



COPPE/UFRJ

PROJETO EM ESCALA REDUZIDA DO NÚCLEO DE UM REATOR PWR EM
REGIME DE CIRCULAÇÃO NATURAL OTIMIZADO POR ENXAME DE
PARTÍCULAS

João Jorge da Cunha

Tese de Doutorado apresentada ao Programa de Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Doutor em Engenharia Nuclear.

Orientadores: Antonio Carlos Marques Alvim
Celso Marcelo Franklin Lapa

Rio de Janeiro
Abril de 2009

PROJETO EM ESCALA REDUZIDA DO NÚCLEO DE UM REATOR PWR EM
REGIME DE CIRCULAÇÃO NATURAL OTIMIZADO POR ENXAME DE
PARTÍCULAS

João Jorge da Cunha

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO ALBERTO LUIZ
COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE ENGENHARIA (COPPE) DA
UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS
REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE DOUTOR EM
CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Aprovada por:

Prof. Antonio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

Dr. Celso Marcelo Franklin Lapa, D.Sc.

Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo, D.Sc.

Prof. Wagner Figueiredo Sacco, D.Sc.

Dr. Cláudio Márcio do Nascimento Abreu Pereira, D.Sc.

Prof. Fernando Carvalho da Silva, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

ABRIL DE 2009

Cunha, João Jorge da

Projeto em Escala Reduzida do Núcleo de um Reator PWR em Regime de Circulação Natural Otimizado por Enxame de Partículas / João Jorge da Cunha. - Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2009.

XVIII, 114 p.: il.; 29,7 cm.

Orientadores: Antonio Carlos Marques Alvim

Celso Marcelo Franklin Lapa

Tese (doutorado) - UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2009.

Referências Bibliográficas: p. 102-114.

1. Experimentos em Escala Reduzida. 2. Circulação Natural. 3. Similaridade. 4. Enxame de Partículas I. Alvim, Antonio Carlos Marques *et al.* II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

DEDICATÓRIA

À minha esposa Júlia, aos filhos Carolina e João e a minha querida neta Beatriz, que se tornaram meu porto seguro, capaz de abrigar-me nos momentos de tormentas e tempestades vividas nesta longa travessia.

AGRADECIMENTOS

Ao Prof. Antonio Carlos Marques Alvim pela orientação, sugestões, correções e ensinamentos valiosos e oportunos que permitiram o desenvolvimento e a execução deste trabalho, para mim foi e continuará sendo um privilégio desfrutar de sua amizade.

Ao Prof. Celso Marcelo Franklin Lapa não só por sua orientação, apoio constante, estímulo, dedicação e sincera amizade, como também por sua vibração contagiante que me incentivou nos momentos mais difíceis. Um verdadeiro espelho de exemplo, capacidade e profissionalismo.

Ao Prof. Paulo Fernando, pelos ensinamentos transmitidos no decorrer do curso, pelo privilégio de compartilhar de sua amizade e pelo auxílio e apoio prestado na resolução de alguns problemas ao longo do desenvolvimento da tese.

À minha querida irmã e madrinha, que em sua grande humildade e sabedoria tinha sempre uma palavra de incentivo e apoio incondicional a minha luta durante todos estes anos.

Aos queridos pais pelo constante exemplo de tenacidade, coragem e fé nos objetivos traçados ao longo da vida.

À Dona Dulcinéa, minha sogra, pela generosa acolhida em sua residência ao longo do curso.

À colega Vivian pela valiosa contribuição à formatação da tese e inestimável ajuda tanto na orientação de buscas na Internet como “no relacionamento com a máquina”, serei sempre grato por sua solidariedade e amizade que permitiu que todos os meus questionamentos e dúvidas nunca ficassem sem respostas.

Ao colega Pedro Saldanha por sua amizade, camaradagem e apoio na obtenção de documentos junto à biblioteca e demais fontes de consulta da CNEN.

Aos colegas de mestrado e doutorado, pelo entusiasmo, cumplicidade e amizade sincera que me permitiram cumprir esta etapa de trabalho.

À Jô e Lili, pelo carinho e atenção empenhados na solução de nossos problemas acadêmicos.

Aos demais professores e funcionários do Programa de Engenharia Nuclear.

E por último a Deus, por sua imensa bondade e proteção, sem o qual nada disto seria possível.

Resumo da Tese apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Doutor em Ciências (D.Sc.)

PROJETO EM ESCALA REDUZIDA DO NÚCLEO DE UM REATOR PWR EM
REGIME DE CIRCULAÇÃO NATURAL OTIMIZADO POR ENXAME DE
PARTÍCULAS

João Jorge da Cunha

Abril/2009

Orientadores: Antonio Carlos Marques Alvim

Celso Marcelo Franklin Lapa

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho apresenta uma metodologia para investigar a viabilidade da aplicação da otimização por enxame de partículas para obter a melhor combinação de parâmetros físicos e operacionais que conduzam aos mais ajustados grupos adimensionais calculados pelas leis de similaridade, capazes de simular os mais relevantes fenômenos físicos em um escoamento monofásico sob circulação natural e oferecer uma alternativa adequada de projeto em escala reduzida para circuitos com estas características de escoamento.

O núcleo de um reator PWR, em regime de circulação natural, baseado no LOFT TEST FACILITY, foi utilizado como caso exemplo. A técnica de otimização por enxame de partículas foi aplicada de forma pioneira num problema com estas condições termo-hidráulicas e os resultados demonstraram a viabilidade e adequação do método para projetar sistemas similares com estas características.

Abstract of Thesis presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Doctor of Science (D.Sc.)

DESIGN OF A REDUCED SCALE PWR REACTOR CORE UNDER
NATURAL CIRCULATION REGIME OPTIMIZED BY PARTICLE SWARM

João Jorge da Cunha

April/2009

Advisors: Antonio Carlos Marques Alvim
Celso Marcelo Franklin Lapa

Department: Nuclear Engineering

This work presents a methodology to investigate the viability of the application of the particles swarm optimization technique to obtain the best combination of physical and operational parameters that lead to the most adjusted dimensionless groups calculated by the laws of similarity that are capable to simulate the most relevant physical phenomena in a single-phase flow under natural circulation and to offer an appropriate alternative of project in reduced scale for circuits with these characteristics of flow.

The reactor core of a PWR, in a natural circulation state, based on LOFT TEST FACILITY, was used as the case study. The particles swarm optimization technique has been applied, as the pioneer one, on a problem with these thermo-hydraulic conditions and the results have demonstrated the viability and adequacy of the method to design similar systems with these characteristics.

INDICE

1. INTRODUÇÃO	1
1.1 Análise de Cenário.....	1
1.2 Contextualização e Motivação	6
1.3 Revisão Bibliográfica.....	15
1.4 Objetivos da Tese.....	25
1.5 Contribuições ao Estado da Arte.....	26
2. PROJETOS AVANÇADOS DE REATORES	27
2.1 O Desenvolvimento da Energia Nuclear.....	27
2.2 Projetos Evolucionários e Inovadores de Novas Plantas Nucleares	28
2.3 Sistemas de Segurança Passivos incorporados aos Projetos Avançados	33
2.4 Vista Geral e Atividades Principais dos Projetos dos Reatores Avançados	39
3. FUNDAMENTOS TEÓRICOS.....	46
3.1 Análise Dimensional.....	46
3.2 Similaridades e Leis de Escala.....	51
3.3 Problema de Otimização	55
3.4 Otimização por Enxame de Partículas	59
3.4.1 <i>Metáfora Social do PSO</i>	59
3.4.2 <i>O Algoritmo do PSO</i>	60
4. METODOLOGIA.....	64
4.1 Descrição das Etapas da Metodologia.....	64
4.1.1 <i>Definição do Modelo Físico Adequado para o Problema</i>	65
4.1.2 <i>Adimensionalização do Modelo Físico e Determinação dos Números Adimensionais Relevantes</i>	65
4.1.3 <i>A formulação do problema de otimização</i>	76
4.1.4 <i>Utilização do PSO para resolver o problema de otimização</i>	79
4.1.5 <i>Revisão crítica da solução encontrada por especialista no problema em questão, retornando a etapa 3, caso necessário</i>	79

5. AVALIAÇÃO PRELIMINAR DA APLICABILIDADE DO PSO NO PROJETO DE SISTEMAS TERMO-HIDRÁULICOS	80
5.1 Estudo de Caso - Teste de Desempenho e Validação da Metodologia.....	80
6. APLICAÇÃO DA METODOLOGIA A UM CASO REAL - PROJETO DE UM SISTEMA SIMILAR EM ESCALA REDUZIDA.....	91
6.1 Estudos de caso de experimentos em escala reduzida	91
6.2 Obtenção dos resultados	92
7. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES	99
7.1 Conclusões	99
7.2 Recomendações	100
8. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	102

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1.1: Produção de calor por decaimento de produtos de fissão	7
Figura 2.1: Cronograma de desenvolvimento das gerações de reatores nucleares.....	28
Figura 2.2: Indicação relativa de custos de desenvolvimento de projetos avançados....	33
Figura 3.1: Descrição da atualização da velocidade e posição no PSO	63
Figura 4.1: Esquema de Circulação Natural em um LWR.....	66
Figura 4.2: Representação geométrica do problema de otimização.	78
Figura 5.1: Corte transversal do arranjo quadrado de varetas térmicas com três canais completos	82
Figura 6.1: Comportamento geral da função objetivo versus número de gerações.....	95
Figura 6.2: Comportamento do PSO durante a fase de exploração global (0-20ª geração).....	96
Figura 6.3: Comportamento do PSO durante a fase de exploração global (23ª-523ª geração).....	97
Figura 6.4: Comportamento do PSO durante a fase de exploração local	97

INDICE DE TABELAS

Tabela 2.1: Projetos avançados de LWR de grande porte (Maiores ou iguais a 700 MWe)	41
Tabela 2.2: Projetos avançados de LWR de médio porte (300 a 700 MWe)	43
Tabela 2.3: Projetos avançados de LWR de pequeno porte (Menores que 300 MWe)	45
Tabela 5.1 Dados geométricos e operacionais da instalação de teste (LOFT)	81
Tabela 5.2: Parâmetros de busca	83
Tabela 5.3: Parâmetros de projeto e números adimensionais do projeto padrão	84
Tabela 5.4: Intervalo de busca dos parâmetros de projeto	85
Tabela 5.5: Intervalo de busca dos parâmetros de projeto	85
Tabela 5.6: Condições operacionais do PSO referentes às melhores configurações.....	86
Tabela 5.7: Parâmetros de projeto e números adimensionais das melhores simulações.....	87
Tabela 6.1: Intervalos e comprimento das variáveis de busca dos experimentos em escala reduzida.....	92
Tabela 6.2: Parâmetros de projeto e números adimensionais dos melhores casos em escala reduzida.....	93

NOMENCLATURA

A	Aceleração
a	Área de escoamento
a_s	Área da seção reta do sólido
Bi	Número de Biot
C_p	Capacidade térmica do fluido
C_{ps}	Capacidade térmica do sólido
d	Diâmetro hidráulico
f	Fator de Fricção
Fi	Número de Fricção
Fr	Número de Froude
g	Aceleração da gravidade
Gr	Número de Grashof
h	Coefficiente de transferência de calor
k	Condutividade do fluido
K_i	Coefficiente de perdas da i-ésima seção
k_s	Condutividade do sólido
l, L	Comprimento axial
l_h	Distância entre os centros térmicos do núcleo e gerador de vapor
Nu	Número de Nusselt
Pr	Número de Prandtl
P	Pressão
p	Passo entre as varetas de combustível
\dot{q}_{si}'''	Densidade de potência do sólido ou taxa de geração de calor do sólido
Qsi	Número Fonte de Calor
R	Número de Richardson
Re	Número de Reynolds
St	Número de Stanton modificado
t	Tempo
T	Temperatura do fluido
T_s	Temperatura do sólido

T_{sat}	Temperatura de saturação
T^*	Número de Razão de Tempos
u, U	Velocidade do fluido
u_r, u_0	Velocidade representativa, Velocidade de Referência
V	Volume

LISTA DE SÍMBOLOS GREGOS

α_s	Coeficiente de difusividade térmica do sólido
β	Coeficiente de expansão térmica
δ	Profundidade de condução
ΔT	Ganho de temperatura característico
ξ_w	Perímetro molhado
ξ_h	Perímetro aquecido
λ	Fator de escala
ρ	Densidade do fluido
ρ_s	Densidade do sólido
μ	Viscosidade do fluido
ν	Viscosidade dinâmica do fluido

LISTA DE SUBSCRITOS

c	Canal
F	Força
i	i-ésima seção
k	k-ésima geração
L	Comprimento
m	Modelo
o	Referência constante (seção aquecida)
p	Protótipo
s	Sólido

LISTA DE SIGLAS

ABWR	Advanced Boiling Water Reactors - Reatores Avançados a Água Fervente
AC 600	Advanced Chinese 600 MWe - Reator Avançado Chinês a Água pressurizada 600 MWe
AGR	Advanced Gas Reactor - Reator Avançado Refrigerado a Gás
ALWR	Advanced Light Water Reactor - Reator Avançado a Água Leve
AP 600	Advanced Pressurized Water Reactor 600 MWe - Reator Avançado a Água pressurizada 600 MWe
AP 1000	Advanced Pressurized Water Reactor 1000 MWe - Reator Avançado a Água Pressurizada 1000 MWe
APR	Advanced Power Reactor - Reator Avançado de Potência
APWR	Advanced Pressurized Water Reactor - Reator Avançado a Água Pressurizada
ATHLET	Analysis of Thermal-hydraulics of Leaks and Transients - Código de Análise Termo-hidráulica de Perdas e Transientes
BWR	Boiling Water Reactor - Reator a Água Fervente
CAD	Computação de Alto Desempenho
CANDU	Canadian Deuterium Uranium - Reator Nuclear Canadense à Água Pesada
CAREM	Central Argentina de Reactor Modular - Central Argentina de Reator Modular
CNP1000	China Nuclear Power 1000 MWe - Reator Nuclear da China 1000 MWe
DOE	Department of Energy - Departamento de Energia
EP 1000	Passive Pressurized Light Water Reactor 1000 MWe - Reator Passivo a Água Leve Pressurizada 1000 MWe
EPE	Empresa de Pesquisa Energética
EPR	European Pressurized Reactor - Reator Europeu a Água Pressurizada
EPRI	Electric Power Research Institute - Instituto de Pesquisa de Energia Elétrica
ESBWR	Economic Simplified BWR - BWR Simplificado e Econômico
EU	European Union - União Européia
EURATOM	European Atomic Energy Community - Comunidade Européia da Energia Atômica

FDC	Fluidodinâmica Computacional ou Dinâmica de Fluídos Computacional
GA	Genetics Algorithms - Algoritmos Genéticos
HWR	Heavy Water Reactor - Reator Moderado e Refrigerado a Água Pesada
HABWR	Hitachi Advanced Boiling Water Reactor - Reator Avançado a Água Fervente da Hitachi
HSBWR	Hitachi Small Boiling Water Reactor - Pequeno Reator Avançado a Água Fervente da Hitachi
IA	Inteligência Artificial
IAEA	International Atomic Energy Agency - Agência Internacional de Energia Atômica
IMR	Integrated Modular Water Reactor - Reator Avançado Integrado Modular
IRIS	International Reactor Innovative & Secure - Reator Internacional Inovativo e Seguro
KSNP	Korean Standard Nuclear Power Plant - Central Nuclear Coreana Padrão de Energia
LMFBR	Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor - Reator Rápido Regenerativo Refrigerado a Metal Líquido
LOCA	Loss of Coolant - Acidente de perda de refrigeração
LOFT	Loss of Flow Test - Teste de perda de escoamento
LSBWR	Long Operating Cycle Simplified BWR - Reatores Simplificados a Água Fervente com Longo Ciclo de Operação
LWR	Light Water Reactor - Reator a Água Leve
MME	Ministério de Minas e Energia
MP	Métodos Probabilísticos
NP-300	Nuclear Plant 300 MWe - Central Nuclear 300 MWe
PNE	Plano Nacional de Energia
PSRD -100	Passive Safe Small Reactor for Distributed Energy Supply System 100 MWe - Pequeno Reator Seguro para Sistemas de Fornecimento de Energia
PSO	Particle Swarm Optimization - Otimização por Enxame de Partículas
PUMA	Purdue University Multi-Dimensional Integral Test Assembly - Conjunto de Teste Integral Multidimensional da Universidade de Purdue
PWR	Pressurized Water Reactor - Reator a água pressurizada
RELAP	Código RELAP para análise de transientes e acidentes postulados

SBWR	Simplified Boiling Water Reactor - Reator Simplificado a Água Fervente
SCPR	Supercritical Pressure Water Cooled Power Reactor - Reator de Potência Supercrítico Refrigerado à Água
SMART	Small Modular Advanced Reactor Technology - Pequeno Reator Modular Tecnologicamente Avançado
SWR	Siedewasser Reaktor - Reator Simplificado a Água Fervente Avançado
SSBWR	Safe and Simplified Boiling Water Reactor - Reator Seguro e Simplificado a Água Fervente
VHTGR	Very High Temperature Gas Reactor - Reator refrigerado a gás com altíssima temperatura
VVER	Vodavodyanoi Energeticheskiy Reaktor - Reator a urânio enriquecido e a água leve pressurizada
VWER	Vodavodyanoi Energeticheskiy Reaktor - Reator a urânio enriquecido e a água leve pressurizada
RBWR	Resource-Renewable BWR - BWR com Recursos Renováveis
RMWR	Reduced-Moderation Water Reactor - Reator com Moderação Reduzida à Água
TMI	Three Mile Island

1. INTRODUÇÃO

Neste capítulo são descritos resumidamente, os cenários internacional e nacional referentes à energia nuclear, o problema e as motivações que propiciaram o seu estudo. Posteriormente, são destacados os trabalhos nacionais e internacionais de maior relevância publicados na área, apresentados sob a forma de uma revisão bibliográfica. Fundamentados nesta contextualização e revisão bibliográfica, são enfocados os objetivos da tese e finalmente as contribuições do presente trabalho.

1.1 Análise de Cenário

Atualmente, a energia de origem nuclear corresponde a aproximadamente 15% do total de energia elétrica utilizada por todo o mundo (ROGERS, 2009). Não obstante, qualquer análise profissional e realista das perspectivas e alternativas para o atendimento da crescente demanda de energia elétrica nas próximas décadas concluirá que a geração núcleo-elétrica é a principal alternativa técnica e ecologicamente viável disponível a curto e médio prazos. Recentemente, até mesmo alguns opositores históricos da utilização da energia nuclear têm vindo a público retificar sua posição. Cabe destacar a frase histórica de Patrick Moore, cientista fundador do *Greenpeace* e presidente do *Greenspirit Strategies Ltd*, publicada no diário *Washington Post*: “A energia nuclear simplesmente pode ser a fonte de energia capaz de salvar o nosso planeta de outro desastre: uma mudança climática catastrófica”.

Segundo o que os pesquisadores Celso Lapa e Paulo Sampaio têm divulgado recentemente nos meios de comunicação de massa, existem inúmeras razões e cenários que suportam estas perspectivas de crescimento do uso da energia nuclear nas próximas décadas. De forma simplista, dividindo as nações em dois grupos, ricos e pobres, podem-se tecer alguns comentários. É fato, por exemplo, que as grandes economias do mundo e mesmo algumas grandes nações emergentes ainda permanecem utilizando o

carvão e os petro-derivados para suportarem suas necessidades de consumo de energia elétrica.

Somente nos Estado Unidos há atualmente 600 usinas termoelétricas alimentadas a carvão. Apenas estas instalações são responsáveis por 36% das emissões americanas, isto é, aproximadamente 10% das emissões globais de CO₂ sem levar em conta as usinas a óleo e gás. Considerando a possibilidade não somente de um aquecimento global de conseqüências imprevisíveis, mas também o fato de que tais recursos, especialmente os hidrocarbonetos, por estarem se exaurindo, experimentarão grande valorização nos próximos anos, não há como se considerar que estes meios de geração não sejam substituídos nas próximas décadas. Por outro lado, existem centenas de milhões de pessoas vivendo em todo o mundo subdesenvolvido sem acesso a energia elétrica ou com níveis de consumo desprezíveis para uma sociedade do século XXI. Qualquer melhoria, mínima que seja na condição de vida destas populações, requererá muita energia elétrica. Estas realidades, presentes tanto nos países desenvolvidos quanto nos demais, gerarão uma enorme demanda por energia elétrica nas próximas décadas, e como já se admite, mesmo entre velhos opositores, têm-se poucas alternativas viáveis e seguras, sem se considerar a energia nuclear.

O cenário positivo para a energia nuclear para as próximas décadas foi superficialmente delineado no parágrafo anterior. Contudo a verdadeira revolução para a geração núcleo-elétrica ocorrerá a médio prazo, talvez a partir da terceira ou quarta década do século. Atualmente, a energia elétrica representa somente um terço da energia total utilizada pela humanidade. É com esta informação que alguns pesquisadores ou políticos têm vindo recentemente a público argumentar que, mesmo que se suporte toda a produção de energia elétrica mundial com reatores nucleares, ainda permaneceriam os motores à combustão, as caldeiras, algumas modalidades de uso doméstico, etc.

Portanto, não seria resolvida a questão do efeito estufa e o aumento dos níveis de poluição na atmosfera. Esta afirmação, entretanto, não considera que a humanidade experimentará em breve, em termos energéticos, algo tão revolucionário que só poderá ser comparado à invenção da máquina a vapor, isto é, a chamada economia do hidrogênio. Neste novo cenário, admitindo-se naturalmente que a grande fonte deste elemento seja a água, necessitar-se-á de energia para obtê-lo (RIFKIN, 2002). É exatamente neste ponto, que a combinação entre reatores nucleares e usinas produtoras de hidrogênio aparece como grande solução viável. Não se pode omitir o fato de que países que possuem grandes recursos térmicos naturais como a Islândia, por exemplo, poderão utilizar outras modalidades de plantas independentes da energia nuclear. Porém, a maioria dos países, como o Brasil, não dispõe de grandes fontes térmicas naturais. Para estas nações, os reatores nucleares, tanto os de concepção tradicional como os reatores a água pressurizada (PWR), reatores a água fervente (BWR) e etc., quanto os concebidos para operar em altíssimas temperaturas, por exemplo, reatores refrigerados a gás em altíssimas temperaturas (VHTGR), serão fundamentais. Hoje em dia, já existem projetos híbridos que envolvem reatores nucleares e usinas de hidrogênio, englobando tanto a separação por eletrólise quanto técnicas mais avançadas para obtenção de hidrogênio por reações químicas em altas temperaturas, dentre as quais se destaca a hidrólise termoquímica (NATIONAL RESEARCH COUNCIL, 2004).

O cenário nacional, apesar de mais complexo do ponto de vista da opinião pública e ações políticas, apresenta aspectos técnicos e sociais ainda mais favoráveis ao uso da energia nuclear em larga escala.

Além dos fatos e acontecimentos em nível mundial, favoráveis ao futuro da energia nuclear, no Brasil, a médio prazo, viver-se-á uma situação ainda mais

promissora. Além de naturalmente estar inserido no contexto internacional supracitado existe ainda um outro fator que empurra o País para a adoção da geração núcleo-elétrica. Em muitos países, a substituição da queima do carvão por gás, por exemplo, mesmo que esta seja sustentável apenas por pouco tempo, representa um avanço ecológico. Entretanto, a planilha energética do Brasil é uma das mais limpas do mundo, assim, aumentar a participação percentual de usinas a gás em sua base de geração elétrica é um retrocesso inaceitável. Além disso, parece claro que neste momento, o grande erro estratégico que se comete é condicionar parte da geração elétrica a disponibilidade de gás em outros países. Naturalmente, não há que se posicionar de forma retrógrada e irracional, assim como fazem os opositores da energia nuclear, precisa-se do gás *in natura*! O Brasil tem gás! Este recurso terá um papel importante no desenvolvimento da sociedade e em uma infinidade de processos industriais. Contudo, o gás natural, certamente não será base da matriz energética brasileira. Frente a esta realidade, dentre as diversas formas de produção de energia elétrica que compõem a matriz energética nacional e as alternativas apresentadas como possibilidades viáveis, pode-se afirmar que, considerando a realidade tecnológica acessível, a geração núcleo-elétrica é uma das mais importantes alternativas de geração de eletricidade, capaz de atender à crescente demanda do País.

Esta afirmação torna-se evidente no Plano Nacional de Energia (PNE) - 2030, um primeiro estudo de planejamento integrado dos recursos energéticos realizado no âmbito do Governo brasileiro, conduzido pela Empresa de Pesquisa Energética (EPE) em estreita vinculação com o Ministério de Minas e Energia (MME), que fornece subsídios para a formulação de uma estratégia de expansão da oferta de energia econômica e sustentável com vistas ao atendimento da evolução da demanda, segundo uma perspectiva de longo prazo. Neste estudo, especificamente no volume 7, o PNE -

2030 trata da Geração Termonuclear (MME/EPE, 2007), em que cita um estudo recente da Eletronuclear, apresentando três alternativas para a retomada do Plano Nuclear Brasileiro, de acordo com a ênfase que o Estado queira dar ao desenvolvimento da energia nuclear: um cenário de investimento mínimo, apenas para manter a competência no setor com a construção de planta nacional com capacidade entre 100 e 300 MWe, um cenário de desenvolvimento da energia nuclear envolvendo a construção de uma nova usina de 1300 MWe e duas novas usinas nacionais de 300 MWe e um cenário auto-sustentável, onde a escala obtida seria suficiente para perpetuar o uso desta fonte no país com meta para construir duas novas usinas de 1300 Mw e 4 novas usinas nacionais de 300 MWe. Portanto, o planejamento energético tem como meta construir nos próximos 20 anos, num cenário mais otimista, um total de até seis usinas nucleares.

Para que se transforme, entretanto, este cenário promissor, em uma realidade, o Brasil, por meio de sua comunidade científica nuclear, precisa ainda, vencer históricos oponentes que se respaldam na desinformação e em promessas de fontes alternativas e ecologicamente corretas. O caminho, portanto, além do amplo esclarecimento da sociedade sobre a questão, é o investimento em novas concepções e novos conceitos de segurança que tornem a geração núcleo-elétrica cada vez mais segura e economicamente competitiva com as demais fontes de geração de energia. Neste sentido, um dos principais trunfos metodológicos da comunidade técnico-científica nacional, tanto para projeto quanto para aperfeiçoamento da operação das centrais nucleares, é a utilização e o desenvolvimento das chamadas tecnologias capacitantes (*enabling technologies*). Dentre as quais, podem ser destacadas: a Inteligência Artificial (IA), a Fluidodinâmica Computacional (FDC), a Computação de Alto Desempenho (CAD) e os Métodos Probabilísticos (MP). Estas tecnologias capacitantes devem estar aliadas ao desenvolvimento de projetos evolucionários, que realizem aperfeiçoamentos

sobre os projetos atuais com forte ênfase na manutenção de características comprovadas para minimizar riscos tecnológicos e diminuir o risco do capital, como também aos projetos inovadores, que incorporam radicais mudanças conceituais na abordagem de novos projetos ou na configuração dos sistemas que já existem.

1.2 Contextualização e Motivação

Durante o processo de geração núcleo-elétrica em um PWR típico, a fissão do combustível nuclear gera átomos nuclearmente instáveis. Portanto, mesmo após o encerramento da reação em cadeia que dá origem à geração de calor nos reatores nucleares, os produtos oriundos da fissão continuam emitindo energia. Naturalmente, a maior parte desta energia é depositada no núcleo destes reatores sob a forma de calor.

Este calor residual deve-se à energia de decaimento dos produtos de fissão e torna-se parte importante da análise de segurança de reatores, porque representa uma parcela significativa da energia nominal produzida em um PWR. Esta energia, chamada calor de decaimento, no instante imediatamente após o desligamento do reator, é da ordem de 8% da potência total e após várias horas este calor de decaimento passa a ser produzido a uma taxa de 1% da potência total (LEWIS, 1977). Desta forma, se não for fornecido um adequado resfriamento ao núcleo do reator, imediatamente após sua parada e durante os dias subsequentes, este calor residual poderá causar um superaquecimento ou até mesmo um eventual derretimento do núcleo podendo conduzir à liberação dos produtos de fissão voláteis (LEWIS, 1977).

Como se pode deduzir da exposição anterior, a remoção do calor residual é uma especificação importante para a segurança dos reatores nucleares. A quantidade de calor de decaimento foi estimada primeiramente por meio da fórmula empírica de Wigner-Way (LEWIS, 1977):

$$P_d(t) = 0,0622 P_0 \left[t^{-0,2} - (t_0 + t)^{-0,2} \right] \quad (1.1)$$

O resultado é correto para um fator de 2 entre 10 segundos e 100 dias, onde,

$P_d(t)$ - é a potência gerada por raios beta e gama;

P_0 - é a potência do reator antes do desligamento;

t_0 - tempo, em segundos, da potência de operação antes do desligamento.

Na Figura 1.1, a dependência do calor de decaimento em função do tempo pode ser vista para um período de tempo infinitamente longo de operação do reator. As partículas, beta e gama, apresentam idênticas contribuições para o calor de decaimento.

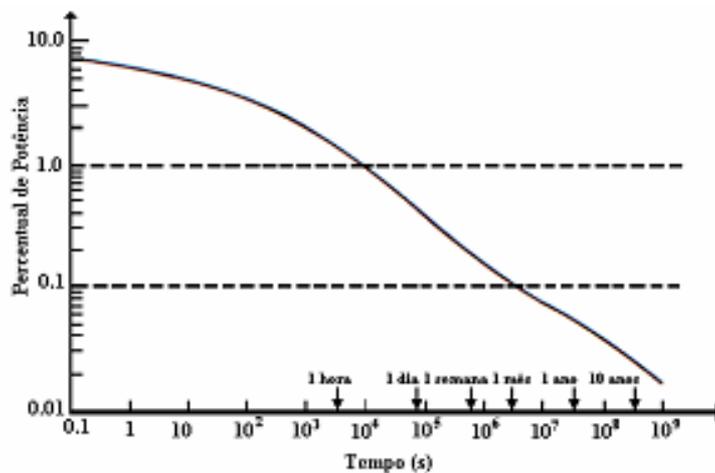


Figura 1.1: Produção de calor por decaimento de produtos de fissão
Adaptado de WASH-1400 (Draft) *apud* LEWIS, 1977.

A remoção de calor residual em plantas de centrais nucleares de primeira e segunda geração ocorre por meio de um sistema de segurança ativo, cujo princípio de funcionamento baseia-se na circulação forçada do refrigerante através do núcleo. Este sistema permanece fora de serviço quando o reator está em operação, porém está pronto para entrar em operação no caso de parada do reator, na ocorrência de acidente, ou ainda, durante operações de troca de combustível.

Estes sistemas de segurança, que fazem parte dos reatores de primeira e segunda geração são considerados ativos no sentido de envolverem comandos ou operações, elétricas ou mecânicas, e também de necessitarem de fonte externa de alimentação. Objetivando-se diminuir a dependência destes agentes externos e conseqüentemente

umentar a segurança, o desenvolvimento dos novos projetos de reatores traz mudanças significativas nas atuais plantas nucleares. Os sistemas ativos serão substituídos tanto quanto possível por sistemas de segurança passivos ou intrínsecos, que dependem somente de fenômenos físicos tais como a gravidade, a circulação natural e a resistência a altas temperaturas, não necessitando de atuação externa para seu funcionamento.

A tendência dos reatores avançados é que estes incorporem sistemas de remoção de calor residual por convecção natural.

O fenômeno da circulação natural ocorre devido à presença de um gradiente de temperatura, que induz a presença de um gradiente de densidade. Entretanto, num fluido limitado superior e inferiormente por temperaturas diferentes, em que a temperatura inferior é maior que a temperatura superior, a presença do gradiente de densidade ocasionado pelo gradiente de temperatura não garante a existência de correntes de convecção livre. É necessário que esta diferença de temperatura exceda um determinado valor crítico, a partir do qual as condições no interior do fluido tornam-se instáveis e as forças de empuxo tornam-se capazes de superar a influência retardadora das forças viscosas (INCROPERA e DE WITT, 2002). A força gravitacional passa então a atuar nas camadas superiores do fluido onde a densidade é maior e conseqüentemente excede as forças que atuam nas camadas inferiores de menor densidade.

Desta forma, o fluido mais pesado passa a escoar no sentido descendente, aquecendo-se no processo, enquanto o de menor densidade tende a realizar um movimento ascendente, resfriando-se à medida que se movimenta. Este movimento contínuo de fluido que passa a existir é, em outras palavras, a circulação natural, e que por conseqüência, realiza a transferência de calor entre dois pontos.

É importante ressaltar que num reator do tipo PWR, a densidade da água na faixa de temperatura nominal do circuito primário é fortemente dependente da

temperatura e, portanto, a elevação da temperatura acarreta uma grande diminuição da densidade da água. Como a fonte fria (gerador de vapor), está localizada em uma cota mais alta que a fonte de calor (reator), forma-se um desequilíbrio mecânico entre as massas de água fria e quente. A massa de água fria abandona o gerador de vapor em direção ao reator enquanto que a massa de água quente tende a subir a partir do reator em direção ao gerador de vapor, gerando a circulação natural, cuja diferença de temperatura (ΔT) formada entre a perna fria e a perna quente é função da potência térmica (decaimento) e da resistência ao escoamento.

Este fenômeno foi observado no acidente de *Three Mile Island* (TMI). Assim, após as análises e estudos que se seguiram ao evento, os projetistas de novos conceitos de reatores nucleares incluíram um sistema adicional que atua de forma passiva, para garantir a total retirada do calor residual dos produtos de fissão. Os Reactores Avançados a Água Pressurizada 600 MWe (AP 600) e a Água Pressurizada 1000 MWe (AP 1000) da *Westinghouse* já apresentam este dispositivo.

Considerando o fato acima exposto, torna-se claro que a remoção do calor residual é uma questão fundamental para a diminuição do risco de acidentes com liberação de radiação, como já colocado, sobretudo nos acidentes de longa duração, (toda a classe de acidentes de perda de refrigerante, por exemplo).

Para solucionar este problema, a concepção dos reatores nucleares de terceira e quarta geração, além de atender a um conjunto de objetivos que incluem a redução de rejeitos, competitividade econômica, resistência à proliferação, etc., adotou uma filosofia mais moderna de remoção de calor residual baseado no fenômeno da circulação natural do refrigerante. A circulação natural é característica tanto dos projetos evolucionários de reatores como dos projetos inovadores de reatores.

Portanto, dentro desta nova concepção, o sistema passivo de remoção residual de calor, deverá ser projetado para atender a certos requisitos que tornem as novas plantas nucleares mais simples, com menor custo de projeto e maior confiabilidade, e principalmente, intrinsecamente seguras contra grande parte dos acidentes com perda de refrigerante, exceto rupturas e sabotagem, posto que o sistema não necessitará de comandos ou operações, elétricas ou mecânicas, e também de fonte externa de alimentação. Naturalmente, como é praxe em qualquer projeto tecnológico, este novo conceito deve ser intensivamente investigado no nível de pesquisa em sistemas experimentais antes que se possa adotar um sistema que faça uso da circulação natural para a remoção do calor residual dos produtos de fissão em uma instalação real.

A solução tradicional encontrada nos grandes projetos de engenharia é o desenvolvimento de instalações de teste com dimensões e condições operacionais mais modestas que as reais a fim de conduzir ao projeto de um protótipo e validar programas ou códigos computacionais que possam ser utilizados para descrever seu desempenho. Estes sistemas experimentais têm sua concepção fundamentada no que se conhece como “Leis de Escala”. As leis de escala têm por finalidade obter relações de similaridade entre o modelo, que seria a instalação de teste e o protótipo, que é a instalação em escala real. As leis de escala tornam possível a comparação de desempenho entre diferentes sistemas e permitem extrapolar dados obtidos em experimentos de pequena escala para protótipos.

Um modelo, em engenharia, é uma representação física ou matemática de um sistema denominado protótipo. Os modelos são utilizados para prever alguns aspectos de comportamento do protótipo. Modelos físicos de pequeno tamanho são usados, por exemplo, em túneis de vento para obter informações sobre o escoamento em protótipos tais como aviões, mísseis, automóveis, etc. Entretanto, com o advento dos

supercomputadores, a modelagem matemática tem permitido simular condições de escoamento mais severas para os protótipos, que a modelagem física.

Sempre que for necessário desenvolver testes em modelos para conseguir informações que não possam ser obtidas apenas por meio analítico, o princípio da similaridade deve ser observado. Similaridade é a teoria de prever o comportamento do protótipo a partir de observações efetuadas no modelo. Desta maneira, no caso de sistemas termo-hidráulicos, a especificação para que haja similaridade de escoamento entre o modelo e o protótipo é que os parâmetros adimensionais significativos devam ser iguais tanto para o modelo quanto para o protótipo.

Os dois conceitos fundamentais que governam os processos de similaridade física são:

- Similaridade qualitativa, em que o mesmo fenômeno físico deve estar presente tanto no modelo quanto no protótipo; e
- Similaridade quantitativa das variáveis escaladas dependentes existentes no processo.

Estes conceitos fundamentais manifestam-se sob a forma de três princípios básicos, isto é, similaridade geométrica, cinemática e dinâmica. A natureza do projeto em escala deve dispor previamente que os modelos analíticos ou empíricos assegurarão ao máximo possível que estes princípios serão satisfeitos (RANSOM *et al.*, 1998).

Os objetivos de um modelo são:

- Estudar a semelhança geral da geometria;
- Estudar o perfil de escoamento;
- Estudar a distribuição de pressão e forças resultantes;
- Determinar a capacidade de escoamento;
- Determinar a eficiência do sistema;

- Determinar a perda de energia devido ao atrito;
- Determinar se o protótipo funcionará como o previsto;
- Determinar opções para aprimorar o projeto e operação do protótipo.

Em face do acima exposto, tornou-se importante para a comunidade científica desenvolver novas metodologias que pudessem projetar modelos que simulassem o mais fielmente possível o desempenho de um protótipo, aliando esforços no sentido de minimizar os custos destas instalações. Assim, considerando a importância da circulação natural para os novos conceitos de reatores avançados e o exposto sobre a necessidade de experimentos em escala reduzida, diversos estudos teóricos e experimentais têm sido realizados em relação a circuitos monofásicos e bifásicos com circulação natural utilizando métodos de modelagem analíticos e numéricos. Segundo ISHII e KATAOKA (1984), as leis de escala para convecção forçada de escoamentos monofásicos encontram-se bem consolidadas e a modelagem usando estes critérios estabelecidos é uma prática bem aceita. Portanto, existem razões idênticas para se modelar circulação natural em escoamento monofásico e bifásico, utilizando as ditas leis de escala. Entretanto, a análise de similaridade em sistemas de circulação natural é mais complexa devido ao acoplamento entre os sistemas dinâmicos (força gravitacional e momentum) e os sistemas termodinâmicos (processos de transferência de calor), e, portanto, não permitem que se resolva a distribuição da velocidade de escoamento independentemente da distribuição de temperatura.

Quando se aplica um modelo analítico ao escoamento em circulação natural com o objetivo de estabelecer leis de escala, as equações de conservação de massa, energia e momentum podem ser adimensionalizadas usando valores característicos ou de referência para as variáveis dependentes e independentes do sistema. Esta adimensionalização produz grupos adimensionais que são coeficientes dos diversos

termos da descrição diferencial. Assim, se os vários grupos adimensionais determinados por essa modelagem tiverem o mesmo valor tanto para o modelo quanto para o protótipo, as similaridades cinemática e dinâmica estariam garantidas. Contudo, estabelecer condições de similaridade para um circuito completo com dimensões e operacionalidade mais modestas, que represente fielmente os fenômenos do protótipo é tarefa impossível, pois só existe possibilidade de similaridade absoluta numa escala de um para um com condições de operação semelhantes ao do sistema em escala real (ISHII e KATAOKA, 1984). Desta forma, o projeto de um circuito em escala reduzida deve priorizar soluções que melhor combinem os parâmetros que simulem fenômenos mais representativos dos experimentos que se quer estudar, considerando-se naturalmente restrições de caráter financeiras e práticas.

Por conseguinte, considerando-se estas restrições, pode-se afirmar que o projeto de um circuito em escala reduzida trata-se de um problema de otimização, cujo objetivo é determinar as melhores combinações entre parâmetros estruturais e condições operacionais que conduzam aos mais adequados valores referentes aos grupos adimensionais mais relevantes ao experimento que se deseja simular (LAPA *et al.*, 2004).

O conceito de otimização de um processo está associado ao modo mais eficiente possível de realizá-lo. Existem diversos métodos desenvolvidos que se aplicam a problemas de otimização. Inicialmente, a programação matemática (LUEMBERGER, 1984), através de diversos métodos desenvolvidos, tratou do problema de otimização abordando-o de forma iterativa e determinista, isto é, utilizando-se gradientes, funcionais, operações matriciais, etc. Devido a estes motivos, os métodos de programação linear necessitam de muitas informações e condições do problema a ser

resolvido, tal como região viável bem definida, suavidade da função objetivo e convexidade do problema.

Nas últimas décadas, as pesquisas têm se voltado para modelos computacionais inteligentes que se caracterizam por buscar inspiração na natureza, reproduzindo aspectos do comportamento humano tais como: percepção, raciocínio, adaptação e aprendizado.

Cientistas, matemáticos e engenheiros, entre outros, têm percebido que as soluções apresentadas pela natureza para complexos problemas de adaptação fornecem modelos muito interessantes. Embora não se possa afirmar que tais soluções sejam ótimas, não há a menor dúvida de que os processos naturais, em particular aqueles relacionados aos seres vivos sejam bem concebidos e adequados ao nosso mundo (TANOMARU, 1995).

Dentre os modelos computacionais inteligentes que se baseiam em processos estocásticos de evolução natural, podem ser citados o recozimento simulado (KIRKPATRICK *et al.*, 1983) e a computação evolucionária (WASSERMAN, 1989).

A computação evolucionária engloba um conjunto de técnicas de busca e otimização, poderosas e amplamente aplicáveis, inspiradas nos mecanismos da evolução e da genética. Em linhas gerais, a computação evolucionária encara a evolução darwiniana como um processo adaptativo de otimização, sugerindo um modelo de evolução de uma população de estruturas computacionais de modo tal que melhore a adaptação média dos indivíduos que formam esta população em relação ao ambiente a que ela está submetida (WASSERMAN, 1989). Os Algoritmos Genéticos (GA), desenvolvidos por HOLLAND (1975) talvez sejam a mais representativa metodologia deste conjunto de técnicas.

Ainda na linha dos modelos baseados em metáforas naturais, cabe destacar as recentes metodologias inspiradas na colaboração entre indivíduos e comportamento de grupos ou manadas. A técnica de otimização por enxame de partículas (PSO) proposto por KENNEDY e EBERHART (1995) é um exemplo bastante característico desta classe de métodos baseados em heurísticas populacionais.

Resumindo, a motivação e argumentos sobre os quais se sustenta o presente trabalho referem-se:

- À existência deste cenário desafiador para o desenvolvimento de novas metodologias;
- À possibilidade de lidar com tecnologias capacitantes, juntamente com a filosofia de segurança intrínseca ou passiva e circulação natural adotada atualmente nas modernas concepções de reatores evolucionários ou inovadores;
- Ao sucesso recente de novos métodos computacionais baseados em heurísticas populacionais para a solução de problemas de otimização.

1.3 Revisão Bibliográfica

A circulação natural, como já dito, é criada pelo aquecimento do fluido situado numa cota inferior e do seu resfriamento na cota superior. Estudos anteriores em tais diagramas de escoamento iniciaram-se com a análise de RAYLEIGH (1916, *apud* ZVIRIN, 1981), interessado em estudar a estabilidade de um fluido em repouso e no início do movimento devido ao gradiente de temperatura na direção da força de empuxo. ZVIRIN (1981) apresentou um estudo teórico e experimental com uma série de circuitos monofásicos sob circulação natural, desde aqueles com geometrias mais simples até circuitos de modelos em pequena escala e até mesmo sistemas em escala real, tais como centrais nucleares. Em sua investigação, incluiu não só uma revisão de

métodos de modelagens analíticos e numéricos disponíveis para descrever o escoamento em estado estacionário, transiente e características de estabilidade, como também comparou os resultados experimentais disponíveis com os dados teóricos obtidos de alguns destes modelos analíticos. DUFFEY e SURSOCK (1987) resolveram analiticamente equações de balanço de massa, momentum e energia em condições quase-estacionárias para investigar a circulação natural como um importante mecanismo de remoção de calor residual. Eles obtiveram expressões para a taxa de escoamento em função do inventário de fluido no circuito sob circulação natural, que podem ser usadas para calcular mapas simples de operação para auxiliar o operador a identificar modelos de remoção de calor em paradas sob condições anormais. Alguns tipos de LWR apresentam circuitos de circulação natural governados por surtos adiabáticos, que produzem queda de pressão no instante em que o fluido sobe, a partir do núcleo, em direção a uma região ocupada por vapor. YADIGAROGLU e ZELLER (1994) examinaram critérios de escala específicos para estes circuitos, em relação a escoamentos dinâmicos, estabilidade dos mesmos e resposta do sistema a perturbações externas. D'AURIA e FROGHERI (2002) usaram um mapa de escoamento em circulação natural contendo cinco parâmetros característicos relevantes que serviram de base para estabelecer comparações de desempenho de vários conceitos de reatores à água pressurizada. Pelo seu potencial em reduzir custos de produção de eletricidade e aumentar o nível de segurança inerente de centrais nucleares, os sistemas passivos têm merecido atenção especial dos pesquisadores.

Sob este aspecto, JAFARI *et al.* (2003) avaliaram a confiabilidade de um sistema termo-hidráulico passivo, sob circulação natural, baseados em técnicas probabilísticas com o objetivo de otimizar tais sistemas. Obtiveram um conjunto de vinte e nove parâmetros relevantes que afetam o projeto e o desempenho da circulação

natural. Compararam o resultado deste estudo em um sistema passivo sob condições de circulação natural em regimes monofásico e bifásico e concluíram que o primeiro é mais confiável. KIRCHSTEIGER (2005) apresenta uma nova abordagem para avaliação quantitativa da confiabilidade de sistemas passivos sob circulação natural para sistemas complexos na ausência de dados estatísticos sobre a experiência operacional, baseando-se na avaliação de processos físicos básicos dominantes.

Estudo experimental de transferência de calor por convecção, realizado por YANG *et al.* (2006), em escoamento de água sob circulação natural num tubo aquecido, permitiu que eles comparassem os coeficientes de transferência de calor médio e local, obtidos experimentalmente, com previsões fornecidas por correlações de escoamento forçado disponíveis na literatura e concluíssem que o número de Nusselt em regiões completamente desenvolvidas era 30% menor.

O interesse a respeito da segurança de centrais nucleares tem estimulado a pesquisa termo-hidráulica de sistemas de refrigeração do núcleo de reatores. Diversas tentativas e esforços para estabelecer grupos de similaridade e códigos computacionais que possam validar os dados obtidos de instalações de teste em escala vêm sendo realizados. A aplicabilidade dos resultados experimentais em plantas nucleares em escala completa depende dos critérios de escala segundo os quais a instalação de teste é projetada. Existem diversos estudos sobre leis de escala relacionados a termo-hidráulica. ROSE (1965) examinou o critério de escala associado ao programa de teste de perda de escoamento (LOFT).

Originalmente, o núcleo de um reator inundado devido à perda de refrigerante (LOCA) foi modelado matematicamente por CARBIENER e CUDNIK (1969, *apud* NAHAVANDI *et al.* 1979). Eles aplicaram técnicas de escala linear ao núcleo dividido em dois volumes, um representando o pleno superior e outro o pleno inferior. Nestas

circunstâncias, as equações de conservação de massa, momentum e energia, aplicadas a este modelo idealizado originaram um conjunto de critérios de escala com tempos distorcidos.

No início da década seguinte, foram examinados critérios de escala termo-hidráulicos e, a partir daí, YBARRANDO (1974) selecionou e propôs ajustes necessários associados ao programa de teste de perda de escoamento (LOFT).

NAHAVANDI *et al.* (1979) estabeleceram um conjunto de leis de escala, utilizando as equações de conservação tri-dimensionais juntamente com as equações de estado, para prever o comportamento dos sistemas de um reator durante operações normais e anormais, bem como sob condições de acidente. Num destes, foram reproduzidas as leis de escala de redução de tempos de CARBIENER e CUDNIK (1969, *apud* NAHAVANDI *et al.* 1979), no outro conjunto eles desenvolveram uma escala de preservação de tempos diferentes daquela de CARBIENER e CUDNIK (1969, *apud* NAHAVANDI *et al.* 1979). Finalmente, um terceiro grupo de leis de escala foi estabelecido para um sistema nodal idealizado, sem interesse experimental.

Aplicando equações diferenciais parciais unidimensionais de conservação de massa, momentum e energia aos modelos termo-hidráulicos, HEISLER (1982) desenvolveu especificações de escala para instalações de teste de um reator rápido regenerativo refrigerado a metal líquido (LMFBR) em circulação natural. Seu objetivo foi realizar simulações dinâmicas, onde pudesse verificar a capacidade de remoção de calor residual e também analisar as restrições operacionais e de projeto impostas pelas dificuldades de reproduzir simultaneamente similaridade dinâmica e termodinâmica entre o modelo e o protótipo. Para casos de escoamento monofásico em circulação natural usando a água como fluido de teste, foi aplicado um método idêntico àquele usado por HEISLER (1982) para um sistema de metal líquido. ISHII e KATAOKA

(1984) desenvolveram um critério de similaridade com tempos distorcidos, a partir dos efeitos integrais das equações de balanço massa, momentum e energia sob a forma unidimensional, ao longo de um circuito termo-hidráulico monofásico e bifásico, sob circulação natural fechado, consistindo de uma fonte de calor e um absorvedor de calor, ambos conectados a um sistema de bombeamento e a resistências de escoamento.

Após uma completa revisão crítica dos diversos critérios de similaridade, KIANG (1985) identificou não apenas que as escalas linear e volumétrica utilizadas por CARBIENER e CUDNIK (1969, *apud* NAHAVANDI *et al.* 1979) e NAHAVANDI *et al.* (1979), eram casos especiais de ISHII e KATAOKA (1984), como também observou incompatibilidade de um critério com o outro, e ainda, esclareceu limitações de ordem prática destes critérios de similaridade, para implementar instalações de teste.

Leis de similaridade são importantes para projetar, desenvolver e analisar simulações de experimentos usando modelos em escala. Elas tornam-se particularmente importantes para estudar fenômenos que não podem ser facilmente observáveis em protótipos, tais como os que ocorrem em reatores nucleares, bem como em alguns experimentos petroquímicos. Devido a estas dificuldades inerentes associadas aos testes em escala real de tais sistemas, torna-se necessário realizar simulações experimentais com modelos em escala. Entretanto, para extrapolar justificadamente os resultados obtidos no modelo para o protótipo é necessário que se estabeleçam leis de escala bem fundamentadas.

Em vista destes aspectos, KOCAMUSTAFAOGULLARI e ISHII (1987) desenvolveram critérios de escala para um circuito em circulação natural sob condições de escoamento monofásico e/ou bifásico, aplicando critérios para modelar um sistema de água em alta pressão por meio de um sistema em baixa pressão à água ou a *Freon*, que resultaram numa nova metodologia para simular transientes de pressão. Por sua vez

LARSON e DIMENA (1988) discutiram critérios de similaridade em modelos matemáticos usados para análise transiente de sistemas termo-hidráulicos. Usaram o código computacional RELAP 5 e a circulação natural monofásica e/ou bifásica em dois modelos que diferiam significativamente em escalas geométricas, onde um deles atuava como referência, representando o tamanho em escala dos atuais sistemas de suprimento de vapor das plantas nucleares. Em ambos foram realizados cálculos para determinar se as relações de escala para tempos, queda de pressão e velocidade entre modelos, estavam de acordo com os critérios de similaridade. WANG *et al.* (1989) investigaram a aplicabilidade dos parâmetros de similaridade de ISHII para uma instalação de teste integral sujeita a um pequeno LOCA e reconheceram que estes parâmetros atingiram, teoricamente, de forma consistente, as soluções dentro de uma faixa de aplicabilidade, limitadas às condições para as quais as suposições iniciais foram mantidas, isto é, análise em sistemas abertos. Em aplicações fora da faixa, isto é, em sistemas fechados, a análise de transporte de entalpia demonstrou que semelhante extrapolação conduziu a conclusões errôneas. ZUBER (1991) presidiu um grupo de trabalho da *Nuclear Regulatory Commission*, que apresentou uma metodologia de critérios de escala estruturada, identificada como um elemento particularmente importante do ambicioso programa de pesquisa de acidentes severos daquela instituição, devido a sua relevância em garantir que o experimento escalado reproduziria fielmente o fenômeno que ocorreria num reator nuclear.

Esta metodologia, referida como hierarquia de escalas em dois níveis, acessa a questão dos critérios de escala nos seguintes níveis: o sistema de abordagem indutivo, que considera o sistema total e o sistema de abordagem dedutivo, que focaliza as partes. As leis de escala de potência para volume, utilizadas por VIJAYAN e AUSTREGESILO (1994) na construção da instalação de teste escalonada, simulando o

circuito primário de uma central nuclear, resultaram em circuitos com mesma elevação e comprimento, porém com diâmetros reduzidos. A adequação destas leis de escala para simular circulação natural monofásica foi testada em três circuitos retangulares, cada um tendo a mesma elevação e diferentes diâmetros. O experimento mostrou que os princípios de escala de potência para volume descrevem adequadamente o comportamento em estado estacionário. VIJAYAN *et al.* (1995) realizaram simulações do comportamento oscilatório instável da circulação monofásica com escoamentos repetitivos reversos em circuitos retangulares usando o código computacional ATHLET. Observaram que escoamentos repetitivos reversos são periódicos em baixa potência e caóticos em altas potências. Devido ainda ao escoamento reverso repetitivo, o número de Reynolds varia de 10000 a -10000 fazendo o escoamento passar do regime laminar para o turbulento repetidamente. A simulação do comportamento oscilatório usando o código computacional ATHLET não apresentou instabilidade com uma nodalização rudimentar. À medida que esta foi sendo refinada progressivamente, o ATHLET foi capaz de prever o comportamento instável e reproduzir todas as características do comportamento oscilatório observado.

WULFF (1996) demonstrou a importância dos critérios de escala para experimentos em instalações de teste em escala reduzida, usadas para simular respostas de sistemas termo-hidráulicos em plantas industriais. Mostrou não somente como a classificação quantitativa dos processos termo-hidráulicos por ordem de prioridade, como também a seleção racional de uma matriz de teste e a eficiente alocação de recursos facilitam a resolução de problemas técnicos da segurança do reator. Ainda modelou processos em níveis de componente e sistema, apresentando vinte e nove grupos de similaridade para sistemas com escoamentos em circulação forçada e natural sob regime monofásico e bifásico. Finalmente, introduziu e escalonou uma matriz de

sistemas de impedância de fluidos monofásicos e uma matriz de sistemas de escoamento inercial para obter critérios de escala para interação global entre componentes de um sistema integral. Utilizando um experimento de teste a água e leis de similaridade, EGUCHI *et al.* (1997) compararam, e estabeleceram previsões quantitativas para avaliar remoção de calor residual após a parada de um reator rápido regenerativo refrigerado a metal líquido (LMFBR), utilizando fórmulas que permitem a conversão direta dos resultados obtidos no teste a água para a planta em escala real.

Outra metodologia de critérios de escala para um projeto científico do Conjunto de Teste Integral Multidimensional da Universidade de Purdue (PUMA), semelhante àquela proposta por ZUBER (1991) foi desenvolvida por ISHII *et al.* (1998) e consiste de três níveis de aplicação, considerados a seguir: critério de escala da função resposta integral, critério de escala do volume de controle e escoamento limite, e finalmente, critério de escala de fenômenos locais. Os dois primeiros níveis são conhecidos como abordagem indutiva e o terceiro nível como abordagem dedutiva. VIJAYAN *et al.* (2002) apresentaram métodos de escala para sistemas com circulação monofásica e bifásica. Em sistemas monofásicos o comportamento em estado estacionário foi obtido preservando apenas um parâmetro adimensional. Em sistemas bifásicos com diâmetro uniforme também foi possível simular o comportamento estacionário com apenas um parâmetro. A simulação do comportamento estável requer similaridade geométrica além da similaridade dos parâmetros físicos que surgem nas equações de conservação de massa, momentum e energia. ZUBER *et al.* (2005) desenvolveram uma metodologia quantitativa para ser aplicada tanto na evolução de processos dependentes de escala de tempo envolvendo módulos e processos agregados interagindo de modo semelhante ao que ocorre em centrais nucleares, como na organização e integração de dados de interesse para projetos de centrais nucleares e análises de segurança. A metodologia

baseia-se em dois conceitos: escalas fracionais e hierarquia. A escala fracional fornece uma síntese de dados experimentais para gerar critérios quantitativos para avaliação de efeitos dos vários parâmetros de projeto e operação de processos termo-hidráulicos em centrais nucleares. A síntese por meio de escala fracional é realizada em três níveis hierárquicos: processo, componente e sistema. A demonstração da metodologia ocorre por aplicação a um LOCA. A análise da escala fracional identifica processos dominantes, classifica-os quantitativamente de acordo com sua importância e fornece, portanto, um objetivo básico para estabelecer uma tabela de identificação e classificação de fenômenos, bem como uma base para condução de análises de incertezas.

De certa forma, uma quantidade razoável de situações surgem em diversos segmentos da engenharia nuclear, e mais especificamente, na área relativa à termo-hidráulica do núcleo. Estas situações originam complexos problemas de otimização. Esta complexidade deve-se de maneira geral a multimodalidades, não-linearidades, à combinação de variáveis discretas e contínuas, e principalmente, devido à falta de conhecimento do espaço de busca. Portanto, dentro deste contexto torna-se necessário o uso de técnicas de otimização para a solução de tais problemas.

Tem sido observada uma crescente aplicação das metodologias de inteligência artificial na área nuclear, em face do advento da enorme evolução na área computacional nas duas últimas décadas. Este fato permitiu que se pudesse estudar e empregar de forma mais acentuada as técnicas heurísticas na área nuclear. E na maioria dos casos seus resultados têm-se mostrado muito animadores e superiores às técnicas tradicionais. Em particular, os algoritmos genéticos têm sido aplicados com sucesso na solução de diversos problemas típicos da engenharia nuclear. Podem ser destacados os ótimos resultados obtidos por estes na otimização combinatória de padrões de recarga de combustível em reatores nucleares (CHAPOT e SCHIRRU 1999; SCHIRRU *et al.*,

1997 e CHAPOT *et al.*, 1996), e no diagnóstico de transientes nucleares (PEREIRA *et al.*, 1998, e ALVARENGA *et al.*, 1997).

Os algoritmos genéticos (GA) têm demonstrado sua eficácia, também na otimização de políticas de testes periódicos, onde está sendo investigado (LAPA *et al.*, 2001). Problemas de otimização de agendamentos de testes periódicos considerando sazonalidades e restrições ao espaço de busca têm sido estudados (LAPA *et al.*, 2002a). E, finalmente, do ponto de vista global da engenharia nuclear, os algoritmos genéticos têm sido aplicados com sucesso nas tradicionais áreas de termo-hidráulica (LAPA *et al.*, 2002b) e neutrônica, na otimização de projetos de reatores (PEREIRA, 1999). É oportuno verificar a utilidade dos algoritmos genéticos na solução de problemas antigos, cujas soluções eram claramente passíveis de melhoria e, na solução de novos problemas aos quais métodos tradicionais não se aplicam. Neste aspecto, cabe salientar o trabalho de LAPA *et al.* (2004) que apresentou uma metodologia para projetar experimentos em escala reduzida, baseada na otimização de um projeto, sujeito à restrição, por algoritmos genéticos em regime de circulação forçada e de CUNHA (2004), CUNHA *et al.* (2005) e CUNHA *et al.* (2007), que investigaram a aplicação da referida metodologia em escoamentos monofásicos sob circulação natural simulando o núcleo de um reator.

Ao final da década de 90 surgiu uma técnica de otimização denominada Otimização por Enxame de Partículas (PSO). Esta técnica tem sido bem sucedida na resolução de problemas de otimização em diversas áreas da engenharia, tais como a remoção de metal em ambientes industriais (TANDON, 2000); projetos de estabilização de sistemas de potência (ABIDO, 2002); potência reativa e controle de voltagem (YOSHIDA *et al.*, 2000); problema de minimização da largura de banda (LIM *et al.*, 2003). Particularmente, sua aplicabilidade na engenharia nuclear pode ser destacada no trabalho de DOMINGOS *et al.*, (2006). Eles a utilizaram como método alternativo para

solução de problemas de otimização, em células típicas de PWR envolvendo o moderador, o revestimento e o combustível, com o objetivo de minimizar o fator de pico médio de potência, para uma dada potência térmica média, levando-se em conta as restrições devidas à criticalidade e à submoderação. Da mesma forma, pode-se salientar o sistema de classificação de transientes nucleares proposto por MEDEIROS e SCHIRRU, (2008) com o objetivo de auxiliar o operador a realizar um diagnóstico rápido e correto do evento em curso e assim aumentar o tempo disponível do operador para a tomada de ações corretivas de modo a manter a usina em uma condição segura.

1.4 Objetivos da Tese

Tendo em vista a importância crescente do uso de mecanismos naturais para aumentar a segurança intrínseca das novas gerações de reatores a água pressurizada e, dentro do contexto descrito anteriormente, em que a circulação natural apresenta-se como uma forma segura de remoção de calor residual após a parada do reator ou em condições normais de operação, torna-se indispensável a pesquisa e o desenvolvimento, tanto no campo teórico como no experimental, de novas metodologias, experimentos científicos, etc. que permitam investigar a capacidade de remoção de calor residual do núcleo sob estas condições. Além das importantes simulações computacionais dos fenômenos supracitados, faz-se necessário, tanto para o melhor entendimento dos fenômenos físicos mediante observações e simulações experimentais, mas também para a validação via medidas experimentais dos códigos computacionais desenvolvidos, o investimento em seções de testes similares em escala reduzida. Como já intensivamente comentado, para isto, é necessário o desenvolvimento de instalações de teste que permitam realizar simulações as mais próximas possíveis do que aconteceria no sistema real. Considerando-se o recente sucesso obtido pelo PSO em complicados problemas da engenharia, e as dificuldades encontradas pelo GA quando aplicado num problema de

projeto de sistemas em escala reduzida, possivelmente mais simples em relação àquele que se pretende estudar (CUNHA *et al.*, 2005), surgiu um interesse científico evidente, que se traduziu como o objetivo fundamental desta tese. Ou seja: investigar a viabilidade da aplicação da otimização por enxame de partículas para obter a melhor combinação de parâmetros físicos e operacionais que conduzam aos mais ajustados grupos adimensionais calculados pelas leis de similaridade em escoamento monofásico sob circulação natural e oferecer uma alternativa adequada de projeto em escala reduzida para circuitos com estas características de escoamento.

1.5 Contribuições ao Estado da Arte

As contribuições deste trabalho ao desenvolvimento da engenharia nuclear e áreas correlatas são basicamente as seguintes:

- Desenvolver uma estratégia para a formulação de um problema de otimização que aborde conjuntamente o problema de similaridade, as restrições de segurança e/ou operacionais e a solução integrada da velocidade de escoamento, perda de carga e ganho de temperatura no núcleo;
- Aplicar uma nova metodologia para obtenção de circuitos em escala reduzida por PSO em componentes pertencentes a sistemas de segurança intrínseca de reatores avançados;
- Investigar o desempenho da nova metodologia no tratamento de um problema de similaridade cuja solução envolve um modelo físico completo de escoamento baseado nas leis da circulação natural.

2. PROJETOS AVANÇADOS DE REATORES

Este capítulo oferece uma visão geral do desenvolvimento das centrais nucleares e estabelece a diferença entre os reatores evolucionários e inovadores, apresentando as características principais de cada um. Em seguida discute os motivos que conduziram aos rumos da pesquisa mundial referente aos reatores das gerações III e IV. Aborda os conceitos sobre sistemas de segurança intrínsecos e segurança passiva, relativos à circulação natural e discute ainda as perspectivas das tecnologias capacitantes. Finalmente, oferece um panorama geral dos projetos e atividades relativas aos projetos avançados de reatores.

2.1 O Desenvolvimento da Energia Nuclear

A primeira geração de reatores nucleares desenvolveu-se na década de 1950, e no início dos anos 60 implantaram-se os primeiros protótipos de reatores. A segunda geração começou na década de 1970 com as grandes usinas comerciais que ainda estão operando atualmente. A Geração III foi desenvolvida mais recentemente, na década de 1990, com uma série de projetos evolucionários que ofereceram importantes avanços na segurança e na redução de custos, com usinas construídas, principalmente na Ásia Oriental. Avanços na Geração III estão em curso, originando várias plantas em desenvolvimento em curto prazo (chamadas Geração III +) e estão sendo consideradas para a implantação em vários países. Novas instalações, construídas desde já até 2030, provavelmente serão escolhidas a partir dessas plantas. Depois de 2030, a perspectiva para novas plantas inovadoras por meio de renovada pesquisa e desenvolvimento, tem estimulado o interesse em todo o mundo em uma quarta geração de sistemas de energia nuclear.

Uma breve visão geral do desenvolvimento dos sistemas de centrais nucleares de energia das gerações de reatores pertencentes às Gerações I e II, bem como das gerações

de projetos de reatores nucleares evolucionários e inovadores, conhecidos como Geração III e IV, respectivamente, pode ser vista na Figura 2.1.

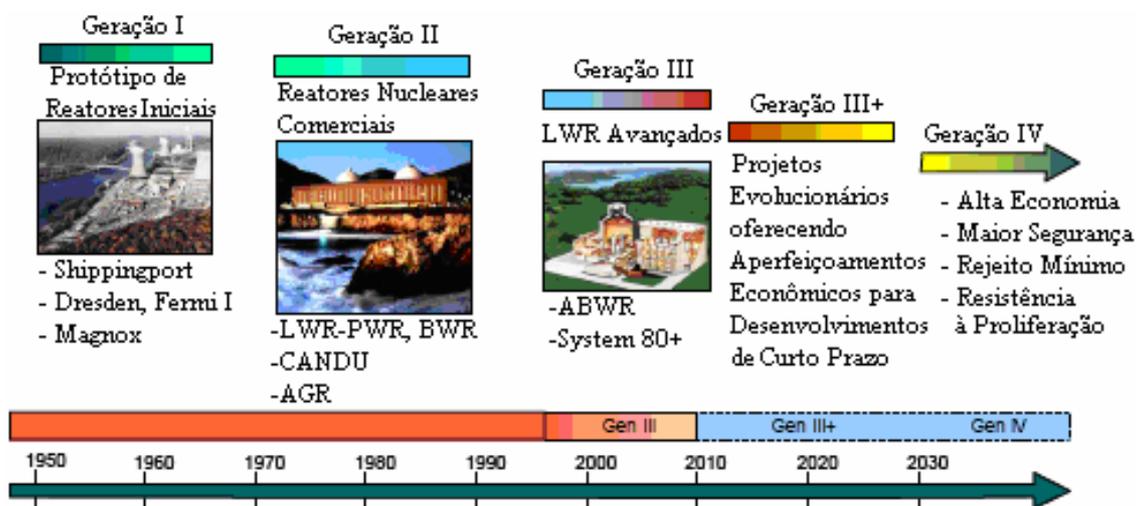


Figura 2.1: Cronograma de desenvolvimento das gerações de reatores nucleares
 Fonte: US-DOE e GIF, 2002.

2.2 Projetos Evolucionários e Inovadores de Novas Plantas Nucleares

Novas gerações de centrais nucleares estão sendo desenvolvidas, tomando como base o êxito da energia nuclear e a aplicação das lições aprendidas com a experiência operacional das plantas e, acumuladas ao longo dos anos e também com os acidentes ocorridos. Diversas organizações estão envolvidas nesse desenvolvimento, incluindo governos, indústrias, instituições públicas, universidades, laboratórios nacionais e institutos de pesquisa.

Os projetos avançados geralmente incorporam melhorias de segurança, incluindo, entre outras, características que aumentem a prevenção contra acidentes, adição de recursos que destinem mais tempo para os operadores avaliarem a situação antes de agir, e de características que proporcionem ainda mais proteção contra qualquer eventual liberação de radioatividade para o ambiente. Tem-se dispensado também grande atenção a requisitos que tornem as novas plantas mais fáceis de operar, inspecionar, manter e reparar, aumentando assim sua eficiência global.

De acordo com a definição da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), os projetos avançados de centrais nucleares compreendem duas categorias básicas. A categoria de projetos evolucionários e a categoria de projetos inovadores.

A categoria de projetos evolucionários (ou Geração III), que pode ser assim designada, desde que enfatize refinamentos e modernizações de projetos baseados em tecnologias comprovadas, em experiência operacional acumulada ao longo dos anos, em adoção de novas conquistas tecnológicas, e eventualmente também, na introdução de algumas características inovadoras, por exemplo, incorporação de sistemas de segurança passivos sem que se torne necessário a construção de alguma planta protótipo e tampouco a criação de modelos para o seu desenvolvimento industrial (VAN GOETHEM *et al.*, 2007). Estes projetos evolucionários requerem na maioria das vezes testes de engenharia e testes confirmatórios antes da implantação comercial (IAEA, 1996 e IAEA 2004).

Do ponto de vista da segurança, os dois objetivos dos reatores evolucionários referem-se primeiramente a redução da frequência de danos ao núcleo, cujo melhor projeto tinha uma frequência estimada de derretimento do núcleo da ordem de 10^{-6} por ano, na década de 1990, para eventos postulados de projeto (FORSBERG e WEINBERG, 1990). Atualmente, estima-se a frequência de danos ao núcleo da ordem de 6×10^{-8} por ano, segundo BRETTSCUH (2001). O segundo objetivo diz respeito a limitações de conseqüências fora da planta, em caso de ocorrência de acidente severo. Estes dois objetivos são atingidos, respectivamente, implementando-se um aumento do uso de dispositivos de segurança passivos e o fortalecimento da função da contenção (VAN GOETHEM *et al.*, 2007).

Os esforços no desenvolvimento desses grupos de reatores têm-se voltado para a realização de melhorias na confiabilidade, economia e segurança (JUHN *et al.*, 2000).

A maioria dos projetos propostos para os sistemas de segurança passivos dos reatores a água leve (LWR) necessita de energia para iniciar as operações (tal como a abertura de válvulas), porém não a requerem para a continuidade da operação.

Após a partida, a operação do sistema de segurança é passiva. Para atender a esta característica, os reatores propostos necessitam que toda a água necessária para remover calor no sistema primário drene por gravidade para o núcleo do reator, que se localiza na menor cota da planta. No acidente de TMI a configuração da planta não permitiu que a água do gerador de vapor escoasse por gravidade para o núcleo do reator (JUHN *et al.*, 2000). Além deste aspecto, torna-se necessária a eliminação de fontes de energia em corrente alternada, para permitir o funcionamento de equipamentos de emergência. Esta eliminação envolve profundas mudanças em todos os sistemas que consomem energia elétrica, tais como o sistema de resfriamento de emergência do núcleo e os sistemas de resfriamento da contenção. A tecnologia evolucionária dos reatores do tipo LWR exigiu um banco de baterias para operar válvulas e instrumentos.

Outra consideração importante nos projetos dos sistemas de segurança passivos dos novos reatores propostos, diz respeito à ocorrência de despressurização inicial por meio de abertura de válvulas, no caso de resfriamento de emergência do núcleo por quebra da tubulação principal ou outros acidentes, seguida de escoamento da água por gravidade, do tanque para o reator. Toda a tecnologia evolucionária para LWR tem grandes quantidades de água para inundar a contenção e o sistema do reator acima do nível de qualquer tubulação que apresente falhas no sistema primário.

A tecnologia evolucionária proposta para LWR também prevê não apenas o uso de sistemas de segurança passivos adicionais para resfriar a contenção em eventos de acidentes com derretimento do núcleo, como também grandes quantidades de água de resfriamento na contenção para absorver calor após um acidente.

Naturalmente que, aliado a esses aspectos supracitados, deve-se levar em conta nos projetos evolucionários uma redução da densidade de potência dos reatores para aumentar a margem de segurança e reduzir a sensibilidade do reator a erros do operador.

O atendimento a todas estas questões citadas anteriormente permite que se reduza a complexidade das plantas existentes com simplificações de projeto que implicarão em redução de custo e evitarão possíveis erros de operação e manutenção. Desta forma, o que se deseja obter com projetos de reatores avançados é a geração de energia barata e/ou calor com maior segurança e melhor desempenho, enquanto se busca otimizar o gerenciamento de rejeitos (VAN GOETHEM *et al.*, 2007).

Com relação à outra categoria, estabeleceu-se a denominação de projetos revolucionários ou inovadores (ou ainda, Geração IV), para caracterizar projetos que enfatizem o uso de mudanças radicais na tecnologia, em abordagens conceituais de projeto ou de configuração de sistemas, em comparação com aqueles que já existem atualmente, com vistas a um aumento significativo da segurança, necessitando do uso de protótipos para seu desenvolvimento industrial. Ainda sob o aspecto da segurança, as principais finalidades destas plantas são eliminar praticamente os acidentes severos, por meio de um aumento da margem de segurança relativa aos danos no núcleo e depender quase que exclusivamente de processos passivos. Para os projetos inovadores, torna-se necessário um esforço substancial em pesquisa e desenvolvimento, em ensaios de viabilidades, e na construção de protótipos ou plantas de demonstração, antes da implantação em larga escala comercial. Vários projetos inovadores são de pequeno e médio porte e estão sendo pré-construídos com estruturas e componentes confeccionados em fábrica, incluindo unidades modulares completas para rápida instalação, posteriormente, no local.

Sob este aspecto, a IAEA diferencia centrais nucleares de diversos níveis de potência classificando-as como (IAEA, 2004):

- Projetos de Grande Porte: Igual ou maior que 700 MWe;
- Projetos de Médio Porte: Entre 300 e 700 MWe;
- Projetos de Pequeno Porte: Menor que 300 MWe.

Reatores de pequeno e médio porte têm potencial para capturar economias de produção em série em vez de economias em escala quando várias unidades são construídas. Esses sistemas pequenos e fáceis de financiar são particularmente atraentes em países com pequenas redes elétricas ou em locais remotos. Eles também podem ser utilizados para aquecimento urbano, dessalinização da água do mar com vistas à obtenção de água potável, produção de hidrogênio e outras aplicações de natureza não-elétrica.

Com relação aos principais conceitos relativos aos projetos de reatores inovadores, pode-se destacar que eles serão mais simples e fáceis de operar e menos vulneráveis às oscilações operacionais, apresentando maior disponibilidade e longo período de operação, tipicamente da ordem de 60 anos. Contudo, devem apresentar não só a possibilidade reduzida de acidentes com derretimento do núcleo e efeitos mínimos ao meio ambiente, eliminando respostas de emergência fora da planta, como também realizar maior queima, para reduzir o combustível usado e a quantidade de rejeitos e, finalmente possuírem absorvedores queimáveis (venenos) para estender a vida do combustível.

A Figura 2.2 a seguir estabelece uma rápida comparação entre as duas categorias de projetos avançados, levando-se em conta os custos de desenvolvimento a partir de plantas já existentes.



Figura 2.2: Indicação relativa de custos de desenvolvimento de projetos avançados. Fonte: IAEA, 2004.

2.3 Sistemas de Segurança Passivos incorporados aos Projetos Avançados

O impulso no desenvolvimento de novos reatores, bem como a nova tendência em atender a um conjunto de objetivos que incluem a redução de rejeitos, competitividade econômica, resistência à proliferação, etc., deve-se aos acidentes ocorridos com as plantas de TMI e *Chernobyl* e ao subsequente debate público acerca da aceitabilidade e da economia das centrais nucleares.

A principal característica dos acidentes de TMI e *Chernobyl* repousa no fato de os operadores terem desligado os sistemas de segurança, sem que, aparentemente, houvesse bons motivos para isto naquele momento. Se estes sistemas de segurança permanecessem em operação, os acidentes provavelmente não teriam ocorrido. Estes são classificados como acidentes de comissão, isto é, acidentes que envolvem ações deliberadas de operadores sem que ocorram falhas nos equipamentos ou no cumprimento das instruções.

O principal esforço no desenvolvimento dos reatores avançados refere-se à incorporação de sistemas ou dispositivos de segurança, passivos ou intrínsecos, que não requeiram controles ou intervenções ativas, para evitar acidentes em eventos de mau

funcionamento, e baseiam-se na ação da gravidade, na circulação natural ou na resistência a altas temperaturas.

Com relação aos conceitos de segurança intrínseca e segurança passiva, pode-se melhor compreendê-los por meio de um exemplo baseado num contexto de proteção contra incêndio. Considerando-se um depósito de concreto, cheio de vasilhas de barro, pode-se afirmar que o mesmo é intrinsecamente seguro contra o incêndio, ou seja, o incêndio não pode ocorrer. Neste aspecto, nota-se que a segurança intrínseca encerra a idéia de que não há a necessidade de sistemas de segurança. Entretanto, um sistema de *sprinklers* com um tanque de água de alimentação pode ser citado como exemplo de segurança passiva (FORSBERG e REICH, 1991). Reatores nucleares não podem ser intrinsecamente seguros, posto que contêm materiais radioativos perigosos, porém estes podem tornar-se intrinsecamente seguros contra tipos específicos de acidentes (FORSBERG e WEINBERG, 1990).

No que diz respeito às instalações de segurança, as aplicações de sistemas/componentes passivos destinam-se a simplificar os sistemas de segurança e melhorar a sua confiabilidade, para atenuar o efeito de erros humanos e falhas de equipamentos, bem como proporcionar tempo adicional para permitir que os operadores impeçam ou atenuem os acidentes graves.

Sistemas de circulação natural normalmente não requerem ou necessitam de reparo ou manutenção durante a operação em potência, utilizando um número reduzido de componentes para desempenhar uma função projetada com segurança e confiabilidade necessárias.

No entanto, sistemas de circulação natural têm as suas próprias vantagens e desvantagens em comparação com os sistemas de escoamento forçado, tanto no aspecto de segurança como na redução de custo de novas plantas. Os sistemas de segurança dos

reatores tradicionais, isto é, aqueles de segunda geração são sistemas ativos que envolvem operações ou comandos de natureza mecânica ou elétrica e requerem sistemas redundantes paralelos. Já, a segurança passiva ou intrínseca depende apenas, como já foi mencionado, de fenômenos físicos, como a ação da gravidade, a circulação natural ou a resistência a altas temperaturas, sem qualquer funcionamento de componentes de engenharia. Entretanto, passividade em si não significa que um sistema de circulação natural deva ser automaticamente considerado mais confiável no que diz respeito ao cumprimento de determinadas funções de segurança estabelecidas no projeto.

Por conseguinte, deve ser adotado um razoável equilíbrio entre os sistemas tradicionais e os novos meios passivos nos futuros projetos de reatores, como uma das vias para melhorar a segurança e aceitabilidade pública em relação a energia nuclear, e, ao mesmo tempo mantê-los competitivos com outras formas de geração de energia que utilizam tecnologias convencionais. Muitas considerações governam este balanço e definem o projeto final, conforme estabelece a IAEA, 2002:

- Aplicação dos sistemas passivos deve reduzir o número de componentes, e produzir simplificação do projeto, a fim de que o número e a complexidade das ações de segurança possam ser reduzidos;
- Meios passivos devem ser adotados, na medida do possível, a partir de experiência operacional idêntica em outras plantas, tal que a necessidade de esforços para demonstrar a confiabilidade e a possibilidade de obtenção de licenciamento não seja muito grande;
- Sistemas passivos devem ser mais confiáveis do que sistemas ativos para proporcionar a mesma função de segurança, caso contrário, o aumento da confiabilidade do sistema projetado por implementação do sistema passivo será inviabilizado;

- Sistemas passivos devem eliminar a necessidade de ações de curto prazo do operador durante os acidentes;

Para fornecer uma base tecnológica para sistemas e dispositivos passivos, a União Européia (EU) adotou em 1994 o Programa Plurianual da Comunidade Européia da Energia Atômica (EURATOM) para atividades conjuntas no campo da Pesquisa de Segurança para Fissão Nuclear, incluindo uma área de trabalho que tem como objetivo explorar abordagens inovadoras para aumentar a segurança dos atuais e futuros reatores. A maioria dos projetos nesta área inclui tanto atividades de natureza experimental como analítica, direcionadas principalmente, para o estudo de fenômenos associados ao uso de sistemas inovadores para remoção de calor residual tanto no núcleo como na contenção, nos reatores de água leve (JUHN *et al.*, 2000).

O programa americano nesta área, conduzido em conjunto pelo Instituto de Pesquisa de Energia Elétrica (EPRI) e Departamento de Energia (DOE), é outro exemplo utilizado para o desenvolvimento de reatores. Um conjunto detalhado de requisitos foi estabelecido e deve ser obedecido no projeto dos reatores avançados de água leve (ALWR). Neste caso, tanto reatores de grande porte, evolucionários, como de médio e pequeno porte estão sendo considerados. No caso das unidades de menor porte (os chamados reatores revolucionários), procura-se enfatizar as características de segurança passivas.

O desempenho de sistemas e componentes passivos representa um novo desafio para os códigos computacionais existentes atualmente. Neste momento, torna-se necessário desenvolver ou confirmar projetos básicos e qualificar códigos computacionais para garantir análises confiáveis uma vez que todos os projetos de reatores LWR contam com circulação natural para remover calor de decaimento dos

produtos de fissão após o desligamento do reator ou quando há perda da circulação forçada.

A habilidade em prever o comportamento dos sistemas que operam em circulação natural é de fundamental importância. Tais previsões são mais fáceis de realizar com sistemas que usam substâncias tais como ar ou chumbo e que operam apenas em modo monofásico, sem a presença de escoamentos não-condensáveis. Normalmente, é mais difícil prever o comportamento de sistemas que possam conter fluidos potencialmente bifásicos e/ou fluidos não-condensáveis ou ainda, que envolvam outros aspectos complicadores. Esforços significativos são necessários em alguns casos para desenvolver correlações de transferência de calor em fluidos, necessárias, sob todas as condições postuladas de operação. Grande parte deste esforço atualmente está em andamento. Instalações de teste estão operando em diversos institutos de pesquisa para estabelecer bases técnicas para projetos em circulação natural para reatores avançados do tipo evolucionário ou inovador (OECD/NEA, 2002).

O potencial para colaboração em pesquisa e desenvolvimento deste tipo de tecnologia capacitante é promissor e acena com a possibilidade de permitir que pesquisadores nesta área de projetos sobre reatores inovadores tenham fácil acesso a dados e informações de trabalhos anteriores realizados em todo mundo.

O esforço de colaboração para este acesso inicia-se, numa primeira fase, a partir do estabelecimento de uma ampla base de dados sobre experimentos em circulação natural que cubra todas as situações em que esta é testada, indicando para cada uma, parâmetros importantes, tais como capacidade calorífica, temperatura do fluido, pressão, velocidade, etc. A fase seguinte do programa de colaboração em pesquisa e desenvolvimento da dita tecnologia capacitante, estabelece o desenvolvimento de mapas e outras ferramentas de análise para ilustrar regimes de distribuições de temperatura,

velocidades e sob todas as condições nas quais a circulação natural seja eficaz, principalmente em efeitos de escala e estabilidade de escoamento. Uma lista de códigos computacionais termo-hidráulicos e ferramentas de análise que são aplicáveis à circulação natural está sendo compilada. A maioria dos códigos computacionais existentes foi projetada para estudar situações de acidentes com transiente ou alta potência e têm sido adaptados para circulação natural, sendo caracterizados de acordo com fatores que sejam significativos para a circulação natural, tais como faixa de aplicabilidade para a composição de fluido, pressão, temperatura, regime de transferência de calor, teor não-condensável e regime de escoamento. Se possível, serão identificadas faixas de erro para cada parâmetro (OECD/NEA, 2002).

Conforme se pode deduzir das considerações acima expostas, o desenvolvimento de reatores de terceira e quarta geração tem suscitado a possibilidade de associações envolvendo consórcios de países, com o objetivo de desenvolver pesquisa conjunta, realizar intercâmbio de informações e estabelecer parcerias para desenvolver tecnologias capacitantes. Estas, na realidade, são metodologias, que sozinhas ou em combinação com outras tecnologias associadas, fornecem meios para originar saltos tecnológicos significativos. Elas permitem ainda que uma missão ou um objetivo científico seja realizado com razoável restrição de custo.

Portanto, considerando a perspectiva futura da geração núcleo-elétrica no Brasil, a importância dos dispositivos de segurança intrínseca ou passiva nas Gerações III e IV descritas anteriormente, que oferecem oportunidade de desenvolvimento conjunto de tecnologias, fica evidente que a proposta apresentada por esta tese, surge da necessidade de se investigar e estabelecer metodologias que possam avaliar o desempenho dos sistemas que operam sob o ponto de vista da atuação passiva, usando circulação natural a partir de estudos realizados em uma instalação de teste em escala reduzida.

2.4 Vista Geral e Atividades Principais dos Projetos dos Reatores Avançados

Projetos avançados de centrais nucleares atualmente em vias de desenvolvimento incluem os reatores refrigerados a água, utilizando água como refrigerante e moderador. Estes reatores, por sua vez, compreendem reatores de água leve (LWR), que utilizam água leve tanto como agente de refrigeração como moderador, e reatores a água pesada (HWR), que utilizam a água pesada como moderador e água leve ou pesada como refrigerante; reatores refrigerados a gás utilizando hélio como refrigerante e grafite como moderador e reatores rápidos usando o metal líquido (por exemplo, sódio), gás (hélio) ou o CO₂ como refrigerante (YILDIZ *et al.*, 2006).

A tecnologia dos reatores a água leve (LWR) comprovou ser econômica, segura e confiável, sendo que cerca de 79 % das atuais usinas nucleares em operação no mundo utilizam LWR. Estes reatores acumulam a maior experiência operacional no mundo e possuem boa base infra-estrutural e regulamentada em vários países. Isto confirma fatos históricos de que avanços tecnológicos, conhecimentos completamente novos, bem como experiência operacional fornecem subsídios para introduzir aperfeiçoamentos de forma sensata e gradual nos projetos das plantas ou equipamentos em todos os segmentos das atividades industriais, e com a área nuclear não poderia ser diferente. Por isso, com o decorrer do tempo, os projetos de centrais nucleares inevitavelmente sofrerão mudanças, com empresas e projetistas procurando alcançar o melhor produto possível, enfatizando aperfeiçoamentos na economia, confiabilidade, disponibilidade e segurança, que representam temas comuns para os novos projetos.

Desta forma, observa-se que a maior parte dos países desenvolvidos continua a projetar e construir unidades nucleares com capacidade superior a 900 MWe, como as

centrais com reatores avançados, cujos projetos avançados a água leve (ALWR) resultam de aperfeiçoamentos contínuos e evolucionários dos modelos atuais. Em face destas considerações, torna-se conveniente apresentar um panorama geral dos projetos em andamento ao redor do mundo, apenas dos reatores avançados de água leve (LWR), levando-se em conta o escopo do presente trabalho, e procurando descrever dados relativos aos respectivos reatores incluindo tamanho, organização e país, e finalmente, a situação do projeto até o presente momento, conforme indicam as Tabelas 2.1, 2.2 e 2.3 a seguir.

Tabela 2.1: Projetos avançados de LWR de grande porte (Maiores ou iguais a 700 MWe)

Fonte: IAEA, 2004.

Nome	Tipo	MWe (bruto)	MWe (líquido)	Organização a que pertence o projeto	Situação em que se encontra
ABWR	BWR	1385	1300	<i>General Electric, USA / Hitachi Ltd. e Toshiba Corp., Japão</i>	Em construção no Japão e Taiwan, China. Projeto certificado pela NRC nos EUA.
ABWR-II	BWR	1717	1638	<i>General Electric, Hitachi Ltd. e Toshiba Corp.</i>	Em fase de projeto - implantação comercial prevista para a segunda metade de 2010.
APWR	PWR	1538	-----	<i>Mitsubishi, Japão/Westinghouse, USA</i>	Primeiras unidades planejadas para <i>Tsuruga 3 e 4</i> , no Japão, pela <i>Atomic Power Company</i> .
APWR ⁺	PWR	1750	-----	<i>Mitsubishi, Japão</i>	Em fase de projeto - início da construção da primeira unidade no final de 2010.
BWR 90 ⁺	BWR	-----	1575	<i>Westinghouse Atom, Suécia</i>	Projeto finalizado.
EPR PWR	PWR	1650	1550	<i>Framatome ANP França/Alemanha</i>	Projeto finalizado.
ESBWR	BWR	1390	1333	<i>General Electric, USA</i>	A NRC iniciou nos EUA, em 2002, uma pré-aplicação da revisão para Certificação de Projeto.
KSNP ⁺	PWR	1050	1000	<i>Korea Hydro e Nuclear Power Company, República da Coreia</i>	Primeiras unidades planejadas para <i>Shin-Kori-1 e 2</i> , na República da Coreia.
APR-1400	PWR	1450	1400	<i>Korea Hydro e Nuclear Power Company, República da Coreia</i>	Primeiras unidades planejadas para <i>Shin-Kori-3 e 4</i> , na República da Coreia.
AP-1000	PWR	1200	1117	<i>Westinghouse, USA</i>	Sob revisão da NRC nos EUA para Certificação de Projeto.
EP-1000	PWR	1200	1117	<i>Westinghouse,USA/Genesi, Itália</i>	Fundiu-se agora com o programa AP-1000. Projetos e análises estão sendo realizados para documentar o cumprimento dos Requisitos das Instalações Europeias.
SWR 1000	BWR	1290	1250	<i>Framatome ANP França/Alemanha</i>	A NRC iniciou nos EUA, em 2002, uma pré-aplicação da revisão para Certificação de Projeto.

Continuação da Tabela 2.1: Projetos avançados de LWR de grande porte (Maiores ou iguais a 700 MWe)

Fonte: IAEA, 2004.

Nome	Tipo	MWe (bruto)	MWe (líquido)	Organização a que pertence o projeto	Situação em que se encontra
WWER-1000 (V-392)	PWR	1068	1000	<i>Atomenergoproject/Gidropress, Rússia</i>	Projeto está licenciado para a Fase 2 (Unidades 5 e 6) em <i>Novovoronezh</i> na Rússia. As principais características de projeto foram utilizadas nas duas unidades WWER em construção em <i>Kudankulam</i> na Índia.
WWER-1000 (V-466)	PWR	----1	----	<i>Gidropress, Rússia</i>	Projeto da planta do reator está desenvolvido para as centrais nucleares WWER-91/99, 92 e <i>Balakovo-5</i> .
WWER-1500 (V-448)	PWR	----2	----	<i>Gidropress, Rússia</i>	Projeto da planta do reator está em desenvolvimento.
CNP1000	PWR	1000	----	<i>China National Nuclear Corporation, China</i>	Em fase de projetos de engenharia.
SCPR	SCWR	950	----	<i>Toshiba, et al., Japão</i>	Sistema selecionado pelo Fórum Internacional Geração IV como representativo do reator supercrítico refrigerado a água.
RMWR ³	BWR	1356	1300	JAERI, Japão	Estudos de projetos e experiências estão sendo desenvolvidos. Será possível implantar um protótipo em pequena escala no início de 2010 e comercializá-lo em 2020.
RBWR	BWR	1356	----	<i>Hitachi, Japão</i>	Estudos de projetos.

1 A potência térmica é 3000 MW.

2 A potência térmica é 4250 MW.

3 Um projeto em escala reduzida com 300 MWe, pertencente à classe RBWR, com características de segurança passiva também está sendo desenvolvido pelo JAERI, JAPC, *Hitachi* e Instituto de Tecnologia de Tóquio com tecnologia inovadora e viabilizando o programa de desenvolvimento tecnológico de energia nuclear (IVNET) patrocinado pelo Ministério da Economia, Indústria e Comércio (METI) do Japão, desde 2000.

Tabela 2.2: Projetos avançados de LWR de médio porte (300 a 700 MWe)

Fonte: IAEA, 2004.

Nome	Tipo	MWe (bruto)	MWe (líquido)	Organização a que pertence o projeto	Situação em que se encontra
AC-600	PWR	600	----	<i>China National Nuclear Corporation, China</i>	Resultados de P&D serão aplicados ao desenvolvimento de um PWR avançado de grande porte.
AP-600	PWR	619	600	<i>Westinghouse, USA</i>	Projeto está sendo certificado pela NRC nos EUA.
HSBWR	BWR	600	----	<i>Hitachi, Japão</i>	Projeto conceitual.
HABWR	BWR	650	----	<i>Hitachi, Japão</i>	Projeto conceitual.
WWER-640 (V-407)	PWR	640	----	<i>Atomenergoproject, St Petesburg/Gidropress, Federação Russa</i>	Está em consideração a construção de uma planta piloto em <i>Sosnovy Bor</i> . Isto seria seguido por unidades com centrais nucleares em <i>Kola</i> e em outros locais.
VK-300	BWR	1000	2x250 ⁴	RDIFE, Federação Russa	Projeto. Testes de componentes e sistemas-chaves em curso.

⁴ Duas unidades elétricas idênticas VK-300 produzirão 2x250 MWe. As unidades VK-300 podem ser usados para co-geração de calor e aquecimento urbano (reduzindo a capacidade elétrica).

Continuação da Tabela 2.2: Projetos avançados de LWR de médio porte (300 a 700 MWe)

Fonte: IAEA, 2004.

Nome	Tipo	MWe (bruto)	MWe (líquido)	Organização a que pertence o projeto	Situação em que se encontra
IRIS	PWR	----	335	<i>Westinghouse</i> , USA	A <i>Westinghouse</i> espera que o IRIS consiga Certificação de Projeto pela NRC nos EUA em 2009.
QS-600e/w Planta de Co-geração	PWR	644	610 ⁵	CNNC, China	Projeto conceitual.
PAES-600 Com duas unidades VBER- 300 idênticas	PWR	----	2x29 ⁵	OKBM, Federação Russa	Projeto conceitual.
IMR	PWR	330	----	<i>Mitsubishi</i> , Japão	Projeto conceitual.
NP-300	PWR	334	314	<i>Technicatome</i> , França	Projeto básico.

⁵ Esta é uma taxa líquida para uma planta que produz apenas eletricidade sem calor para dessalinização. As plantas de co-geração utilizadas para dessalinização de água do mar e produção de energia elétrica terão menor capacidade de produção de energia elétrica.

Tabela 2.3: Projetos avançados de LWR de pequeno porte (Menores que 300 MWe)

Fonte: IAEA, 2004.

Nome	Tipo	MWe (bruto)	MWe (líquido)	Organização a que pertence o projeto	Situação em que se encontra
LSBWR	BWR	306	----	<i>Toshiba</i> , Japão	Projeto conceitual.
CAREM	PWR	---- ⁶	27 ⁷	CNEA/INVAP, Argentina	Protótipo conceitual para 27 MWe, sob consideração, foi concluído.
SMART	PWR	90	---- ⁸	KAERI, República da Coreia	Concepção e projeto de construção para planta piloto em escala reduzida de 1:5.
SSBWR	BWR	150	----	<i>Hitachi</i> , Japão	Projeto conceitual.
KLT-40	PWR	----	Maior que 70 ⁹	OKBM, Federação Russa	A primeira unidade, uma adaptação da unidade de propulsão nuclear utilizada para o quebra-gelos da frota russa, prevista para a região de <i>Arkhangelsk</i> em <i>Severodvinsk</i> na Federação Russa.
PSRD-100	PWR	----	31 ¹⁰	JAERI, Japão	Projeto conceitual.

⁶ Os projetos CAREM estão na faixa de pequeno porte, utilizando circulação natural para plantas abaixo de 150 MWe ou circulação forçada para plantas com taxas maiores.

⁷ Taxa do Protótipo.

⁸ A potência térmica da unidade em escala real é 330 MW, e 90 MWe (bruto) para ser usada no modo de co-geração para produção de energia elétrica e dessalinização de água do mar.

⁹ Depende da quantidade de calor usada no modo de co-geração.

¹⁰ O projeto descrito neste TECDOC é de 100 MWt. Um projeto de 300 MWt também está em desenvolvimento.

3. FUNDAMENTOS TEÓRICOS

Este capítulo explica os conceitos envolvidos no presente trabalho. Descreve inicialmente os fundamentos relativos à análise dimensional para em seguida discorrer sobre os conceitos de similaridades e leis de escala. Uma rápida abordagem posiciona o problema de otimização no contexto que se pretende estudar, estabelece uma abordagem genérica das técnicas clássicas e evolucionárias, e por fim particulariza a técnica de otimização por enxame de partículas.

3.1 Análise Dimensional

A análise dimensional, uma técnica que envolve o estudo das dimensões de grandezas físicas, é usada inicialmente como uma ferramenta que permite obter informações a respeito de sistemas físicos muito complexos.

Quando se estuda o escoamento de fluidos, apenas alguns poucos casos têm solução analítica. Tal fato se deve à complexidade das equações de conservação aplicadas a este escoamento. Isto se deve não só às limitações dos métodos analíticos, que muitas vezes realizam simplificações necessárias durante a análise do problema, como também à complexidade e/ou custo de uma análise detalhada. Desta forma, a análise dimensional apresenta-se como uma alternativa muito boa, pois se trata de uma ferramenta útil para obter equações que representam determinados fenômenos físicos, a partir de considerações sobre a dimensionalidade das grandezas físicas envolvidas, sem dispor de conhecimento prévio sobre o assunto nem dispor de informações obtidas empiricamente. Este fato a torna um método de grande generalidade e simplicidade matemática.

A idéia sobre a qual se fundamenta a análise dimensional refere-se ao fato de que os princípios físicos independem da seleção de unidades de medida.

Portanto, as funções que expressam as leis da física devem possuir uma propriedade fundamental, que em matemática, é conhecida como homogeneidade ou simetria. Esta propriedade é de fato o núcleo da análise dimensional, e, por meio dela pode-se reduzir o número de incógnitas presentes na função que expressa as leis físicas, tornando-se mais simples sua obtenção por cálculo, ou, experimentalmente (BARENBLATT, 1996).

Mais especificamente, pode-se observar a aplicação deste princípio em certas situações onde diversas variáveis envolvidas num fenômeno físico em estudo devam ser agrupadas empiricamente e não de forma analítica. Nestas situações, em que não se conhece a equação diferencial pertinente, os métodos de análise dimensional tais como o método de Buckingham e o de Rayleigh, são aplicados tomando-se por base o Princípio da Homogeneidade Dimensional: “Qualquer equação que descreva completamente um fenômeno físico deve ser válida, independente das unidades de medida, desde que a dimensão de todos os termos da equação seja a mesma e, ainda, desde que não seja afetada por derivações ou integrações”. Assim sendo, estes métodos baseiam-se na premissa de que qualquer equação que represente o comportamento de um sistema deve ser dimensionalmente homogênea, e, portanto, pode ser descrita sob a forma de grupos adimensionais (BENNETT e MYERS, 1978).

O método de Buckingham e o método de Rayleigh caracterizam-se por serem experimentais, ou seja, consistem em estabelecer, por meio de experimentos, observações e medidas cuidadosas, as maneiras como as variáveis pertinentes a um determinado fenômeno físico se relacionam. Existe ainda outro método de análise dimensional que se baseia no princípio da homogeneidade dimensional, chamado de método de análise de equações diferenciais (BENNETT e MYERS, 1978).

Este método consiste em aplicar um modelo matemático para descrever um fenômeno físico com a finalidade de obter informações qualitativas por meio de relações entre as variáveis de interesse.

No presente trabalho, como já se dispõe de modelagem matemática para o problema em questão, desenvolvida por ISHII e KATAOKA (1984), então adotar-se-á como método de abordagem o método de análise de equações diferenciais.

Sabe-se que a engenharia e outras ciências, no seu cotidiano, lidam com algumas grandezas dimensionais, tais como massa [M], comprimento [L] e tempo [t], entre outras, que podem ser classificadas por sua natureza e magnitude. Portanto, no âmbito da descrição acerca das etapas necessárias para a obtenção das informações qualitativas sobre a natureza e magnitude de um fenômeno físico envolvendo aquelas grandezas dimensionais, considerar-se-ão como grandezas fundamentais, a massa [M], o comprimento [L] e o tempo [t]. Entretanto, nada impede que outras bases particulares, apropriadas às situações específicas, também possam ser construídas com o uso de combinações arbitrárias de grandezas da base fundamental, sob a evidente condição destas novas grandezas serem linearmente independentes.

No estudo de transferência de energia podem-se considerar mais duas grandezas fundamentais - temperatura [T] e energia [E]. Embora a energia seja equivalente ao trabalho [F. L], não sendo necessário considerá-la grandeza fundamental, é conveniente em aplicações de análise dimensional a problemas de engenharia usá-la como grandeza fundamental. Assim, a maioria das variáveis usadas em análise dimensional é expressa em função das cinco grandezas fundamentais - [M], [L], [t], [T] e [E] (RUST, 1979).

Segundo a teoria da análise dimensional, denomina-se grupo dimensional a um produto de potência de grandezas cujo resultado se apresente com natureza dimensional, ou seja, um produto de potência de grandezas cuja fórmula dimensional seja diferente

da unidade. Porém, definem-se números puros ou abstratos àqueles que não possuem natureza dimensional. Em física, estes números podem ser obtidos a partir dos grupos adimensionais.

Estes grupos adimensionais são expressos como um produto de potência de grandezas dimensionais cujo resultado se apresenta com natureza adimensional, isto é, sua fórmula dimensional é igual à unidade. Neste fato reside a importância de tais números: ao se construir grupos adimensionais, obtém-se uma informação que não depende do sistema de unidades de medida. Assim, números puros ou abstratos em física traduzem uma informação qualitativa.

Como exemplo da análise dimensional de equações diferenciais analisar-se-á a Equação de Navier-Stokes:

$$\frac{D\vec{U}}{Dt} = \vec{g} - \frac{\nabla P}{\rho} + \nu \nabla^2 \vec{U} \quad (3.1)$$

Onde:

$\frac{D}{Dt}$ é o operador derivada substancial dado por:

$$\frac{D}{Dt} = \frac{\partial}{\partial t} + \vec{U} \nabla$$

onde

\vec{U} - velocidade de escoamento do fluido;

\vec{g} - aceleração da gravidade;

P - pressão de operação;

ρ - densidade do refrigerante;

ν - viscosidade do refrigerante.

Como visto anteriormente, se uma equação diferencial descrevendo um determinado escoamento de um fluido é conhecida, então a homogeneidade dimensional requer que cada termo da equação tenha a mesma unidade. A razão entre os termos na

equação é necessariamente adimensional. Conhecendo-se o significado físico dos vários termos da equação, a tarefa de interpretação física dos parâmetros adimensionais formados torna-se mais simples.

Significado físico de cada termo da equação:

$$\frac{D\vec{U}}{Dt} - \text{relacionado à força inercial, } F_r = \frac{U^2}{gL}$$

$$\frac{D\vec{U}}{Dt} = \frac{\partial \vec{U}}{\partial t} + \frac{\partial \vec{U}}{\partial x} U_x + \frac{\partial \vec{U}}{\partial y} U_y + \frac{\partial \vec{U}}{\partial z} U_z \quad (3.2)$$

\vec{g} - relacionado à força gravitacional,

$$\frac{P}{\rho L} = \frac{\frac{M}{Lt^2}}{\frac{ML}{L^3}} = L/t^2$$

$$\frac{\nabla P}{\rho} - \text{relacionado à força de pressão}$$

$$\frac{ML^{-2}t^{-2}}{ML^{-3}} = L/t^2$$

$$\nu \nabla^2 \vec{U} = \frac{\mu}{\rho} \nabla^2 \vec{U} - \text{relacionado à força viscosa}$$

$$\frac{ML^{-1} \cdot T^{-1}}{ML^{-3}} \cdot L^{-2} \cdot LT^{-1} = L/t^2$$

Como se pode verificar, todos os termos têm dimensão L/t^2 . Dividindo-se cada um dos termos pela força inercial obtêm-se os seguintes parâmetros:

$$\frac{\text{força gravitacional}}{\text{força inercial}} = \frac{gL}{U^2} = \frac{\frac{L}{t^2} \cdot L}{\frac{L^2}{t^2}} = 1$$

$$\frac{\text{força de pressão}}{\text{força inercial}} = \frac{P}{\rho U^2} = \frac{\frac{M}{L t^2}}{\frac{M}{L^3} \cdot \frac{L^2}{t^2}} = 1$$

$$\frac{\text{força viscosa}}{\text{força inercial}} = \frac{\nu}{LU} = \frac{\frac{L^2}{t}}{L \cdot \frac{L}{t}} = 1$$

Os recíprocos destas relações recebem nomes especiais:

$$F_r = \frac{U^2}{gL} \text{ - número de Froude} \quad (3.3)$$

$$E_u = \frac{P}{\rho U^2} \text{ - número de Euler} \quad (3.4)$$

$$R_e = \frac{\rho UL}{\mu} \text{ - número de Reynolds} \quad (3.5)$$

As variáveis que formam estes parâmetros variam de acordo com a situação particular de cada problema. Para evitar confusões é aconselhável especificar claramente o comprimento de referência e a velocidade de referência quando se fizer menção a estes valores para qualquer parâmetro adimensional (WELTY *et al.*, 1969).

As similaridades dinâmicas e cinemáticas estarão garantidas se os grupos adimensionais encontrados desta forma tiverem o mesmo valor tanto para o modelo quanto para o protótipo (SZIRTES, 1998).

3.2 Similaridades e Leis de Escala

Segundo SZIRTES (1998), o objetivo da modelagem dimensional é realizar experimentos em escala, em uma réplica chamada modelo, da construção original, à qual é chamada protótipo, a fim de projetar resultados obtidos a partir do modelo para o protótipo.

A partir desta idéia, deduz-se que o aspecto principal do conceito de similaridade reside na capacidade da análise dimensional em reduzir, ou tornar mais sucinta, a forma funcional das relações físicas. Conforme se pode observar, essas relações são estabelecidas por números ou grupos adimensionais que representam os fenômenos físicos envolvidos num determinado problema. Sendo assim, parece bastante razoável afirmar que em termos físicos, a similaridade refere-se a alguma equivalência entre duas coisas ou fenômenos que são realmente diferentes.

Como os fenômenos são representados por números ou grupos adimensionais então se trata de uma idéia notável estudar um fenômeno a partir de um modelo em escala reduzida e inferir sobre o comportamento do protótipo.

Por exemplo, sob certas condições muito particulares existe uma relação direta entre as forças que atuam em uma aeronave em tamanho real e aquelas em um modelo em escala reduzida.

A idéia de similaridade alcança um significado preciso em geometria. Considera-se na geometria Euclidiana que duas figuras planas são similares quando seus ângulos correspondentes são iguais e quando seus lados correspondentes têm uma razão constante. Figuras que atendam a este princípio apesar de terem tamanhos e posições diferentes possuem a mesma forma. Entretanto um corpo, no sentido físico, é mais que uma simples figura geométrica, porque possui massa e outras propriedades físicas, logo estabelecer similaridade entre dois corpos não significa apenas garantir similaridade de suas formas. Por exemplo, o comportamento dinâmico de dois corpos somente será similar em relação à condução de calor se suas condutividades térmicas apresentarem razão constante em pontos geometricamente correspondentes. Portanto, dois corpos ou sistemas serão similares quando suas propriedades físicas forem similarmente distribuídas (DUNCAN, 1955).

Contudo, o conceito de similaridade de fenômenos físicos aplica-se também tanto ao comportamento estático quanto ao comportamento dinâmico de sistemas físicos, e é parte essencial do estudo de similaridade. O conceito de similaridade de fenômenos físicos é uma generalização natural do conceito de similaridade geométrica. Por exemplo, dois triângulos são similares se eles diferem somente nos valores numéricos de seus parâmetros dimensionais, os ângulos nos vértices para os dois triângulos são iguais. Analogamente, fenômenos físicos são considerados similares se eles diferem apenas em relação aos valores numéricos dos parâmetros dimensionais que governam o fenômeno, os valores dos correspondentes parâmetros adimensionais, isto é, os números ou grupos adimensionais são iguais (BARENBLATT, 2003).

Novamente aqui se reconhece a estreita relação entre a similaridade e a análise dimensional, pois, é esta última que estabelece os números adimensionais de uma equação, que em última análise representam os fenômenos físicos que se deseja simular.

Em projetos e testes de grandes equipamentos envolvendo escoamento de fluidos, embora na maioria das vezes torne-se necessário construir modelos em escala reduzida que sejam geometricamente similares aos grandes protótipos, isto não é suficiente. Deve-se ter certeza que os fenômenos físicos presentes serão similares. Torna-se necessário, portanto, analisar outras formas de similaridades tais como a similaridade cinemática e a similaridade dinâmica. A primeira diz respeito ao movimento, logo, as variáveis envolvidas são comprimento e tempo. Segue-se o conceito de que dois sistemas em movimento serão similares se seus pontos correspondentes experimentarem o mesmo movimento em tempos correspondentes. Fica implícito neste conceito que os pontos correspondentes devem experimentar não apenas os mesmos deslocamentos angulares e lineares, como também as mesmas velocidades e acelerações. Da mesma forma, similaridade dinâmica relaciona-se às

forças envolvidas no fenômeno. Portanto dois sistemas são similares dinamicamente se seus pontos homólogos estiverem submetidos às mesmas forças em tempos homólogos (SZIRTES, 1998).

Embora similaridades geométrica e cinemática sejam condições necessárias para um modelo experimental retratar um escoamento no protótipo, elas não são suficientes. Somente pode-se concluir que os campos de escoamento entre ambos são similares quando ocorrer também similaridade dinâmica, isto é, se os coeficientes de força entre ambos forem iguais. As similaridades dinâmica e cinemática estarão garantidas se os grupos ou números adimensionais encontrados tiverem o mesmo valor tanto para o modelo quanto para o protótipo.

Pode-se expressar os conceitos de similaridade geométrica, cinemática e dinâmica em termos analíticos. Portanto para que haja similaridade geométrica pode-se afirmar que:

$$\frac{L_{\text{modelo}}}{L_{\text{protótipo}}} = \frac{L_m}{L_p} = \lambda_L \quad (3.6)$$

λ_L - fator de escala de comprimento

A similaridade geométrica ocorre, naturalmente, em termos de área entre o modelo e o protótipo:

$$\frac{A_{\text{modelo}}}{A_{\text{protótipo}}} = \frac{A_m}{A_p} = \frac{L_m^2}{L_p^2} = \lambda_L^2 \quad (3.7)$$

Identicamente para o volume:

$$\frac{V_{\text{modelo}}}{V_{\text{protótipo}}} = \frac{V_m}{V_p} = \frac{L_m^3}{L_p^3} = \lambda_L^3 \quad (3.8)$$

Da mesma forma, para que haja similaridade cinemática:

$$\frac{U_{\text{modelo}}}{U_{\text{protótipo}}} = \frac{L_m/t_m}{L_p/t_p} = \frac{\lambda_L}{\lambda_t} = \lambda_u \quad (3.9)$$

λ_u - fator de escala de velocidade

Finalmente, para que ocorra similaridade dinâmica:

$$\begin{aligned}\frac{F_{\text{modelo}}}{F_{\text{protótipo}}} &= \frac{F_m}{F_p} = \frac{M_m a_m}{M_p a_p} \\ \frac{F_{\text{modelo}}}{F_{\text{protótipo}}} &= \frac{\rho_m L_m^3}{\rho_p L_p^3} \cdot \frac{L_m/t_m^2}{L_p/t_p^2} = \frac{\rho_m}{\rho_p} \cdot \lambda_L^3 \cdot \frac{\lambda_L}{\lambda_t^2} \\ \frac{F_m}{F_p} &= \frac{\rho_m}{\rho_p} \cdot \lambda_L^2 \cdot \frac{\lambda_L^2}{\lambda_t^2} \\ \frac{F_m}{F_p} &= \lambda_p \cdot \lambda_L^2 \cdot \lambda_u^2 = \lambda_F\end{aligned}\tag{3.10}$$

λ_F - fator de escala de força

3.3 Problema de Otimização

De forma direta e objetiva, otimização é a busca pela melhor solução de um dado problema, dentro de um conjunto finito ou infinito de possíveis soluções. O processo de busca, pelo qual parte-se de uma solução inicial ou de um conjunto delas, realizando melhoramentos progressivos até chegar a outro conjunto que contenha uma ou todas as melhores soluções possíveis dentro do espaço de busca, pode ser entendido como um problema de otimização.

Problemas de otimização estão presentes em diversos ramos da atividade humana. Em muitas situações, estes problemas podem ser modelados matematicamente ou através de abordagens dedutivas, que possuem métrica e/ou respeitem estruturas lógicas. Nestes casos, fundamentalmente quando o problema pode ser expresso matematicamente, a formulação prática e usual do problema de otimização contém, de forma geral, duas partes:

- Uma função objetivo a ser alcançada;

- As restrições que devem ser atendidas.

A função objetivo geralmente é expressa por uma função matemática que reflete as características do problema prático. Durante o processo de busca, objetiva-se encontrar uma solução (pois podem existir diversas) que minimize ou maximize a função objetivo e que simultaneamente atenda às restrições, ou seja, a solução encontrada deve pertencer ao espaço de busca ou região viável, que compreende o conjunto de soluções possíveis ou viáveis do problema a ser otimizado. De forma geral, a otimização matemática se dá pela manipulação de uma ou várias variáveis da função objetivo. Convenientemente, em problemas práticos estas variáveis são denominadas variáveis de busca.

Muitas abordagens e/ou métodos têm sido desenvolvidos para resolver os ditos problemas de otimização. Estes métodos são geralmente um conjunto de procedimentos através dos quais se busca encontrar, dentro da região viável do espaço, o conjunto de valores para as variáveis de busca que maximize ou minimize a função objetivo. A estratégia adotada nessa busca é que caracteriza os diferentes métodos de otimização existentes.

De acordo com a função objetivo e/ou com as restrições do problema, pode-se dividir os métodos de otimização em dois grupos principais, a saber, a programação linear e a programação não-linear.

A programação linear tem como objetivo encontrar a solução ótima em problemas onde a função objetivo e todas as restrições são representadas por funções (equações ou inequações) lineares das variáveis de projeto. Entretanto, cabe ressaltar que a maioria dos problemas de otimização, encontrados na engenharia não podem ser representados por funções lineares das variáveis de projeto.

Uma vez que tal fato acontece, deve-se recorrer à programação não-linear, que trata dos problemas onde a função objetivo ou algumas das restrições do problema são funções não-lineares das variáveis envolvidas. Pode-se dividi-la em duas grandes famílias, isto é, os métodos determinísticos, também denominados de métodos clássicos, e os não-determinísticos ou naturais.

Técnicas clássicas de otimização são confiáveis e possuem aplicações nos mais diferentes campos da engenharia e de outras ciências. Porém, estas técnicas podem apresentar algumas dificuldades numéricas e problemas relacionados com a falta de continuidade das funções a serem otimizadas ou de suas restrições, funções não convexas, multimodalidade, necessidade de se trabalhar com valores discretos para as variáveis, existência de mínimos ou máximos locais, etc.

Freqüentemente, tais métodos utilizam um único ponto do espaço de busca e informações sobre gradientes, e ao se depararem com mínimos locais, não conseguem avançar na busca, convergindo prematuramente, sem atingir o mínimo global.

Assim, os estudos de métodos não-determinísticos, com busca aleatória, reapareceram como uma forte tendência nos últimos anos, principalmente devido ao avanço dos recursos computacionais, pois um fator limitante de alguns destes métodos é a necessidade de um número elevado de avaliações da função objetivo (SCHWEFEL e TAYLOR, 1994 *apud* SARAMAGO e PRADO 2005).

Em alguns métodos de otimização natural, a função objetivo pode ser avaliada várias vezes, sendo possível trabalhar com vários pontos do espaço de busca ao mesmo tempo em uma iteração (população). Isto eleva o custo computacional destes métodos. Entretanto, este fato é compensado pela menor chance que estes métodos têm de serem aprisionados em mínimos locais. De forma geral, os métodos de otimização natural requerem maior esforço computacional quando comparados aos métodos clássicos.

Todavia, apresentam vantagens, tais como fácil implementação, maior robustez e não necessitarem de continuidade na função objetivo e dispensarem conhecimento a priori do espaço de busca (VENTER e SOBIESZCZANSKI-SOBIESKI, 2002).

Retornando ao objetivo da tese, e considerando o breve resumo sobre problemas e métodos de otimização anteriormente colocados, conclui-se que o problema de otimização do projeto de dimensionamento do circuito em escala reduzida do núcleo do reator (aquecedor) em regime de circulação natural pode apresentar as seguintes características:

- Possui funções não-lineares;
- Possui funções descontínuas;
- Não se dispõe a priori de qualquer informação sobre o espaço de busca e;
- Como ficou mostrado em CUNHA *et al.* (2007), é fortemente multimodal;
- Pode envolver parâmetros de projeto cuja representação é contínua, juntamente com outros parâmetros discretos.

Tais características podem tornar a tarefa de otimização bastante difícil para os métodos clássicos. Ou seja, a multimodalidade, bem como as considerações sobre as variáveis contínuas e discretas em um único problema onde não se tem conhecimento prévio do espaço de busca, podem tornar o mesmo intratável sem a utilização de técnicas de otimização global, como as metaheurísticas (PEREIRA *et al.*, 1999).

Tendo em vista a exposição supracitada, optou-se por um modelo de otimização natural, qual seja, a otimização por enxame de partículas (PSO), que recentemente vem obtendo resultados satisfatórios em outros importantes problemas de diversos segmentos da engenharia, conforme ficou evidenciado na revisão bibliográfica, no Capítulo 1.

3.4 Otimização por Enxame de Partículas

3.4.1 Metáfora Social do PSO

Proposto por KENNEDY e EBERHART (1995), este método consiste na otimização de uma função objetivo por meio de cooperação entre elementos (partículas) do grupo, resultando em um algoritmo de otimização não determinístico, eficiente, robusto e de simples implementação computacional.

Este método realiza uma simulação baseada no comportamento social de grupos de indivíduos que representam espécies de pássaros, insetos ou peixes, mapeados como sendo uma nuvem, enxame ou população, onde cada membro do grupo (pássaros, insetos ou peixes) representa uma solução em potencial chamada partícula.

Via de regra, as partículas fazem uso de suas experiências e da experiência do próprio grupo para encontrarem o ninho ou alimento. Assim, dispostas de forma aleatória, estas partículas seguem em busca de um local que satisfaça um determinado objetivo, que pode ser representado pelo ninho ou alimento. Inicialmente sem nenhuma orientação prévia, essas partículas se aglomeram até que uma delas consiga encontrar uma posição melhor do ponto de vista do objetivo escolhido, o que acaba por atrair as partículas que estiverem mais próximas.

Desta forma desenvolve-se o fato que SARAMAGO e PRADO (2005) chamam de inteligência social, em que um indivíduo aprende com o acerto do outro.

Fazendo uma analogia do comportamento social de grupos com o algoritmo de otimização em si, o espaço em que o grupo se movimenta corresponde ao espaço de busca do problema, e o local em que se encontra o ninho ou alimento corresponde ao ótimo, ou seja, o máximo ou mínimo de uma determinada função objetivo.

Sendo assim, o enxame de partículas é método de computação evolucionária em que, uma população (enxame), formada por indivíduos (partículas) vasculha o espaço de

busca à procura de uma solução apropriada para um determinado problema com uma velocidade responsável pela exploração do espaço (evolução) e uma memória, para guardar a melhor posição já visitada. Além disso, o algoritmo considera também, que cada partícula possui informações relevantes sobre o valor da função objetivo, sua posição, a melhor posição encontrada pela população e o valor da função objetivo da melhor posição.

Segundo PARSOPOULOS e VRAHATIS (2002), cada partícula é tratada como um ponto dentro do espaço de busca, que ajusta seu vôo de acordo com sua própria experiência, isto é, com informações históricas de locais bons ou ruins que tenha visitado, bem como a experiência de vôo de outras partículas.

3.4.2 O Algoritmo do PSO

O algoritmo básico de um PSO consiste propriamente de três passos, geração do enxame de partículas (com a determinação da posição e velocidade das partículas), atualização da posição (movimentação das partículas para uma nova posição) e, finalmente, avaliação da nova posição (HASSAN *et al.*, 2005).

Considerando-se um espaço de busca n-dimensional, primeiro, gera-se aleatoriamente as posições iniciais $\vec{X}_{k,j}^i = \{x_{k,1}^i, x_{k,2}^i, x_{k,3}^i, \dots, x_{k,n}^i\}$ e em seguida as velocidades iniciais $\vec{V}_{k,j}^i = \{v_{k,1}^i, v_{k,2}^i, v_{k,3}^i, \dots, v_{k,n}^i\}$ do enxame de partículas, dadas por um vetor em que o sobrescrito denota a i-ésima partícula e os subscritos k e j deste vetor denotam a k-ésima iteração e a j-ésima coordenada, respectivamente.

Detalhando-se o primeiro passo, as coordenadas iniciais dos vetores que representam a posição e a velocidade das partículas são calculadas usando os limites superior e inferior dos valores das variáveis de projeto, $x_{\text{máx},j}^i$ e $x_{\text{mín},j}^i$.

Observa-se nas equações 3.11 e 3.12 que *rand* é uma variável aleatória uniformemente distribuída, com valor entre 0 e 1, que pondera a velocidade de busca em direção às localizações da melhor posição encontrada pela partícula $\vec{p}_{k\text{-best}}^i$ e da melhor posição encontrada pelo enxame de partículas $\vec{p}_{k\text{-gbest}}^i$.

Este processo de inicialização permite que o enxame de partículas seja distribuído aleatoriamente pelo espaço de busca n-dimensional:

$$x_0^i = x_{\text{mín},j}^i + \text{rand}(x_{\text{máx},j}^i - x_{\text{mín},j}^i) \quad (3.11)$$

$$v_0^i = \frac{x_{\text{mín},j}^i + \text{rand}(x_{\text{máx},j}^i - x_{\text{mín},j}^i)}{\Delta t} \quad (3.12)$$

O segundo passo consiste em atualizar as posições, ou seja, mover todas as partículas para uma nova posição na iteração atual ($k+1$). Nessa etapa, a atualização das velocidades leva em conta a posição da partícula (ou a posição randômica assumida quando da inicialização). Esta atualização estabelece não apenas a melhor posição encontrada pela partícula em sua trajetória até a iteração corrente, denominada por $\vec{p}_{k\text{-best},j}^i = \{p_{k\text{-best},1}^i, p_{k\text{-best},2}^i, p_{k\text{-best},3}^i, \dots, p_{k\text{-best},n}^i\}$, como também a melhor posição encontrada pelo enxame de partículas, designada por $\vec{p}_{k\text{-gbest},j}^i = \{p_{k\text{-gbest},1}^i, p_{k\text{-gbest},2}^i, p_{k\text{-gbest},3}^i, \dots, p_{k\text{-gbest},n}^i\}$. A expressão que fornece a atualização da velocidade usa estas duas parcelas de informação para cada partícula no enxame, simultaneamente com a velocidade atual, $\vec{V}_{k,j}^i$, para fornecer a velocidade de busca, $\vec{V}_{k+1,j}^i$, para a próxima iteração.

Na fórmula de atualização da velocidade estão incluídas as variáveis aleatórias uniformemente distribuídas, *rand1* e *rand2*, que garantem uma boa exploração do espaço de busca e amplia a possibilidade de fuga de ótimos locais, mantendo a diversidade do enxame tanto quanto possível. Os três valores que influenciam na nova velocidade de busca da partícula, a saber, a velocidade atual ($\vec{V}_{k,j}^i$), a própria memória da partícula ($\vec{p}_{k\text{-best},j}^i$) e a influência do enxame ($\vec{p}_{k\text{-gbest},j}^i$), são incorporados à fórmula, como mostra a equação 3.13, com os três fatores de ponderação isto é, o fator de inércia da partícula, w , o fator c_1 (coeficiente de aprendizado individual) das partículas, e o fator

c_2 (coeficiente de aprendizado coletivo) que exprime a confiança das partículas nos resultados obtidos pelo enxame, respectivamente:

$$\vec{v}_{k+1,j}^i = w\vec{v}_{k,j}^i + c_1 \text{rand}_1 \left(\frac{\vec{p}_{k-\text{best},j}^i - \vec{x}_{k,j}^i}{\Delta t} \right) + c_2 \text{rand}_2 \left(\frac{\vec{p}_{k-\text{gbest},j}^i - \vec{x}_{k,j}^i}{\Delta t} \right) \quad (3.13)$$

Os termos $(\vec{p}_{k-\text{best},j}^i - \vec{x}_{k,j}^i)$ e $(\vec{p}_{k-\text{gbest},j}^i - \vec{x}_{k,j}^i)$, representam respectivamente a distância entre a melhor posição já encontrada pela i -ésima partícula e sua posição atual e a distância entre a melhor posição encontrada pelo enxame e a posição atual da i -ésima partícula.

O fator de inércia da partícula, w , controla a capacidade de exploração do algoritmo, ou seja, realiza um balanço entre a exploração global (quando w tem altos valores) e a exploração local (quando w tem baixos valores), no presente trabalho a faixa de valores de w é de 0,8 até 0,1. Este fator de inércia da partícula, também é uma alternativa para que o método de otimização por enxame de partículas melhore o seu desempenho nas iterações finais e possa convergir para o ótimo. A equação 3.14 define o valor de w :

$$w = w_{\text{máx}} - \frac{w_{\text{máx}} - w_{\text{mín}}}{\text{iter}_{\text{máx}}} \cdot \text{iter} \quad (3.14)$$

A atualização da posição é a última etapa (antes da próxima avaliação das partículas) em cada iteração. A posição de cada partícula é atualizada usando o vetor velocidade calculado anteriormente segundo a equação 3.13. Desta forma, a expressão final para o cálculo do vetor posição referente a cada partícula é definida por meio da equação 3.15 a seguir:

$$\vec{x}_{k+1,j}^i = \vec{x}_{k,j}^i + \vec{v}_{k+1,j}^i \cdot \Delta t \quad (3.15)$$

E finalmente, a avaliação das partículas, consiste na aplicação das coordenadas do vetor posição (atual) à função objetivo, que determina se cada uma das partículas

moveu-se para uma posição melhor ou não que a última posição registrada em seu próprio $\vec{p}_{k\text{-best},j}^i$.

A versão global, isto é, $\vec{p}_{k\text{-gbest},j}^i$, captura a melhor localização obtida por alguma partícula que compõe a população, ou seja, $\vec{p}_{k\text{-best},j}^i$, como a melhor posição do enxame na iteração atual e todo o processo (exceto a inicialização das posições e velocidade) ocorre sucessivamente até que um ponto ótimo seja obtido.

A descrição na Figura 3.1 indica o efeito de cada um dos termos que se encontram na soma da equação (3.15) na determinação da posição da partícula.

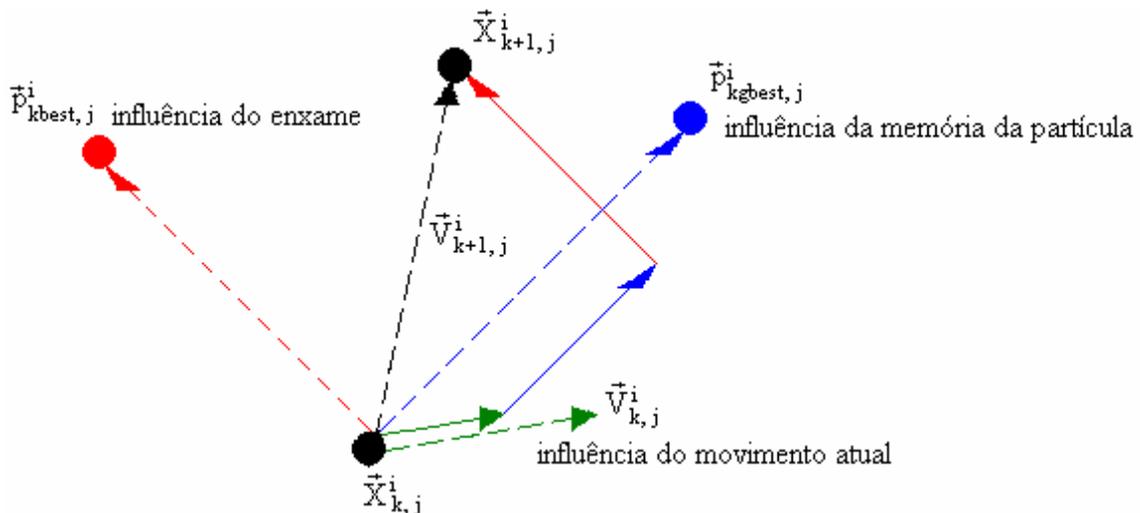


Figura 3.1: Descrição da atualização da velocidade e posição no PSO

Adaptado de: HASSAN, R., *et al.*, 2005.

4. METODOLOGIA

A metodologia para tratar este problema realiza a conexão dos fundamentos teóricos descritos no Capítulo 3, tomando por base a formulação do problema de dimensionamento de uma seção de teste experimental como um problema de otimização com restrições, cuja abordagem será feita empregando-se a metodologia de enxame de partículas.

Após uma análise dos números ou grupos adimensionais (grupos de similaridade), determinados através da abordagem feita por ISHII e KATAOKA (1984) empregando o método das equações diferenciais, selecionar-se-ão aqueles mais significativos para o problema em questão, de acordo com uma análise acerca dos fenômenos que eles representam. Em seguida, baseado na exposição dos fundamentos e funcionamento do PSO, analisar-se-á sua aplicação ao problema de otimização gerado pelos números adimensionais.

4.1 Descrição das Etapas da Metodologia

Para que se desenvolvesse uma metodologia capaz de resolver o problema de otimização com restrições a que está sujeito o projeto em escala reduzida do núcleo de um reator PWR, sujeito a um escoamento monofásico em regime de circulação natural, foram eleitas as seguintes etapas:

1. Definição do modelo físico adequado para o problema a ser estudado;
2. Adimensionalização do modelo físico e determinação dos grupos ou números adimensionais relevantes;
3. Cálculo dos números adimensionais do sistema real, que servirão como referência para a busca;
4. Formulação do problema de otimização com restrições;

5. Definição das variáveis de busca do problema como sendo o conjunto mínimo e suficiente para o cálculo de todos os grupos adimensionais de interesse;
6. Teste de desempenho e validação da metodologia;
7. Projeto de uma seção de teste procurando respeitar os mesmos números adimensionais do fenômeno original, porém com parâmetros de projeto limitados por considerações econômicas, construtivas ou operacionais;
8. Utilização do método de enxame de partículas para resolver o problema de otimização;
9. Revisão crítica da solução encontrada por especialista no problema em questão, retornando às etapas de definição do modelo físico ou determinação dos grupos adimensionais de interesse.

A seguir serão apresentadas e analisadas as etapas mais relevantes da metodologia (1, 2, 4, 8 e 9). As etapas restantes serão apresentadas ao longo dos Capítulos 5 e 6, durante os cálculos.

4.1.1 Definição do Modelo Físico Adequado para o Problema

Estabelecimento das equações de conservação de massa, energia e momentum e condições iniciais e de contorno relativas ao problema em questão.

4.1.2 Adimensionalização do Modelo Físico e Determinação dos Números Adimensionais Relevantes

Focalizando o circuito primário de um PWR típico com escoamento monofásico em circulação natural apresentado na Figura 4.1, analisar-se-á o trabalho de ISHII e KATAOKA (1984) para estabelecer novos critérios de similaridade para um modelo existente, fundamentado em leis físicas empregadas numa configuração média do circuito.

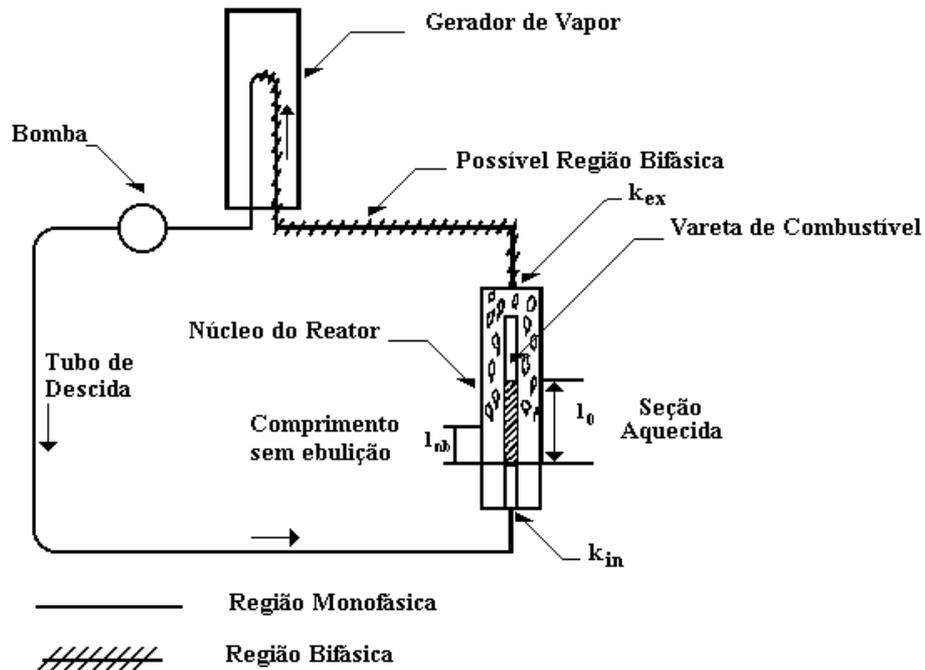


Figura 4.1: Esquema de Circulação Natural em um LWR
 Fonte: ISHII e KATAOKA, 1984.

A partir da adimensionalização das equações de conservação de massa, momentum e energia que representam o modelo físico, usando valores característicos ou de referência para as variáveis independentes e dependentes do sistema, produzem-se os grupos ou números adimensionais como coeficientes dos diversos termos das equações diferenciais.

Entretanto, é mais complexo estabelecer estes critérios de similaridade num circuito fechado. Assim, os grupos adimensionais mais relevantes devem ser estabelecidos tomando-se por base valores médios (RANSOM *et al.*, 1998).

ISHII e KATAOKA (1984) usaram além das equações de continuidade e momentum integral, duas equações de energia e uma condição de contorno unidimensional ao redor do circuito composto por várias seções.

Equação de continuidade para a *i*-ésima seção:

$$u_i = \frac{a_0}{a_i} \cdot u_r \quad (4.1)$$

Equação de momentum integral para a i-ésima seção:

$$\rho \frac{du_r}{dt} \sum_i \frac{a_0}{a_i} l_i = \beta g \Delta T l_h - \frac{\rho u_r^2}{2} \sum_i \left(\frac{f l}{d} + K \right) \left(\frac{a_0}{a_i} \right)^2 \quad (4.2)$$

Equação de energia do fluido para a i-ésima seção:

$$\rho C_p \left(\frac{\partial T_i}{\partial t} + u_i \frac{\partial T_i}{\partial z} \right) = \frac{4h}{d_i} (T_{si} - T_i) \quad (4.3)$$

Equação de energia do sólido para a i-ésima seção:

$$\rho_s C_{ps} \frac{\partial T_{si}}{\partial t} + k_s \nabla^2 T_{si} - \dot{q}_s'' = 0 \quad (4.4)$$

O enlace entre as duas equações de energia é feito através da condição de contorno:

$$-k_s \frac{\partial T_{si}}{\partial y} = h (T_{si} - T_i) \quad (4.5)$$

Onde

u_i = velocidade na i-ésima seção

u_r = velocidade no núcleo

a_0 = área de escoamento do núcleo, servindo como área de referência para a normalização de outras áreas a_i

l_h = separação vertical entre os centros térmicos, quente e frio no circuito

Observação: O valor de u_r geralmente é função do tempo. Este valor durante a circulação natural em estado estacionário é denotado por u_0 , e será uma velocidade de referência utilizada na adimensionalização. Da mesma forma, l_0 , a altura ativa das varetas, será tomada como comprimento de referência.

O sistema de equações será adimensionalizado usando os seguintes parâmetros adimensionais:

$$u_i^* = u_i / u_0, \quad u_r^* = u_r / u_0, \quad a_i^* = a_i / a_0$$

$$\begin{aligned}
l_i^* &= l_i/l_0, \quad l_h^* = l_h/l_0, \quad z^* = z/l_0, \quad y^* = y/l_0 \\
t^* &= t u_0/l_0, \quad T^* = T/\Delta T_0, \quad \Delta T^* = \Delta T/\Delta T_0 \\
\nabla^{*2} &= \delta^2 \nabla^2
\end{aligned} \tag{4.6}$$

O valor ΔT_0 é a diferença máxima de temperatura no circuito durante a circulação natural em estado estacionário.

Deve-se ainda levar em conta as seguintes suposições simplificadoras para o escoamento em estado estacionário:

- Os efeitos da dissipação viscosa e da condução axial são desprezíveis;
- Perdas por calor são desprezíveis;
- Como a análise é para condições líquidas em regime monofásico, o fluido é suposto incompressível;
- A aproximação de Boussinesq é válida, isto é, as propriedades do fluido podem ser consideradas constantes nas equações de conservação, exceto para a densidade no termo da força de empuxo, que se supõe variar linearmente com a temperatura.

Considerando os parâmetros adimensionais descritos nas equações 4.6, e em seguida realizando-se as suas substituições nas equações de conservação e estabelecendo as simplificações necessárias, as mesmas podem ser adimensionalizadas fornecendo, as expressões que se seguem.

Equação de continuidade para a i -ésima seção:

$$u_i^* = u_r^*/a_i^* \tag{4.7}$$

Equação de momentum integral para a i -ésima seção:

$$\frac{du_r^*}{dt^*} \sum_i \frac{l_i^*}{a_i^*} = \frac{\beta g \Delta T_0 l_0}{u_0^2} \Delta T^* l_h - \frac{u_r^{*2}}{2} \sum_i \left(\frac{f l}{d} + K \right)_i \tag{4.8}$$

Equação de energia do fluido para a i-ésima seção:

$$\frac{\partial T_i^*}{\partial t^*} + u_i^* \frac{\partial T_i^*}{\partial z^*} = \frac{4h l_0}{\rho C_p u_0 d_i} (T_{si}^* - T_i^*) \quad (4.9)$$

Equação de energia do sólido para a i-ésima seção:

$$\frac{\partial T_{si}^*}{\partial t^*} + \left[\frac{\alpha_s l_0}{\delta^2 u_0} \right] \nabla_i^{*2} T_{si}^* - \frac{\dot{q}_s''' l_0}{\rho_s C_{ps} u_0 \Delta T_0} = 0 \quad (4.10)$$

Condição de contorno que une as equações de energia do sólido e do líquido para a i-ésima seção:

$$\frac{\partial T_{si}^*}{\partial y^*} = \left(\frac{h \delta}{k_s} \right)_i (T_{si}^* - T_i^*) \quad (4.11)$$

Onde,

d_i = diâmetro hidráulico da i-ésima seção

δ_i = profundidade de condução da i-ésima seção, isto é, a razão entre o volume do sólido e sua área superficial na i-ésima seção.

O diâmetro hidráulico é definido por:

$$d_i = \frac{4a_i}{(\xi_w)_i} \quad (4.12)$$

Onde

$(\xi_w)_i$ = perímetro molhado da i-ésima seção

A profundidade de condução é definida por:

$$\delta_i = \frac{a_{si}}{(\xi_w)_i} \quad (4.13)$$

Onde

a_{si} = seção reta transversal do sólido da i-ésima seção

O diâmetro hidráulico e a profundidade de condução relacionam-se através da expressão:

$$d_i = 4\delta_i \frac{a_i}{a_{si}} \quad (4.14)$$

Ao observar-se o sistema de equações adimensionalizadas a partir da equação 4.7 até a equação 4.11, aparecem os grupos ou números adimensionais de similaridades (coeficientes dos termos destas equações) definidos na seqüência. Pode-se enfatizar aqui, novamente, a estreita relação entre a similaridade e a análise dimensional, pois, foi esta última que estabeleceu os números adimensionais das equações, que em última análise representam os fenômenos físicos que se deseja simular.

Número de Richardson

$$R = \frac{g\beta\Delta T_0 l_0}{u_0^2} = \frac{\text{força de empuxo}}{\text{força inercial}} \quad (4.15)$$

Número de Fricção

$$Fi = \left(\frac{fl}{d} + K \right)_i = \frac{\text{força de atrito}}{\text{força inercial}} \quad (4.16)$$

Número de Stanton modificado

$$St = \left(\frac{4hl_0}{\rho C_p u_0 d} \right)_i = \frac{\text{transporte por convecção na parede}}{\text{transporte por convecção axial}} \quad (4.17)$$

Número de razão de tempos

$$T_i^* = \left(\frac{\alpha_s}{\delta^2} \cdot \frac{l_0}{u_0} \right) = \frac{\text{tempo de transporte}}{\text{tempo de condução}} \quad (4.18)$$

Número de Biot

$$Bi = \left(\frac{h \cdot \delta}{K_s} \right)_i = \frac{\text{transporte por convecção na parede}}{\text{transporte por condução}} \quad (4.19)$$

Número Fonte de Calor

$$Q_{si} = \frac{\dot{q}_s^m l_0}{\rho C_p u_0 \Delta T_0} = \frac{\text{fonte de calor}}{\text{variação de energia axial}} \quad (4.20)$$

Resolvendo-se o sistema de equações de conservação adimensionalizadas, para o estado estacionário, determina-se a diferença de temperatura entre a entrada e a saída do núcleo, bem como a velocidade de escoamento no núcleo, respectivamente, ΔT_0 e u_0 .

$$\Delta T_0 = \frac{\dot{q}_0''' l_0}{\rho C_p u_0} \cdot \left(\frac{a_{s0}}{a_0} \right) \quad (4.21)$$

$$u_0 = \left[\frac{\beta \cdot \left(\frac{\dot{q}_0''' l_0}{\rho C_p} \right) \cdot l_h \cdot \left(\frac{a_{s0}}{a_0} \right)}{\frac{1}{2g} \cdot \sum_i \frac{F_i}{a_i^2}} \right]^{\frac{1}{3}} \quad (4.22)$$

Em acréscimo ao desenvolvimento anterior, pode-se confirmar a partir das duas equações acima (Eqs. 4.21 e 4.22), o acoplamento entre as distribuições de temperatura e de velocidade, realizando-se a seguinte manipulação:

$$u_0^3 = \left[\frac{\beta \cdot \left(\frac{\dot{q}_0''' l_0}{\rho C_p} \right) \cdot l_h \cdot \left(\frac{a_{s0}}{a_0} \right)}{\frac{1}{2g} \cdot \sum_i \frac{F_i}{a_i^2}} \right] \Rightarrow u_0^2 = \left[\frac{\beta \cdot \left(\frac{\dot{q}_0''' l_0}{\rho C_p} \right) \cdot l_h \cdot \left(\frac{a_{s0}}{a_0} \right)}{\frac{1}{2g} \cdot \sum_i \frac{F_i}{a_i^2}} \cdot \frac{1}{u_0} \right]$$

A expressão de u_0^2 pode ser reescrita assim:

$$u_0^2 = \left[\frac{\beta \cdot \left(\frac{\dot{q}_0''' l_0}{\rho C_p u_0} \right) \cdot l_h \cdot \left(\frac{a_{s0}}{a_0} \right)}{\frac{1}{2g} \cdot \sum_i \frac{F_i}{a_i^2}} \right] \quad (4.23)$$

O numerador da equação 4.23 pode ser substituído de acordo com a equação 4.21, logo:

$$u_0^2 = \left[\frac{\beta \cdot \Delta T_0 \cdot l_h}{\frac{1}{2g} \cdot \sum_i \frac{F_i}{a_i^2}} \right]$$

$$u_0 = \left[\frac{\beta \cdot \Delta T_0 \cdot l_h}{\frac{1}{2g} \cdot \sum_i \frac{F_i}{a_i^2}} \right]^{\frac{1}{2}} \quad (4.24)$$

A complexidade da análise de similaridade para sistemas de circulação natural deve-se ao acoplamento existente entre os sistemas dinâmicos (força gravitacional e momentum) e os sistemas termodinâmicos (processos de transferência de calor), e, portanto, não permite que se resolva a distribuição da velocidade de escoamento independentemente da distribuição de temperatura, conforme se pode depreender das equações 4.24 e 4.21.

Pode ser visto que as equações 4.17 e 4.19 representando respectivamente os números de Stanton modificado e Biot envolvem o coeficiente de transferência de calor (h).

Em análises de engenharia, obtém-se a diferença de temperatura entre a parede do sólido e o núcleo do escoamento, pela definição do coeficiente de transferência de calor, por meio do número de Nusselt:

$$h = \frac{K}{d} \cdot Nu \quad (4.25)$$

De maneira geral, a forma do número de Nusselt é obtida por meio da análise da camada limite térmica, semelhante à análise realizada na camada limite de velocidade para a equação de momentum. No escoamento em circulação natural torna-se mais difícil calcular a taxa de transferência de calor haja vista, que existe um acoplamento entre o escoamento do fluido (momentum) e a transferência de calor. Na circulação

natural, diferentemente da circulação forçada, onde o campo de velocidade de escoamento não é afetado pela transferência de calor, esta tem seu campo de velocidade de escoamento e temperatura afetados não só pela forma como o fluido se movimenta como também pelos mecanismos pelos quais o calor é transferido no interior do fluido em movimento (TODREAS e KAZIMI, 1990). A maneira de superar este problema, na maioria dos casos é fazer a suposição de que as variações na densidade do fluido associadas à transferência de calor são desprezíveis se comparadas com a densidade do fluido em repouso, distante da fonte de calor. Exceto, no termo de flutuabilidade (força de empuxo), onde se supõe que a densidade varia linearmente com a temperatura. Esta suposição, denominada aproximação de Boussinesq, foi considerada anteriormente, e representa a solução para que se resolva simultaneamente os campos de velocidade de escoamento e temperatura.

Logo, a forma do número de Nusselt depende do regime de escoamento (laminar x turbulento ou fechado x livre) e do refrigerante (metálico x não-metálico).

Para valores elevados do número de Reynolds, o calor transferido é auxiliado pela presença de bordas turbulentas, que resultam num aumento da taxa de transferência de calor em relação a uma situação de escoamento laminar.

Para líquidos metálicos, a condutividade térmica molecular é tão elevada que os efeitos relativos da turbulência são desprezíveis no caso de escoamento de refrigerante metálico (Na, NaK) (TODREAS e KAZIMI, 1990). As diferentes correlações do número de Nusselt típicas que representam dois importantes grupos são:

Escoamento Laminar

$$\text{Nu} = 4,36 \quad (4.26)$$

Escoamento Turbulento ($1 < \text{Pr} < 20$)

$$\text{Nu} = 0,0155(\text{Re})^{0,83} \cdot (\text{Pr})^{0,5} \quad (4.27)$$

Estas relações, que representam leis constitutivas para definir os mecanismos de transferência de calor, indicam que o número de Nusselt é função não apenas do regime de escoamento, mas também das propriedades do fluido. A transferência de calor dentro da faixa convectiva livre indica que o número de Nusselt é função do número de Grashof e do comprimento correspondente à seção aquecida do núcleo.

$$\text{Gr} = \frac{\beta g \Delta T_0 l_0^3}{(\mu/\rho)^2} \quad (4.28)$$

O número de Nusselt para uma larga faixa do número de Grashof pode ser expresso como:

$$\text{Nu} = 0,3 \cdot (\text{Gr} \cdot \text{Pr})^{0,3} \cdot \left(\frac{d_0}{l_0} \right) \quad (4.29)$$

Estas diferentes relações constitutivas para o coeficiente de transferência de calor indicam que as especificações de similaridade para os números de Biot e Stanton modificado não são fáceis de serem encontradas, particularmente no caso de um fluido simulando outro fluido.

De acordo com a análise dimensional realizada, e que deu origem aos critérios de escala de similaridade, verificou-se a existência de seis grupos ou números adimensionais significativos que representam características de transferência de momentum, massa e energia num escoamento monofásico em regime de circulação natural. Todos estes critérios de escala assumem importância relativa no momento de se estabelecer o experimento em escala reduzida com o objetivo de realizar simulações dinâmicas no modelo de teste, que reproduza o mais fidedignamente possível o protótipo em escala real. O experimento em questão encontra-se perfeitamente definido a partir das condições termo-hidráulicas estabelecidas na instalação LOFT, detalhadas a

seguir no Capítulo 5. No experimento, um conjunto de resistências elétricas simulará o calor gerado pelo combustível no interior das varetas.

Como ficou estabelecido neste Capítulo, após a aplicação do método de análise de equações diferenciais, baseado no Princípio da Homogeneidade Dimensional ao escoamento monofásico em regime de circulação natural, determinaram-se os seguintes números ou grupos adimensionais:

- Número de Richardson
- Número de Fricção
- Número de Stanton modificado
- Número de Razão de Tempos
- Número de Biot
- Número Fonte de Calor

Tomando-se por base ainda os conceitos referentes aos significados físicos de cada um dos grupos adimensionais, ao realizar-se a análise e seleção dos mesmos, chega-se à conclusão de que os números de Biot, Razão de Tempos e Fonte de Calor não são representativos pelos motivos abaixo relacionados:

Número de Biot - este grupo relaciona a resistência à condução de calor no interior do sólido com a resistência à convecção de calor através da camada limite, portanto não faz sentido considerá-lo, uma vez que não há combustível sólido no experimento gerando calor;

Número Razão de Tempos - como este grupo fornece uma medida da efetividade relativa com a qual o sólido conduz e armazena energia térmica, torna-se também irrelevante sua utilização, pelo mesmo motivo mencionado para o número de Biot;

Número Fonte de Calor - este grupo relaciona a taxa de geração de calor no sólido com a taxa de transferência de calor por condução. Como não há combustível

sólido no experimento, não faz sentido tal relação. Sendo assim, o experimento passará a ter como números representativos do fenômeno que se deseja simular os seguintes números abaixo:

- Número de Richardson
- Número de Fricção
- Número de Stanton modificado

Em acréscimo a estes grupos de similaridade física, existem ainda os seguintes grupos de similaridade geométrica:

Escala de Comprimento Térmico:

$$L_h = \frac{l_h}{l_0} \quad (4.30)$$

Escala de Área de Escoamento:

$$A_i = \frac{a_i}{a_0} \quad (4.31)$$

Profundidade de Condução:

$$\delta_i = \frac{d_i}{4} \left(\frac{a_s}{a} \right)_i \quad (4.32)$$

Logo, o experimento caracteriza-se por um conjunto de seis números ou grupos adimensionais.

A determinação das melhores combinações entre os parâmetros de projeto e as condições operacionais, constituir-se-ão numa série de objetivos a serem maximizados ou minimizados.

4.1.3 A formulação do problema de otimização

O projeto de um experimento termo-hidráulico similar em regime de circulação natural em escala reduzida caracteriza-se pela determinação das melhores combinações entre os parâmetros de projeto e as condições operacionais, dentro de restrições práticas, construtivas e de segurança, que conduzirão a um conjunto de números adimensionais

de referência os mais próximos possíveis dos seus respectivos números adimensionais obtidos com as características do sistema real (protótipo). Estes objetivos (diversos números adimensionais a serem obtidos), conforme ficou evidenciado em CUNHA *et al.* (2007), são concorrentes entre si, por causa da interdependência entre os números adimensionais e da forte não linearidade do problema. Portanto, a melhoria de algum (uns) número(s) poderá (ão) causar a conseqüente deterioração de outro(s). Este fato indica a necessidade de realizar um balanço entre os referidos números adimensionais, no sentido de se obter as melhores combinações entre parâmetros estruturais e condições operacionais que conduzam a uma solução ótima para o problema.

Desta forma, o que se deseja é buscar valores ou soluções ótimas, ou seja, um valor máximo ou mínimo de uma função que represente o fenômeno em estudo, num certo espaço de busca e penalizar as candidatas a solução que violem condições de segurança ou que conduzam a projetos indesejáveis.

Matematicamente, o problema em questão, consiste em aproximar-se os números adimensionais empregando-se um processo ponderado de mínimos quadrados, que pode ser formalizado da seguinte maneira: Sejam G_i os grupos adimensionais do sistema em escala real e \bar{G}_i os grupos adimensionais do projeto em escala que se deseja projetar e sejam p_i os parâmetros operacionais e estruturais que compõem os grupos G_i referentes ao protótipo e \bar{p}_i os parâmetros do sistema em escala em escala reduzida que compõe os grupos \bar{G}_i , então:

$$\min f [\bar{G}_i(\bar{p}_i), G_i(p_i)] = \sqrt{\sum_{i=1}^N \left(\frac{G_i - \bar{G}_i}{G_i} \right)^2} \quad (4.33)$$

Onde N é o número total de grupos adimensionais oriundos da adimensionalização do modelo físico.

Sujeito a:

$$\bar{p}_{1\text{mín}} \leq \bar{p}_1 < \bar{p}_{1\text{máx}}$$

$$\bar{p}_{2\text{mín}} \leq \bar{p}_2 < \bar{p}_{2\text{máx}}$$

$$\bar{p}_{M\text{mín}} \leq \bar{p}_M < \bar{p}_{M\text{máx}} \quad (4.34)$$

Onde M é o número de variáveis de busca (parâmetros que compõem os grupos).

Restrições: soluções que implicam em ebulição do fluido deverão ser descartadas, por representarem a situação física que não se deseja simular. Neste trabalho especificamente, para atender às especificações de segurança de um PWR, penalizaram-se os candidatos a solução cuja temperatura de saída do núcleo fossem maiores que a temperatura de mudança de fase àquela pressão, tendo em vista que a característica do escoamento é em regime monofásico.

Geometricamente, o problema pode ser interpretado em duas dimensões [dois parâmetros de projeto (duas variáveis de busca)], da seguinte forma:

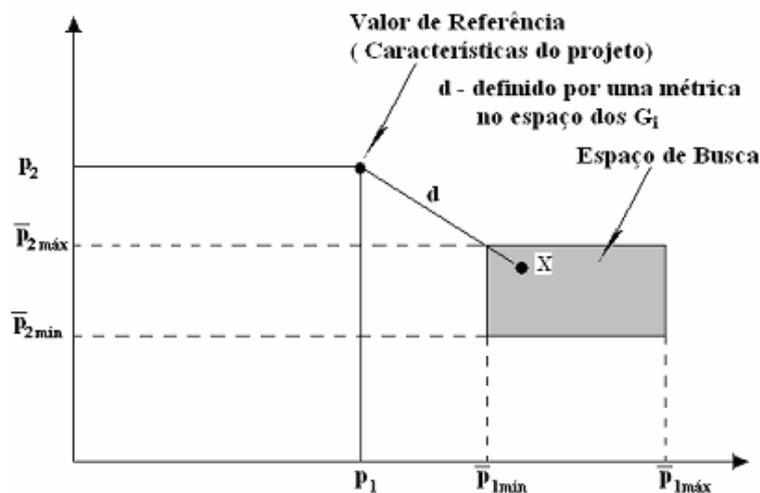


Figura 4.2: Representação geométrica do problema de otimização.

Pode-se depreender do gráfico (Figura 4.2) que a otimização consistirá em obter no espaço de busca um determinado valor $X(\bar{p}_1, \bar{p}_2)$ que minimize a distância d entre o valor de referência e o valor sugerido pela busca realizada pelo algoritmo PSO.

Pode ser conveniente em algumas situações introduzir na função objetivo (Eq. 4.33) fatores de ponderação w_i relativos aos grupos dimensionais.

4.1.4 Utilização do PSO para resolver o problema de otimização

O projeto da seção de testes em escala reduzida consiste na busca de valores para as variáveis numéricas (altura dos centros térmicos, diâmetro do combustível, passo do arranjo quadrado de varetas térmicas, número dos arranjos quadrados de varetas térmicas, potência de uma vareta térmica, pressão de operação, temperatura do refrigerante à entrada, comprimento ativo das varetas térmicas) sem qualquer conhecimento prévio do espaço de busca. Problemas com estas características e cujo espaço de busca apresenta uma topologia acidentada, multimodal e não-linearidade acentuada têm encontrado excelentes resultados com a aplicação de ferramentas relacionadas à computação evolucionária (PEREIRA *et al.*, 1998; LAPA *et al.*, 1999, LAPA *et al.*, 2000a, LAPA *et al.*, 2000b e LAPA *et al.*, 2002a). Considerando a exposição apresentada anteriormente, o método de enxame de partículas (KENNEDY e EBERHART, 1995) foi adotado como técnica de otimização no problema em questão.

4.1.5 Revisão crítica da solução encontrada por especialista no problema em questão, retornando a etapa 3, caso necessário

Esta etapa consiste na realização de uma discussão crítica acerca dos resultados encontrados juntamente com experimentalista ou profissional conhecedor do assunto, para que este confirme a solução e apresente sugestões de ordem prática para a montagem do experimento.

5. AVALIAÇÃO PRELIMINAR DA APLICABILIDADE DO PSO NO PROJETO DE SISTEMAS TERMO-HIDRÁULICOS

Neste capítulo serão apresentados os estudos de caso referentes à aplicação do método de otimização por enxame de partículas para o dimensionamento de circuitos termo-hidráulicos sob circulação natural, com o objetivo de testar o desempenho do método nesta classe de problemas. Inicialmente determinam-se os números adimensionais padrões, baseados em dados operacionais da instalação de teste (LOFT).

Posteriormente, serão estabelecidas as variáveis de projeto e seus intervalos de busca seguindo-se o teste de consistência, com o objetivo de verificar se o método de otimização por enxame de partículas é capaz de obter sistematicamente soluções otimizadas dentro de um espaço de busca com ótimo global conhecido.

5.1 Estudo de Caso - Teste de Desempenho e Validação da Metodologia

A instalação LOFT é um sistema escalonado volumetricamente, cujo projeto tem como objetivo estudar, não apenas características de segurança de engenharia em usinas PWR comerciais, como também suas respostas a acidentes postulados de perda de refrigerante (LOCA). Considerando-se as diferenças existentes em projetos comerciais de usinas PWR e as distorções inerentes aos sistemas em escala reduzida, o objetivo da instalação LOFT é reproduzir fenômenos termo-hidráulicos significativos, que ocorrem nos reatores PWR comerciais com os mesmos tempos e magnitudes (REEDER, 1978).

O projeto original do arranjo das varetas no núcleo do reator, da instalação LOFT, foi ligeiramente adaptado. Esta adaptação consistiu em considerar um arranjo quadrado, definido na Figura 5.1 mais adiante, ao invés do arranjo original que é uma composição de arranjos quadrados e triangulares. Ao longo do texto, quando se fizer menção à instalação de teste LOFT, deve ficar subentendido que não é a instalação original, e sim a instalação ligeiramente adaptada.

A motivação para este estudo de caso é testar o desempenho do método proposto, num problema de difícil solução pelos métodos clássicos de otimização, com a finalidade de verificar sua adequação. Este problema apresenta bastante semelhança com o problema original que se deseja resolver, diferindo apenas quanto ao número de variáveis de busca, à faixa de abrangência das propriedades físicas e ao intervalo de busca. A partir dos dados geométricos e operacionais estabelecidos no Teste e Descrição do Sistema LOFT (REEDER, 1978) e especificados na Tabela 5.1, foram calculados os números adimensionais que representam este protótipo e que servirão de referência para as buscas subseqüentes.

Tabela 5.1 Dados geométricos e operacionais da instalação de teste (LOFT)

Dados operacionais e geométricos	Especificação
w_0	Vazão mássica
l_0	Altura ativa das varetas
q_0	Potência da vareta
p_0	Pressão de operação
ξ_h	Perímetro molhado
ξ_q	Perímetro aquecido
A	Área de escoamento
T_0	Temperatura de entrada
ρ_0	Densidade à entrada
μ_0	Viscosidade à entrada
k_0	Condutividade térmica à entrada
C_p	Calor específico à pressão constante

O problema concebido para se testar o desempenho e a consistência do PSO envolve a busca pelo melhor projeto possível, considerando intervalos de busca para as variáveis de projeto que contêm os valores operacionais reais do sistema de referência (LOFT). Assim, espera-se a priori que as buscas convirjam sistematicamente para a região do espaço de busca onde se encontra a solução ótima, isto é, para o próprio sistema em escala real (protótipo).

O aquecedor, que é o objeto do estudo proposto, difere em termos geométricos do aquecedor da instalação de teste LOFT porque aquele possui arbitrariamente um arranjo quadrado de varetas. Se o número de canais de escoamentos completos em cada direção for N , então o número total de varetas será $N_V = (N+1)^2$. Levando-se em conta a contribuição dos canais de escoamentos incompletos pode-se considerar que o número total de canais de escoamento será também $N_c = (N+1)^2$ igual a 36, pois $[(36)^2 = 1296]$, e portanto permite a melhor aproximação possível do número de varetas da instalação original que é de 1300 varetas.

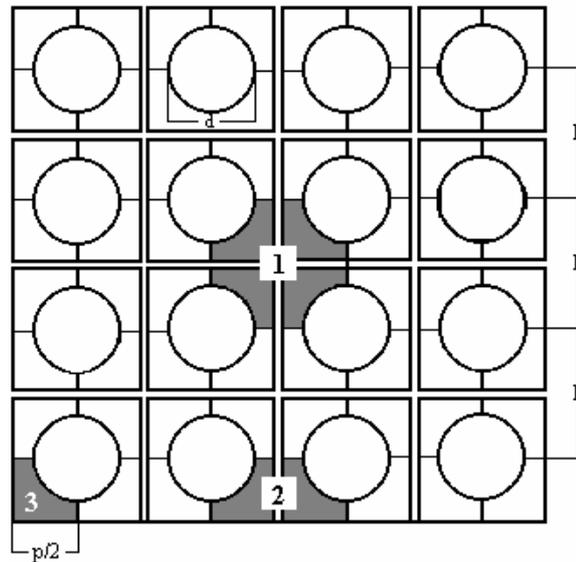


Figura 5.1: Corte transversal do arranjo quadrado de varetas térmicas com três canais completos

Considerando-se um arranjo quadrado em que o passo tem tamanho p e o diâmetro das varetas tem tamanho d , os dados geométricos da seção de teste são definidos abaixo:

Área de escoamento do canal:

$$a_c = p^2 - \frac{\pi d^2}{4} \quad (5.1)$$

Área de escoamento total:

$$a = (N + 1)^2 \cdot a_c \quad (5.2)$$

Perímetro Molhado:

$$\xi_w = 4 \cdot (N + 1) \cdot p + (N + 1)^2 \cdot \pi \cdot d \quad (5.3)$$

Perímetro Aquecido:

$$\xi_h = (N + 1)^2 \cdot \pi \cdot d \quad (5.4)$$

Levando-se em conta o modelo descrito anteriormente, em regime de circulação natural, foram escolhidos e descritos na Tabela 5.2 como parâmetros ou variáveis de busca, as variáveis físicas que são suficientes, direta ou indiretamente, para que todos os números adimensionais em questão sejam calculados.

Tabela 5.2: Parâmetros de busca

Parâmetros de busca	Especificação
ΔH (m)	Altura entre os Centros Térmicos
d	Diâmetro externo da vareta
q_0	Potência de uma vareta
p_0	Pressão de operação
l_0	Comprimento ativo das varetas

A Tabela 5.3, a seguir, apresenta em sua primeira coluna não apenas os parâmetros ou variáveis de projeto, como também os números adimensionais representativos para este projeto.

Em seguida, na segunda coluna são listados os valores especificados para os parâmetros de projeto da instalação LOFT como também os valores dos números adimensionais que representam as condições de escoamento em função destes parâmetros e servirão de referência para a busca.

Tabela 5.3: Parâmetros de projeto e números adimensionais do projeto padrão

Parâmetros ou variáveis de projeto e N^os adimensionais	Projeto Padrão
ΔH (m)	4,6725
d (m)	0,0107
p_0 (MPa)	15,5
q_0 (w)	390
l_0 (m)	1,68
Richardson (E-2)	2,08103
Stanton modificado (E-2)	8,50364
Fricção (E+2)	3,51633
Razão de Comprimento Térmico	2,778125
Razão de Profundidade de Condução	1,60613
Razão de Área de Escoamento	1,0000

Com o objetivo de encontrar a melhor configuração para o PSO, foram testadas diversas configurações combinando múltiplas condições e valores para seus parâmetros.

Em cada uma destas configurações foram efetuadas um mínimo de 138 simulações e, em cada qual, o PSO iniciava a partir de sementes de randomização diferentes, isto é, de condições iniciais diferentes.

Os intervalos de busca para cada um dos parâmetros de projeto foram estabelecidos de forma a conter os reais valores do protótipo. Esta condição foi propositalmente imposta de forma que, neste estudo de caso (teste de consistência e validação), se conhecesse a priori o ótimo global do espaço, ou seja, o fenótipo do próprio sistema de referência.

Os limites dos intervalos de busca foram obtidos tomando-se uma variação de aproximadamente cinquenta por cento em torno dos valores de cada uma das variáveis que constituíam o ótimo global, como mostra a Tabela 5.4.

Tabela 5.4: Intervalo de busca dos parâmetros de projeto

Variáveis de Busca	Intervalo de Busca	
	Mínimo	Máximo
ΔH	2,4650	7,3950
d	0,05350	0,016050
p_0	11,0000	17,0000
q_0	195,000	585,0000
l_0	0,8400	2,5200

Para que se pudesse realizar uma análise estatística básica a respeito da consistência do PSO em atingir o ótimo global conhecido a partir de candidatos iniciais distintos, estabeleceram-se critérios de tolerância de mais ou menos 2,5% (mais rígido) e 5,0% (mais flexível) em torno de cada valor dos parâmetros do projeto real.

Portanto, se todos os valores das soluções sugeridas pelo PSO se encontrarem dentro destes critérios de proximidade, então admitir-se-á que a solução está em torno do ótimo global. A Tabela 5.5 a seguir lista os limites estabelecidos para os referidos critérios.

Tabela 5.5: Intervalo de busca dos parâmetros de projeto

Variáveis de Busca	Projeto Padrão	Critérios de Tolerância			
		5%		2,5%	
		Mínimo	Máximo	Mínimo	Máximo
ΔH	4,67250	4,438875	4,90613	4,55569	4,78931
d	0,01070	0,010165	0,01124	0,010433	0,01097
p_0	15,5000	34	38	35	37
q_0	390	371	410	380	400
l_0	1,68000	14,725	16,27500	15,11250	15,88750

Foram realizados aproximadamente 2000 testes propondo ao PSO diversas configurações para os parâmetros de busca no problema em questão, para que o mesmo realizasse o processo de busca e sugerisse os melhores resultados. Ao final de cada processo, fez-se a análise estatística segundo os critérios de tolerância e pôde-se

constatar os melhores desempenhos listados nas configurações apresentadas na Tabela 5.6.

Tabela 5.6: Condições operacionais do PSO referentes às melhores configurações

Condições operacionais	Configuração				
	1	2	3	4	5
Objetivo PSO [0]= min ou [1]=max	0	0	0	0	0
PSO (Semente Aleatória)	-	-	-	-	-
PSO c_1 (constante)	3,0	2,5	1,4	1,5	4,0
PSO c_2 (constante)	1,0	1,5	1,4	1,5	1,0
Número de ciclos (máx. =100).	100	100	100	100	100
Número de iterações	2500	2500	2500	2500	2500
Condição de parada (Num Iter.%)	12	12	12	12	12
Modo de Aprox. ([0]=Lin=[1]=Log=[2]=Exp)	0	0	0	0	0
Número de partículas (max=500)	500	500	500	500	500
Peso inicial (partículas)	0,8	0,8	0,8	0,8	0,8
Peso final (partículas)	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1
Fator Multip. (Dw=1, 2, 3, 4, 5)	2	2	2	2	2
Inércia part. ([0]=geral_[1]=ind.)	0	0	0	0	0
Fator inércia (se individ. (%))	1	1	1	1	1
Veloc. máxima da partícula ([0]=auto)	0,9	0,9	0,9	0,9	0,9
Número de dimensões (max=20)	5	5	5	5	5

A partir das informações contidas em cada uma das colunas existentes na Tabela 5.6, foram efetuadas as simulações com diversas sementes aleatórias e verificou-se que a configuração 1, atingiu consistentemente o ótimo global em 30,44% e 20,29% das vezes de acordo com os critérios de tolerância de 5% e 2,5% respectivamente, enquanto que o desempenho da configuração 2 foi de 29,71% e 10,15%, para a configuração 3 o desempenho situou-se em 26,09% e 13,04%, respectivamente, para a configuração 4 os valores foram de 26,19% e 11,91% para os respectivos critérios e finalmente a configuração 5 acusou os resultados de 26,87% e 14,93%.

De um total de 138 simulações levadas a efeito com a configuração 1 que se mostrou mais adequada a esta classe de problemas, foram selecionados os 3 melhores resultados representados pelos menores valores correspondentes à função objetivo.

A Tabela 5.7 lista não apenas os valores das funções objetivo, na última linha, como também estabelece uma comparação entre os números adimensionais calculados a partir dos parâmetros de projeto relativos a cada uma destas funções objetivo, com os números adimensionais do sistema de referência (protótipo).

Tabela 5.7: Parâmetros de projeto e números adimensionais das melhores simulações

Parâmetros de busca e N ^o s adimensionais	Projeto Padrão	Simulação		
		1	2	3
ΔH (m)	4,67250	4,66997	4,67005	4,66994
d (m)	0,010700	0,010707	0,010690	0,010712
p_0 (MPa)	15,50000	15,47228	15,53900	15,45344
q_0 (w)	390,000	389,209	391,114	388,673
l_0 (m)	1,680000	1,679988	1,680017	1,679979
Richardson (E-2)	2,08103	2,08411	2,08421	2,08421
Stanton modificado (E-2)	8,50364	8,50410	8,50402	8,50402
Fricção (E+2)	3,51633	3,51634	3,51636	3,51636
Razão de Comprimento Térmico	2,78125	2,77976	2,77976	2,77976
Razão de Profundidade de Condução	1,60613	1,60613	1,60613	1,60614
Razão de Área de Escoamento	1,00000	1,00000	1,00000	1,00000
Função objetivo	ZERO ¹¹	9,91090 E-7	13,0740 E-7	14,0175 E-7

Acompanhando-se as melhores simulações, selecionadas a partir da melhor configuração dentre todas aquelas que foram testadas sob diversas condições operacionais e também, analisando-se os números adimensionais encontrados em comparação com os números adimensionais padrão de projeto, isto é, com o ótimo global, pode-se ter uma visão geral do comportamento do método e também chegar a conclusões preliminares acerca da aplicabilidade do PSO em projetos de sistemas termo-hidráulicos com as características do problema estudado.

¹¹ Considerando a precisão computacional.

Embora, para o PSO, os valores dos parâmetros de projeto sejam transparentes, é interessante realizar uma rápida análise dos mesmos nas três simulações apresentadas na Tabela 5.7.

A distância entre os centros térmicos mostrou muita regularidade nas simulações 1, 2 e 3, com uma variação percentual correspondente a 0,0542%, 0,0526% e 0,0548% respectivamente. O diâmetro do combustível variou percentualmente no máximo 0,112% na simulação 3 enquanto que nas simulações 1 e 2 variou respectivamente 0,0654% e 0,0936%. Em relação à referência, a pressão atingiu respectivamente as seguintes variações 0,179%, 0,251% e 0,300%. A potência térmica mostrou-se ligeiramente mais irregular que a pressão, seus resultados respectivos para as simulações 1 e 2 foram 0,202% e 0,285%, entretanto na simulação 3 seu valor foi de 0,340%. Finalmente, a altura ativa da vareta apresentou muita regularidade, com variações baixíssimas nas simulações 1, 2 e 3, seus respectivos valores foram 0,0007%, 0,0001% e 0,00013%.

O foco principal da análise das simulações deve ser direcionado para os números adimensionais, visto que eles são, em última análise, representativos dos experimentos termo-hidráulicos obtidos nas três simulações, e, portanto indicam o quanto os fenômenos simulados correspondem o mais fidedignamente aos fenômenos que ocorrem no protótipo.

Considerando-se as simulações de 1 a 3, os erros referentes ao número de Richardson foram de 0,148%, 0,153% e 0,153%. Para o número de Stanton modificado, os erros situaram-se em 0,005% para as três simulações. Identicamente, o número de Fricção apresentou percentuais de 0,0003%, 0,0009% e 0,0009%. Com relação ao número Razão de Comprimento Térmico, os erros apresentados nas três simulações foram de 0,0536%. O erro indicado para o número Razão de Profundidade de Condução

acusou variação correspondente a 0,0006% apenas na simulação 3. Em relação ao número Razão de Área de Escoamento não houve variação percentual. Finalmente pode-se observar na Tabela 5.7 que a função objetivo relativa a cada simulação atingiu erros da ordem de 10^{-7} na simulação 1 ou 10^{-6} nas simulações 2 e 3, que podem ser considerados excelentes levando-se em conta o alto grau de complexidade imposto não apenas pela natureza acentuadamente multimodal do espaço de busca, como também pelas condições de não linearidades presentes no referido espaço.

No entanto, como de praxe em avaliações desta natureza, o principal resultado a ser analisado neste tipo de estudo (análise de performance e consistência) diz respeito ao comportamento médio da ferramenta nas inúmeras simulações realizadas. Assim, segue um breve relato do desempenho médio do PSO e alguns comentários e interpretações para suporte das análises e simulações realizadas posteriormente. Considerando-se o universo de 138 simulações com sementes diferentes e com a configuração 1, o PSO atingiu valores virtualmente idênticos aos parâmetros de projeto reais baseados na instalação de testes LOFT em mais de 30% das simulações, ou seja, a metodologia atingiu o ótimo global e/ou sua vizinhança, que propositalmente neste caso era conhecido. As soluções obtidas nas demais simulações não foram consideradas como estando na vizinhança do ótimo global pelos critérios de tolerância utilizados. Contudo, em todas elas, os valores da função objetivo foram obtidos com ordem de grandeza de no máximo 10^{-5} . Ou seja, mesmo que fenotipicamente estes candidatos não sejam idênticos ao protótipo em todos os parâmetros de busca, seus valores da função objetivo foram baixíssimos.

Estes resultados fornecem indicações a respeito da natureza multimodal do espaço de busca, uma vez que candidatos à solução, fenotipicamente distintos do ótimo global, apresentaram excelentes funções objetivo.

Do ponto de vista tecnológico, mesmo as simulações que convergiram para ótimos locais, posto que apresentaram ótimos valores da função objetivo, constituir-se-iam em excelentes projetos para a simulação dos fenômenos físicos que ocorrem no sistema real.

Uma pequena flexibilização dos critérios de tolerância utilizados, em relação ao que admitiu-se como vizinhança do ótimo global, conduziria a um percentual muito maior de simulações que consistentemente o atingiriam. É importante ressaltar que estes critérios deveriam ser estabelecidos não somente pelas necessidades de precisão e acuidade das medidas que se pretende realizar na futura seção de testes, mas também pelas incertezas e imprecisões típicas de uma montagem mecânica.

A análise dos três argumentos e conclusões anteriores: bom índice de obtenção do ótimo global; ótimos valores da função objetivo mesmo nas soluções que convergiram para ótimos locais e que uma pequena flexibilização dos critérios de tolerância certamente conduziria a um aumento do índice de projetos considerados na vizinhança do ótimo global, possibilita concluir que o PSO apresentou bom desempenho na busca consistente pelo melhor projeto possível ou encontrando ótimas soluções alternativas (ótimos locais com excelentes valores da função objetivo) nesta classe de problemas. Esta conclusão serve de sustentação para que se investigue o desempenho do PSO no problema de interesse: projeto de um experimento similar em escala reduzida.

6. APLICAÇÃO DA METODOLOGIA A UM CASO REAL - PROJETO DE UM SISTEMA SIMILAR EM ESCALA REDUZIDA

O presente capítulo aborda especificamente a aplicação da referida metodologia a um caso com restrições de ordem física, econômica e operacional. Faz uma descrição da maneira como serão efetuadas estas buscas e em seguida realiza uma análise dos dados encontrados.

6.1 Estudos de caso de experimentos em escala reduzida

Embora o estudo de caso apresentado anteriormente, para efeito de análise de consistência do PSO, difira do problema em questão, tanto quanto ao número de dimensões quanto à faixa de busca, seus resultados demonstram o potencial do PSO em encontrar soluções nesta classe de problemas. Sendo assim, estes resultados serviram de sustentação para que se seguisse na direção da investigação a respeito do desempenho do PSO num experimento em escala reduzida.

Todas as simulações sofreram imposições de ordem econômica, física e operacional que acabaram influenciando nos intervalos de busca de algumas variáveis de projeto, abaixo relacionadas:

- Número dos arranjos quadrados de varetas térmicas;
- Potência de uma vareta térmica;
- Pressão de operação.

A Tabela 6.1 estabelece as novas condições para os intervalos de busca necessários à realização dos experimentos em escala reduzida, de acordo com as imposições citadas e introduz novas variáveis de busca, tais como o número dos arranjos quadrados de varetas térmicas (NAQ), o número relativo à temperatura de entrada no núcleo (NSUB) e o número que calcula indiretamente o passo entre as varetas térmicas (Delta_X).

É possível que estas restrições e o aumento das dimensões do espaço de busca propiciem um aumento do grau de dificuldade para que o método realize o ajuste dos parâmetros de projeto e obtenha os mais acertados números adimensionais que representam os fenômenos físicos que se deseja simular. Sendo assim, neste estudo de caso, o objetivo principal consiste em obter números ou grupos adimensionais mais próximos possíveis dos valores indicados anteriormente na Tabela 5.3, sem que se tenha qualquer referência dos valores da função objetivo desejáveis ou toleráveis.

Tabela 6.1: Intervalos e comprimento das variáveis de busca dos experimentos em escala reduzida

Variáveis de Busca	Intervalo de Busca	
	Mínimo	Máximo
ΔH	0,5	4,0
d	0,00535	0,01605
NAO	1	16
NSUB	128	255
P_0	1	4
Δx	0,0018	0,0054
q_0	10	200
l_0	0,5	1,5

6.2 Obtenção dos resultados

De posse das informações contidas na configuração 1 que apresentou o melhor desempenho, bem como dos intervalos estabelecidos na Tabela 6.1 foram efetuadas um total de 700 simulações cuja função objetivo apresentou média de $2,17129 \times 10^{-1}$ e desvio padrão igual a $5,00603 \times 10^{-3}$. Uma rápida análise da variabilidade dos dados em relação à média indica uma dispersão relativa representada pelo Coeficiente de Variação de Pearson (CVP) de 2,31% evidenciando a homogeneidade dos resultados obtidos referentes aos projetos em escala reduzida, calculados pela expressão a seguir:

$$CVP(\%) = \frac{\sigma}{\bar{x}} \cdot 100 \quad (6.1)$$

O PSO obteve valores da função objetivo iguais a $2,13 \times 10^{-1}$ em 5,29% das vezes, correspondendo a 37 resultados do total das simulações. Não há nenhuma prova ou argumento que este seja o ótimo global deste problema, mas considerando a baixíssima dispersão fenotípica entre estes 37 resultados, estes são certamente valores correspondentes a pontos de ótimo locais a serem considerados e os melhores resultados obtidos, em 700 simulações com as características e ajustes do PSO já testados anteriormente. Dentre estes, foram selecionados os cinco melhores resultados definidos pelos menores valores da função objetivo, conforme demonstram os resultados apresentados na Tabela 6.2.

Tabela 6.2: Parâmetros de projeto e números adimensionais dos melhores casos em escala reduzida

Parâmetros de busca e N ^o s adimensionais	Projeto Padrão	Caso				
		1	2	3	4	5
ΔH	-	4,00000	4,00000	4,00000	3,99984	4,00000
d	-	0,01598	0,01580	0,01555	0,015850	0,01594
NAQ	-	15	15	15	15	15
NSUB	-	204	210	206	215	201
P_0	-	2,169	2,003	2,144	1,794	2,311
Δx (E-03)	-	2,2231	2,1352	2,0566	2,1040	2,2472
q_0	-	163,764	134,42	138,662	112,223	182,391
l_0	-	1,50	1,50	1,50	1,50	1,50
Richardson (E-2)	2,08103	2,08420	2,08423	2,08423	2,08420	2,08422
Stanton modificado (E-2)	8,50364	8,50402	8,50403	8,50398	8,50403	8,50399
Fricção (E+2)	3,51633	3,51633	3,52958	3,53050	3,53022	3,52791
Razão de Comprimento Térmico	2,78125	2,77976	2,66667	2,66667	2,66656	2,66667
Razão de Profundidade de Condução	1,60613	1,37573	1,37602	1,37558	1,37597	1,37514
Razão de Área de Escoamento	1,00000	1,00000	1,00000	1,00000	1,00000	1,00000
Função objetivo	-	0,213623	0,213644	0,213655	0,213664	0,213673

Neste estudo de caso, não há sentido em fazer qualquer tipo de comparação e análise entre os parâmetros do projeto e do protótipo, dado que se sabe, os intervalos de

busca foram fortemente restringidos a fim de se simular reais imposições de caráter econômico, construtivo e operacional, que ocorreriam num projeto real de engenharia de um experimento termo-hidráulico em escala reduzida.

Considerando a teoria de similaridade apresentada nas primeiras seções, espera-se que estas imposições dificultem o problema de otimização e tornem impossível o acerto absoluto entre os números adimensionais obtidos e esperados. Resumindo, a busca neste caso é pela combinação de parâmetros que gerem um conjunto de números adimensionais do projeto o mais próximo possível (segundo a métrica estabelecida nas Eqs. 4.33 e 4.34) dos números no protótipo.

Realizando-se a análise dos melhores casos obtidos constatou-se que a variação percentual do número de Richardson foi de 0,1521%, 0,1535%, 0,1535%, 0,1521% e 0,1531% respectivamente, para os experimentos 1, 2, 3, 4 e 5 evidenciando ótima regularidade na representação deste fenômeno físico.

Identicamente regular mostrou-se o número de Stanton modificado, cujos índices de variação percentual foram 0,0045%, 0,0046%, 0,0040%, 0,0046%, e 0,0041% para os respectivos experimentos.

O PSO realizou um ótimo ajuste no número de Fricção no primeiro caso, e apresentou muita regularidade, com variações percentuais de 0,3669%, 0,3929%, 0,3850% e 0,3197%, considerando-se as respectivas seqüências de experimentos 2, 3, 4 e 5.

As variações exibidas pelo número de Razão de Comprimento Térmico foram de 0,0536% no caso 1; nos casos 2 e 3 foi 4,2968%; no 4 de 4,3015% e finalmente 4,2967% no caso 5.

O número de Razão de Profundidade de Condução acusou variações percentuais de 16,7444%, 16,7223%, 16,7603%, 16,7271% e 16,7976% respectivamente.

Embora estas variações percentuais sejam maiores em valores numéricos, comparadas às variações percentuais correspondentes aos demais fenômenos físicos, percebe-se que a representação deste fenômeno físico apresentou ótima regularidade, possivelmente indicando a busca consistente do método em direção ao valor global.

Finalmente, o número de Razão de Área de Escoamento não se mostrou difícil de ser ajustado ao longo do processo de busca.

O desempenho do PSO ao longo da busca pode ser visto através do caso 1, onde o mesmo convergiu para o valor ótimo de $2,13623 \times 10^{-1}$ após 752 gerações e por não evoluir para outro valor durante 300 gerações seguidas, a busca foi interrompida (critério de parada estabelecido para todas as simulações). A Figura 6.1 apresenta o comportamento da função objetivo no caso de número 1 durante o processo de busca. Qualitativamente os demais casos apresentaram comportamento muito semelhante àquele expresso na Figura 6.1 durante seus respectivos processos de busca.

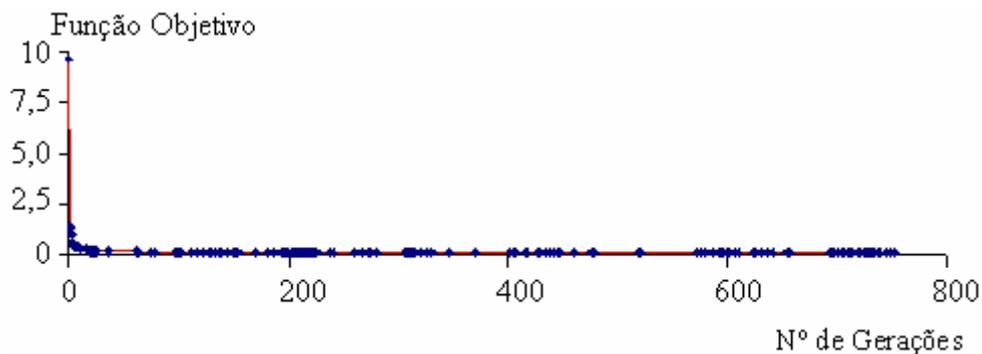


Figura 6.1: Comportamento geral da função objetivo versus número de gerações

Detalhando-se o intervalo das gerações, pode-se identificar a fase inicial de busca onde o algoritmo desenvolve uma exploração global, favorecida pelo alto valor do fator de inércia.

As partículas têm associado um valor de velocidade e também realizam um deslocamento sob a influência de três vetores que se somam, isto é, a inércia, a memória e a comparação. O primeiro vetor impele a partícula em uma direção idêntica à

trajetória que já vinha desenvolvendo. A memória atrai a partícula na direção da melhor posição ocupada pela partícula até o presente momento levando-se em conta suas experiências passadas. Finalmente, o último vetor atrai a partícula na direção da melhor posição no espaço de busca encontrada pelo enxame.

Desta maneira, este conjunto de iterações em que ocorre intensa troca de informações entre as partículas conduzindo o vôo do enxame durante o processo de exploração global, pode ser sintetizado pelo resultado parcial do subintervalo do caso 1 na Figura 6.2 a seguir.

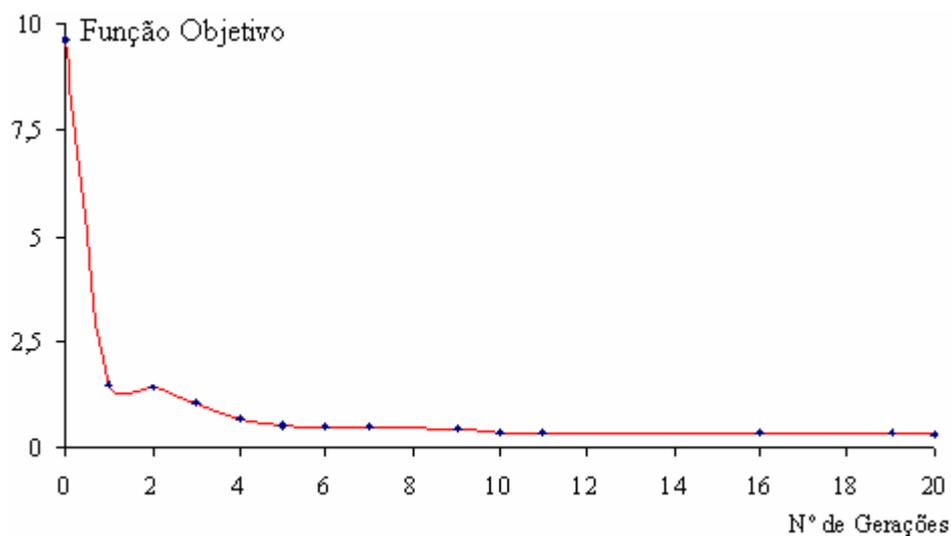


Figura 6.2: Comportamento do PSO durante a fase de exploração global (0-20ª geração)

A partir do instante em que o fator de inércia começa a diminuir e realizar um balanço entre a confiança nas experiências do grupo e as experiências individuais, a busca global continua, entretanto ocorre um processo de refinamento nos valores locais. Naturalmente que o processo se desenvolve baseado numa série de iterações, em que as partículas fazem uso de sua velocidade corrente, sua melhor posição e a melhor posição global para alterarem sua velocidade e conseqüentemente sua posição, e desta forma, convergirem para a posição ótima conforme mostra a tendência da Figura 6.3 a seguir.

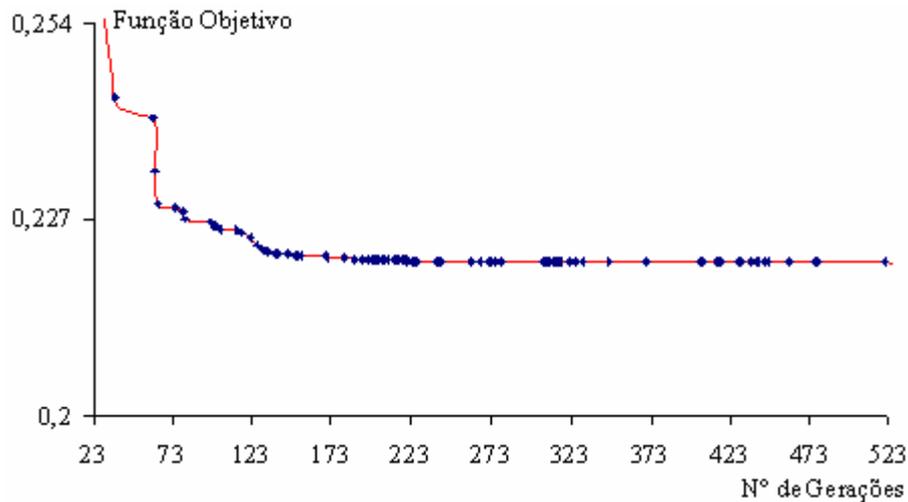


Figura 6.3: Comportamento do PSO durante a fase de exploração global (23^a-523^a geração)

Finalmente, na última etapa em que o fator de inércia diminui e favorece as experiências do grupo, o PSO tende a tornar mais localizada a busca e a solução começa a sofrer um refinamento, visto que todas as partículas dirigem suas buscas para a vizinhança do melhor resultado obtido pelo grupo, ou seja, nesta situação as partículas movem-se próximo da solução ótima sem pesquisarem o restante do espaço de busca, caracterizando o fenômeno da convergência conforme indica a Figura 6.4.

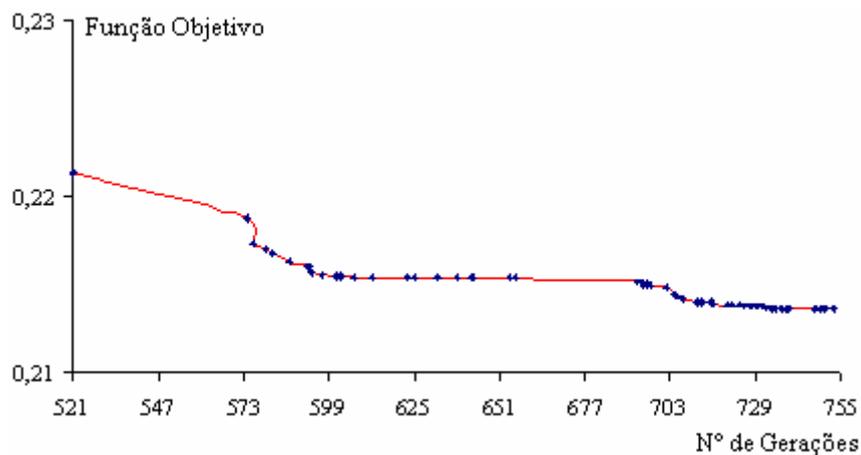


Figura 6.4: Comportamento do PSO durante a fase de exploração local

Considerando-se não apenas as experiências práticas com sistemas em escala reduzida anteriormente construídos (BOTELHO e FACCINI, 2002), como também os objetivos da função objetivo (números dimensionais), a análise das simulações

mostrou que o PSO atingiu resultados satisfatórios, não somente do ponto de vista de um projeto de engenharia, mas também pela consistência e baixa variabilidade entre os resultados obtidos.

7. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

7.1 Conclusões

As investigações realizadas no presente trabalho mostraram a viabilidade da metodologia proposta para projetos de experimentos termo-hidráulicos em escala reduzida para simulação de regime em circulação natural. A referida metodologia oferece suporte para as decisões a serem tomadas pelos projetistas durante a fase de projeto, e possibilita obter desta forma, experimentos mais eficientes e econômicos.

O primeiro estudo de casos que se constituiu num conjunto de 138 simulações de experimentos termo-hidráulicos, indicou que a metodologia apresentada foi capaz de encontrar combinações de parâmetros que conduziram a um grande percentual de soluções com valor da função objetivo virtualmente zero (sempre menores que 10^{-5}). Este é um importante indicador do que se entende por consistência do método, ou seja, sua capacidade em obter sistematicamente soluções com ótima aptidão.

Em acréscimo, sua robustez, isto é, sua capacidade de atingir consistentemente soluções fenotipicamente semelhantes, mostrou-se bastante razoável, sobretudo considerando-se as características do problema de otimização. Em 30% das simulações, a solução encontrada estava nas vizinhanças do ótimo global conhecido. Estas duas análises indicam o potencial da técnica, mas também evidenciam a grande dificuldade em se lidar em um espaço de busca multi e equimodal.

Considerando o bom desempenho do PSO no problema teste (primeiro estudo de caso) e a baixa dispersão obtida entre os resultados no problema de escala reduzida (segundo estudo de caso), pode-se supor que os resultados encontrados nos experimentos do segundo estudo de caso estão entre as melhores combinações possíveis de parâmetros (bons projetos similares em escala), considerando as severas restrições impostas aos limites das variáveis de busca. Cabe lembrar que em um projeto real de

engenharia, para se projetar um sistema termo-hidráulico em escala reduzida, estes limites seriam definidos em função das restrições providas das condições econômica, físicas e operacionais pré-existentes.

Além da destacada importância acadêmica do trabalho, em termos práticos, poder-se-ia obter ainda melhores experimentos utilizando-se artifícios experimentais, como por exemplo, válvulas de redução, misturadores, etc. Estes artifícios ficariam agregados à modelagem física que define o circuito e permitiriam um maior grau de liberdade durante a análise dimensional do problema, facilitando assim, a busca do PSO. Portanto, com a inserção destes artifícios, possivelmente poder-se-ia obter resultados ainda melhores.

A colocação de uma válvula, por exemplo, seria muito importante para melhorar ainda mais a correção do fator de atrito e conseqüentemente do número de Fricção. Este procedimento não prejudicaria os demais números adimensionais representativos do experimento e diminuiria a interdependência entre alguns grupos adimensionais.

7.2 Recomendações

Visando aprofundar futuras investigações quanto à aplicabilidade e relevância para a engenharia, torna-se interessante a inclusão futura de um modelo bi-fásico, além da aplicação do método para o cálculo de outros componentes e que envolvam outros tipos de fenômenos. A metodologia deve ainda ser testada em experimentos termo-hidráulicos envolvendo circuitos fechados e compostos por diversas seções ou componentes, onde a metodologia proposta teria sua eficácia definitivamente investigada.

Considerando-se a natureza fortemente multimodal que caracterizou o espaço de busca das soluções, torna-se muito atraente a uso da otimização por enxame de

partículas com abordagem por métodos de nichos, que apresentam maior resistência ao aprisionamento em ótimos locais.

Em decorrência da forte interdependência e não linearidade do problema, durante o processo de busca ocorre uma competição entre os números dimensionais. Este fato deverá ser tratado de melhor forma com a adoção de técnicas de otimização usando a abordagem por PSO baseado em otimização multiobjetivos.

8. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ABIDO, M.A., 2002, “Optimal design of power-system stabilizers using particle swarm optimization”, **IEEE Transactions on Energy Conversion**, vol. 17, n. 3, pp. 406-413.

ALVARENGA, M.A.B., MARTINEZ, A.S., SCHIRRU, R., 1997, “Adaptative Vector Quantization Optimized by Genetic Algorithms for Real-Time Diagnosis through Fuzzy Sets”, **Nuclear Technology**, v.120, n.3, pp. 188-197.

BARENBLATT, G.I., 1996, **Scaling, Self-similarity, and intermediate asymptotics**. 1 ed. New York, Cambridge University Press.

BARENBLATT, G.I., 2003, **Scaling - Cambridge Texts in Applied Mathematics**. 1 ed. New York, Cambridge University Press.

BENNETT, C.O., MYERS, J.E., 1978, **Fenômenos de Transporte - quantidade de movimento, calor e massa**. 1 ed. Rio de Janeiro, McGraw-Hill do Brasil Ltda.

BOTELHO, D.A, FACCINI, J.L.H., 2002, “Single and Two-Phase Similarity Analysis of a Reduced-Scale Natural Convection Loop Relative to a Full-Scale Prototype”, **Revista Brasileira de Pesquisa e Desenvolvimento**, v. 4, n.2, pp. 63-68.

BRETTSCUH, W., 2001, “The SWR 1000: A Nuclear Power Plant Concept with Boiling Water Reactor for Maximum Safety and Economy of Operation”. In: **9th International Conference on Nuclear Engineering**, Nice, France, Abril. Track 6, Paper 852 [CD-ROM].

CHAPOT, J.L.C., SCHIRRU, R., SILVA, F.C., 1996, “Utilização de Algoritmos Genéticos na Otimização Automática de Recargas de Reatores a Água Pressurizada: Uma Nova Modelagem”. In: **Anais do VI Congresso Geral de Energia Nuclear**", Rio de Janeiro. v. CD-ROM

CHAPOT, J.L.C, SCHIRRU, R., 1999, “A New Approach to the Use of Genetic Algorithms to Solve Pressurized Water Reactor’s Fuel Management Optimization Problem”, **Annals of Nuclear Energy**, v. 26, n.7, pp. 641-655.

CUNHA, J.J., 2004, **Projeto em Escala Reduzida do Núcleo de um Reator PWR em Regime de Circulação Natural Otimizado por Algoritmo Genético**. Dissertação de M.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

CUNHA, J.J., LAPA, C.M.F., ALVIM, A.C.M., 2005, “Design of a Reduced Scale PWR Passive Safety System using Genetic Algorithms”. In: **Proceedings of International Nuclear Atlantic Conference (INAC 2005)**, Santos, Brasil. Agosto 28 a Setembro 2. v. CD-ROM

CUNHA, J. J., ALVIM, A., LAPA, C.M.F., 2007, “Reduced scale PWR passive safety system designing by genetic algorithms”, **Annals of Nuclear Energy**, v. 34, n. 12, pp. 1014-1023.

DOMINGOS, R.P., SCHIRRU, R., PEREIRA, C.M.N.A., 2006, “Particle Swarm Optimization in Reactor Core Design”, **Nuclear Science and Engineering**, v. 152, n. 2, pp. 197-203.

DUFFEY, R.B., SURSOCK, J.P., 1987, “Natural circulation phenomena relevant to small breaks and transients”, **Nuclear Engineering and Design**, v. 102, n. 2, pp 115-128.

DUNCAN, W.J., 1955, **Physical Similarity and Dimensional Analysis**. 1ed. London, Butler& Tanner Ltd.

D'AURIA, F., FROGHERI, M., 2002, “Use of a natural circulation map for assessing PWR performance”, **Nuclear Engineering and Design**, v. 215, n. 1-2, pp 111-126.

EGUCHI, Y., TAKEDA, H., KOGA, T., *et al.*, 1997, “Quantitative prediction of natural circulation in an LMFBR with a similarity law and a water test”, **Nuclear Engineering and Design**, v.178, n.3, pp. 295-307.

FORSBERG, C.W., WEINBERG, A.M., 1990, “Advanced Reactors, Passive Safety and Acceptance of Nuclear Energy”, **Annual Review of Energy**, v.15, pp. 133-152.

FORSBERG, C.W., REICH, W.J., 1991, **Worldwide Advanced Nuclear Power Reactors with Passive and Inherent Safety: What, Why, How, and Who**, ORNL/TM-11907, Oak Ridge, USA.

HASSAN, R., COHANIM, B., WECK, O., *et al.*, 2005, “A Comparison of Particle Swarm Optimization and the Genetic Algorithm”. In: **Proceedings of the 46th AIAA/ASME/ASCE/AHS/ASC Structures, Structural Dynamics, and Materials Conference**, Austin, Texas, AIAA 2005-1897, April 18 - 21.

HEISLER, M.P., 1982, “Development of Scaling Requirements for Natural Convection Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Shutdown Heat Removal Test Facilities”, **Nuclear Science and Engineering**, v.80, n.3, pp. 347-380.

HOLLAND, J.H., 1975, **Adaptation in Natural and Artificial Systems**, An Arbor, Michigan, University Michigan Press.

IAEA, 1996, **Progress in Design, Research and Development and Testing of Safety Systems for Advanced Water Cooled Reactors**. TECDOC - 872, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna.

IAEA, 2002, “Natural circulation data and methods for advanced water cooled nuclear power plant designs”. **Proceedings of a Technical Committee Meeting**. Vienna, 18-21 Julho, 2000.

IAEA, 2004, **Status of Advanced Light Water Reactor Designs**. TECDOC - 1391, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna.

INCROPERA, F.P., DE WITT, D.P, 2002, **Fundamentals of Heat and Mass Transfer**. 5 ed New York, John Wiley & Sons.

ISHII, M., KATAOKA, I., 1984, “Scaling Laws for Thermal-Hydraulic System under single phase and two-phase natural circulation”, **Nuclear Engineering and Design**, v. 81, n.3, pp. 411-425.

ISHII, M., REVANKAR, S. T., LEONARDI, T., R., *et al.*, 1998, “The three-level scaling approach with application to the Purdue University Multi-Dimensional Integral Test Assembly (PUMA)”, **Nuclear Engineering and Design**, v.186, n. 1-2, pp 177-211.

JAFARI, J., D’AURIA, F., KAZEMINEJAD, H., *et al.*, 2003, “Reliability evaluation of a natural circulation system”, **Nuclear Engineering and Design**, v.224, n.1, pp 79-104.

JUHN, P.E., KUPITZ, J., CLEVELAND, J., *et al.*, 2000, “IAEA activities on passive safety systems and overview of international development”, **Nuclear Engineering and Design**, v. 178, n.201, pp 41-59.

KENNEDY, J., EBERHART, R.C., 1995, “Particle swarm optimization”. In: **Proceedings of IEEE International Conference on Neural Networks**, pp. 1942-1948, Piscataway, NJ, Dezembro.

KIANG, R.L., 1985, “Scaling Criteria for Nuclear Reactor Thermal Hydraulics”, **Nuclear Science and Engineering**, v. 89, n. 3, pp. 207-216.

KIRKPATRICK, S., GELATT JR., C.D., VECCHI, M. P, 1983, “Optimization by Simulating Annealing”, *Science*, v. 220, n. 4598, pp.671-680.

KIRCHSTEIGER, C., 2005, “A new approach to quantitative assessment of reliability of passive systems”, **Safety Science**, v. 43, n. 10, pp. 771-777.

KOCAMUSTAFAOGULLARI, G., ISHII, M., 1987, “Scaling of two-phase flow transients using reduced pressure system and simulant fluid”, **Nuclear Engineering and Design**, v. 104, n. 2, pp 121-132.

LAPA, C.M.F., PEREIRA, C.M.N.A., MOL, A.C.A., 1999, “Aplicação de Algoritmos Genéticos na Otimização da Política de Manutenções Preventivas de um Sistema Nuclear Centrada em Confiabilidade”. In: **Proceedings of the 15th Brazilian Congress of Mechanical Engineering (COBEM)**, Águas de Lindóia, Brasil.

LAPA, C.M.F., PEREIRA, C.M.N.A., MOL, A.C.A., 2000a, “Maximization of Nuclear System Availability through Maintenance Scheduling Optimization Using Genetic Algorithm”, **Nuclear Engineering and Design**, v.196, n.178, pp. 95-107.

LAPA, C.M.F., PEREIRA, C.M.N.A., FRUTUOSO, P.F.M., 2000b, “Coupled Emergency Diesel Generators - Component Coolant Water System Maintenance Scheduling Optimization Using Genetic Algorithms”. **Proceedings of the Fourth FLINS (Fuzzy Logic and Intelligent Techniques in Nuclear Science and Engineering)**, pp. 519-526, Bruges, Belgium.

LAPA, C.M.F., SAMPAIO, P.A.B., BOTELHO, D.A., *et al.*, 2001, “Dimensioning Reduced Scale Experiments Using Genetic Algorithms”. In: **Anais do Congresso Ibero Latino Americano de Métodos Computacionais na Engenharia (CILAMCE)**, Campinas, Brasil.

LAPA, C.M.F., PEREIRA, C.M.N.A, FRUTUOSO, P.F.M., 2002a, “Emergency Diesel Generation System Surveillance Test Policy Optimization through Genetic Algorithm Using the Non-Periodic Intervention Method and Considering Seasonal Constraints”. In: **Proceedings of ICON10: Tenth International Conference on Nuclear Engineering**, Abril 14-18, Arlington, Virginia, USA.

LAPA, C.M.F.; PEREIRA, C.M.N.A.; FRUTUOSO, P.F.M., 2002b, “An application of genetic algorithms to surveillance test optimization of a PWR auxiliary feedwater system”, **International Journal of Intelligent Systems**, v. 17, n. 8, p. 813-831.

LAPA, C.M.F., SAMPAIO, P.A.B. DE, BOTELHO D.A, PEREIRA, C.M.N.A, 2004, “A new approach to designing reduced scale thermal-hydraulic experiments”, **Nuclear Engineering and Design**, v. 229, n.2-3, pp. 205-212.

LARSON, T.K., DIMENNA, R.A., 1988. “Preservation of Natural Circulation Similarity Criteria in Mathematical Models”, **Nuclear Science and Engineering**, v. 100, n. 1, pp 21-32.

LEWIS, E.E., 1977, **Nuclear Power Reactor Safety**. 10 ed New York John Wiley & Sons.

LIM, A., LIN, J., XIAO, F., 2003, “Particle Swarm Optimization and Hill Climbing to Solve the Bandwidth Minimization Problem”. In: **The Fifth Metaheuristics International Conference**, pp. 25-28, Kyoto, Japan, Agosto.

LUEMBERGER, D. G., 1984, **Introduction to Nonlinear Programming**. London, Addison-Wesley Publishing Company.

MEDEIROS, J.A.C.C., SCHIRRU, R., 2008, “Identification of nuclear power plant transients using the Particle Swarm Optimization algorithm”, **Annals of Nuclear Energy**, v. 35, n. 4, pp. 576-582.

MME\EPE, 2007. **Plano Nacional de Energia 2030**, Ministério de Minas e Energia/Empresa de Pesquisa Energética, 12 v, v 7, pp. 58-59, Brasília.

NAHAVANDI, A.N., CASTELLANA, S.S., MORADKANIAN, E.N., 1979, “Scaling Laws for Modeling Nuclear Reactor System”, **Nuclear Science and Engineering**, v. 72, n. 1, pp. 75-83.

NATIONAL RESEARCH COUNCIL, 2004, **The Hydrogen Economy - Opportunities, Costs, Barriers, and R&D Needs**, The National Academies Press, Washington, D.C

OECD/NEA, 2002, **Innovative Nuclear Reactor Development Opportunities for International Co-operation**, Organization for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency, Paris.

PARSOPOULOS, K.E e VRAHATIS, M.N, 2002, “Particle Swarm Optimization Method in Multiobjective Problems”. In: **Proceedings of the 2002 ACM. Symposium on Applied Computing**, pp. 603-607, Madrid, Spain.

PEREIRA, C.M.N.A., SCHIRRU, R., MARTINEZ, A.S., 1998, “Learning an Optimized Classification. System From a Data Base of Time Series Patterns Using Genetic Algorithm”. In: Ebeken, N.F.F (ed), **Data Mining, Computational Mechanics Publications**, 1 ed, Southampton WIT Press/Computational Mechanics Publications, pp. 20-34, Inglaterra,.

PEREIRA, C.M.N.A., SCHIRRU, R., MARTINEZ, A.S, 1999, “Basic Investigations Related to Genetic Algorithms in Core Designs”, **Annals of Nuclear Energy**, v.26, n.3, pp. 173-193.

RANSOM, V.H., WANG, W., ISHII, M., 1998, “Use of an ideal scaled model for scaling evaluation”, **Nuclear Engineering and Design**, v.186, n.1-2, pp. 135-148.

REEDER, D.L., 1978, **LOFT System and Test Description**, NUREG/CR0247, TREE-1208. NRC, Idaho National Engineering Laboratory e Department of Energy.

RIFKIN, J., 2002, **The Hydrogen Economy**. 1 ed. New York, Penguin Putnam Inc.

ROGERS, K.A., 2009, “Fire in the hole: A review of national spent nuclear fuel disposal policy”, **Progress in Nuclear Energy**, v.51, n. 2, pp. 281-289.

ROSE, R.P., 1965, “Heat Transfer Problems Associated with the LOFT (Loss of Fluid Test) Program”. In: **Proceedings ASME-AIChE, American Society of Mechanical Engineers Heat Transfer Conference**, Los Angeles, California, Agosto 8-11.

RUST, J., 1979, **Nuclear Power Plant Engineering**. 1 ed. Buchanan-Georgia, Haralson Publishing Company.

SARAMAGO, S.F.P., PRADO, J.R., 2005, “Otimização por Colônia de Partículas”, **Famat Em Revista**, v. 04, pp. 87-103.

SCHIRRU, R., PEREIRA, C.M.N.A., CHAPOT, J.L.C., *et al.*, 1997, “A Genetic Algorithm Solution for Combinatorial Problems - The Nuclear Core Example”. In: **Anais do XI Encontro de Física de Reatores e Termo - Hidráulica (ENFIR)**, pp. 357-360, Poços de Caldas-MG, Brasil.

SZIRTES THOMAS, 1998, **Applied Dimensional Analysis and Modeling**. 1 ed. Toronto, McGraw-Hill.

TANDON, V., 2000, **Closing the gap between CAD/CAM and optimized CNC en milling**. Master’s thesis, Purdue School of Engineering and Technology, Indiana University Purdue University Indianapolis, USA.

TANOMARU, J., 1995, “Motivação, Fundamentos e Aplicações de Algoritmos Genéticos”. In: **Anais do II Congresso Brasileiro de Redes Neurais**, pp. 331-411, Curitiba, Out 29-Nov 01.

TODREAS, N.E., KAZIMI, M S., 1990, **Nuclear System I-Thermal Hydraulic Fundamentals**. 1 ed. New York, Hemisphere Publishing Corporation.

US-DOE/GIF, 2002, “A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems”. GIF-002-00. U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee e Generation IV International Forum. Disponível em <http://gif.inel.gov/roadmap/> Acesso em 08/01/2009.

VAN GOETHEM, G., HUGON, M., BHATNAGAR, V., *et al.*, 2007, “Euratom innovation in nuclear fission: Community research in reactor systems and fuel cycles”, **Nuclear Engineering and Design**, v. 67, n.237, pp 1486-1502.

VENTER, G., SOBIESZCZANSKI-SOBIESKI, J., 2002, “Particle Swarm Optimization”. In: **Proceedings of the 43th AIAA/ASME/ASCE/AHS/ASC Structures, Structural Dynamics, and Materials Conference**, Denver, CO, AIAA 2002-1235, Abril 22 - 25.

VIJAYAN, P.K., AUSTREGESILO, H., 1994, “Scaling laws for single-phase natural circulation loops”, **Nuclear Engineering and Design**, v.152, n.1-3, pp. 331-347.

VIJAYAN, P.K., AUSTREGESILO, H., TESCHENDORFF, V., 1995, “Simulation of the unstable oscillatory behavior of single-phase natural circulation with repetitive flow reversals in a rectangular loop using the computer code ATHLET”, **Nuclear Engineering and Design**, v.155, n. 3, pp. 623-641.

VIJAYAN, P.K., NAYAK, A.K., BADE, M.H., *et al.*, 2002, “Scaling of the steady state and stability behavior of single- and two-phase natural circulation systems, natural circulation data and methods for advanced water cooled nuclear power plant designs”. In: **Proceedings of Technical Committee Meeting**, IAEA-TECDOC-1281, pp. 139-156, Vienna, 2000.

WANG, Z.Y., HSU, Y.Y, ALMENAS, K., *et al.*, 1989, “On the Applicability of Ishii’s Similarity Parameters to Integral System Test Facilities”, **Nuclear Engineering and Design**, v.117, n.3, pp. 317-323.

WASSERMAN, P., 1989, **Neural Computing - Theory and Practice**, New York, Van Nostrand Reinhold Co.

WELTY, J.R., WICKS, C.E., WILSON, R.E *et al.*, 1969, **Fundamentals of Momentum, Heat and Mass Transfer**.1 ed. New York, John Wiley & Sons.

WULFF, W., 1996, “Scaling of Thermohydraulic Systems”, **Nuclear Engineering and Design**, v. 163, n. 3, pp. 359-395.

YADIGAROGLU, G., ZELLER, M., 1994, “Fluid-to-fluid for a gravity-and flashing-driven natural circulation loop”, **Nuclear Engineering and Design**, v. 151, n. 1, pp. 49-64.

YBARRANDO, L.J., 1974, “Examination of LOFT Scaling”. In: **Annual Winter Meeting of the Heat Transfer Division of the American Society of Mechanical Engineers**, New York, Novembro.

YANG, R., LIUA, R, ZHONGA, Y. *et al.*, 2006, “Experimental study on convective heat transfer of water flow in a heated tube under natural circulation”, **Nuclear Engineering and Design**, v. 236, n. 18, pp 1902-1908.

YILDIZ, B., HOHNHOLT, K.J., KAZIMI, M.S., 2006, “Hydrogen Production Using High-Temperature Steam Electrolysis Supported by Advanced Gas Reactors with Supercritical CO₂ Cycles”, **Nuclear Technology**, v. 155, n.1, pp. 1-21.

YOSHIDA, H., KAWATA, K., FUKUYAMA, Y., *et al.*, 2000, “A particle swarm optimization for reactive power and voltage control considering voltage security assessment”. In: **IEEE Transactions on Power Systems**, pp. 1232-1239, Novembro.

ZUBER, N., 1991, Appendix D: “A hierarchical, two-tiered scaling analysis, an integrated structure and scaling methodology for severe accident technical issue resolution”. US Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555, NUREG/CR-5809, Novembro 1991.

ZUBER, N., WULFF, W., ROHATGI, U.S., *et.al.*, 2005, “Application of Fractional Scaling Analysis (FSA) to Loss of Coolant Accidents (LOCA)”. In: **The 11^a International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal -Hydraulics (NURETH-11)**, pp 1-25, Avignon-France, Outubro.

ZVIRIN, Y., 1981, “A Review of Natural Circulation Loops in Pressurized Water Reactors and Other Systems”, **Nuclear Engineering and Design**, v.67, n.2, pp. 203-225.