 09 do processo de trabalho são relativos a dependência, logo não serão tratados neste trabalho, conforme já mencionado.

#### 4.1 MODELO DE DESEMPENHO HUMANO (NUREG/CR-6883)

Vários métodos de ACH não possuem um modelo de desempenho humano explícito. O método SPAR-H é construído sobre um modelo explícito de processamento de informações do desempenho humano derivado da literatura de ciências comportamentais que foi então interpretado à luz das atividades das NPPs (Blackman e Byers 1994). Em 1999, mais pesquisas identificaram oito FADs capazes de influenciar o desempenho humano. Estes FADs são contabilizados no processo de quantificação do método SPAR-H. Esses fatores incluem: tempo disponível, estresse e estressores, experiência e treinamento, complexidade, ergonomia (incluindo a interface homem máquina), procedimentos, aptidão para o dever e processos de trabalho.

Modelos de comportamento humano são discutidos em uma variedade de fontes de ciência comportamental que lidam com a cognição (Anderson, 1995; Medin e Ross, 1996). O modelo de resposta cognitiva e comportamental desenvolvido para o método SPAR-H foi desenvolvido a partir de abordagens de ciência cognitiva inicial e é geralmente denominado uma abordagem de processamento de informações para o comportamento humano. Os fatores que constituem os elementos básicos desse modelo também provêm da literatura que envolve o desenvolvimento e teste de modelos gerais de processamento de informações do desempenho humano. A maioria dos modelos de processamento de informações do comportamento humano inclui a representação da percepção e elementos perceptivos, memória, armazenamento sensorial, memória de

trabalho, estratégia de busca, memória de longo prazo e tomada de decisão (Sanders e McCormick, 1993).

Outros modelos ou paradigmas psicológicos, como modelos de estímulo-resposta, foram desenvolvidos para auxiliar na compreensão do comportamento humano. Na abordagem estímulo-resposta, muito da cognição não é considerada; em vez disso, o comportamento reflexivo é desenvolvido ao longo do tempo como uma função de associações aprendidas entre ações humanas e recompensas ou punições.

O modelo de comportamento humano do SPAR-H combina elementos do estímulo-resposta e as abordagens de processamento de informação. Isso ocorre porque o analista de ACH precisa ser capaz de considerar aspectos de diagnóstico e planejamento, bem como a probabilidade da capacidade dos operadores de realizar com sucesso ações frequentemente identificadas por meio de procedimentos. Esta distinção entre diagnóstico (isto é, processamento de informação) e ação (isto é, resposta) é a base para separar as fichas de diagnóstico e ação, com cálculos de probabilidade separados.

O SPAR-H também reconhece o papel dos fatores ambientais no diagnóstico e na ação. Por exemplo, durante a avaliação de fatores de modelagem de desempenho, os analistas observam se as interações podem ser difíceis de analisar devido a indicações enganosas, complexidade, aspectos dependentes do tempo e os efeitos de combinações de equipamentos indisponíveis ou com falhas. Os componentes da abordagem do modelo comportamental SPAR-H, apresentados na figura 03, são discutidos a seguir.

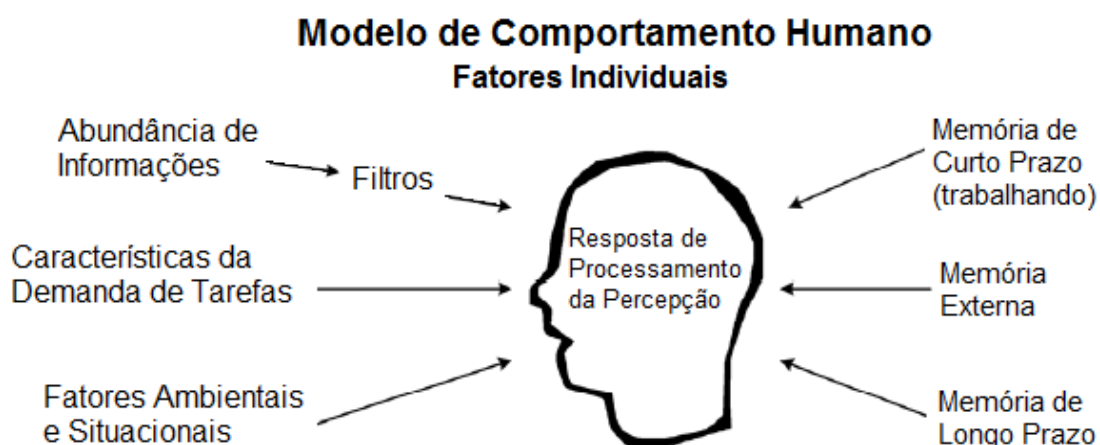


Fig. 03: Modelo de Comportamento Humano (Adaptado de NUREG 6883, 2005)

O fluxo de informações do ambiente pode ser através de diferentes modalidades sensoriais: visual, auditiva e cinestésica. Os fatores ambientais podem agir para filtrar essas informações. Talvez o exemplo mais fácil disso seja como o ruído no ambiente pode causar impactos e mascarar a anunciação de um alarme. As características de resposta do equipamento também podem alterar a força ou a natureza da informação sensorial disponível. Isso está presente em fenômenos como o recorte de fala ao usar certos tipos de equipamentos de comunicação. Existem ainda outros filtros internos para o operador. Estes incluem a influência da linguagem, experiência e expectativas.

A percepção pode ser simples e direta. Nós nos referimos a isso como detecção. Um exemplo é quando um operador detecta que um alarme de nível baixo atuou ou detecta que há uma alteração em um gráfico de tendência ou outro dispositivo de gráfico. Essa percepção age como uma ponte entre a sensação física e a cognição. Aspectos de detecção incluem identificação e reconhecimento, que também são influenciados por esses filtros. O SPAR-H incorpora esses mecanismos em um nível muito alto através da atribuição de fatores de modelagem de desempenho.

Aspectos do processamento de informações de alta ordem presentes na abordagem SPAR-H consistem em memória de curto prazo, externa e de longo prazo. McCormick e Sanders (1993) veem o sistema de memória humano como sendo baseado em três processos. Estes são o armazenamento sensorial, memória de curto prazo e memória de longo prazo. Esses processos funcionam em dois tipos de sistemas de memória, auditivos e visuais. O SPAR-H reconhece esses componentes da memória, mas não os modela explicitamente como parte do processo da ACH.

No modelo SPAR-H, a memória de curto prazo pode ser interpretada como a capacidade do operador de manter uma quantidade limitada de informações em um estado mental ativo. Itens de memória de longo prazo devem ser ativados e recuperados. A capacidade da memória de curto prazo pode variar dependendo se informações significativas podem ser fragmentadas, ou seja, agrupadas ou não. Nós tendemos a ver a memória de curto prazo como um processo através do qual a informação está disponível para uso por processos cognitivos. Assim, tanto a memória de longo prazo quanto a de curto prazo desempenham um papel em um modelo de processamento de informações humanas.



O modelo SPAR-H também inclui memória externa, que consiste em informações que uma pessoa pode usar para auxiliar sua memória de curto e longo prazo. Exemplos de memória externa são os diferentes tipos de procedimentos operacionais, nos quais as etapas de uma tarefa são enumeradas para uso e referência pelo operador. O operador não precisa manter essas informações na memória de curto ou longo prazo. Em vez disso, as informações estão disponíveis para referência sempre que o operador precisar delas. No SPAR-H, a memória externa é modelada como o fator de modelagem de desempenho para procedimentos.

As características da demanda de tarefa têm impacto nos requisitos de recursos internos do operador, ou seja, no desempenho. Por exemplo, tarefas que exigem que o operador realize cálculos mentais ou mantenha várias hipóteses enquanto mantém o controle de outras tarefas ou execute funções de monitoramento, reduzem os recursos mentais disponíveis, levando a erros. Tarefas fisicamente exigente também podem esgotar recursos internos, produzindo fadiga que pode resultar em erro humano.

Fatores ambientais e situacionais são contribuintes para o sucesso ou fracasso do desempenho humano através de seu impacto na percepção, processamento e resposta do operador. Altos níveis de complexidade, por exemplo, problemas ambíguos envolvendo múltiplos sistemas com falhas, mais de uma solução, soluções estas que podem produzir interações inesperadas, podem resultar em sobrecarga cognitiva onde a percepção, processamento e resposta do operador são comprometidos. A alta complexidade interfere nos componentes de memória de curto e longo prazo. Por exemplo, a relação existente entre os sistemas podem ser relativamente complexos e a configuração e o fluxo de eventos não sejam reconhecidos. O operador pode não ser capaz de reconhecer a verdadeira natureza do problema e, portanto, é desafiado a determinar uma solução através da memória. Nesse tipo de situação, seria mais difícil determinar o que estava ocorrendo e tomar a decisão correta de ação. O analista que usa o método SPAR-H analisa essa complexidade e diretamente atribui o nível adequado do FAD. Níveis mais altos de complexidade são considerados associados a uma maior expectativa de erro humano.

A tabela 05 apresenta os fatores operacionais no método SPAR-H que são mapeados para as informações e modelo comportamental discutido acima. A revisão da literatura sobre ciências comportamentais revela 08 (oito) fatores operacionais, ou

fatores que afetam o desempenho humano ou PSFs, associados à operação de usinas nucleares. Esses fatores operacionais podem ser diretamente associados ao modelo de desempenho humano. Dentro da tabela 06, vários aspectos do desempenho e sua relação com os FADs são indicados. Por exemplo, a percepção é limitada com base nos limites sensoriais humanos, ou seja, é suscetível a perturbações ou interferências e ocorre em função da modalidade (auditiva, visual ou cinestésica). A percepção pelos operadores é frequentemente uma função da qualidade da interface homem-máquina (IHM).

Fluxo e Percepção	Memória de Trabalho/Memória de Curto Prazo	Processamento e Memória de Longo Prazo	Resposta
Presença <sup>6, 3</sup> (há sinal?) e oportunidade (há alguém presente para receber a informação?)  Limite dos fatores sensoriais <sup>2,5,7</sup>  Modalidade <sup>6,5</sup> (verbal, gráfica/símbolo, texto) - Onomatopaico - Icônica - Cinestésica  Interferência <sup>6, 5, 4,7</sup> (sinal, ruídos)	Capacidade limitada *Processamento em série * Com somente em curto prazo <sup>2,3,5,4</sup> (20 segundos)  Quantidade certa de atenção <sup>2,3,4,5,7</sup>  Ensaio <sup>2,3,5,7</sup>  Saúde física e mental <sup>7</sup>	Treinamento <sup>4</sup> (modelos, resolução de problemas, comportamentos) - Aprendizagem  Experiência <sup>4</sup> (modelos, resolução de problemas, comportamentos) - Aprendizagem  Cultura <sup>8</sup> (social, organizacional, interpessoal, (equipe)) - Aprendizagem  Inteligência/Habilidades cognitivas <sup>3,4,1,5,7</sup> (decisão, execução, resolução de problemas)  Fatores de interferência <sup>6,2,3,7</sup> (distração)  Tempo disponível <sup>1,3</sup>  Saúde física e mental <sup>7</sup>	Treinamento (ações) <sup>4</sup>  *Modelos existentes de comportamentos *Prática e habilidade  Experiência <sup>4</sup> (ações) - Prática e habilidade - Modelos existentes de comportamentos  Controles adequados disponíveis <sup>6</sup>  Limite das ações humanas <sup>6,7</sup> (força física e acuidade sensorial)  Ergonomia de controle de complexidades <sup>6,3</sup>  Degradação ambiental <sup>6,3</sup>  Tempo para reação versus tempo disponível <sup>1</sup>

Tabela 05: FADs no método SPAR-H (NUREG/CR-6883, 2005)

Os números após cada item na tabela 06 são fatores que afetam o desempenho humano já mencionados no início deste tópico e numerados a seguir: 1) tempo disponível, 2) estresse e estressores, 3) complexidade, 4) experiência e treinamento, 5) procedimentos, 6) ergonomia (incluindo a interface homem máquina), 7) aptidão para o dever e 8) processos de trabalho.

Nota 1: Tempo disponível, na perspectiva do operador, é influenciado pela complexidade da informação, que pode exigir mais processamento e reduzir o tempo disponível para agir.

Os aspectos do modelo da memória de trabalho e da memória de curto prazo baseiam-se em fatores como capacidade, repetição e atenção. A capacidade de memória é fixada fisicamente, mas o treinamento pode tornar os operadores mais eficientes ao lidar com informações fragmentadas, aumentando assim a eficiência de armazenamento da memória. Repetição refere-se ao uso de memorização, treinamento e experiência operacional, o que pode ajudar na velocidade e na facilidade de recuperar memórias, mantendo as informações ativas na memória. A atenção é dirigida e influenciada pelo estresse, tarefas e complexidade no ambiente, experiência e treinamento. A atenção é ainda direcionada por sugestões processuais como passos num procedimento.

Os procedimentos são um fator de influência em eventos operacionais, pois tem uma base no processamento de informações como um auxiliar de memória externa. Erros nos procedimentos ou inadequações no formato e falta de avisos ou advertências apropriadas podem aumentar a probabilidade de erro humano. A falta de procedimentos ou manuais pode aumentar diretamente essa PEH. Os procedimentos também podem interagir com outros fatores da prática de trabalho, como garantia da qualidade ou treinamento.

Evidências sobre a importância da carga de trabalho no desempenho humano foram estabelecidas através do uso de medidas de tarefas primárias e medidas de tarefas secundárias. No início, estudos psicológicos usaram a abordagem de confiabilidade de tempo relativamente bruta usada na Primeira Geração de ACH. A carga de trabalho foi definida em termos da proporção do tempo disponível para o tempo necessário para executar uma tarefa. Logo percebeu-se que essa abordagem não consegue distinguir entre tarefas que podem ser compartilhadas com sucesso no tempo e aquelas que não

podem. Também não leva em consideração para o caso de múltiplos recursos (internos e externos ao operador) ou explica como situações poderiam existir onde o desempenho era idêntico e ainda a tarefa era mais exigente.

A abordagem SPAR-H reconhece o papel da carga de trabalho em influenciar o desempenho de maneira quantitativa através da atribuição de FAD como complexidade e estresse. De um modo geral, os efeitos da carga de trabalho física, como a necessidade de executar várias tarefas, concluir tarefas mais rapidamente ou mover objetos de peso crescente, são capturados sob nos FADs para estresse e estressores; os efeitos da carga de trabalho cognitiva, como a necessidade de realizar cálculos adicionais, consultar várias fontes de informação para verificar leituras ou coordenar ações com base em períodos de espera, são capturados nos FADs como complexidade.

Em geral, o modelo SPAR-H é um modelo estrutural que pode ser usado para ajudar a conceituar os principais aspectos de um modelo de processamento de informações do desempenho humano, que reflete princípios psicológicos. Além disso, esses fatores operacionais podem ser ligados à parte do modelo de processamento de informações com o qual eles estão associados.

#### 4.2 TIPOS DE TAREFAS

Em 1994, a metodologia ASP HRA dividiu as tarefas executadas pelo pessoal em dois componentes, o componente de processamento e o componente de resposta. Comentários daqueles que tentaram implementar o método indicaram que esta denominação “processamento e resposta” foi entendida pelos profissionais de ACH e Fatores Humanos que trabalharam no método, mas demonstraram ser de difícil compreensão para instrutores, operadores e inspetores que estavam colaborando em sua aplicação.

Em 1999, estes componentes foram renomeados no método SPAR-H como “diagnóstico” e “ação”. Comentários recebidos sugeriram que esta separação dos tipos de tarefas foi mais facilmente entendida. Isto representa uma distinção entre as tarefas que são geralmente utilizadas na ACH em um alto nível (algumas aplicações também classificam as ações como pré-iniciadoras, iniciadoras, ou pós-iniciadora).

Dentro dos comentários e campos de descrição das tarefas das planilhas do método SPAR-H, o método permite que analistas usem descrições mais detalhadas das

tarefas. Entretanto, a quantificação é baseada na atribuição da tarefa para um dos dois tipos, diagnóstico ou ação. De certa forma, esse delineamento (tipificação) simples está próximo do método THERP em como ele atribui tarefas para dar suporte à quantificação. Ao usar essa abordagem, atividades como planejamento, comunicação entre equipes ou alocação de recursos durante a progressão do evento são consideradas como diagnóstico.

Ao usar o método SPAR-H, a equipe de analistas toma decisões relacionadas à definição de uma determinada atividade pré ou pós-iniciadora, para qualquer tarefa de diagnóstico ou ação.

Ao executar a ACH, às vezes é prático e razoável modelar uma tarefa ou subtarefa de um evento nível básico com base nos aspectos de ambos, diagnose e ação. Nessas situações, as partes de diagnóstico e ação das planilhas de ACH devem ser aplicadas.

#### 4.2.1 DIAGNÓSTICO

A orientação para o diagnóstico tem a ver com a atribuição das causas mais prováveis de um evento anormal de forma a identificar os sistemas ou componentes cujo status pode ser mudado para reduzir ou eliminar o problema. Inclui interpretação e (quando necessário) tomada de decisão. As tarefas de diagnóstico normalmente dependem de conhecimento e experiência para entender as condições existentes, planejar e priorizar atividades, e a partir daí determinar os cursos das ações apropriadas.

Ao responder a pergunta “Essa tarefa contém uma quantidade significativa de atividade de diagnóstico?”, deve-se considerar se o operador ou a equipe precisa gastar energia mental para observar e interpretar quais informações estão presentes (ou não), determinar o que isso significa, pensar nas possíveis causas e decidir o que fazer sobre isso. Quanto maior a quantidade de observação, interpretação, pensamento e decisão do operador ou da equipe, mais significativa será a quantidade de atividades de diagnóstico em andamento.

#### 4.2.2 AÇÃO

A orientação para ação tem a ver com a realização de uma ou mais atividades (por exemplo, etapas ou tarefas) indicadas pelo diagnóstico, regras operacionais ou

procedimentos escritos. Exemplos de tarefas de ação incluem equipamentos operacionais, a realização de alinhamentos, a inicialização de bombas, a realização de atividades de calibração ou teste, a execução de ações em resposta a alarmes e a execução de outras atividades durante os procedimentos ou ordens de serviço.

#### 4.3 TIPOS DE ERROS

De uma maneira semelhante à correspondência realizada para os FAD executada como parte do processo de desenvolvimento do método SPAR-H, os tipos de erro base dos outros métodos de ACH foram comparados com os tipos de erro do método ASP HRA de 1994. Essa comparação foi consideravelmente mais fácil que a correspondência com os FAD. Foi mais fácil porque era simples julgar se outros tipos de erros correspondiam a um ou ambos os tipos de erros de processamento e resposta do método ASP HRA, bem como à nova terminologia (diagnóstico ou ação). As primeiras versões do método ASP HRA tentaram diferenciar os erros de omissão dos erros de comissão. A experiência demonstrou que essa distinção não era útil para fazer previsões mais precisas de erro.

Portanto, para as taxas de falha base para diagnóstico e ação, o método SPAR-H usa uma taxa composta para omissões e comissões. Desde a primeira versão de triagem do método HRA da ASP, a discussão sobre omissão e comissão dentro da comunidade de ACH para descrever o erro avançou lentamente em direção a termos como deslizos, lapsos e enganos. Isso, em parte, se deve às evidências intuitivas de que há uma diferença importante entre deslizos e enganos, os dois erros de comissão frequentemente discutidos.

O primeiro tipo de erro de comissão é apropriadamente chamado de deslize (ou seja, intenção correta, mas execução errada); o segundo é chamado de engano (ou seja, ter uma impressão errada do que fazer, juntamente com uma ação ou decisão imprópria). A revisão do contexto ajudará o analista a determinar se os deslizos ou enganos são mais prováveis e se esses erros podem ter implicações de causa comuns. A maioria das abordagens dos métodos de segunda geração de ACH enfatiza que o contexto, isto é, as combinações dos FADs, as condições da planta e fatores situacionais funcionam juntos como um dos principais determinantes dos erros. A ênfase dos FAD no método SPAR-H destina-se a refletir o progresso e direção incremental da ACH contemporânea.

Assim, é igualmente importante, a partir de uma perspectiva de triagem, ser capaz de abordar os FADs que supostamente contribuem para o contexto, como é distinguir entre um deslize, lapso e engano. A partir de uma perspectiva metodológica, é importante enfatizar que a equipe de análise da ACH precisa seguir uma abordagem que sistematicamente identifique os erros que possam resultar em atos inseguros, avalie a influência dos principais FADs e calcule sua probabilidade de ocorrência.

A abordagem composta usada no método SPAR-H abranja também outras taxonomias de erro. Por exemplo, presume-se que o não uso das informações disponíveis e o uso incorreto das informações disponíveis, conforme descrito por Hacker (1986), sejam cobertos pela taxa nominal. A presença de informação tecnicamente imprecisa é também abrangida e indicada pelo ajustamento da interação do sistema humano (isto é, ergonomia/FAD da Interface Homem Máquina). Durante a fase de identificação de erros de processo na APS/ACH, erros não rotineiros, erros de comissão significativos que representem erros do operador ou da equipe devem ser considerados para modelagem e quantificação explícita pelo analista de risco.

#### 4.4 FATORES QUE PODEM AFETAR O DESEMPENHO HUMANO

Muitos métodos contemporâneos abordam FADs de alguma forma, entretanto o método SPAR-H é um dos poucos que aborda a influência benéfica potencial desses fatores. Ou seja, influências positivas de FADs podem operar em alguns casos para reduzir as taxas de falhas nominais. Por exemplo, experiências e treinamentos superiores podem servir para melhorar a compreensão do operador sobre o status do sistema além do conhecimento normal ou médio.

Isso não significa que o conhecimento do operador ou da equipe seja necessariamente completo, apenas que é melhor para uma determinada medida objetiva, de forma a melhorar o desempenho. A Figura 04 mostra essa relação e a influência do FADs (eixo x) nos valores médios da PEH (eixo y).

Muitos dos métodos de ACH usam a informação do FADs na estimativa das PEHs. Em geral, a análise dos FAD aumenta o grau de realismo presente na ACH. A extensão e a resolução da análise dos FAD devem ser específicas para identificar as possíveis influências e suas correspondentes taxas nas planilhas do método SPAR-H. Historicamente, o primeiro uso dos FADs na ACH para modificar taxas de falhas

nominais ou básicas é documentado em THERP. A geração atual de métodos ACH, geralmente chamada de ACH de segunda geração, também usa informações de FAD de uma forma ou de outra ao calcular PEHs. Ao atribuir o nível do FAD, o analista avalia o FAD da perspectiva do operador. Assim, o analista avaliaria a complexidade do diagnóstico ou ação necessária para um cenário ou intervalo de cenários a partir da perspectiva do operador, em oposição à visão do analista da complexidade como um todo.

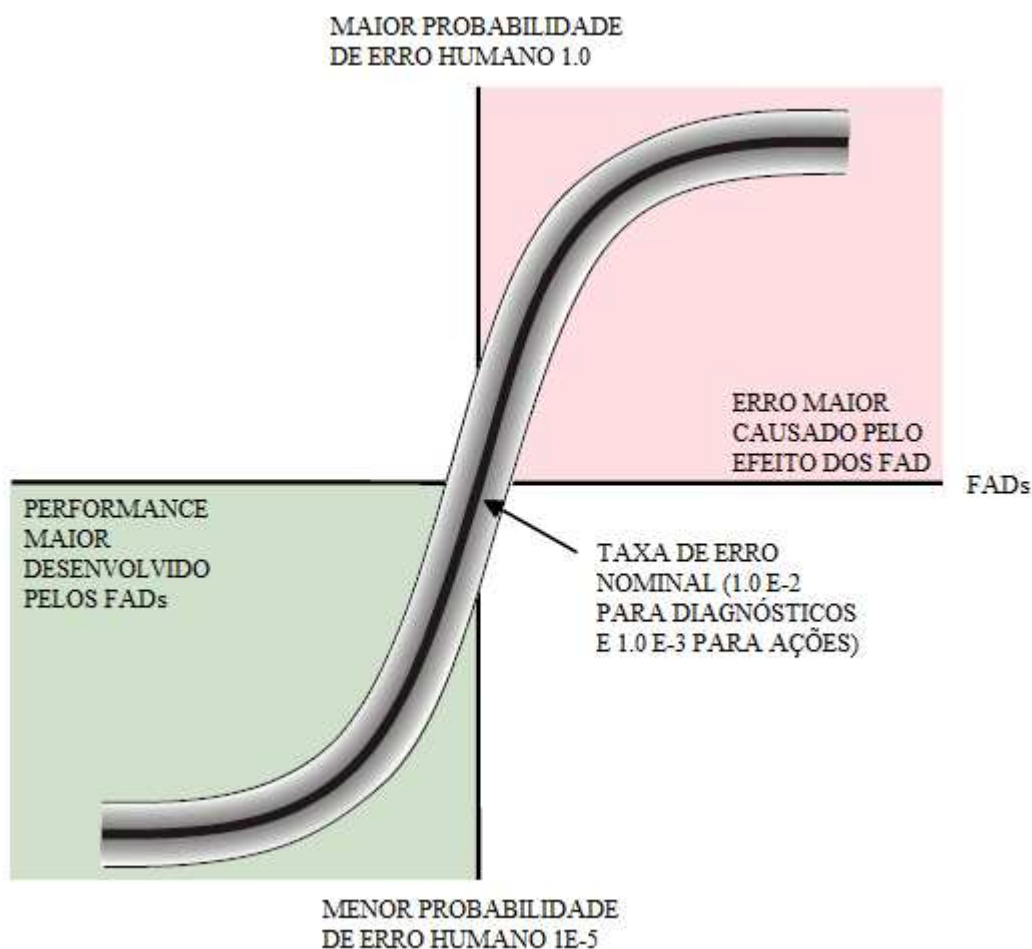


Fig. 04: PEH de acordo com a influência dos FAD (Adaptado de NUREG 6883, 2005)

Uma vez já mencionados os FADs conforme a seguir: 1) tempo disponível, 2) estresse e estressores, 3) complexidade, 4) experiência e treinamento, 5) procedimentos, 6) ergonomia (incluindo a interface homem máquina), 7) aptidão para o dever e 8) processos de trabalho. É importante apresentarmos as definições dos mesmos.



#### 4.4.1 TEMPO DISPONÍVEL

O tempo disponível refere-se à quantidade de tempo que um operador ou uma equipe precisa para diagnosticar e agir em um evento anormal. A falta de tempo pode afetar a capacidade do operador de pensar com clareza e considerar alternativas. Como também pode afetar a capacidade do operador de realizar determinada tarefa. Os multiplicadores diferem um pouco, dependendo se a atividade é uma atividade de diagnóstico ou uma ação.

Diagnóstico:

Tempo inadequado –P (falha)=1.0 se o operador não pode diagnosticar o problema na quantidade de tempo disponível, não importa o que o operador faça, a falha é certa.

Pouco tempo adequado – 2/3 do tempo médio requerido para diagnosticar o problema está disponível.

Tempo nominal – na média, existe tempo suficiente para diagnosticar o problema.

Tempo extra – tempo disponível está entre uma ou duas vezes maior que o tempo nominal requerido, e é também maior que 30 minutos.

Tempo expansivo – tempo disponível é maior que duas vezes o tempo nominal requerido, e é também maior que um tempo de 30 minutos; existe uma quantidade excessiva de tempo (um dia ou mais) para diagnosticar o problema.

Informações insuficientes – usar este item se o analista não tem informações suficientes para escolher entre as alternativas.

Ação:

Tempo inadequado – similar ao tempo inadequado para diagnóstico, P (falha)=1.0.

Tempo disponível é igual ao tempo requerido - há apenas tempo suficiente para executar a ação apropriada.

Tempo nominal - há algum tempo extra acima do tempo mínimo exigido para executar a ação apropriada.

Tempo disponível  $\geq$  5x tempo requerido – existe uma quantidade de tempo extra para executar a ação apropriada (isto é, uma relação aproximada de 5:1).

Tempo disponível  $\geq$  50x tempo requerido – há uma quantidade enorme de tempo para executar a ação apropriada (isto é, uma relação aproximada de 50:1).

Informações insuficientes - usar este item se o analista não tem informações suficientes para escolher entre as alternativas.

#### 4.4.2 ESTRESSE/ ESTRESSORES

Estresse (e nível de excitação) foram amplamente definidos e usados para descrever forças motivadoras negativas e positivas do desempenho humano. O estresse usado no SPAR-H refere-se ao nível de condições e circunstâncias indesejáveis que impedem o operador de concluir facilmente uma tarefa. O estresse pode incluir estresse mental, carga de trabalho excessiva ou estresse físico (como o imposto por fatores ambientais inadequados).

Inclui aspectos como campo de atenção limitado ou tensão muscular, pode incluir apreensão geral ou nervosismo associados à importância de um evento. Fatores ambientais, muitas vezes referidos como estressores, como o calor excessivo, ruído, ventilação inadequada ou radiação, podem induzir estresse em uma pessoa e afetar o desempenho mental ou físico do operador. É importante notar que o efeito do estresse sobre o desempenho é uma curva - uma pequena quantidade de estresse pode melhorar o desempenho e deve ser considerada nominal, enquanto níveis altos e extremos de estresse afetarão negativamente o desempenho humano.

A atribuição de um nível específico de estresse envolverá, portanto, uma interpretação baseada no conhecimento operacional e de fatores humanos tanto quanto o nível esperado de estresse para um cenário ou contexto específico.

Extremo – um nível de estresse destrutivo no qual o desempenho da maioria das pessoas se deteriorará drasticamente. É provável que isso ocorra quando o aparecimento do estressor é súbito e a situação estressante persiste por longos períodos. Este nível também está associado ao sentimento de ameaça ao bem-estar físico ou à autoestima ou

status profissional, e é considerado qualitativamente diferente de níveis menores de estresse (por exemplo, falhas catastróficas podem resultar em estresse extremo para o pessoal da operação devido ao potencial de liberação radioativa em usinas nucleares).

Alto – um nível de estresse maior que o nível nominal (por exemplo, vários instrumentos e anunciadores são acionados inesperadamente e ao mesmo tempo; ruídos altos e contínuos afetam a capacidade de concentrar a atenção na tarefa; as consequências da tarefa representam uma ameaça à segurança da planta industrial).

Nominal – o nível de estresse que conduz ao bom desempenho.

Informações insuficientes - se o analista não tiver informações suficientes para escolher entre as outras alternativas, atribuir este nível de FAD.

#### 4.4.3 COMPLEXIDADE

Complexidade refere-se a dificuldade em realizar a tarefa no contexto dado. A complexidade considera a tarefa e o ambiente no qual ela deve ser executada. Quanto mais difícil for a tarefa, maior a chance de erro humano. Da mesma forma, quanto mais ambígua a tarefa, maior a chance de erro humano. A complexidade também considera o esforço mental necessário, como realizar cálculos mentais, requisitos de memória, entender o modelo de como o sistema funciona e confiar no conhecimento, em vez de treinamento ou prática. Complexidade também pode se referir aos esforços físicos necessários, como ações físicas que são difíceis devido a padrões complicados de movimentos.

A figura 05 ilustra os fatores típicos que contribuem para a ocorrência da complexidade. O analista do método SPAR-H pode desejar referir-se a esses fatores ao avaliar a complexidade do FAD. É reconhecido que um único fator de complexidade pode resultar em diferentes níveis de influência na interação humano-sistema. Por exemplo, os cálculos mentais exigidos dos operadores podem ser leves ou, dados os aspectos do evento, podem ser pesados/ difíceis. O mesmo é verdade para diversas combinações de fatores. Por causa disso, a atribuição do nível de complexidade específico associado a uma PEH é deixada para o analista determinar. No momento atual, não há algoritmo para inferir níveis de influência com base na combinação de fatores selecionados.



Fig. 05: Fatores que contribuem para complexidade (Adaptado de NUREG 6883, 2005)

Em geral, uma tarefa com maior complexidade requer maior habilidade e compreensão para concluir com êxito. Múltiplas variáveis são geralmente envolvidas em tarefas complexas. O diagnóstico simultâneo de múltiplos eventos e a execução de múltiplas ações ao mesmo tempo é mais complexo do que diagnosticar e responder a eventos únicos.

Altamente complexa – muito difícil de realizar. Há muita ambiguidade no que precisa ser diagnosticado ou executado. Muitas variáveis estão envolvidas, com diagnósticos ou ações concorrentes (ou seja, tarefa de manutenção não familiar que requer alta habilidade).

Moderadamente complexa – um pouco difícil de realizar. Existe alguma ambiguidade no que precisa ser diagnosticado ou executado. Várias variáveis estão envolvidas, talvez com alguns diagnósticos ou ações concorrentes (ou seja, evolução realizada periodicamente com muitos passos).

Nominal – não é difícil de executar. Há pouca ambiguidade. Variáveis simples ou poucas estão envolvidas.

Diagnóstico óbvio – o diagnóstico se torna muito simplificado. Há momentos em que um problema se torna tão óbvio que seria difícil para um operador diagnosticá-lo incorretamente. A razão mais comum e usual para isso é que a informação de validação e/ou convergência fica disponível para o operador. Essas informações podem incluir indicadores automáticos de atuação ou informações sensoriais adicionais, como cheiros, sons ou vibrações.

Informações insuficientes – se o analista não tiver informações suficientes para escolher entre as outras alternativas, atribuir este nível de FAD.

#### 4.4.4 EXPERIÊNCIA/TREINAMENTO

Este FAD refere-se à experiência e treinamento dos operadores envolvidos na tarefa. Incluídos nesta consideração estão os anos de experiência do indivíduo ou da equipe, e se o operador/equipe foi treinado(a) ou não para os acidentes, a quantidade de tempo decorrido desde o último treinamento e assim como nos sistemas envolvidos na tarefa e no cenário. Outra consideração em relação aos cenários é se o cenário é novo ou não, ou seja, se a equipe ou o operador esteve envolvido em um cenário semelhante, em um treinamento ou em uma condição operacional semelhante. Exemplos específicos onde o treinamento pode ser deficiente são as orientações para ignorar as funções de segurança projetadas, orientação para monitorar as condições do reator durante mudanças de reatividade e orientação para monitorar a operação da planta durante condições aparentemente normais e estáveis com o propósito de promover a detecção precoce de anormalidades.

Baixo – menos de 6 (seis) meses de experiência e/ou treinamento. Este nível de experiência/treinamento não fornece o nível de conhecimento e compreensão necessários para desempenhar adequadamente as tarefas necessárias; não fornece prática adequada na execução das tarefas; ou os indivíduos/operadores não foram expostos a várias condições anormais.

Nominal - mais de 6 (seis) meses de experiência e/ou treinamento. Este nível de experiência/treinamento fornece uma quantidade adequada de educação formal e

treinamento para garantir que os indivíduos/operadores sejam proficientes nas operações do dia-a-dia e tenham sido expostos a condições anormais.

Alta - extensa experiência; esse nível de experiência/treinamento fornece aos operadores amplos conhecimentos e práticas em uma ampla gama de cenários operacionais. Um bom treinamento torna os operadores bem preparados para possíveis situações.

Informações insuficientes – se o analista não tiver informações suficientes para escolher entre as outras alternativas, atribuir este nível de FAD.

#### 4.4.5 PROCEDIMENTOS

Este FAD refere-se à existência e uso de procedimentos operacionais formais para as tarefas em consideração. Dentre os problemas comuns observados em investigações de eventos para procedimentos, alguns incluem situações em que os procedimentos fornecem informações erradas ou inadequadas em relação a uma sequência de controle específica. Outro problema comum é a ambiguidade dos passos. Os níveis dos FADs diferem um pouco, dependendo se a atividade é uma atividade de diagnóstico ou uma ação. Em situações em que várias transições entre os procedimentos são necessárias para suportar uma tarefa ou grupo de tarefas, o SPAR-H sugere que o analista ajuste o FAD de acordo com a complexidade. Se os procedimentos em si forem problemáticos, ou seja, inadequados, então, o analista de ACH deve avaliar os procedimentos e determinar se eles devem receber uma classificação “inadequada” ou “ruim”.

Diagnóstico:

Não disponível - o procedimento necessário para uma determinada tarefa ou conjunto de tarefas no evento não está disponível.

Incompleta – informações que são necessárias não estão contidas no procedimento; ou estão ausentes seções e instruções da tarefa (ou outras informações necessárias).

Disponível, mas ruim - um procedimento está disponível, mas é difícil de ser utilizado devido a fatores como problemas de formatação, ambiguidade ou falta de consistência que impeça o desempenho.

Nominal - os procedimentos estão disponíveis e aprimoram o desempenho.

Diagnóstico/orientado por sintomas - os procedimentos de diagnóstico ajudam o operador/equipe a diagnosticar corretamente o evento. Procedimentos orientados por sintomas (às vezes chamados de procedimentos orientados à função) fornecem os meios para manter funções críticas de segurança. Esses procedimentos permitem que os operadores mantenham a planta em condições seguras, sem a necessidade de diagnosticar exatamente o que é o evento e o que precisa ser feito para mitigar o evento. Não haverá resultados catastróficos (isto é, danos de combustível) se as funções críticas de segurança forem mantidas. Portanto, se os procedimentos diagnósticos (que auxiliam na determinação da causa provável) ou os procedimentos orientados para os sintomas (que mantêm funções críticas de segurança) forem utilizados, há menor probabilidade de que um erro humano leve a uma consequência negativa.

Informações insuficientes – se o analista não tiver informações suficientes para escolher entre as outras alternativas, atribuir este nível de FAD.

Ação:

Não disponível - o procedimento necessário para uma determinada tarefa ou conjunto de tarefas no evento não está disponível.

Incompleta – informações que são necessárias não estão contidas no procedimento; ou estão ausentes seções e instruções da tarefa (ou outras informações necessárias).

Disponível, mas ruim – um procedimento está disponível, mas contém informações incorretas, inadequadas, ambíguas ou outras informações ruins. Um exemplo é um procedimento que é difícil de usar por causa de fatores como formatação, o que resulta em degradação de desempenho.

Nominal – os procedimentos estão disponíveis e aprimoram o desempenho.

Informações insuficientes – se o analista não tiver informações suficientes para escolher entre as outras alternativas, atribuir este nível de FAD.

#### 4.4.6 ERGONOMIA/ INTERAÇÃO HOMEM-MÁQUINA

Ergonomia refere-se aos equipamentos, displays, controles, layout, qualidade e quantidade de informações disponíveis na instrumentação, além da interação do operador/equipe com o equipamento para realizar as tarefas. Os aspectos da interação homem-máquina estão incluídos nesta categoria. A adequação ou inadequação de software também está incluída neste FAD. Exemplos de ergonomia ruim podem ser encontrados no layout do projeto do painel, nos designs dos alarmes anunciadores.

Ausente/enganosa - a instrumentação necessária não suporta o diagnóstico ou o comportamento pós-diagnóstico, ou a instrumentação é imprecisa (isto é, enganosa). As informações necessárias não estão disponíveis em nenhuma fonte (por exemplo, a instrumentação é tão pouco confiável que os operadores ignoram o instrumento, mesmo que esteja registrando corretamente no momento).

Fraco - o projeto da planta afeta negativamente o desempenho da tarefa (por exemplo, mímico ruim, a instrumentação necessária não pode ser vista da estação de trabalho onde as entradas de controle são feitas ou as interfaces de computador são ruins).

Nominal - o projeto da planta suporta o desempenho correto, mas não melhora o desempenho nem facilita a execução das tarefas acima do esperado (por exemplo, a interface do computador é adequada e aprendida, embora não seja fácil de usar).

Boa - o projeto da planta impacta positivamente o desempenho da tarefa, fornecendo informações necessárias e a capacidade de realizar tarefas de forma a diminuir as oportunidades de erro (por exemplo, interfaces de computador de fácil visualização, uso e compreensão; a instrumentação é legível, a localização da estação de trabalho é adequada e com as medições fornecidas nas unidades de medida apropriadas).

Informações insuficientes – se o analista não tiver informações suficientes para escolher entre as outras alternativas, atribuir este nível de FAD.

#### 4.4.7 APTIDÃO PARA O SERVIÇO

A aptidão para o trabalho refere-se ao fato de o indivíduo que executa a tarefa estar física ou mentalmente apto para executar a tarefa no momento. As coisas que



podem afetar o condicionamento físico incluem fadiga, doença, uso de drogas (legal ou ilegal), excesso de confiança, problemas pessoais e distrações. Aptidão para o trabalho inclui fatores associados aos indivíduos, mas não relacionados ao treinamento, experiência ou estresse.

Inadequado - o indivíduo é incapaz de realizar as tarefas necessárias, devido à doença ou outra incapacidade física ou mental (por exemplo, ter um acidente vascular cerebral incapacitante).

Aptidão degradada - o indivíduo é capaz de realizar as tarefas, embora o desempenho seja afetado negativamente. O desempenho mental e físico pode ser afetado se um indivíduo estiver doente, como ter febre. Os indivíduos também podem apresentar desempenho degradado se estiverem excessivamente confiantes em suas habilidades de desempenho. Outros exemplos de condicionamento físico degradado incluem fadiga em longas jornadas de trabalho; tomar remédio para resfriado que deixa o indivíduo sonolento; ou ser distraído por más notícias pessoais (como notícias de um diagnóstico de doença terminal de um ente querido).

Nominal - o indivíduo é capaz de realizar tarefas; nenhuma degradação de desempenho conhecida é observada.

Informações insuficientes – se o analista não tiver informações suficientes para escolher entre as outras alternativas, atribuir este nível de FAD.

#### 4.4.8 PROCESSOS DE TRABALHO

Os processos de trabalho referem-se a aspectos do trabalho, incluindo cultura organizacional, cultura de segurança, planejamento de trabalho, comunicação e políticas de gerenciamento e suporte. A forma como o trabalho é planejado, comunicado e executado pode afetar o desempenho do indivíduo e da equipe. Se o planejamento e a comunicação são ruins, os indivíduos podem não entender completamente os exigências do trabalho. Os processos de trabalho incluem considerações sobre coordenação, comando e controle. Os processos de trabalho também incluem quaisquer fatores de gerenciamento, organizacionais ou de supervisão que possam afetar o desempenho. Exemplos vistos de eventos são problemas devido às informações não serem comunicadas durante a troca de turnos, bem como a comunicação com equipes de manutenção e operadores auxiliares.

Qualquer evidência obtida durante a revisão de um evento operacional indicando conflito entre grupos e capacidade de decisão (por exemplo, entre engenharia e operação), ou uma abordagem descoordenada de segurança, é avaliada no método SPAR-H como um problema no processo de trabalho.

O método SPAR-H também reconhece diretamente possíveis problemas entre o órgão regulador e o licenciado, pois isso pode afetar o desempenho do operador e da equipe.

Por fim, inadequações no programa de ação corretiva, falhas na implementação, falhas em responder a avisos do setor ou falhas na execução da causa, conforme exigido pela regulamentação, são consideradas no SPAR-H como um processo de trabalho variável. Como há tantas áreas potenciais de preocupação na categoria de processo de trabalho que podem ser atribuídas a um nível potencial de FAD, o analista é direcionado a fornecer o máximo de informações possível no espaço da planilha fornecido, listando as razões para designar um processo de trabalho específico.

Pobre - o desempenho é afetado negativamente pelos processos de trabalho na planta industrial (por exemplo, a rotatividade de turnos não inclui comunicação adequada sobre atividades de manutenção em andamento; baixo comando e controle pelos supervisores; expectativas de desempenho não são claras).

Nominal - o desempenho não é significativamente afetado pelos processos de trabalho na planta industrial, ou os processos de trabalho não parecem desempenhar um papel importante (por exemplo, o desempenho da equipe é adequado; a informação está disponível, mas não necessariamente comunicada proativamente).

Bom - os processos de trabalho empregados na fábrica melhoram o desempenho e levam a um resultado melhor sucedido do que seria o caso se os processos de trabalho não fossem bem implementados (por exemplo, boa comunicação, políticas de apoio e bem compreendidas, equipe coesa).

Informações insuficientes – se o analista não tiver informações suficientes para escolher entre as outras alternativas, atribuir este nível de FAD.

## **5 APLICAÇÃO DO MÉTODO SPAR-H NO REATOR DE PESQUISA ARGONAUTA**

De posse dos conceitos de confiabilidade humana, da seleção do método a ser aplicado escolhido através da revisão sistemática da literatura e do estudo do método SPAR-H, torna-se necessário o estudo do reator Argonauta. Este estudo deve cobrir a descrição do reator e seus componentes, a instrumentação, a sala de controle do reator, a operação, cenários operacionais e quais as ações humanas realizadas quando da operação do reator, conforme descrição no anexo A. Para integrar todo esse conhecimento na aplicação do método SPAR-H no reator Argonauta, torna-se necessário a seleção de um ou mais cenários, pois a sequência de ações realizadas pelo operador pode mudar de acordo com o cenário escolhido na aplicação do método.

### **5.1 CENÁRIOS OPERACIONAIS**

Os requisitos para escolha dos cenários estão diretamente relacionados a questões de segurança da operação, pois esse requisito está diretamente relacionado a segurança de instalações nucleares, conseqüentemente a APS. Além disso, requisitos relacionados a cenários que incorporam variáveis como alarmes, controles, painéis de controle, mesa de controle e ambiente de trabalho, pois os mesmos estão relacionados à forma como o operador interage com os sistemas e interfaces. Desta forma foi preciso avaliar a probabilidade de ocorrência dos cenários/eventos e provável impacto da ocorrência dos mesmos para seleção dos cenários.

Seguindo os critérios acima mencionados foram selecionados dois cenários. O primeiro cenário é composto desde a verificação inicial, partida do reator e aumento na potência do reator até o nível de oitenta por cento da potência nominal. O segundo cenário é composto pela verificação inicial, partida do reator, aumento na potência do reator e desligamento do reator.

### **5.2 AÇÕES HUMANAS E TAREFAS DOS OPERADORES**

A análise das ações dos operadores foi baseada na observação do desempenho do operador na operação do reator Argonauta nos cenários já mencionados. A descrição destas ações seguem além da observação, as informações presentes no Formulário de

Revisão Diária do Reator Argonauta, Livro de Operação e algumas adaptações da descrição realizada por Santos et al. (2013).

### 5.2.1 AÇÕES DO OPERADOR PARA O CENÁRIO 01:

Verificação Inicial	1.0	Ligar a chave “ALIMENTAÇÃO GERAL DO CONTROLE” na mesa de controle
	2.0	Checar (avaliar) as lâmpadas indicadoras
	2.1	Observar a indicação da lâmpada indicadora “ALIMENTAÇÃO GERAL DO CONTROLE” está LIGADA.
	2.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “FONTE FORA” está DESLIGADA.
	3.0	Checar (avaliar) dados da instrumentação nuclear
	3.1	Observar os medidores analógicos do Canal de Pulsos localizado na mesa de controle está contando menos que 10 pulsos por segundo
	3.2	Observar os medidores analógicos dos canais de potência na mesa de controle está sem potência
	4.0	Registrar as condições da água
	4.1	Resistividade
	4.2	PH
4.3	Temperatura	
Partida do Reator	5.0	Acionar a chave seletora principal para a posição “FONTE”
	5.1	Acionar a alavanca de controle para cima aproximando a fonte de nêutrons do núcleo do reator
	5.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “FONTE DENTRO” está ligada
	6.0	Checar (avaliar) dados da instrumentação nuclear
	6.1	Observar os medidores analógicos do Canal de Pulsos localizado na mesa de controle está contando menos que 10 pulsos por segundo
	6.2	Observar os medidores analógicos dos canais de potência na mesa de controle está sem potência
	7.0	Acionar a chave seletora principal para a posição “BARRA DE SEGURANÇA N° 1”
	7.1	Acionar a alavanca de controle para cima e retirar a barra de segurança N°

	1 do núcleo do reator
7.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRA DE SEGURANÇA Nº 1 FORA” está ligada
8.0	Acionar a chave seletora principal para a posição “BARRA DE SEGURANÇA Nº 2”
8.1	Acionar a alavanca de controle para cima e retirar a barra de segurança Nº 2 do núcleo do reator
8.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRA DE SEGURANÇA Nº 2 FORA” está ligada
9.0	Acionar a chave seletora principal para a posição “BARRA DE SEGURANÇA Nº 3”
9.1	Acionar a alavanca de controle para cima e retirar a barra de segurança Nº 3 do núcleo do reator
9.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRA DE SEGURANÇA Nº 3 FORA” está ligada
10	Ligar a chave “ALIMENTAÇÃO DA EMBREAGEM DA VÁLVULA DE DRENO”
10.1	Observar a indicação das lâmpadas indicadoras “EMBREAGEM DA VÁLVULA DE DRENO ENERGIZADA” e “VÁLVULA DE DRENO ABERTA” estão ligadas
10.2	Acionar a chave seletora principal para a posição “VÁLVULA DE DRENO”
10.3	Acionar a alavanca de controle para cima, fechando a válvula de dreno
10.4	Observar a indicação lâmpada indicadora “VÁLVULA DE DRENO FECHADA” está ligada
10.5	Acionar a chave seletora principal para a posição “NÍVEL DE ÁGUA”
11	Ligar a chave de acionamento da bomba principal
11.1	Acionar a alavanca de controle para cima ligando a bomba principal e introduzindo água no núcleo
11.2	Observar a indicação das lâmpadas indicadoras “BOMBA PRINCIPAL LIGADA” e “FLUXO DE ÁGUA PARA O NÚCLEO” estão ligadas
11.3	Observar a indicação da lâmpada indicadora “NÍVEL DE ÁGUA ALTO”

	12	Checar (avaliar) dados da instrumentação nuclear
	12.1	Observar os medidores analógicos do Canal de Pulsos localizado na mesa de controle se a contagem está aumentando
	12.2	Observar os medidores analógicos dos canais de potência na mesa de controle está sem potência
Aumento de Potência do Reator	13	Ligar (energizar) a embreagem das barras de controle acionando o botão “REARME DA EMBREAGEM DAS BARRAS DE CONTROLE”
	13.1	Observar a indicação da lâmpada indicadora “EMBREAGEM DAS BARRAS DE CONTROLE” está ligada
	13.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRAS DE CONTROLE DENTRO”
	14	Acionar a chave seletora principal para a posição “BARRA DE CONTROLE APROXIMADO”
	14.1	Acionar a alavanca de controle para cima e remover a barra de controle aproximado do núcleo do reator
	14.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRA DE CONTROLE APROXIMADO ESTÁ DENTRO” está desligada
	15	Checar (avaliar) dados da instrumentação nuclear
	15.1	Observar os medidores analógicos do Canal de Pulsos localizado na mesa de controle está contando igual a 10.000 contagens por segundo
	15.2	Observar os medidores analógicos dos canais de potência na mesa de controle se a potência está aumentando
	16	Desligar a alimentação da fonte de alta tensão do canal de pulsos
	17	Observar os medidores analógicos dos monitores de radiação gama
	18	Acionar a chave seletora principal para a posição “BARRA DE CONTROLE GROSSEIRO”
	18.1	Acionar a alavanca de controle para cima e remover a barra de controle grosseiro do núcleo do reator
	18.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRA DE CONTROLE GROSSEIRO ESTÁ DENTRO” está desligada
	19	Observar os medidores analógicos dos monitores de radiação gama
	20	Acionar a chave seletora principal para a posição “BARRA DE CONTROLE PRECISO”

	20.1	Acionar a alavanca de controle para cima e remover a barra de controle preciso do núcleo do reator
	20.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRA DE CONTROLE PRECISO ESTÁ DENTRO” está desligada
	21	Observar os medidores analógicos dos monitores de radiação gama
	22	Monitorar o canal de potência
	22.1	Observar se os medidores analógicos do Canal de Potência localizados na mesa de controle estão medindo oitenta por cento (80%) de potência
	22.2	Observar se a potência do reator nuclear não diminui e permanece em oitenta por cento (80%) de potência

Tabela 06: Ações do operador para o cenário 01

## 5.2.2 AÇÕES DO OPERADOR PARA O CENÁRIO 02:

Verificação Inicial	1.0	Ligar a chave “ALIMENTAÇÃO GERAL DO CONTROLE” na mesa de controle	
	2.0	Checar (avaliar) as lâmpadas indicadoras	
	2.1	Observar a indicação da lâmpada indicadora “ALIMENTAÇÃO GERAL DO CONTROLE” está LIGADA.	
	2.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “FONTE FORA” está DESLIGADA.	
	3.0	Checar (avaliar) dados da instrumentação nuclear	
	3.1	Observar os medidores analógicos do Canal de Pulsos localizado na mesa de controle está contando menos que 10 pulsos por segundo	
	3.2	Observar os medidores analógicos dos canais de potência na mesa de controle está sem potência	
	4.0	Registrar as condições da água	
	4.1	Resistividade	
	4.2	PH	
	4.3	Temperatura	
	Partida do Reator	5.0	Acionar a chave seletora principal para a posição “FONTE”
		5.1	Acionar a alavanca de controle para cima aproximando a fonte de nêutrons do núcleo do reator
5.2		Observar a indicação da lâmpada indicadora “FONTE DENTRO” está ligada	

6.0	Checar (avaliar) dados da instrumentação nuclear
6.1	Observar os medidores analógicos do Canal de Pulsos localizado na mesa de controle está contando menos que 10 pulsos por segundo
6.2	Observar os medidores analógicos dos canais de potência na mesa de controle está sem potência
7.0	Acionar a chave seletora principal para a posição “BARRA DE SEGURANÇA N° 1”
7.1	Acionar a alavanca de controle para cima e retirar a barra de segurança N° 1 do núcleo do reator
7.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRA DE SEGURANÇA N° 1 FORA” está ligada
8.0	Acionar a chave seletora principal para a posição “BARRA DE SEGURANÇA N° 2”
8.1	Acionar a alavanca de controle para cima e retirar a barra de segurança N° 2 do núcleo do reator
8.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRA DE SEGURANÇA N° 2 FORA” está ligada
9.0	Acionar a chave seletora principal para a posição “BARRA DE SEGURANÇA N° 3”
9.1	Acionar a alavanca de controle para cima e retirar a barra de segurança N° 3 do núcleo do reator
9.2	Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRA DE SEGURANÇA N° 3 FORA” está ligada
10	Ligar a chave “ALIMENTAÇÃO DA EMBREAGEM DA VÁLVULA DE DRENO”
10.1	Observar a indicação das lâmpadas indicadoras “EMBLEAGEM DA VÁLVULA DE DRENO ENERGIZADA” e “VÁLVULA DE DRENO ABERTA” estão ligadas
10.2	Acionar a chave seletora principal para a posição “VÁLVULA DE DRENO”
10.3	Acionar a alavanca de controle para cima, fechando a válvula de dreno
10.4	Observar a indicação lâmpada indicadora “VÁLVULA DE DRENO FECHADA” está ligada



	10.5	Acionar a chave seletora principal para a posição “NÍVEL DE ÁGUA”	
	11	Ligar a chave de acionamento da bomba principal	
	11.1	Acionar a alavanca de controle para cima ligando a bomba principal e introduzindo água no núcleo	
	11.2	Observar a indicação das lâmpadas indicadoras “BOMBA PRINCIPAL LIGADA” e “FLUXO DE ÁGUA PARA O NÚCLEO” estão ligadas	
	11.3	Observar a indicação da lâmpada indicadora “NÍVEL DE ÁGUA ALTO”	
	12	Checar (avaliar) dados da instrumentação nuclear	
	12.1	Observar os medidores analógicos do Canal de Pulsos localizado na mesa de controle se a contagem está aumentando	
	12.2	Observar os medidores analógicos dos canais de potência na mesa de controle está sem potência	
	Aumento de Potência do Reator	13	Ligar (energizar) a embreagem das barras de controle acionando o botão “REARME DA EMBREAGEM DAS BARRAS DE CONTROLE”
		13.1	Observar a indicação da lâmpada indicadora “EMBREAGEM DAS BARRAS DE CONTROLE” está ligada
13.2		Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRAS DE CONTROLE DENTRO”	
14		Acionar a chave seletora principal para a posição “BARRA DE CONTROLE APROXIMADO”	
14.1		Acionar a alavanca de controle para cima e remover a barra de controle aproximado do núcleo do reator	
14.2		Observar a indicação da lâmpada indicadora “BARRA DE CONTROLE APROXIMADO ESTÁ DENTRO” está desligada	
Desligamento	15	Variar o nível de alarme do dispositivo de monitoramento de radiação gama localizado no corredor do reator	
	15.1	Observar a indicação de alarme do dispositivo de monitoração de radiação gama está ligado	
	15.2	Verificar se a barra de controle aproximada foi introduzida automaticamente no núcleo do reator	
	15.3	Verificar se o reator está desligado	

Tabela 07: Ações do operador para o cenário 02

### 5.3 APLICAÇÃO DO MÉTODO SPAR-H

A aplicação do método SPAR-H para este trabalho consiste na decomposição das probabilidades em falhas de diagnósticos ou de ação, avaliação do contexto usando os fatores que podem afetar o desempenho humano de acordo com as planilhas do NUREG/CR-6883 e uso da probabilidade de erro humano juntamente com as orientações de como atribuir o valor apropriado do FAD conforme descrito no capítulo sobre o método SPAR-H.

A tarefa “Verificação Inicial” realizada pelo operador, consiste das subtarefas de 1 (um) até 4 (quatro), estas subtarefas são iguais para ambos os cenários operacionais 1 (um) e 2 (dois). Estas subtarefas são compostas por características tanto de diagnose, quanto de ação.

As características de ação são o acionamento da chave de alimentação geral do controle e registrar os valores lidos tanto dos canais de pulso e potência, quanto os valores das condições da água.

As características de diagnóstico são a monitoração e avaliação das lâmpadas indicadoras de alimentação geral e fonte fora, além da avaliação dos parâmetros dos canais de pulso, canais de potência e das condições da água. Toda esta monitoração, leitura e interpretação dos valores são necessárias, pois estes valores têm de cumprir parâmetros definidos de acordo com a proposta de uso do reator e o cenário.

Todos os FADs propostos pelo método SPAR-H serão aqui avaliados de forma a avaliarmos a influência do mesmo no contexto, diagnóstico e execução da tarefa.

Os FADs mencionados na tabela 08 seguem os seguintes critérios: o tempo disponível para o diagnóstico do operador é considerado um tempo bem maior que o suficiente e pode ser maior que 30 minutos para a percepção que as lâmpadas não estão no status esperado ou a razão pela qual as medidas dos canais de pulso, potência e parâmetros da água não estão de acordo com os valores esperados. O tempo disponível para a execução das tarefas mencionadas é também muito maior do que o tempo requerido e pode ter uma relação maior que 50 vezes a necessária.

O estresse pode ser considerado nominal tanto para diagnose quanto para ação, pois as subtarefas da verificação inicial não trazem estresse mental, carga de trabalho

excessiva ou algum estresse físico, o ambiente embora frio é confortável e sem ruído, apesar da atividade envolver radiação, o reator é intrinsecamente seguro devido ao seu coeficiente de reatividade negativo.

FADs	Níveis dos FADs		Multiplicadores	
	Diagnóstico	Ação	Diagnóstico	Ação
Tempo disponível	Tempo expansivo	Tempo disponível é $\geq$ 50x tempo requerido	0.01	0.01
Estresse e estressores	Nominal		1	
Complexidade	Nominal		1	
Experiência e treinamento	Alta		0.5	
Procedimentos	Disponível, mas ruim	Nominal	5	1
Ergonomia (interface)	Fracá		10	
Aptidão para o dever	Informações insuficientes		1	
Processos de trabalho	Bom		0.8	

Tabela 08: FADs, níveis dos FADs e seus multiplicadores para verificação inicial

A complexidade pode ser considerada nominal, pois a execução das tarefas é simples. Mas o diagnóstico não necessariamente é tão obvio em relação as medidas dos canais de pulso, potência e parâmetros da água.

A experiência e o treinamento são considerados “alta” devido ao programa de licenciamento que segue a norma CNEN NN 1.01 de 2007, referente ao licenciamento de operadores de reatores nucleares, assim como o programa de treinamento e retreinamento que também atendem a referido norma de modo assegurar as condições de operação segura. Os operadores são treinados em conhecimentos de Física Atômica, Física Nuclear e de Reatores, Radioproteção e demais conhecimentos inerentes ao funcionamento do reator. As avaliações são fundamentadas em provas escritas, provas orais e provas práticas. Todos estes fatores em conjunto garantem o alto nível de experiência e treinamento.

O procedimento tem níveis diferentes em relação ao diagnóstico e ação. O procedimento está disponível e atende em relação a quais ações devem ser feita e seu referido sequenciamento. Entretanto, o procedimento é ruim do ponto de vista de

diagnóstico, em caso de algum evento cabe ao operador com base no conhecimento e experiência realizar a devida diagnose do que ocorreu para um determinado evento em questão e conseqüentemente quais ações deveriam ser tomadas para o caso de um erro humano por exemplo.

Muito embora a instrumentação do reator Argonauta torne a operação do reator bastante segura devido a intertravamentos, a função de seus relés e devido também ao sistema de segurança do reator. A interface de operação da mesa de controle é fraca. Os indicadores analógicos dos canais de pulso e de potência são muito antigos e pouco legíveis, a intensidade da iluminação das lâmpadas presentes na mesa de controle não é homogênea, o que pode gerar duvida se a mesma está ligada ou não. Os indicadores analógicos das barras de controle grosseiro e aproximado também são poucos legíveis. Os textos descritivos na mesa de controle são pequenos e o layout da sala e dos equipamentos presentes não permite que o operador possa realizar suas anotações numa postura correta do ponto de vista ergonômico e confortável para o operador, já que a operação do reator pode durar horas. Estes fatores em conjunto torna este FAD “Fraco”.

Não foi possível avaliar a aptidão para o serviço, não foi questionado se existe algum tipo de teste ou procedimento para a avaliação física e mental do operador durante operação do reator, desta forma foi-se considerado um nível de informação insuficiente.

Em relação aos processos de trabalho, existe uma cultura de segurança em relação à operação do reator, além disso, os procedimentos administrativos já mencionados no início deste capítulo mostram que os pesquisadores devem ser credenciados, devem preencher a Folha de Solicitação de Operação no Reator Argonauta e a partir da folha de solicitação o operador irá preencher o Programa de Operações no Reator Argonauta, a proteção radiológica libera e monitora a operação do reator, além de alguns procedimentos pré-operacionais estarem previstos na operação do reator. Todos esses fatores mostram a existência de uma cultura organizacional, cultura de segurança, planejamento de trabalho, comunicação e políticas de gerenciamento e suporte. Logo, o processo de trabalho é considerado “bom”.

A probabilidade de erro humano será a soma da probabilidade de falha no diagnóstico mais a probabilidade de falha na ação. Desta forma temos a quantificação:

Probabilidade de falha no diagnóstico =  $1.0E-2 \times \text{tempo} \times \text{estresse e estressores} \times \text{complexidade} \times \text{experiência e treinamento} \times \text{procedimentos} \times \text{ergonomia} \times \text{aptidão para o dever} \times \text{processos de trabalho} = \text{resultado}$ .

Prob. de falha no diagnóstico =  $1.0E-2 \times 0.01 \times 1 \times 1 \times 0.5 \times 5 \times 10 \times 1 \times 0.8 = 2.0E-3$

Prob. de falha no diagnóstico =  $2.0E-3$

Prob. de falha na ação =  $1.0E-3 \times 0.01 \times 1 \times 1 \times 0.5 \times 1 \times 10 \times 1 \times 0.8 = 4.0E-5$

Prob. de falha na ação =  $4.0E-5$

$PEH = P_{w/od} = \text{Prob. de falha no diagnóstico} + \text{Prob. de falha na ação}$

$PEH = P_{w/od} = 2.0E-3 + 4.0E-5 = 2,04E-3$  na verificação inicial.

A tarefa “Partida do Reator” realizada pelo operador, consiste das subtarefas de 5 (cinco) até 12 (doze), estas subtarefas são iguais para ambos os cenários operacionais 1 (um) e 2 (dois). Estas subtarefas são compostas por características tanto de diagnose, quanto de ação. É importante ressaltar que é possível avaliar a falha na partida do reator, pois todas as ações necessárias são realizadas de forma sequencial.

As características de ação são os diversos acionamentos da chave seletora de operação, diversos acionamentos da chave (alavanca) de controle de operação, registrar os valores lidos dos canais de pulso e dos canais de potência, acionamento da chave de alimentação da embreagem da válvula de dreno e acionamento da chave da bomba principal.

As características de diagnóstico são a monitoração e avaliação das lâmpadas indicadoras de fonte dentro, barra de segurança números 1, 2 e 3 fora, embreagem da válvula de dreno energizada, válvula de dreno aberta, válvula de dreno fechada, bomba principal ligada, fluxo de água para o núcleo, nível de água alto, além da avaliação dos parâmetros dos canais de pulso e canais de potência. Toda esta monitoração, leitura e interpretação dos valores são necessárias, pois estes valores têm de cumprir parâmetros definidos de acordo com a proposta de uso do reator e o cenário.

Assim como para a verificação inicial, todos os FADs propostos pelo método SPAR-H serão aqui avaliados de forma a avaliarmos a influência do mesmo no contexto, diagnóstico e execução da tarefa.

Para os FADs mencionados na tabela 09 os níveis destes FADs são iguais ao caso da verificação inicial à exceção do tempo disponível. Para o caso da partida do reator uma das primeiras ações é a inserção da fonte de partida e em seguida a remoção a remoção das barras de segurança. As ações da “partida do reator” dispõem de tempo suficiente para o diagnóstico e realização de ações. Mas, dado que neste caso a fonte de partida já foi inserida e barras de segurança podem estar fora, a quantidade de tempo para um operador diagnosticar e agir num evento anormal está dentro da média, ou seja, o suficiente para diagnosticar e executar a ação apropriada. Porém não é expansivo e maior que 50 x o tempo disponível.

FADs	Níveis dos FADs		Multiplicadores	
	Diagnóstico	Ação	Diagnóstico	Ação
Tempo disponível	Tempo Nominal	Tempo Nominal	1	1
Estresse e estressores	Nominal		1	
Complexidade	Nominal		1	
Experiência e treinamento	Alta		0.5	
Procedimentos	Disponível, mas ruim	Nominal	5	1
Ergonomia (interface)	Fraca		10	
Aptidão para o dever	Informações insuficientes		1	
Processos de trabalho	Bom		0.8	

Tabela 09: FADs, níveis dos FADs e seus multiplicadores para partida do reator

Desta forma as justificativas dadas para os demais FADs realizadas para a verificação inicial são bem similares ou iguais e atendem a tarefa “partida do reator”. Assim temos que a quantificação será:

$$\text{Prob. de falha no diagnóstico} = 1.0\text{E-}2 \times 1 \times 1 \times 1 \times 1 \times 0.5 \times 5 \times 10 \times 1 \times 0.8 = 2.0\text{E-}1$$

$$\text{Prob. de falha no diagnóstico} = 2.0\text{E-}1$$

$$\text{Prob. de falha na ação} = 1.0\text{E-}3 \times 1 \times 1 \times 1 \times 1 \times 0.5 \times 1 \times 10 \times 1 \times 0.8 = 4.0\text{E-}3$$

$$\text{Prob. de falha na ação} = 4.0\text{E-}3$$

$$\text{PEH} = P_{w/od} = \text{Prob. de falha no diagnóstico} + \text{Prob. de falha na ação}$$

$$\text{PEH} = P_{w/od} = 2.0\text{E-}1 + 4.0\text{E-}3 = 2,04\text{E-}1 \text{ na partida do reator.}$$

A tarefa “Aumento de potência” realizada pelo operador, será avaliada de forma separada para os cenários 1 (um) e 2 (dois). Isto ocorre porque para o cenário 1 (um) o aumento de potência são as subtarefas de 13 (treze) até 22 (vinte dois). Para o cenário 2 (dois) o aumento de potência são apenas as subtarefas 13 (treze) e 14 (quatorze).

Aumento de potência para o cenário 1. Estas subtarefas são compostas por características tanto de diagnose, quanto de ação. Da mesma forma que na partida do reator, é possível avaliar a falha no aumento de potência do reator, pois todas as ações necessárias são realizadas de forma sequencial.

As características de ação são os diversos acionamentos da chave seletora de operação, diversos acionamentos da chave (alavanca) de controle de operação, registrar os valores lidos dos canais de pulso e dos canais de potência, acionamento do botão rearme da embreagem das barras de controle, acionamento (desligamento) da fonte de alta tensão.

As características de diagnóstico são a monitoração e avaliação das lâmpadas indicadoras de embreagem das barras de controle, barra de controle aproximado, barra de controle grosseiro, barra de controle preciso, monitoração e avaliação dos medidores analógicos dos monitores de radiação gama. Toda esta monitoração, leitura e interpretação dos valores são necessárias, pois estes valores têm de cumprir parâmetros definidos de acordo com a proposta de uso do reator e o cenário. Para este cenário está previsto atingir a potência de 80% do reator.

Todos os FADs propostos pelo método SPAR-H serão aqui avaliados de forma a avaliarmos a influência do mesmo no contexto, diagnóstico e execução da tarefa.

Podemos observar que níveis atribuídos nas tabelas 09 (nove) e 10 (dez) são iguais. Desta forma as justificativas para os níveis da tabela 10 são os mesmos da tabela 08 à exceção do tempo disponível que foi justificado na tabela 10. Desta forma teremos as mesmas probabilidades de falha no diagnóstico, mesmas probabilidades de falhas na ação, assim como a mesma PEH.

Prob. de falha no diagnóstico =  $2.0E-1$

Prob. de falha na ação =  $4.0E-3$

PEH =  $P_{w/od} = 2.0E-1 + 4.0E-3 = 2,04E-1$  no aumento de potência para cenário 01.

FADs	Níveis dos FADs		Multiplicadores	
	Diagnóstico	Ação	Diagnóstico	Ação
Tempo disponível	Tempo Nominal	Tempo Nominal	1	1
Estresse e estressores	Nominal		1	
Complexidade	Nominal		1	
Experiência e treinamento	Alta		0.5	
Procedimentos	Disponível, mas ruim	Nominal	5	1
Ergonomia (interface)	Fracá		10	
Aptidão para o dever	Informações insuficientes		1	
Processos de trabalho	Bom		0.8	

Tabela 10: FADs, níveis dos FADs e seus multiplicadores para aumento de potência cenário 01

As subtarefas do cenário 2 para o aumento de potência estão incluídas no cenário, como os valores da probabilidade de falha no diagnóstico, probabilidade de falha na ação e PEH não mudaram da “partida do reator” para “aumento de potencia no cenário 01”. Podemos constatar que as probabilidades para “aumento de potencia no cenário 02” serão:

Prob. de falha no diagnóstico =  $2.0E-1$

Prob. de falha na ação =  $4.0E-3$

$PEH = P_{w/od} = 2.0E-1 + 4.0E-3 = 2,04E-1$  no aumento de potência para cenário 02.

A tarefa “Desligamento” realizada pelo operador, consiste da subtarefas 15 (quinze), esta subtarefa é valida apenas para o cenário 2 (dois). Estas subtarefa é composta apenas por características de diagnose.

As características de diagnóstico são a monitoração e avaliação das lâmpadas indicadoras do alarme de monitoração de radiação e demais lâmpadas indicadoras de forma a constatar o desligamento do reator. Toda esta monitoração, leitura e interpretação dos valores são necessárias, pois estes valores têm de cumprir parâmetros definidos de acordo com a proposta de uso do reator e o cenário.



Assim como para a verificação inicial, todos os FADs propostos pelo método SPAR-H serão aqui avaliados de forma a avaliarmos a influência do mesmo no contexto, diagnóstico.

O FAD tempo disponível é similar aos anteriores, o estresse ou estressores é considerado alto por se tratar de um alarme de radiação, diagnóstico óbvio por se tratar do alarme de radiação e acionamento automático desligando o reator. Para todos os demais FADs da tabela 11 as justificativas aqui apresentadas atendem ao desligamento do reator.

FADs	Níveis dos FADs	Multiplicadores
	Diagnóstico	Diagnóstico
Tempo disponível	Tempo Nominal	1
Estresse e estressores	Alto	2
Complexidade	Diagnóstico óbvio	0.1
Experiência e treinamento	Alta	0.5
Procedimentos	Disponível, mas ruim	5
Ergonomia (interface)	Fraca	10
Aptidão para o dever	Informações insuficientes	1
Processos de trabalho	Bom	0.8

Tabela 11: FADs, níveis dos FADs e seus multiplicadores para desligamento

Assim temos que a quantificação para o desligamento será:

$$\text{Prob. de falha no diagnóstico} = 1.0E-2 \times 1 \times 2 \times 0.1 \times 0.5 \times 5 \times 10 \times 1 \times 0.8 = 4.0E-2$$

$$\text{Prob. de falha no diagnóstico} = 4.0E-2$$

$$\text{PEH} = P_{w/od} = \text{Prob. de falha no diagnóstico}$$

$$\text{PEH} = P_{w/od} = 4.0E-2 \text{ no desligamento do reator}$$

#### 5.4 RESULTADOS DA APLICAÇÃO DO MÉTODO SPAR-H

Na tabela 12 pode ser visto um resumo dos resultados para os cenários, tarefas e suas respectivas probabilidades no diagnóstico, ação e PEH.

Tarefa	Prob. de falha no diagnóstico	Prob. de falha na ação	PEH
Verificação inicial (cenários 01 e 02)	2.0E-3	4.0E-5	2,04E-3
Partida do reator (cenários 01 e 02)	2.0E-1	4.0E-3	2,04E-1
Aumento de potência do reator (cenários 01 e 02)	2.0E-1	4.0E-3	2,04E-1
Desligamento do reator (cenário 02)	4.0E-2	-	4.0E-2

Tabela 12: Resultados das probabilidades por tarefa

A partir dos resultados da tabela 12 é possível identificar que a probabilidade de erro humano é maior na “partida do reator” e no “aumento de potência do reator” para ambos os cenários escolhidos. Esta PEH de 0,204 é principalmente composta pela probabilidade de falha no diagnóstico igual a 0,2. Com isso pode ser concluído que na maior PEH estudada a maior contribuição está relacionada à ergonomia e interface homem máquina utilizada na sala de controle do reator Argonauta.

Conforme já dito, embora a instrumentação torne a operação do reator segura, a ergonomia do ponto de vista da postura do operador para realizar as anotações no livro de operação e na folha de revisão diária pode prejudicar o andamento da tarefa que pode ser por longo tempo. Além da qualidade da interface da mesa de controle que dispõe de medidores muito antigos, pouco legíveis, a intensidade da iluminação dos alarmes não é homogênea, além das descrições não serem bem legíveis.

Do ponto de vista dos procedimentos, o mesmo é claro quanto as ações que devem ser tomadas, mas não atende em relação ao diagnóstico em caso de um evento anormal. Estes são dois principais fatores que tornaram a “partida do reator” e o “aumento de potência do reator” com maior probabilidade de erro humano.

A menor PEH foi a “verificação inicial”, esta PEH foi de 0,00204. Isso se deu principalmente ao fato de que nesta etapa a fonte de partida ainda não foi inserida e o operador dispõe de um tempo muito maior que o necessário para realização das subtarefas previstas do ponto de vista de diagnóstico e ação. Este FAD, tempo

disponível, tem um valor 100 vezes menor que o tempo nominal utilizado para as outras subtarefas. Este valor 100 vezes menor explica porque a “verificação inicial” teve uma PEH bem menor quando comparado às demais.

Já a PEH para o “desligamento” foi de 0,04, este valor intermediário quando comparado aos demais pode ser explicado pelo fato do tempo requerido ser o tempo nominal, o estresse ser considerado maior que os demais por envolver um alarme de radiação, porém a complexidade ser menor devido a atuação automática dos sistemas de segurança do reator. Esta complexidade menor implica num diagnóstico óbvio que é o desligamento do reator. Dado que neste caso o acionamento é automático, foi-se considerado apenas a parcela de diagnóstico para o cálculo da PEH.

Uma observação importante é que os FADs, experiência e treinamento e processos de trabalho tiveram uma contribuição importante para os baixos valores de PEH, mesmo que a interface e os procedimentos não atendam plenamente.

## 6 CONSIDERAÇÕES FINAIS E RECOMENDAÇÕES

A revisão sistemática atendeu a primeira etapa deste trabalho que era a escolha de um método para ser aplicado na prática no reator de pesquisa Argonauta, sendo o método SPAR-H o escolhido.

A resposta para a pergunta da revisão sistemática da literatura realizada mostra que os métodos de primeira geração continuam sendo os mais utilizados até hoje. Essa conclusão não difere do estudo anterior realizado sobre os métodos de análise de confiabilidade humana e dos documentos guias utilizados para ACH. Pode-se destacar também uma preferência entre os analistas pelos métodos da NRC e do EPRI, como consequência os métodos presentes na calculadora do EPRI.

Os métodos THERP, ASEP e SPAR-H são os que se destacam entre os métodos considerados de primeira geração. Isso ocorre porque os métodos desta geração são mais concentrados para calcular a probabilidade de sucesso ou fracasso na fase de execução da interação humana, o que os torna úteis para a avaliação quantitativa de risco em APS. Dentre estes métodos se destaca o SPAR-H por ser um método considerado recente e por considerar cognição como alguns métodos de segunda geração, além de ser considerado de fácil aplicação.

Os métodos ATHEANA, CREAM e MERMOS considerados métodos de segunda geração e que consideram contexto, cognição e se propõe a solucionar as falhas dos métodos de primeira geração, foram pouco citados. Isso se deve principalmente ao fato destes métodos serem de difícil implementação. Com isso, os métodos de segunda geração apesar de serem mais avançados e completos, se tornam não exequíveis do ponto de vista de implementação. O método MERMOS o único que é usado na prática, porém não é um método aberto. Logo é necessário que seja feita uma avaliação e autocrítica por parte dos desenvolvedores dos métodos de segunda ou até de terceira geração que não adianta o método ser completo ao ponto de considerar contexto e cognição, se o mesmo não for simples o suficiente para ser aplicado na prática.

A segunda etapa deste trabalho que foi a implementação do método SPAR-H em pelo menos dois cenários operacionais, o que atendeu a avaliação do Reator e sala de controle do Argonauta. A partir da implementação do método SPAR-H foi possível ampliar os conhecimentos sobre o mesmo, além de calcular a probabilidade de erro humano em dois cenários para diferentes tarefas. A partir dos resultados dos cálculos da

PEH pode ser visto que dentre os cenários escolhidos a maior probabilidade de erro humano é na partida e aumento de potência do reator, essa maior PEH está diretamente relacionada à ergonomia e a interface homem máquina utilizada no Argonauta. Outro fator que tem forte influência na maior PEH nas tarefas mencionadas é a qualidade dos procedimentos utilizados do ponto de vista de diagnóstico em caso de um evento anormal.

Estes resultados mostram claramente a necessidade de atualização dos de sistemas de monitoração e controle utilizados na sala de controle do reator Argonauta, de forma que não exista dificuldade por parte do operador na leitura das variáveis dos canais de pulso e de potência, posição das barras de controle, dentre outros parâmetros importantes. Outro ponto que deve ser melhorado trata-se exatamente dos procedimentos, uma vez que ele é claro no sentido de qual deve ser a próxima ação. Porém o mesmo deixar a desejar caso seja necessário para o operador identificar se algum evento anormal ocorreu e as razões para o mesmo.

Os resultados também mostram a importância da experiência e treinamento/re treinamento dos operadores, além dos processos de trabalho contribuírem para a segurança na operação do reator, além de facilitar para o operador no entendimento de qual experimento deve ser feito.

Como principais contribuições deste trabalho, temos a resposta a pergunta da revisão sistemática que ajuda analistas e pesquisadores na decisão de qual método utilizar na prática. Além da aplicação do método SPAR-H no reator Argonauta, mostrando a necessidade da atualização de suas interfaces, além da necessidade da melhora de seus procedimentos do ponto de vista de diagnóstico.

Como proposta de trabalhos futuros, a aplicação do método SPAR-H para um maior número de cenários e tarefas de forma a apresentar aos operadores do reator quais são os cenários ou tarefas com maior PEH, de forma que estes cenários pudessem ser estudados mais profundamente e treinados com maior frequência.

## 7 REFERÊNCIAS

- SWAIN, A. D.; GUTTMANN, H. E. "A handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications," USNRC, NUREG/CR-1278, Washington DC 20555, 1983.
- SANTOS, I. J. A. L.; CARVALHO, P. V. R.; GRECCO, C. H. S. Metodologia para identificação dos fatores que afetam o desempenho dos responsáveis pela retirada dos trabalhadores de instalações industriais, em situações de emergência. In: XV Simpósio de Engenharia de Produção, 2008, Bauru / São Paulo. XV Simpósio de Engenharia de Produção. Bauru: UNESP / Bauru. v. 1. 2008.
- NUREG-1624, Rev. 1, Technical Basis and Implementation Guidelines for a Technique for Human Event Analysis (ATHEANA), Division of Risk Analysis and Applications, Office of Nuclear Regulatory Research, 2000.
- HANNAMAN, G. W., AND A. J. SPURGIN, Systematic Approach to Human Reliability Analysis Procedure (SHARP), EPRI NP-3583. Palo Alto, California, Electric Power Research Institute, 1984.
- MEISTER, D. Human Factors in Reliability. New York, Mc Graw Hill. 1976.
- DOUGHERTY, E. M. Jr.; FRAGOLA, J. R. Human reliability analysis: A systems engineering approach with nuclear power plant applications. New York: John Wiley & Sons, 1988.
- OLIVEIRA, L. N.; SANTOS, I. J. A. L.; CARVALHO, P. V. R. A Review of the Evolution of Human Reliability Analysis Methods at Nuclear Industry. In: International Nuclear Atlantic Conference - INAC, 2017, Belo Horizonte. Proceedings of the International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2017. Rio de Janeiro: ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE ENERGIA NUCLEAR - ABEN, 2017. p. 1-12.
- NUREG/CR-0711, Rev. 3, Human Factors Engineering Program Review Model, Washington, DC, USA, 2012.
- BORING, R. L.; "Fifty years of THERP and human reliability analysis," 11th International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference and the Annual European Safety and Reliability Conference 2012, PSAM11 ESREL 2012, Volume 5, 3523–3532, 2012.
- HOLLNAGEL, E., Cognitive Reliability and Error Analysis Method (CREAM), Oxford: Elsevier, 1998.
- D. GERTMAN, H. S. BLACKMAN, J. MARBLE, J. BYERS, L. N. HANEY, C. SMITH, "The SPAR-H Human Reliability Analysis Method," NUREG/CR-6883, Washington, DC: US Nuclear Regulatory Commission, 2005.

RASMUSSEN, J., Human errors. A taxonomy for describing human malfunction in industrial installations. Risø-M, No. 2304, 1981.

REASON, J., Human Error, Cambridge University Press, Cambridge, UK, 1990.

CACCIABUE, PIETRO C., Guide to Applying Human Factors Methods. Springer-Verlag London, 2004.

WILSON, J. R.; CORLETT, N.; Evolution of Human Work, 3<sup>rd</sup> ed., Taylor & Francis, 2005.

SANDERS, M.S., MC CORMICK, E. J., Human factors in engineering and design. New York: McGraw-Hill, 1993.

RIGBY, L. V.; "The Nature of Human Error", Annual Technical Conference Transactions of the American Society for Quality Control, Milwaukee, pp. 457-466, 1970.

FIALHO, F.; SANTOS, N.; Manual de Análise Ergonômica no Trabalho. Curitiba: Gênese, 1995.

LAFRAIA, J. R. B.; Manual de Confiabilidade, Manutenibilidade e Disponibilidade. 1. Ed. Rio de Janeiro: Qualitymark, 2001.

HOLLNAGEL, E.; Barriers and Accident Prevention, Ashgate, 2004.

FUKUOKA, K.; "Visualization of a hole and accident preventive measures based on the Swiss cheese model developed by risk management and process approach", WMU Journal of Maritime Affairs, Vol. 15, pp. 127-142, Springer New York, 2015. <https://doi.org/10.1007/s13437-015-0076-2>

NEMETH, C. P.; Human Factors Methods for Design: Making System Human-Centered, CRC Press, Boca Raton, 2004.

PORTHIN, M.; "State-of-the-Art of Human Reliability Analysis for Nuclear Power Plants", VTT-R-05497-14, 2014. <https://www.vtt.fi/inf/julkaisut/muut/2014/VTT-R-05497-14.pdf>

KIRWAN, B.; SCANNALIT, S.; ROBINSON, L.; "A case study of a human reliability assessment for an existing nuclear power plant," Applied Ergonomics, Volume 27(5), 289–302, 1996. [https://doi.org/http://dx.doi.org/10.1016/0003-6870\(96\)00014-2](https://doi.org/http://dx.doi.org/10.1016/0003-6870(96)00014-2)

MOIENI, P.; SPURGIN, A. J.; SINGH, A.; "Advances in human reliability analysis methodology. Part I: frameworks, models and data," Reliability Engineering & System Safety, Volume 44(1), 27–55, 1994. [https://doi.org/10.1016/0951-8320\(94\)90105-8](https://doi.org/10.1016/0951-8320(94)90105-8)

JUNG, W.; PARK, J.; KIM, J.; HA, J.; "Analysis of an operators' performance time and its application to a human reliability analysis in nuclear power plants," IEEE

Transactions on Nuclear Science, Volume 54(5), 1801–1811, 2007.  
<https://doi.org/10.1109/TNS.2007.905163>

HICKLING, E. M.; BOWIE, J. E.; "Applicability of human reliability assessment methods to human-computer interfaces," *Cognition, Technology and Work*, Volume 15(1), 19–27, 2013. <https://doi.org/10.1007/s10111-012-0215-x>

GORE, B. F.; DUKELOW, J. S.; MITTS, T. M.; NICHOLSON, W. L.; "Conservatism of the accident sequence evaluation program HRA procedure," *Risk Analysis*, Volume 17(6), 781–788, 1997. <https://doi.org/10.1111/j.1539-6924.1997.tb01283.x>

LIU, P.; LI, Z.; "Human Error Data Collection and Comparison with Predictions by SPAR-H," *Risk Analysis*, Volume 34(9), 1706–1719, 2014. <https://doi.org/10.1111/risa.12199>

PREISCHL, W.; HELLMICH, M.; "Human error probabilities from operational experience of German nuclear power plants, Part II," *Reliability Engineering and System Safety*, Volume 148, 44–56, 2016. <https://doi.org/10.1016/j.res.2015.11.011>

ZOU, Y.; ZHANG, L.; DAI, L.; LI, P.; QING, T.; "Human Reliability Analysis for Digitized Nuclear Power Plants: Case Study on the LingAo II Nuclear Power Plant" *Nuclear Engineering and Technology*, Volume 49(2), 335–341, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.net.2017.01.011>

KIM, I. S.; "Human reliability analysis in the man ± machine interface design review," *Annals of Nuclear Energy*, Volume 28, 1069–1081, 2001. [https://doi.org/10.1016/S0306-4549\(00\)00120-1](https://doi.org/10.1016/S0306-4549(00)00120-1)

BOT, P. LE; "Human reliability data, human error and accident models—illustration through the Three Mile Island accident analysis," *Reliability Engineering & System Safety*, Volume 83(2), 153–167, 2004. <https://doi.org/10.1016/j.res.2003.09.007>

VAEZ, N.; NOURAI, F.; "RANDAP: An integrated framework for reliability analysis of detailed action plans of combined automatic-operator emergency response taking into account control room operator errors," *Journal of Loss Prevention in the Process Industries*, Volume 26(6), 1366–1379, 2013. <https://doi.org/10.1016/j.jlp.2013.08.011>

ZHANG, L.; HE, X.; DAI, L. C.; HUANG, X. R.; "The simulator experimental study on the operator reliability of Qinshan nuclear power plant," *Reliability Engineering and System Safety*, Volume 92(2), 252–259, 2007. <https://doi.org/10.1016/j.res.2005.12.005>

SHIRLEY, R. B.; SMIDTS, C.; LI, M.; GUPTA, A.; "Validating THERP: Assessing the scope of a full-scale validation of the Technique for Human Error Rate Prediction," *Annals of Nuclear Energy*, Volume 77, 194–211, 2015. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.10.017>

BRUMBURGH, G. P.; HEGER, A. S.; "A Human Reliability Analysis of the University of New Mexico's AGN-201M Nuclear Research Reactor", American



Nuclear Society Meeting, Clearwater, FL, October 15, 1992.  
<http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/Public/24/067/24067168.pdf>

BARATI, R.; SETAYESHI, S.; "Human Reliability Analysis of the Tehran research reactor using the SPAR-H method", Nuclear Technology & Radiation Protection, Vol. 27, No 3, pp. 319-332, 2012. <https://doi.org/10.2298/NTRP1203319B>

BARATI, R.; SETAYESHI, S.; "On the operator action analysis to reduce operational risk in research reactors", Process Safety and Environmental Protection, 92, pp. 789-795, 2014. <https://doi.org/10.1016/j.psep.2014.02.006>

MOHAMED, F.; HASSAN, A; YAHAYA, R; RAHMAN, I; MASKIN, M; PRAKTON, P; CHARLIE, F; "Operator reliability study for Probabilistic Safety Analysis of an operating research reactor", Annals of Nuclear Energy, 80, pp. 409-415, 2015. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.02.027>

HASSAN, A.; MASKIN, M.; TOM, P. PRAK; BRAYON, F.; HLAVAC, P.; MOHAMED, F.; "Operator response modeling and human error probability in TRIGA Mark II research reactor probabilistic safety assessment", Annals of Nuclear Energy, 102, pp. 179-189, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.12.024>

TIAN, X.; LIU, J.; HE, X.; "Approaches and Applications of Human Reliability Analysis in Nuclear Power Plants in China", Seoul, Korea, 13<sup>th</sup> International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM13), 2016. [http://www.iapsam.org/PSAM13/program/Abstract/SpecialSession/SS6\\_2.pdf](http://www.iapsam.org/PSAM13/program/Abstract/SpecialSession/SS6_2.pdf)

LICAO, D.; ZHANG, L.; PENGCHENG, L.; "HRA in China and data", Safety Science, 49, pp. 468-472, 2011. <https://doi.org/10.1016/j.ssci.2010.11.003>

ZHANG, L.; ZOU, Y.; "Human Reliability Analysis for Digitalized Nuclear Power Plants: Case Study on LingAo II NPP", Seoul, Korea, 13<sup>th</sup> International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM13), 2016. [http://www.iapsam.org/PSAM13/program/Abstract/SpecialSession/SS6\\_6.pdf](http://www.iapsam.org/PSAM13/program/Abstract/SpecialSession/SS6_6.pdf)

HOTAKAINEN, R; "Estimation of Human Error Probabilities based on Operating Experience of Loviisa Nuclear Power Plant", Sun Valley, Idaho, USA, International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2015), 2015. [https://www.researchgate.net/publication/283532459\\_Estimation\\_of\\_human\\_error\\_probabilities\\_based\\_on\\_operating\\_experience\\_of\\_loviisa\\_nu](https://www.researchgate.net/publication/283532459_Estimation_of_human_error_probabilities_based_on_operating_experience_of_loviisa_nu)

WANG, Y.; "The Human Reliability Analysis in Level 2 PSA using SPAR-H Method", Advanced Materials Research, Vols. 608-609, pp. 848-853, 2012. <https://doi.org/10.4028/www.scientific.net/AMR.608-609.848>

VORONOV, R.; ALZBUTAS, R.; "Human reliability analysis for probabilistic safety assessment of a nuclear power plant," *Energetika*, Volume (3), 178–185 (2010). <http://mokslozurnalai.lmaleidykla.lt/publ/0235-7208/2010/3-4/178-185.pdf>

BORING, R.; “A Review of Human Reliability Needs in the U.S. Nuclear Industry”, Philadelphia, PA, USA, International Symposium on Resilient Cognitive Systems – 2015 Resilience Week (RSW), 2015. <https://doi.org/10.1109/RWEEK.2015.7287436>

UK-EPR, Sub-chapter, R.1, Level 1, Probabilistic Safety Assessment, Volume 2: Design and Safety, Chapter R: Probabilistic Safety Assessment. <http://www.epr-reactor.co.uk/ssmod/liblocal/docs/V3/Volume%20%20-%20Design%20and%20Safety/2.R%20-%20Probabilistic%20Safety%20Assessment/2.R.1%20-%20Level%201%20Probabilistic%20Safety%20Assessment%20-%20v2.pdf>

IAEA-TECDOC-737 "Advances in reliability analysis and probabilistic safety assessment for nuclear power reactors" (1994). [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/25/036/25036967.pdf](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/25/036/25036967.pdf)

Technical report ASAMPSA2/WP2-3/D3.3/2013-35, ASAMPSA2, Best-Practices Guidelines for L2PSA development and Applications, Volume 1, <https://www.irsn.fr/FR/Larecherche/Organisation/Programmes/ASAMPSA2/Documents/ASAMPSA2%20guidelines%20vol2%20genII-III.pdf>

NEA/CSNI/R(98)1, “Critical Operator Actions: Human Reliability Modeling and Data issues”, Principal Working Group No. 5 – Task 94-1. Organisation for Economic Co-operation and Development, 1998. <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1998/csni-r98-1.pdf>

NEA/CSNI/R(98)1/ADD1, “Critical Operator Actions: Human Reliability Modeling and Data issues, Appendix F. Questionnaire Responses”, Principal Working Group No. 5 – Task 94-1. Organisation for Economic Co-operation and Development, 1998. <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1998/csni-r98-1-add1.pdf>

Preliminary Safety Report, Chapter 14, Probabilistic Safety Assessment, UK HPR1000 GDA Project, General Nuclear System Limited (GSN), China General Nuclear Power Corporation (CGN) and Électricité de France S. A. (EDF). <http://www.ukhpr1000.co.uk/GDA-DOCS/Preliminary-Safety-Report-Chapter-14-Probabilistic-Safety-Assessment.pdf>

HPC-NNBOSL-U0-000-RES-100095, HPC PCSR3 – Sub-chapter 16.1 – PSA Methodology and Scope, NBB Generation Company (HPC) LTD. <https://www.edfenergy.com/file/3863602/download>

ONR-GDA-AR-11-019, Generic Design Assessment – New Civil Reactor Build, Step 4 Probabilistic Safety Analysis Assessment of the EDF and AREVA UK EPR<sup>TM</sup> Reactor, 2011. <http://www.onr.org.uk/new-reactors/reports/step-four/technical-assessment/ukepr-psa-onr-gda-ar-11-019-r-rev-0.pdf>

NEA/CSNI/R(2002)18, "The use and Development of Probabilistic Safety Assessment in NEA Member Countries", Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations, Organisation for Economic Co-operation and Development, 2002. <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2002/csni-r2002-18.pdf>

NEA/CSNI/R(2012)17, "A Joint Report on PSA for New and Advanced Reactors", Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations, Organisation for Economic Co-operation and Development, 2012. <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2012/csni-r2012-17.pdf>

ELETRONUCLEAR S. A., "Final Safety Analysis Report - FSAR Angra 1," Eletronuclear, Rio de Janeiro, 2014.

ENSI-A05/e, "Probabilistic Safety Analysis (PSA): Quality and Scope", Guideline for Swiss Nuclear Installations, Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI, 2009. [http://static.ensi.ch/1391415729/ensi-a05\\_e.pdf](http://static.ensi.ch/1391415729/ensi-a05_e.pdf)

Human Reliability Analysis for CAP1400 Nuclear Power Plant, Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute Co., Ltd (SNERDI), China, 2010. [http://psa.ans.org/wp-content/pdf/23774\\_PSA2017-CAP1400HRA-QYP-final.pdf](http://psa.ans.org/wp-content/pdf/23774_PSA2017-CAP1400HRA-QYP-final.pdf)

HALL, R. E.; FRAGOLA, J.; WREATHALL, J.; Post Event Human decision Errors: Operator Action Tree/Time Reliability Correlation. NUREG/CR-3010, Brookhaven National Laboratory, Upton, NY, November 1982.

NUREG/CR-4772, Accident Sequence Evaluation Program (ASEP) Human Reliability Analysis Procedure, Sandia National Laboratories, 1987.

EPRI TR-100259, Approach to the Analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment, Palo Alto, Electric Power Research Institute, 1992.

SANTOS, I. J. A. L. *et al.*; Análise ergonômica realizada na sala de controle do reator Argonauta do Instituto de Engenharia Nuclear. Relatório Técnico - 07/01. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 2001.

IEN – INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR – Relatório Técnico. Manual de Operação do Reator Argonauta. Rio de Janeiro: IEN/CNEN, 1990.

SANTOS, I. J. A. L.; FARIAS, M. S.; FERRAZ, F. T.; HADDAD, A. N.; HECKSHER, S.; Human factors applied to alarm panel modernization of nuclear control room, Journal of Loss Prevention in the Process Industries, 26, pp. 1308-1320, 2013.

## APÊNDICE

Num	Nome do Arquivo	Tipo	Método																	Generation 1
			ASEP	ATHEAN A	CBD T	CREA M	EPRI Calc	FLI M	HCR/OR E	HEAR T	MERMO S	NAR A	SHAR P	SLI M	SLIM-MAUD	SPAR- H	THER P	HORAA M	TRC - OAT/TRC	
1	A Human Reliability Analysis of the University of New Mexico's AGN-201M Nuclear Research Reactor	Paper	1																	
2	HUMAN RELIABILITY ANALYSIS OF THE TEHRAN RESEARCH REACTOR USING THE SPAR-H METHOD	Paper														1				
3	On the operator action analysis to reduce operational risk in research reactors	Paper														1				
4	Operator reliability study for Probabilistic Safety Analysis of an operating research reactor	Paper	1													1	1			
5	Operator response modeling and human error probability in TRIGA Mark II research reactor probabilistic safety assessment	Paper														1	1			
6	APPROACHES AND APPLICATIONS OF HUMAN RELIABILITY ANALYSIS IN NUCLEAR POWER PLANTS IN CHINA	Paper	1		1				1							1	1			
7	HRA in China	Paper							1									1		
8	Human Reliability Analysis for Digitized Nuclear Power Plants Case Study on LingAo II NPP	Paper														1				
9	Session 6-6- Human Factors and HRA VI PSA 2015	Paper	1																	
10	The Human Reliability Analysis in Level 2 PSA Using SPAR-H Method	Paper														1				
11	A case study of a human reliability assessment for an existing nuclear powe	Paper								1								1		
12	Advances in human reliability analysis methodology. Part I frameworks, mode	Paper							1				1							
13	Analysis of an Operators' Performance Time and Its Application to a Human Reliability Analysis in Nuclear Power PI	Paper	1															1		

Num	Nome do Arquivo	Tipo	Método																	
			ASEP	ATHEANA	CBDT	CREAM	EPRI Calc	FLIM	HCR/ORE	HEART	MERMOS	NARA	SHARP	SLIM	SLIM-MAUD	SPAR-H	THERP	HORAAM	TRC - OAT/TRC	Generation 1
14	Applicability of human reliability assessment methods to human computer int	Paper	1													1	1			
15	Conservatism of the accident sequence evaluation program HRA procedure	Paper	1																	
16	Human Error Data Collection and Comparison with Predictions by SPAR-H	Paper														1				
17	Human error probabilities from operational experience of German nuclear power plants, Part II	Paper															1			
18	Human Reliability Analysis for Digitized Nuclear	Paper														1				
19	Human reliability analysis in the man-machine interface design review	Paper		1		1														
20	Human reliability data, human error and accident models—illustration through	Paper									1									
21	RANDAP An integrated framework for reliability analysis of detailed action plans of combined automatic-operator e	Paper														1				
22	The simulator experimental study on the operator reliability of Qinshan np	Paper							1								1			
23	Validating THERP- Assessing the scope of a full-scale validation of the Technique for Human Error Rate Prediction	Paper															1			
24	2.R.1 - Level 1 Probabilistic Safety Assessment - v2 UK-EPR	REPORT	1																	
25	Advances in reliability analysis and probabilistic safety assessment for nuclear power reactors	REPORT	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
25.1	PSA methodology in Hungary		1														1			

Num	Nome do Arquivo	Tipo	Método																	Generation 1
			ASEP	ATHEANA	CBDT	CREAM	EPRI Calc	FLIM	HCR/ORE	HEART	MERMOS	NARA	SHARP	SLIM	SLIM-MAUD	SPAR-H	THERP	HORAAM	TRC - OAT/TRC	
25.2	PSA methodology in Czechoslovakia		1														1			
25.3	PSA methodology in Poland		1																	
25.4	PSA methodology in Russia																1			
26	ASAMPSA2 guidelines vol2 genII-III	REPORT	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
26.1	French PWR L2PSA																	1		
26.2	L2PSA for a German Konvoi plant by GRS																	1		
26.3	Spanish BWR																	1		
26.4	Belgian NPP															1	1			
27	CRITICAL OPERATOR ACTIONS HUMAN RELIABILITY MODELING AND DATA ISSUES csni-r98-1-add1	REPORT (Appendix F)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
27.1	Belgian NPP - PSAs		1															1		
	Doel 1 twin units 1&2																			
27.2	Finland - Olkiluoto 1&2		1						1									1		
27.3	Finland - Loviisa (1977)		1						1											1
27.4	France - P1300		1																	
27.5	Germany - DRS		1						1									1		
27.6	Italy - SBWR								1									1		
27.7	Italy - Ap600 (PWR)																	1		
27.8	Italy - PIUS (Other)																	1		
27.9	Japan - B1100(BWR)/P1100(PWR)																	1		1
27.10	Japan - LMFBR																	1		1
27.11	Netherlands - Dodewaard (BWR)																	1		1
27.12	Netherlands - Borssele (PWR)								1									1		
27.13	Spain - Almaraz (PWR)																			
27.14	Switzerland - Mühleberg (BWR) / Beznau (PWR)								1										1	
27.15	United Kingdom - Sizewell									1									1	
28	HUMAN RELIABILITY ANALYSIS FOR CAP1400 NUCLEAR POWER PLANT	Powerpoint presentation			1					1									1	
29	Preliminary-Safety-Report-Chapter-14-Probabilistic-Safety-Assessment	REPORT	1														1			
30	Public Version of HPC PCSR3 Sub-chapter 16.1 - PSA Methodology and Scope	REPORT	1														1			
31	Step 4 Probabilistic Safety Analysis Assessment of the EDF and AREVA	REPORT	1														1			



Num	Nome do Arquivo	Tipo	Método																	Generation 1
			ASEP	ATHEANA	CBDT	CREAM	EPRI Calc	FLIM	HCR/ORE	HEART	MERMOS	NARA	SHARP	SLIM	SLIM-MAUD	SPAR- H	THERP	HORAAM	TRC - OAT/TRC	
33.16	SNSA (the possible project of a new unit of the Krško NPP)															1				
33.17	STUK - A project for a new build in Finland is in progress (OL3-EPR)															1				
33.18	UNISTAR (EPRTM Generic Design Certification and Combined License Application (COLA) for CC3 in progress in the USA)		1				1								1					
34	Human reliability analysis for probabilistic safety assessment of a nuclear power plant	Paper (internet)	1														1			
35	CRITICAL OPERATOR ACTIONS- HUMAN RELIABILITY MODELING AND DATA ISSUES	REPORT	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
36	A Review of Human Reliability Needs in the U.S. Nuclear Industry	Paper	1		1		1		1						1	1				
37	USINA NUCLEAR ANGRA 1 - ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA	Report	1		1		1		1							1				
38	Probabilistic Safety Analysis (PSA)- Quality and Scope (Guideline for Swiss Nuclear Installations)	Report	1										1			1				
Total/ Método Ferramenta			37	2	4	1	4	1	13	4	3	0	13	1	0	19	48	1	4	2



## ANEXO A – REATOR ARGONAUTA

### REATOR ARGONAUTA

Reatores de pesquisa são reatores nucleares usados para pesquisa, desenvolvimento, educação e treinamento. O principal objetivo é produzir nêutrons para uso na indústria, medicina, agricultura, dentre outros propósitos. Os reatores de pesquisa são muito menores que os reatores de potência que tem por objetivo produzir calor e consequentemente gerar eletricidade, assim como são menores quando comparados a reatores para propulsão de navios.

Os reatores de pesquisa também são mais simples que os reatores de potência, precisam de muito menos combustível, operam a temperaturas mais baixas e muito menos produtos de fissão se acumulam quando o combustível é usado.

Porém, reatores de pesquisa usam combustível com maior enriquecimento de urânio (U-235), em torno de 20% de U-235, quando comparado com os reatores de potência. O enriquecimento inicial do combustível utilizado na usina de Angra 2 variou de 1,9-3,2% de acordo com a região reator e é de 4,0% para a recarga de combustíveis.

Requisitos especiais de projeto são necessários para reatores de pesquisa devido à alta densidade de potência no núcleo. Assim como nos reatores de potência, os reatores de pesquisa necessitam de resfriamento no núcleo.

### DESCRIÇÃO DO REATOR

O reator Argonauta, localizado no Instituto de Engenharia Nuclear, vem sendo utilizado em pesquisas envolvendo nêutrons nas áreas da física de reatores e nuclear desde 1965. É um reator térmico de pesquisa tipo placa com uma potência máxima de 5 kW, licenciado para uma potência de operação contínua de 500 W e pico de 1 KW para uma hora de operação. Entretanto, a potência usual de trabalho é de 170 a 340 W.

Atualmente, entre as principais linhas de pesquisas estão ensaios não destrutivos com nêutrons térmicos nas áreas de biologia, indústria, meio ambiente e segurança pública nacional. Também são produzidos radioisótopos (Mn-56, La-140, Se-75 e Br-82) para serem utilizados como traçadores em pesquisas nas áreas do meio ambiente e industrial. O Argonauta também é utilizado para educação e treinamento, colaborando

com universidades e instituições. Disciplinas e aulas diversas são ministradas em suas dependências completando a formação de alunos, da graduação ao doutorado.

O núcleo do reator Argonauta é composto por dois cilindros concêntricos de alumínio especial. O anel formado entre os dois cilindros é denominado região dos combustíveis e possui 24 posições para a colocação de elementos combustíveis. Cunhas de grafite servem de espaçadores para os elementos combustíveis entre esses dois cilindros. Um cilindro de grafite constitui o refletor interno e blocos de grafite montados em volta do tanque com ajustes perfeitos não permitindo folga são os refletores externos de nêutrons. O refletor externo se prolonga por uma das faces laterais para formar a coluna térmica com 15 canais de irradiação que permitem acesso ao seu interior, que é uma região densa de nêutrons de baixa energia. O refletor interno é composto por canais que possibilitam a realização de experiências. Blocos de concreto especial envolvem a lateral do reator formando uma blindagem, no topo a blindagem é feita com blocos de concreto revestidos com uma chapa de aço. Do lado oposto a coluna térmica externa existe um tanque de blindagem com água.

Água deionizada é o elemento moderador e também o refrigerante do reator, sendo esta bombeada para o núcleo do reator até o enchimento do anel onde ficam as cunhas de grafite que servem de espaçadores das placas dos elementos combustíveis. Entre essas placas circula água para refrigeração e moderação dos nêutrons. Como o reator possui coeficiente de reatividade negativo, o mesmo é considerado inerentemente seguro.

Existe um mecanismo de movimento da fonte. A fonte radioativa que dá a partida do reator é posta em uma das extremidades deste mecanismo, o operador movimenta-a para baixo do tanque onde irá suprir de nêutrons o combustível. Uma vez crítico o reator, quando já existe uma reação em cadeia autossustentada, esta fonte retorna a posição inicial embaixo da blindagem.

Os principais componentes do reator Argonauta são os seguintes (SANTOS e CARVALHO, 2001):

a) Elemento combustível: formado por 17 placas combustíveis paralelas de uma mistura de alumínio e de óxido de urânio ( $U_3O_8$ ), ambos em pó, fixadas por dois pinos de alumínio. O urânio é enriquecido a 19,91% em U-235. Na configuração atual do

combustível do núcleo existem oito elementos combustíveis distribuídos simetricamente no núcleo do reator.

b) Blindagem: a blindagem lateral é constituída de blocos de concreto empilhados em torno do refletor. A blindagem superior consiste de dois escudos de concreto revestidos com chapa de aço e um tampão de concreto revestido com uma chapa de aço. No lado oposto a coluna térmica externa é o tanque de blindagem com água.

c) Sistema hidráulico: permite, em caso de colapso, o escoamento da água contida no reator por gravidade, para o tanque de dreno. Este tanque é utilizado para armazenar a água quando o reator está parado. A água é desmineralizada, havendo um deionizador para esta função. Existem duas bombas que lançam a água no núcleo do reator. A bomba principal é ligada da mesa de controle e é normalmente usada. Em caso de necessidade, pode-se colocar em ação a bomba secundária.

d) Fonte de partida: fonte de nêutrons de amerício–berílio.

e) Armazenamento de combustível e de rejeitos radioativos: são armazenados em tubos cilíndricos de aço mergulhados no concreto com uma tampa de concreto revestida com uma chapa de ferro.

f) Instrumentação do Reator Argonauta.

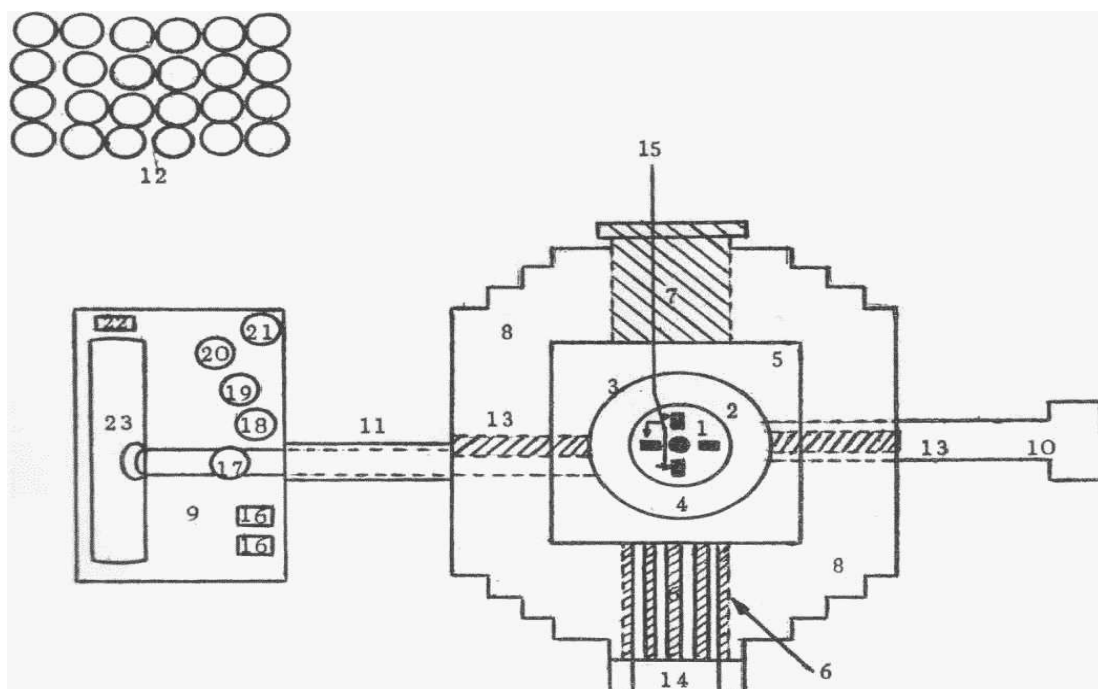


Fig. 06: Arranjo geral do reator

A figura 06 mostra o arranjo geral do reator Argonauta, com localização dos principais componentes.

1. Coluna térmica interna
2. Tanque interno
3. Tanque externo
4. Região do combustível
5. Refletor externo
6. Coluna térmica externa
7. Tanque de blindagem
8. Blindagem de concreto
9. Poço
10. Mecanismo de introdução da fonte de partida
11. Tubulação de dreno
12. Área de rejeitos (não mais utilizada)
13. Canais de irradiação (núcleo)
14. Canais de irradiação (coluna térmica externa)
15. Canais de irradiação (coluna térmica interna)
16. Bomba principal
17. Válvula de dreno
18. Deionizador
19. Trocador de calor
20. Aquecedor
21. Válvula de nitrogênio
22. Bomba secundária
23. Tanque de dreno

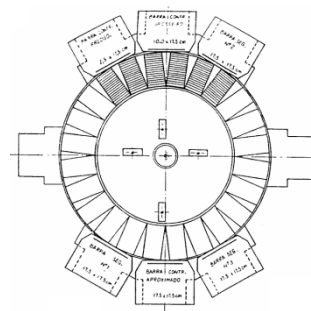


Fig. 07: Elementos combustíveis posicionados no núcleo

A figura 08 mostra um corte horizontal do reator Argonauta, com as principais dimensões.

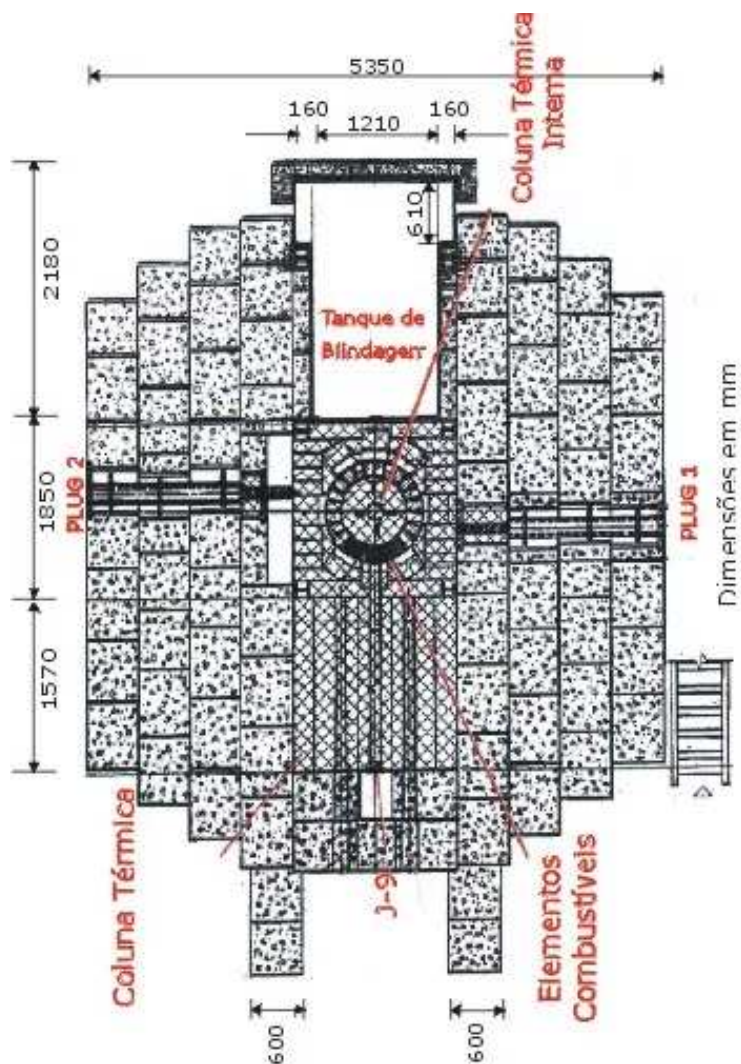


Fig. 08: Corte horizontal do reator Argonauta

Por fim, a figura 09 mostra a coluna térmica externa do reator Argonauta.



Fig. 09: Coluna térmica externa

## INSTRUMENTAÇÃO DO REATOR ARGONAUTA

Dentre os principais componentes do reator Argonauta mencionados anteriormente, a instrumentação é um dos mais importantes para esta dissertação, pois ela foi a referência para o projeto da mesa da sala de controle. Sala de controle esta onde os operadores interagem com a planta, monitorando e controlando diversas variáveis como nível, resistividade, PH, temperatura dentre outras.

Conhecendo a instrumentação do reator Argonauta, o layout da sala de controle, painéis na sala de controle, mesa de controle do operador e a forma como o operador interage com a mesma, teremos condições de avaliar os conceitos relacionados a análise de confiabilidade humana, erro humano e possíveis acidentes. Desta forma torna-se possível aplicar estes conceitos para o reator Argonauta.

A instrumentação do Argonauta é composta de quatro sistemas, são eles:

1. Instrumentação nuclear
2. Instrumentação de processos
3. Instrumentação de monitoração ambiental
4. Instrumentação do sistema de intertravamento

A descrição da instrumentação nuclear será tratada com mais ênfase do que os demais sistemas de instrumentação dada à importância do mesmo para aplicação nesta dissertação.

## INSTRUMENTAÇÃO NUCLEAR

A instrumentação eletrônica nuclear do reator está dividida em duas classes:

A) Instrumentação de Controle e Segurança: é constituída de módulos que indicam as condições de fluxo neutrônico na forma de corrente ou de taxa de contagem e também a velocidade de variação do fluxo através do medidor de período. Vários módulos possuem limiares (trips) que iniciam as ações de segurança do reator.

B) Instrumentação Auxiliar: são alguns dos equipamentos que atuam na operação do reator, de forma discreta. Outros servem para melhorar as condições de segurança. É constituída pelo sistema de monitoração de área (radiação gama), registrador gráfico e sistemas de medidas de temperatura da água utilizada como moderador/refrigerante.

A instrumentação de controle do Reator Argonauta está dividida em cinco partes: dois canais de pulsos, dois canais de potência logarítmico/linear e um sistema de segurança.

Os Canais de Pulsos operam com detectores do tipo  $\text{BF}_3$  (fluoreto de boro), são localizados perto do núcleo do reator e atuam até certo nível de potência. Os mesmos monitoram o fluxo neutrônico no núcleo do reator e são utilizados para a partida do reator. A função dos canais de pulsos é contar os pulsos gerados pelos detectores  $\text{BF}_3$  que transformam a contagem de partículas em pulsos elétricos.

Além de operar com detectores tipo  $\text{BF}_3$ , os canais de pulsos são constituídos de amplificador de pulsos, medidor de taxa de contagem, contador temporizador, fonte de alta tensão e fonte de baixa tensão. No layout da mesa de operação do reator estão os medidores remotos com as informações da taxa de contagem (número de pulsos por segundo) e do período (intervalo de tempo correspondente à variação da taxa de contagem), oriundos do módulo Medidor de Taxa de Contagem.

Os canais de potência logarítmico/linear trabalham com câmaras de ionização localizadas no núcleo do reator, podendo ser compensadas ou não compensadas, que geram informações em forma de corrente. Estes canais de potência são utilizados a partir de um determinado nível de potência em que o canal de pulso não consegue mais atuar. Além das câmaras de ionização são constituídas por medidor de corrente logarítmico, medidor de corrente linear, fonte de alta tensão e fonte de baixa tensão.

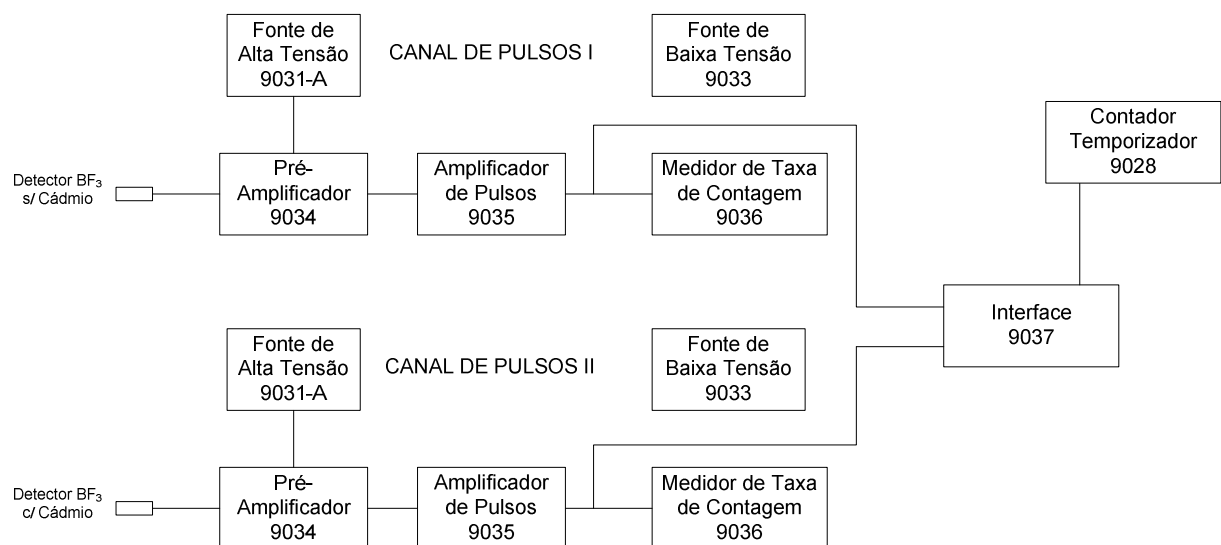


Fig. 10: Diagrama de blocos canais de pulsos



Fig. 11: Canais de pulsos (Medidor taxa de contagem, amplificador de pulsos, Contador temporizador, fonte alta tensão, fonte de baixa tensão)

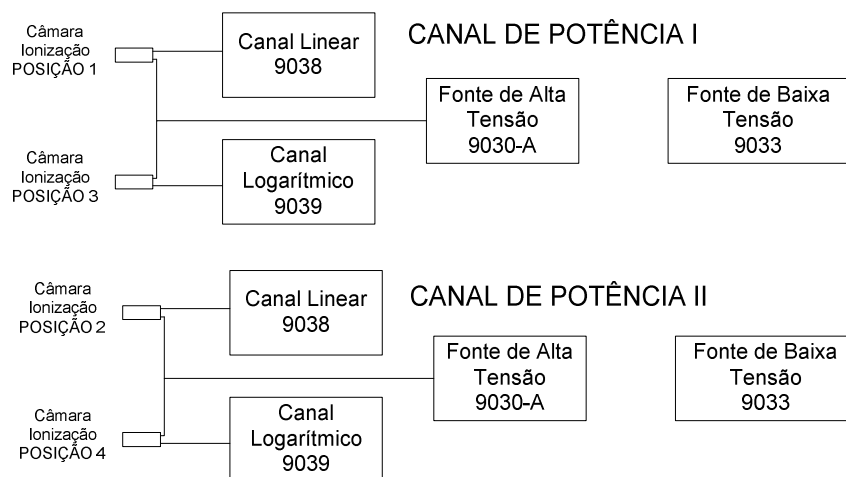


Fig. 12: Diagrama de blocos canais de potência





Fig. 13: Canais de potência (Medidor de corrente logarítmico, medidor de corrente linear, fonte de alta tensão, fonte de baixa tensão)

O medidor de corrente logarítmico utiliza uma câmara de ionização compensada, detectando dessa maneira somente nêutrons. Enquanto o medidor de corrente linear utiliza uma câmara de ionização não compensada, detectando nêutrons e radiação gama. O layout na mesa de operação é composto pelos medidores remotos com as informações da corrente logarítmica, período correspondente e corrente linear.

O canal de segurança recebe todas as informações de segurança dos outros aparelhos e as processa de forma a efetuar a segurança do reator Argonauta. É constituído por módulos que tem por finalidade acionar os relés K1 e K4, que comandam o sistema de intertravamento, caso alguma condição de segurança, definida para o reator, deixe de ocorrer. Por reunir todos os sinais de segurança, estes módulos possuem indicadores luminosos nos respectivos painéis frontais, que informam onde ocorreu o problema que gerou uma ação de segurança. Assim o sistema recebe informações das fontes de baixa e alta tensão, canal de pulso I, canal de pulso II, canal de potência logarítmico/linear I e canal de potência II.

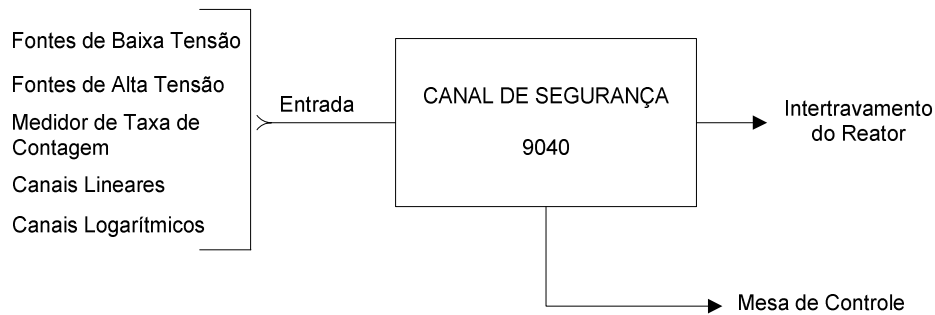


Fig. 14: Diagrama de blocos canal de segurança



Fig. 15: Canal de segurança

## INSTRUMENTAÇÃO DE PROCESSOS

A instrumentação de processos monitora e controla as condições operacionais do reator. Dentre os equipamentos a serem monitorados e instrumentos necessários para esta monitoração das variáveis de processo temos: deionizador, válvula do dreno, medidores de temperatura, medidor de PH, medidores de resistividade da água do tanque do dreno. A figura 16 ilustra o diagrama da rede hidráulica do reator Argonauta onde se encontra a maior parte da instrumentação de processos e os componentes principais conforme já descrito anteriormente.

- O deionizador é usado para desmineralização prévia e rotineira, de forma a garantir a qualidade da água quando a mesma é utilizada pela primeira vez ou em caso de contaminação.
- A válvula de dreno, quando acionada a sua abertura, permite escoamento da água do reator para o tanque de dreno, válvula tipo portinhola. Quando acionado o fechamento da válvula de dreno é possível bombear água do tanque de dreno para o reator através da bomba principal.

- Os medidores de temperatura têm por função medir a temperatura da água (moderador) em diversos locais do reator e no tanque do dreno. São oito termopares do tipo K(Cromo/Alumínio).
- Os medidores de resistividade da água do tanque de dreno têm por função verificar a presença de impurezas na água (moderador).
- Os medidores de pH medem as condições da água que deverá ter pH entre 5,5 e 6,5.

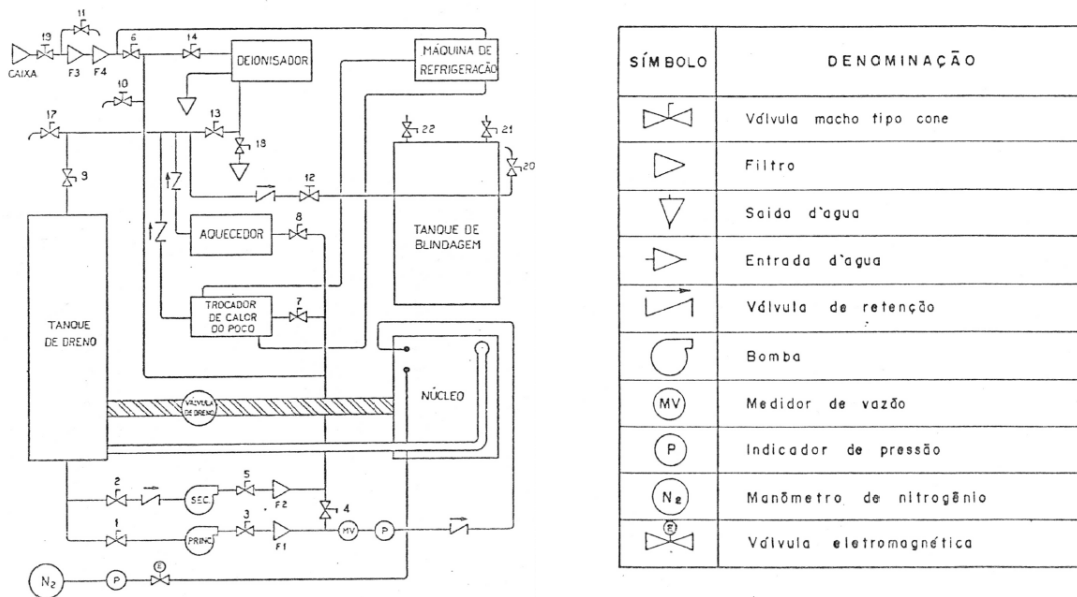


Fig. 16: Diagrama da rede hidráulica do reator Argonauta

## INSTRUMENTAÇÃO DE MONITORAÇÃO AMBIENTAL

O sistema de monitoração gama/nêutrons é composto por cinco módulos de monitoração gama e um módulo de monitoração de nêutrons. Dois elementos externos, sendo um detector e um remoto, estão ligados a cada um dos módulos. Os detectores que estão ligados aos módulos de monitoração gama são do tipo Gieger Muller (G. M.) e estão distribuídos no salão do reator. O detector que está ligado ao módulo de monitoração de nêutrons está localizado na coluna térmica externa. Os remotos fornecem as indicações de dose, funcionamento dos detectores e disparo visual e sonoro, e estão localizados próximos aos detectores.

Foi implementada a comunicação remota destes monitores com um computador da sala de controle do reator, desta forma a informação do nível de radiação dos

monitores é apresentada, em tempo real, na tela do computador e pode ser armazenado esses registros para consulta futura pela proteção radiológica. Existe ainda um outro monitor gama, equipamento inglês antigo (Labgear) que não está mais operativo.

## INSTRUMENTAÇÃO DO SISTEMA DE INTERTRAVAMENTO

O sistema de intertravamento consiste em um complexo de relés, chaves seletoras e de contato que tem por finalidade comandar e determinar a sequência das operações a serem executadas no reator e pelas ações de segurança no mesmo.

A chave seletora de operações permite selecionar a operação a ser executada tendo nove (9) posições: D- Fonte, E- Barra de Segurança nº 1, F- Barra de Segurança nº 2, G- Barra de Segurança nº 3, H- Válvula de Dreno, I- Nível de água, J- Barra de Controle Aproximado, K- Barra de Controle Grosseiro e L- Barra de Controle Preciso.

Conforme a descrição sobre o canal de segurança, os relés K1 e K4 controlam o sistema de intertravamento. A identificação dos relés, respectiva função e localização podem ser vistas na tabela 13.

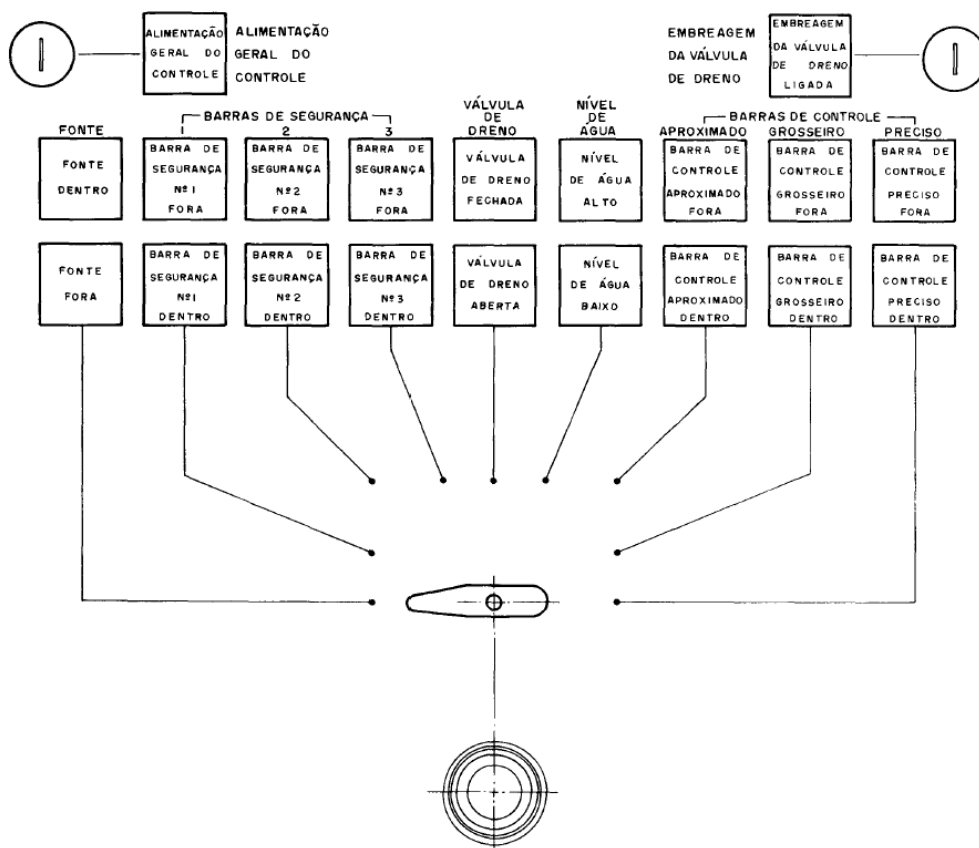


Fig. 17: Chave seletora de operações/ Chave de controle das operações

A função do relé K1 está diretamente relacionada à “Alimentação Geral do Controle”. Os requisitos para esta alimentação estão relacionados à pressão do nitrogênio, ao funcionamento dos botões de emergência, a temperatura da água e as condições da instrumentação de controle serem satisfeitas. O relé K1, se aberto, o mesmo provoca o desligamento total do reator, ou seja, Scram – queda das barras de controle e de segurança. O relé K1 também pode ser aberto/desligado por condições relacionadas aos requisitos como falta de pressão de nitrogênio, pelo botão de emergência instalado na mesa de controle do reator e caso a temperatura da água no núcleo do reator estiver acima de 60 °C. A função do relé K4 está relacionada as barras de controle e se aberto, provoca somente a queda das barras de controle grosseira, aproximado e precisa. A figura 18 mostra o diagrama de interligações dos módulos que intervêm nos relés K1 e K4.

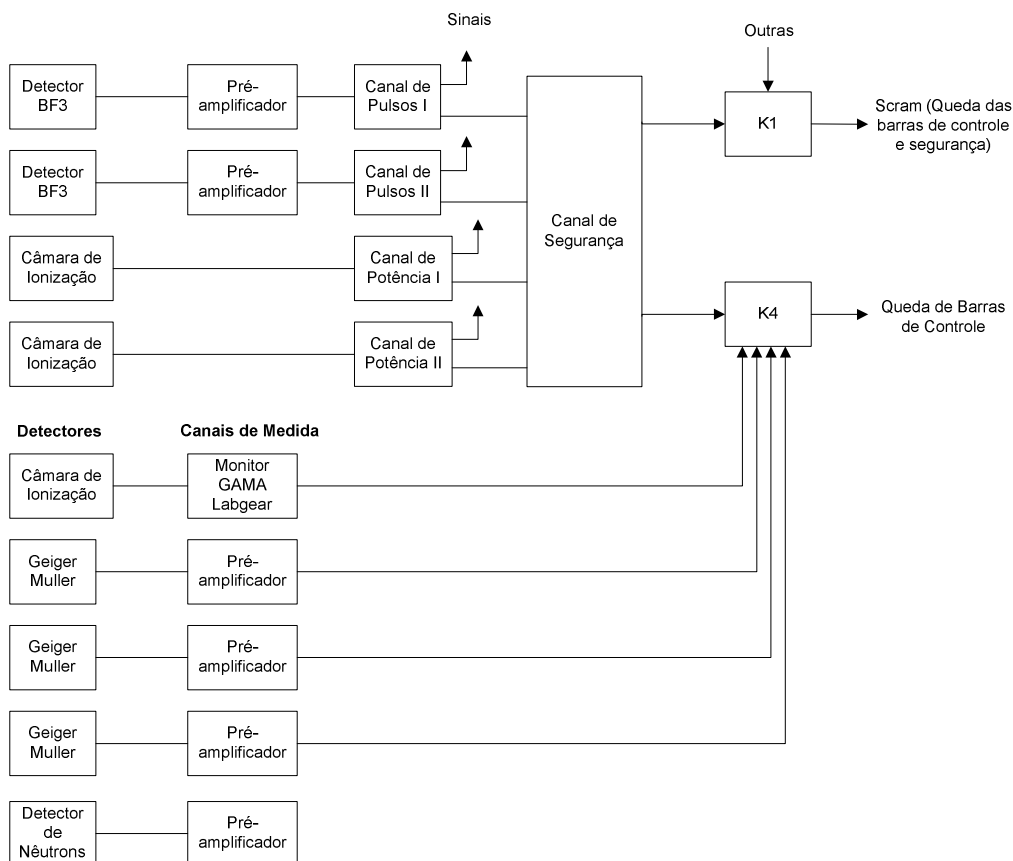


Fig. 18: Diagrama de Interligações Sist. de Intertravamento (Santos e Carvalho, 2001)

RELÉ	FUNÇÃO	LOCALIZAÇÃO
K1	Alimentação de Controle	Barra de Terminais
K2	Barras de Segurança	Barra de Terminais
K3	Válvula de Dreno	Poço do Reator
K4	Barras de Controle	Barra de Terminais
K5	Desativado	
K6	Bomba Secundária	Poço do Reator
K7	Aquecedor	Poço do Reator
K8	Bomba Principal	Poço do Reator
K9	Intertravamento de K8	Poço do Reator
K10	Desativado	
K11	Recolhimento Automático da Fonte de Partida	Barra de Terminais
K12	Motor da Válvula de Dreno	Poço do Reator
K13	Bomba de Refrigeração	Poço do Reator

Tabela 13: Relés do sistema de intertravamento

### SALA DE CONTROLE DO REATOR ARGONAUTA

Inicialmente a mesa de controle localizava-se no mesmo salão do reator. Atualmente a sala de controle está instalada ao lado do salão onde está o núcleo do reator. O fato da sala de controle ser numa sala anexa, isolado do salão do reator e as paredes da mesma serem blindadas tem por objetivo proteger os operadores e estar de acordo com as normas de segurança estabelecidas pelo setor de licenciamento da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).

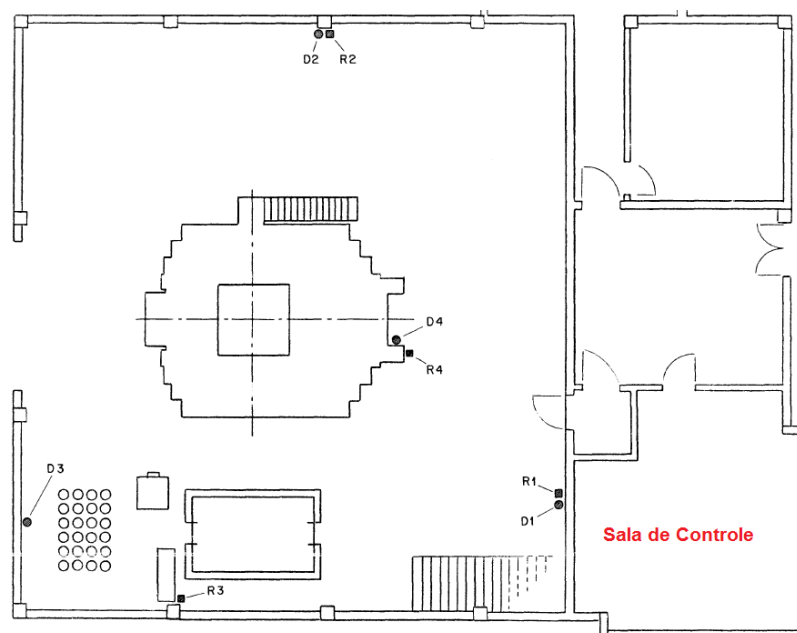


Fig. 19: Layout salão do reator e sala de controle

Na sala de controle estão instaladas a mesa de controle e operação e dois armários com os módulos que compõem a instrumentação. Armário estes que são compostos por dois canais de pulsos, dois canais de potência e o canal de segurança no primeiro armário. No outro armário tem-se o sistema de monitoração ambiental, o monitor gama Labgear (não está mais operativo), duas fontes de 90 volts que alimentam o sistema de intertravamento e o quadro de fusíveis. Fixado na parede na parte superior atrás da mesa de controle encontra-se um monitor com as imagens do salão do reator. Do lado esquerdo da mesa de controle encontra-se um computador onde pode ser lido os valores de taxa de dose do sistema de monitoração desenvolvido pelo IEN. Do lado direito da mesa de controle, além do de um dos armários da instrumentação tem-se um armário com alarmes de incêndio, canal logarítmico e radiação.



Fig. 20: Sala de controle

A mesa de controle na parte superior central é composta de medidores remotos dos canais de pulsos I, canal de pulsos II, canal de potência I, canal de potência II e informações do canal de segurança. Na parte superior esquerda o registrador gráfico. Na parte superior direita, estão os indicadores mecânicos das posições das barras de controle grosseira e aproximada, o indicador digital da barra de controle precisa. Estão também a indicação digital da temperatura dos termopares em °C, mais o seletor de câmaras de vídeo posicionadas no salão do reator.





Fig. 21: Mesa de controle

Na parte inferior esquerda da mesa de controle, estão informações relativas ao recolhimento da fonte, trocador de calor, válvula convecção natural, refrigeração interna, condições da água e botão de emergência.

Na parte inferior central, tem-se a chave seletora de operação e chave de controle de operação (joystick). Na parte inferior direita, estão as informações relativas a alimentação das barras de controle, segurança, alimentação de bombas, aquecedor, injeção e válvula de nitrogênio.



Fig. 22: Painel superior esquerdo (Mesa de controle)





Fig. 23: Painel superior central



Fig. 24: Painel superior direita

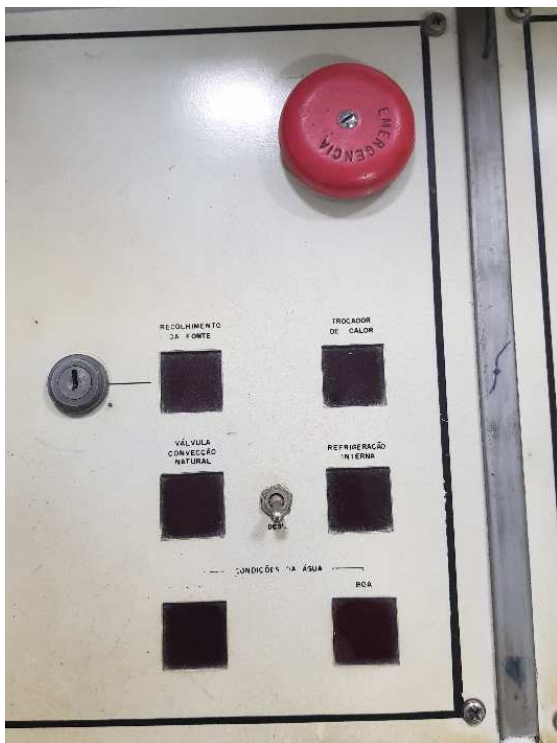


Fig. 25: Painel inferior esquerdo

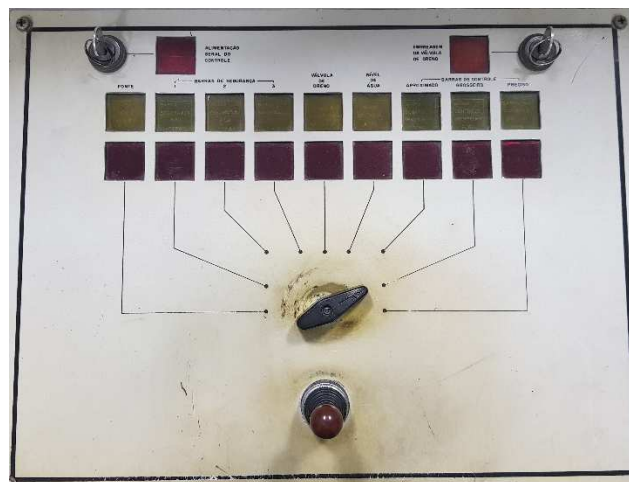


Fig. 26: Painel inferior central

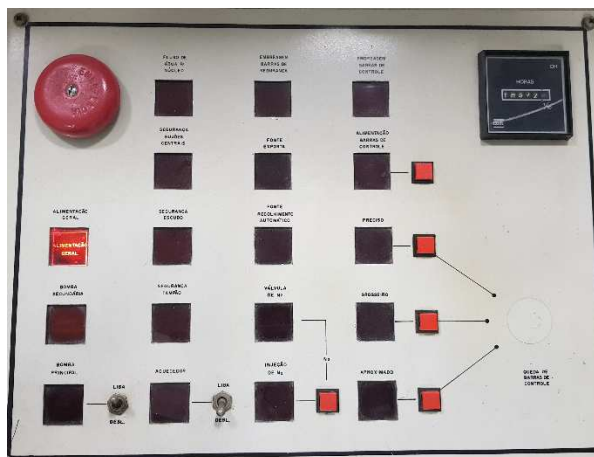


Fig. 27: Painel inferior direito (Mesa de controle)

## OPERAÇÃO DO REATOR ARGONAUTA

A equipe de operação do Argonauta é formada pelos operadores sênior e operadores do reator, devidamente licenciados pela CNEN, de acordo com a norma CNEN NN 1.01 (2014). Os usuários do reator Argonauta dividem-se em duas categorias: Pesquisadores do IEN e pesquisadores de outras instituições.

Os pesquisadores devidamente credenciados deverão cumprir alguns procedimentos administrativos. Dentre eles, preencher a Folha de Solicitação de Operação no Reator Argonauta explicando o objetivo da operação. As operações do reator têm as seguintes classificações quanto ao seu tipo: Irradiação de amostras e Experiências no reator. Baseado na folha de solicitação, o operador deverá preencher a folha de Programa de Operações no Reator Argonauta. Nos casos em que envolva maior análise de segurança, o supervisor do reator comunicará ao Diretor do IEN, que poderá convocar, ou não, o Comitê Consultivo de Segurança do Reator Argonauta para avaliação.

Antes de cada operação do reator são seguidos alguns procedimentos pré-operacionais como a revisão da instrumentação do reator e sistemas de segurança preenchendo-se o Formulário de Revisão Diária do Reator Argonauta. Antes de iniciar qualquer operação, o operador deverá observar o programa de operação, verificar as condições do reator na água, blindagens, colimadores, circuito hidráulico, radioproteção e atualizar estas informações no Livro de operação. É indispensável que, antes da partida do reator, o Operador esteja seguro de que haja completa concordância entre a

situação do reator, o Programa de Operação e as anotações do Livro de Operações do Reator Argonauta.

De uma forma geral, a sequência de operação do reator pode ser descrita pelos seguintes passos:

1. Inicialmente, com todos os equipamentos estabilizados, a chave de alimentação geral do controle deve energizar o relé K1, permanecendo o relé K4 desarmado, já que a contagem no canal de pulsos é menor que 100 pulsos por segundo.
2. Introduzindo a fonte de partida, a contagem ultrapassa 100 pulsos por segundo e é possível energizar o relé K4.
3. As três barras de segurança são levantadas, fecha-se a válvula de dreno e inicia-se a colocação de água no núcleo do reator. Durante o enchimento do núcleo a contagem cai abaixo de 100 pulsos por segundo, mas o relé K4 continua energizado.
4. Inicia-se a retirada das barras de controle, a contagem de pulsos aumenta e, a partir de um determinado instante, o canal de pulsos pode ser desabilitado e sua fonte de alta tensão desligada.
5. A fonte de partida é retirada e os canais de potência ficam responsáveis pelo reator.
6. A criticalidade é alcançada através da Barra de Controle Precisa.