


V BR 8004001

 Eletrobras - *Dene* - AN - 05

Departamento de Estudos Energéticos

05.11.78

NOTA TÉCNICA 05

AUTOR (ES): Arnaldo Alofsio Telles Ribeiro
Atile Alberto Muniz

RESUMO:

ESTIMATIVA DA DISPONIBILIDADE DE USINAS NUCLEARES INTERNACIONAIS

Esta nota técnica divulga os resultados da investigação de fatores que possam influenciar a disponibilidade de usinas nucleares PWR e estimativa dos valores esperados para o fator de disponibilidade e a probabilidade de se ter disponibilidades inferiores a um valor especificado.

AVAILABILITY ESTIMATION OF THE INTERNATIONAL NUCLEAR POWER PLANTS

Results are presented of
~~This technical note presents the investigation results for~~ the factors influencing the availability of nuclear power plants of the PWR type, and estimation of ~~the~~ expected values for the availability factor and ~~the~~ probability of ~~having~~ lower values than a certain specified value ~~are~~ given. *(its) (Annex)*

INI
MF prepared

OBS:

S U M Á R I O

1 METODOLOGIA

1.1 Introdução

1.2 Metodologia

2 RESUMO DOS RESULTADOS

2.1 Estimativa de Disponibilidade

2.2 Risco Relacionado ao Fator de Capacidade das Usinas Nucleares

3 ANÁLISE DA EXPERIÊNCIA DE OPERAÇÃO

3.1 Introdução

3.2 Restrições

3.3 Dados Utilizados

3.4 Resultados da 1.^a Etapa

3.5 Resultados da 2.^a Etapa

3.6 Estimativa de Disponibilidade

3.7 Risco relacionado ao Fator de Capacidade

3.7.1 Frequência do Fator de Capacidade

3.7.2 Probabilidade do Fator de Capacidade ocorrer menor que determinado valor

BIBLIOGRAFIA

FIGURAS

Anexo 1 Definições Estatísticas

Anexo 2 Experiência Internacional de Operação

1.1 Introdução

O objetivo deste trabalho é apresentar os resultados obtidos nos estudos de disponibilidade (ver Tabela 2.1) de usinas nucleares. Estes resultados deverão servir de subsídios aos estudos de planejamento energético. Os valores esperados para o fator de confiabilidade (Tabela 2.1) e risco de se ter valores abaixo do esperado são tratados na NOTA TÉCNICA DENE 07/78.

1.2 Metodologia

O valor da disponibilidade afeta a garantia de energia principalmente no período crítico, uma vez que este fator de disponibilidade multiplicado pela potência nominal representa a potência média, que pode ser mantida por longos períodos.

Foi tomado o fator de capacidade anual das usinas como representativo da disponibilidade anual, visto que, na experiência internacional as usinas nucleares operaram na base sempre que possível. Reduções no fator de capacidade, devido a seguimento de carga, foram mínimas, da ordem de 1% em 1975 e 0,03% em 1976 para todos os tipos de reatores (1). A partir dos dados do F.C. aplicou-se os métodos estatísticos convencionais em duas etapas.

Em uma primeira etapa considerou-se os seguintes parâmetros como possíveis de sensibilizar a disponibilidade das usinas nucleares:

- a) tipo
- b) idade
- c) potência
- d) desenvolvimento tecnológico
- e) fabricante

Observou-se que o tipo de reator influencia significativamente os resultados e assim restringiu-se a amostra à reatores do tipo PWR, nos quais estamos interessados. O pequeno número de dados por fabricantes impossibilitou uma análise estatística significativa e nos levou a restringir a análise a:

- a) idade
- b) potência
- c) desenvolvimento tecnológico

Os dados foram submetidos com o auxílio do SPSS (2), a regressões múltiplas que indicaram que a disponibilidade das usinas é sensível a potência instalada, a idade e ao desenvolvimento tecnológico.

Em uma segunda etapa as usinas foram divididas por faixa de potência, para uma análise mais acurada de dependência.

Faixas de Potência Instalada

A) 400MW < POTÊNCIA < 650MW

B) 650MW < POTÊNCIA < 800MW

C) POTÊNCIA > 800MW

A partir desta análise preparou-se estimativas de disponibilidade média e probabilidade de disponibilidade inferior a determinado valor para as usinas internacionais. A amostra foi aproximada com o seguinte critério: para qualquer fator de capacidade, variando entre A e A + 2,5, aproximou-se o valor para A, com A, assumindo qualquer dos seguintes valores: 0; 2, 5; 5; 7, 5; 10 -----97,5

Após discretizar a amostragem dos fatores de capacidade, foram feitos histogramas de freqüência para as faixas de potência que envolvem Angra I e Angra II; a partir destes histogramas, calculou-se a probabilidade de fator de capacidade ser menor ou igual a determinado valor A:

$$P (FC \leq A) = \frac{\int_{FC=0}^{FC=A} F (FC) \Delta FC}{\int_{FC=0}^{FC=100} F (FC) \Delta FC} \quad (1-1)$$

F (FC) - freqüência em função do fator de capacidade, aproximada por retas (ver figuras 12 e 13).

Tomando as aproximações feitas na amostra verificou-se que:

$$P (FC < x) \text{ é igual } P (FC \leq A) \text{ sendo } A \leq x < A + 2,5 \quad (1-2)$$

x - qualquer fator de capacidade

ou seja, a probabilidade do fator de capacidade de uma usina nuclear ser menor que determinado valor x, é calculada pela equação (1.1).

2 RESUMO DOS RESULTADOS

2.1 Estimativa da Disponibilidade Média Anual

A análise estatística mais detalhada da amostra, por faixa de potência determinou que os fatores que sensibilizam significativamente a disponibilidade das usinas nucleares são: a idade (IDADE) e a potência instalada (POT).

Foi feita uma estimativa para a disponibilidade das usinas nucleares PWR internacionais, com o seguinte resultado:

$$FDIS = 58,75 + 73,78 * EXP \{-0,36 * (POT/100)\} - 9,79 * EXP \{-0,98 * IDADE\} \quad (2 - 1)$$

A tabela 2.1 mostra os valores calculados para a disponibilidade média anual de usinas PWR, internacionais, do porte de Angra I e II.

Tabela 2.1 Estimativa do fator de disponibilidade médio anual % das usinas PWR internacionais (vide figuras 11 e 12).

POTÊNCIA, MW \ idade	625	1245
1º ano	63	56
2º ano	65	58
3º ano	66	59
4º ano e acima	67	60

2.2 Risco relacionado ao fator de disponibilidade médio anual

Aplicando a metodologia descrita no item 1-2, obtem-se os resultados sumarizados na tabela 2.3

Tabela 2.3 Risco assumido ao se tomar determinado fator de disponibilidade médio anual.

POTÊNCIA FC % (A)	400 ≤ POTÊNCIA < 650MW	POTÊNCIA ≥ 800MW
2,5	0,2	0,08
5,0	0,8	0,3
7,5	1,7	0,7
10,0	2,9	1,2
12,5	4,0	2,0
15,0	5,2	2,8
17,5	6,3	3,9
20,0	7,5	5,1
22,5	8,6	6,5
25,0	9,7	8,0
27,5	10,9	9,6
30,0	12,0	11,2
32,5	13,2	12,8
35,0	14,3	14,4
37,5	15,5	16,4
40,0	16,7	18,3
42,5	18,3	21,7
45,0	20,2	24,3
47,5	22,3	28,9
50,0	24,6	35,8
52,5	26,6	42,2
55,0	28,0	45,4
57,5	29,7	50,2
60,0	33,2	57,5
62,5	38,0	63,1
65,0	43,5	68,7
67,5	48,0	75,2
70,0	53,8	80,0
72,5	60,6	82,4
75,0	65,6	85,6
77,5	69,6	89,6
80,0	75,5	92,0
82,5	83,5	93,6
85,0	90,3	95,2
87,5	93,6	96,7
90,0	94,9	97,9
92,5	96,6	98,8
95,0	98,5	99,5
97,5	99,6	99,9
100	1,00	1,00

3.1 Introdução

Com o objetivo de investigar a dependência do fator de capacidade de usinas nucleares com a idade, potência e desenvolvimento tecnológico, foi executado um estudo pormenorizado da operação destas usinas entre 1961 e 1977.

3.2 Restrições

Como os reatores adquiridos pelo Brasil são do tipo PWR, todos os dados e análises são referentes a este tipo de reator. Com o objetivo de uniformizar os dados foram feitas duas considerações:

1º Ignoramos na análise PWR's com potência menor que 400MW, por serem pertencentes a uma fase tecnológica não consolidada, e por isto não comercial para operação na base nos dias de hoje.

2º Ignoramos o 1º ano de operação de cada unidade por ser um ano atípico: não compreende normalmente 12 meses de operação e nem inclui parada para recarga e manutenção programada.

3.3 Dados Utilizados

Considerando as restrições, tomamos os dados das usinas nucleares a partir de 1969 (2º ano de operação da 1ª usina com potência acima de 400MW, SAN ONOFRE1), até 1977 inclusive, excluindo-se as usinas das quais não se tem suficiente informação (usinas do bloco comunista principalmente). Os FC foram tirados dos relatórios da experiência de operação de centrais nucleares da Agência Internacional de Energia Atômica, e da Nucleonics Week num total de 143 usinas - ano; (vide anexo II).

3.4 Resultados da 1ª Etapa de Cálculos (ver item 1.2)

Analisando toda a amostra do fator de capacidade com relação a idade, potência e desenvolvimento tecnológico, (vide figuras 1, 2 e 3), foram determinadas as seguintes curvas, como representativas das tendências esboçadas, (vide figuras 4, 5 e 6).

$$FC_1 = 75 - 15 * EXP * (-.98 * IDADE) \quad (3-1)$$

$$FC_2 = 140 * EXP * (-.36 * (POT/100)) + 50 \quad (3-2)$$

$$FC_3 = 81,56 - 4,05 * ANO1 + .715 * (ANO1 ** 2) - .0343 ** (ANO1 ** 3) + .000528 * (ANO1 ** 4) \quad (3-3)$$

FC₁ = curva representativa da variação com a idade

FC₂ = curva representativa da variação com a potência

FC₃ = curva representativa da variação com o desenvolvimento tecnológico, aqui evidenciado pelo ano de entrada em operação da usina.

POT = potência

3 ANÁLISE DA EXPERIÊNCIA DE OPERAÇÃO

ANO1 = ano de entrada em operação tomando como referência (ano zero) 1969

Como o SPSS (2) só utiliza retas na regressão pelo método dos mínimos quadrados, foram feitas as seguintes mudanças de variável.

$$IDA1 = 75 - 15 * EXP * (-.98 * IDADE) \quad (3-4)$$

$$POT1 = 140 * EXP * (-.36 * (POT/100)) + 50 \quad (3-5)$$

$$DESEN = 61,56 - 4,05 * ANO1 * .715 * (ANO1 ** 2) - .0343 * (ANO1 ** 3) + .000528 * (ANO1 ** 4) \quad (3-6)$$

Fez-se então regressão múltipla FC x DESEN, IDA1, POT1, com os seguintes resultados

número de dados = 143

Variável	Média	Desvio Padrão
FC	65,396	16,743
POT1	64,458	8,723
IDA1	72,688	2,228
DESEN	64,673	2,225

FC como variável dependente teve como resultado:

r-quadrado = 0,116

erro padrão = 15,908

Variável	r-múltiplo	r-quadrado	coeficiente	F
DESEN	0,193	0,037	1,168	3,468
IDA1	0,262	0,068	0,875	1,945
POT1	0,341	0,116	0,446	7,479
(constante)			-102,554	

Considerando o valor de F com 139 graus de liberdade, as três variáveis tiveram uma significância acima de 90%.

A extrapolação da curva FC x ANO1 foi feita a partir da constatação de que a moda do FC dos reatores PWR maduros, ou seja, com idade superior a 4 anos, que em uma análise até 1977, implica em reatores com potência instalada no intervalo $400\text{MW} \leq \text{Potência} < 650\text{MW}$ é de 85%. Este valor foi tomado como objetivo para o desenvolvimento tecnológico a ser atingido futuramente; da regressão tem-se:

$$FC = -102,554 + 1,168 * DESEN + 0,867 * IDA1 + 0,432 * POT1 \quad (3-7)$$

Para confirmar a sensibilidade da amostra ao parâmetro potência, foi feita uma regressão de fator de capacidade em função da potência com o seguinte resultado:

FC x POT1

r-quadrado = 0,087

erro padrão = 16,054

nº de dados = 143

Variável	r-múltiplo	r-quadrado	coeficiente	F
POT1	0,295	0,087	0,566	13,452
(constante)			28,886	

Considerando o valor de F com 141 graus de liberdade, verifica-se que a significância da estimativa é superior a 90%; o nível de explicação é de 8,7%, superior ao nível de explicação da regressão múltipla (4,8%) indicando que, parcela de explicação de POT1 nesta regressão, se deve a imaturidade das usinas mais recentes e de maior potência instalada e ao desenvolvimento tecnológico (ver seção 3.6).

3.5 Resultados da 2.^a Etapa de Cálculos (ver item 1.2)

Uma vez comprovado que o fator de capacidade é sensível a potência, foram divididos os dados por faixas de potência com o objetivo de uma verificação mais apurada da sensibilidade do FC a idade e ao desenvolvimento tecnológico.

Faixas de Potência

A) 400 ≤ POT < 650MW

B) 650 ≤ POT < 800MW

C) POT > 800MW

Como no Brasil os reatores serão de 625MW para o primeiro e 1245MW para os subseqüentes, nos restringimos as faixas A e C.

Foram feitas regressões simples de FC x DESEN e FC x IDA1, e regressão múltipla de FC x DESEN, IDA1; obteve-se os seguintes resultados:

Faixa A (400MW ≤ POT < 650MW):

nº de dados = 84

Variável	Média %	Desvio Padrão
FC	71,726	15,196
POT1	73,271	4,372
IDA1	73,145	2,143
DESEN	65,286	2,741

FC x DESEN

r-quadrado = 0,0113

erro padrão = 15,231

Variável	r-múltiplo	r-quadrado	coeficiente	F
DESEN (constante)	0,106	0,113	0,589 32,250	0,709

Considerando o valor de F com 62 graus de liberdade verifica-se que a significância da estimativa é inferior a 90%.

FC x IDA1

r-quadrado = 0,020

erro padrão = 15,163

Variável	r-múltiplo	r-quadrado	coeficiente	F
IDA1 (constante)	0,141	0,0201	1,005 -1,838	1,273

Considerando F, com 62 graus de liberdade, a significância da estimativa é superior a 90%.

FC x IDA1, DESEN

r-quadrado = 0,028

erro padrão = 15,219

Variável	r-múltiplo	r-quadrado	coeficiente	F
IDA1	0,141	0,020	0,941	1,098
DESEN (constante)	0,169	0,028	0,518 -30,983	0,544

Considerando F, com 62 graus de liberdade, a estimativa de IDA1 tem uma significância superior a 90% e a de DESEN é inferior a 90%.

Temos então que, nesta faixa de potência ($400 < POT < 650MW$), a estimativa feita para cada parâmetro individualmente mostra que o parâmetro IDA1 tem uma explicação de 2%, com um nível de significância acima de 90%. Por outro lado, o parâmetro DESEN tem uma explicação de 1,13% com um nível de significância inferior a 90%. Foi feita então a regressão múltipla para verificar a interdependência; a regressão múltipla mostra que em presença de parâmetro IDA1, a explicação do parâmetro DESEN diminui para 0,87% com nível de significância inferior a 90%.

Faixa C ($POT \geq 800MW$)

nº de dados = 39

Variável	Média	Desvio Padrão
FC	56,683	13,003
POT1	55,081	1,872
IDA1	71,632	2,188
DESEN	64,975	1,575

FC x DESEN

r-quadrado = 0,172

erro padrão = 11,994

Variável	r-múltiplo	r-quadrado	coeficiente	F
DESEN (constante)	0,415	0,172	3,430 -164,247	7,31

Considerando F com 35 graus de liberdade, a estimativa tem uma significância acima de 90%.

FC x IDA1

r-quadrado = 0,003

erro padrão = 13,185

Variável	r-múltiplo	r-quadrado	coeficiente	F
IDA1 (constante)	0,018	0,003	-0,108 68,459	0,012

Considerando F com 35 graus de liberdade, a estimativa tem uma significância inferior a 90%.

FC x IDA1, DESEN

r-quadrado = 0,281

erro padrão = 11,501

Variável	r-múltiplo	r-quadrado	coeficiente	F
IDA1	0,018	0,0003	2,231	4,089
DESEN	0,511	0,281	5,323 -447,02	12,005

Considerando F com 35 graus de liberdade, a estimativa tem uma significância superior a 90%. A estimativa feita para cada parâmetro individualmente mostra que as duas estimativas são significativas embora o parâmetro IDA1 tenha uma explicação desprezível, e o parâmetro DESEN tenha uma explicação de 28% nesta faixa de potência; a regressão múltipla demonstrou que toda a explicação da amostra nesta faixa de potência se deve ao parâmetro DESEN.

3.8 Análise dos Resultados e Estimativa da Disponibilidade

Com a separação por faixa de potência, já mencionada, verificou-se que, na faixa A, o fator de disponibilidade é sensível a idade (figuras 7 e 11), o mesmo não ocorrendo em relação ao desenvolvimento tecnológico (figura 8). Na faixa C ocorre o inverso (figuras 9 e 10). A pequena explicação do parâmetro idade na faixa de potência acima de 800MW é devido ao fato destes reatores serem em pequeno número e recentes, tendo no máximo 4 anos completos de operação.

Com relação ao desenvolvimento tecnológico a interpretação dos resultados é um tanto mais complicada:

a) Para cada projeto nas respectivas faixas de potência, deve existir a longo prazo uma tendência a atingir assintoticamente FC=85%, valor mais provável atual na faixa A com programas mais exigentes de garantia de qualidade e avanço tecnológico. Esta tendência não se comprovou porém nos 8 anos de experiência operacional nesta Faixa A. Acredita-se que esta não comprovação seja consequência do relativo abandono dos esforços de aperfeiçoamento do projeto visto que, a indústria estava preocupada com o desenvolvimento de projetos maiores e com a menor produtividade inicial das usinas grandes. Como consequência o FC esperado na faixa é em torno de 70% independentemente do ano de entrada em operação;

b) A passagem para potências superiores a 800MW foi bastante abrupta e com consideráveis modificações de projetos e lay-out em relação às usinas menores acarretando uma acentuada queda em FC no primeiro ano de implantação (1973); a recuperação foi relativamente rápida (figura 9) pois o decréscimo havia sido exagerado devido a extensão das modificações nos projetos anteriores; assim, na faixa C o desenvolvimento tecnológico apresentou alto fator de explicação e significância estatística. Como a tendência a aumento da disponibilidade com a evolução tecnológica é recente (a partir de 1973) e não se verifica em todas as faixas de potência foi considerado prematuro incluir essa influência nas estimativas.

Após essa depuração dos parâmetros, foi feita uma regressão múltipla de FC versus IDA1, POT1, únicos parâmetros com significativa influência em FC em todas as faixas de potência:

FC x IDA1, POT1

nº de dados = 143

r-quadrado = 0,094

erro padrão = 18,04

Variável	r-múltiplo	r-quadrado	coeficiente	F
POT1	0,295	0,087	0,527	11,021
IDA1	0,306	0,094	0,853	1,104
(constante)			-18,06	

Considerando F, com 139 graus de liberdade, a estimativa tem uma significância superior a 90%, com explicação de 9,4%. O "report Komanoff" (1), tem uma explicação total em torno de 20% para a estimativa da disponibilidade das usinas PWR, NORTE - Americanas somente; estas análises incluíram PWR's do mundo inteiro o que de certa forma justifica a menor explicação dos resultados.

Da estimativa tem-se:

$$FC = 0,653 \times IDA1 + 0,527 \times POT1 - 16,06 \pm E.P.$$

E.P. = erro padrão (3-8)

Substituindo (3-5) em (3-8)

$$FC = 56,75 + 73,78 \text{ EXP } (-.36 (POT/100) - 9,79 \text{ EXP } (-.98 \text{ IDADE}) \pm 16,04 \quad (3-9)$$

Como foi colocado no cap 1.2, o fator de capacidade anual das usinas nucleares é representativo da disponibilidade das mesmas, assim:

$$FDIS = 56,75 + 73,78 \text{ EXP } (-.36 (POT/100) - 9,79 \text{ EXP } (-.98 \text{ IDADE}) \pm 16 \quad (3-10)$$

A tabela 3.1 mostra os valores calculados para o fator de disponibilidade das usinas internacionais para as potências de 627MW e 1245MW (ver figuras 11 e 12).

Tabela 3.1 Estimativa do fator de disponibilidade médio [%] das usinas PWR internacionais (vide figuras 11 e 12).

POTÊNCIA, MW	627	1245
idade		
1º ano	63	56
2º ano	65	58
3º ano	68	59
4º ano	66	59
e acima	67	60

A equação (3-10) representa uma estimativa internacional da disponibilidade; como não existe ainda uma experiência de operação das usinas nucleares brasileiras, foi adotada como o valor esperado no nosso caso, embora as condições brasileiras sejam bem diferentes em alguns aspectos:

1 Participação do setor eletro-mecânico - metalúrgico nacional para o fornecimento de insumos de elevados requerimentos de qualidade. Estes setores, que irão participar da reposição de equipamentos em caso de falha, provavelmente não terão o mesmo tempo de resposta se setores semelhantes em países desenvolvidos e possuidores de uma indústria nuclear já consolidado.

2 Menor experiência de novas equipes de operação e manutenção em relação à média internacional.

3 Necessidade de excesso de mão-de-obra qualificada para a execução de atividades em nível de radiação elevada sem ultrapassar os limites individuais permitidos.

4 Eventual operação da usina em seguimento de carga.

5 Uso menor da usina pode permitir maior tempo para manutenção programada e assim maior confiabilidade quando em operação.

3.7 Risco relacionado a disponibilidade das usinas nucleares:

3.7.1 Com o objetivo de caracterizar estatisticamente o histograma de freqüência da amostra aproximada, nas faixas de potência consideradas, foram calculados os seguintes parâmetros:

freqüência absoluta

freqüência ajustada %

freqüência ajustada cumulativa %

média

erro padrão

mediana

moda

desvio padrão

variância

Kurtosis

fator de assimetria

escale

mínimo

máximo

Com os seguintes resultados:

FAIXA A 400MW \leq POTÊNCIA < 650MW

Vide tabela 3.3

Tabela 3.3

FATOR DE CAPACIDADE %	FREQÜÊNCIA ABSOLUTA	FREQÜÊNCIA AJUSTADA %	FREQÜÊNCIA AJUSTADA CUMULATIVA %
7,50	1	1,6	1,6
30,00	1	1,6	3,1
37,50	1	1,6	4,7
47,50	2	3,1	7,8
50,00	2	3,1	10,9
55,00	1	1,6	12,5
57,50	2	3,1	15,6
60,00	4	6,3	21,9
65,00	5	7,8	29,5
67,50	3	4,7	34,4
70,00	7	10,9	45,3
72,50	5	7,8	53,1
75,00	4	6,3	59,4
77,50	3	4,7	64,1
80,00	7	10,9	75,0
82,50	7	10,9	85,9
85,00	5	7,8	93,8
87,50	1	1,6	95,3
90,00	1	1,6	96,9
92,50	2	3,1	100,0
TOTAL	84	100,0	100,0

Parâmetros estatísticos (definições no anexo I)

Média = 70,588 Erro padrão = 1,888 Mediana = 72,750
 Moda = 82,50 Desvio padrão = 15,104 Variância = 228,123
 Kurtosis = 3,803 Fator de assimetria = -1,592 Escala = 85,00
 Mínimo = 7,50 Máximo = 92,5

FAIXA C POTÊNCIA > 800MW

Tabela 3.4

FATOR DE CAPACIDADE %	FREQÜÊNCIA ABSOLUTA	FREQÜÊNCIA AJUSTADA %	FREQÜÊNCIA AJUSTADA CUMULATIVA %
25,00	1	2,6	2,6
30,00	1	2,6	5,1
35,00	1	2,6	7,7
40,00	2	5,1	12,8
42,50	1	2,6	15,4
50,00	5	12,8	28,2

(Continuação)

FATOR DE CAPACIDADE %	FREQÜÊNCIA ABSOLUTA	FREQÜÊNCIA AJUSTADA %	FREQÜÊNCIA AJUSTADA CUMULATIVA %
52,50	3	7,7	35,9
55,00	1	2,6	38,5
57,50	5	12,8	51,3
62,50	3	7,7	59,0
65,00	4	10,3	69,2
67,50	4	10,3	79,5
70,00	2	5,1	84,6
72,50	1	2,6	87,2
75,00	3	7,7	94,9
80,00	1	2,6	97,4
85,00	1	2,6	100,0
TOTAL	39	100,0	100,0

Parâmetros estatísticos (definições no anexo I)

Média = 58,526	Erro padrão = 2,157	Mediana = 59,625
Moda = 57,500	Desvio Padrão = 13,472	Variância = 181,486
Kurtosis = 0,052	Fator de assimetria = -0,466	Escala = 60,00
Mínimo = 25,00	Máximo = 85,00	

3.7.2 Probabilidade da disponibilidade ser inferior a determinado valor.

Ajustando a cada histograma (vide figuras 13 e 14) uma função aproximada, através de retas, foi feita a integral normalizada para cada valor de FC, de acordo com a metodologia desenvolvida na seção 1.2, resultando a probabilidade de se ter disponibilidade, inferior a determinado valor.

Tabela 3.5

Risco assumido ao se tomar determinado fator de disponibilidade médio anual.

POTÊNCIA FC [%] (A)	400 ≤ POTÊNCIA < 650MW [%] risco assumido	POTÊNCIA ≥ 800MW [%] risco assumido
2,50	0,2	0,08
5,00	0,8	0,3
7,50	1,7	0,7
10,0	2,9	1,2

(Continuação)

POTÊNCIA FC (%) (A)	400 ≤ POTÊNCIA < 650MW [%] risco assumido	POTÊNCIA > 800MW [%] risco assumido
12,50	4,0	2,0
15,00	5,2	2,8
17,50	6,3	3,9
20,00	7,5	5,1
22,50	8,6	6,5
25,00	9,7	8,0
27,50	10,9	9,6
30,00	12,0	11,2
32,50	13,2	12,8
35,00	14,3	14,4
37,50	15,5	16,4
40,00	16,7	19,3
42,50	18,3	21,7
45,00	20,2	24,3
47,50	22,3	28,9
50,00	24,6	35,8
52,50	26,6	42,2
55,00	28,0	45,4
57,50	29,7	50,2
60,00	33,2	57,5
62,50	38,0	63,1
65,00	43,5	68,7
67,50	48,0	75,2
70,00	53,8	80,0
72,50	60,6	84,4
75,00	65,8	85,6
77,50	69,8	89,6
80,00	75,5	92,0
82,50	83,5	93,6
85,00	90,3	95,2
87,50	93,8	96,7
90,00	94,9	97,9
92,50	96,6	98,8
95,00	98,5	99,5
97,50	99,8	99,9
100,00	100,00	100,00

REFERÊNCIAS

- 1 Komanoff, C. and Nancy A. Boxer, "Nuclear plant performance/Update: december 31", Komanoff Energy Associates.
- 2 Nie, N., Dale H. Bent and C. Hadlai Hull, "Statistical Package for the social sciences", copyright 1970 by Mc Graw - Hill.
- 3 Draper, Jean E. and Jane S. Klingman, "Mathematical Analysis", Harper & Row, publisher, Inc., 1972.
- 4 International Atomic Energy Agency, "Operating Experience With Nuclear Power Stations in Member States until end 1970", Vienna, 1971
- 5 International Atomic Energy Agency, "Operating Experience With Nuclear Power Stations in Member States in 1971", Vienna, 1972.
- 6 International Atomic Agency, "Operating Experience With Nuclear Power. Stations in Member States in 1972", Vienna, 1973.
- 7 International Atomic Agency, "Operating Experience With Nuclear Power Stations in Member States in 1973", Vienna, 1974.
- 8 International Atomic Agency, "Operating Experience With Nuclear Power Stations in Member States in 1974", Vienna, 1975.
- 9 International Atomic Agency, "Operating Experience With Nuclear Power Stations in Member States in 1975", Vienna, 1976.
- 11 Nucleonics Week, January 29, 1977 pags 11 and 12
- 12 Nucleonics Week, February 2, 1978, pags 15 and 16.

FIGURAS

DEFINIÇÕES ESTATÍSTICAS

1.1 Desvio padrão

É definido como, a raiz quadrada da média aritmética do quadrado dos desvios da média.

$$S = \left[\frac{\sum_{i=1}^N (X_i - \bar{X})^2}{N} \right]^{\frac{1}{2}}$$

1.2 Erro padrão

É definido como, o desvio padrão de uma amostra.

1.3 Mediana

A mediana de um conjunto de números ordenados em ordem de grandeza é o valor médio (nº ímpar de componentes) ou a média aritmética dos dois valores centrais (nº par de componentes).

1.5 Moda

A moda de um conjunto de números é o valor que ocorre com maior frequência.

1.6 Variância

A variância é o quadrado do desvio padrão.

1.7 Kurtosis

Kurtosis é a medida do pico da distribuição em relação ao pico normal.

+ = PICO < NORMAL

- = PICO > NORMAL

$$\text{Kurtosis} = \frac{\sum_{i=1}^N \frac{(X_i - \bar{X})^4}{s} - 3}{N}$$

1.8 Fator de assimetria

$$F.A = \frac{\sum_{i=1}^N \frac{(X_i - \bar{X})^3}{s}}{N}$$

+ = assimetria com concentração a direita com relação a média

- = assimetria com concentração a esquerda em relação a média

1.9 Escala

É uma medida da dispersão dos dados, igual a diferença entre o maior e o menor valor da amostra.

EXPERIÊNCIA INTERNACIONAL DE OPERAÇÃO

11.1 Definições Principais

SÍMBOLO	PARÂMETRO	DEFINIÇÃO
IDADE	Idade da Usina	A idade de uma usina em 1974 ou 1975 é o número inteiro de anos de operação da data de primeira operação comercial até o fim do ano de referência.
POT	Potência Instalada	Potência Elétrica Líquida Instalada.
FC	Fator de Capacidade	O FC de uma usina nuclear em um dado período de tempo é a razão entre a energia produzida E_p no período e a energia que poderia ser produzida E_m gerando na máxima capacidade durante todo o período.
FI	Fator de Indisponibilidade	O FI de uma usina nuclear em um dado período de tempo é a razão entre a energia que a usina deixou de produzir devido a potência indisponível e a energia máxima E_m .
FIP	Fator de Indisponibilidade Planejada	FI planejado.
FINP	Fator de Indisponibilidade não Planejada	FI não planejado.
FO	Fator de Operação	Fração do período considerado em que esteve em operação.
FS	Fator de Saída	$FS = FC/FO$.
FDIS	Fator de Disponibilidade	$FDIS = 1 - FIP - FINP$.
FCON	Fator de Confiabilidade	$FCON = FDIS / (FDIS + FINP)$ Razão entre a energia disponível e a energia máxima que poderia ser produzida fora dos períodos de manutenção planejada.

11.2 Abreviações de Países

A - Argentina
BA - Bangladesh
BU - Bulgária
CH - Suíça
FRG- Alemanha Ocidental
DK - Dinamarca
EL - Eire
GB - Grã-Bretanha
I - Itália
IR - Iran
J - Japão
K - Coreia
MX - México
NL - Países Baixos
D - Áustria
PO - Polónia
S - Suécia
SF - Finlândia
TA - Tailândia
UA - República Árabe Unida

B - Bélgica
BR - Brasil
C - Canadá
CZ - Tchecoslovaquia
DD - Alemanha Oriental
E - Espanha
F - França
H - Hungria
IN - Índia
IS - Israel
JU - Jugoslávia
LX - Luxemburgo
N - Noruega
NZ - Nova Zelândia
P - Paquistão
PK - Porto Rico
SA - África do Sul
SU - União Soviética
TW - China Nacionalista
US - Estados Unidos

11.3 Resumo da Experiência Internacional de Operação

PARÂMETROS DE CENTRAIS NUCLEARES DO TIPO PWR EM 1969 OBTIDOS PELOS GRÁFICOS DE EXPERIÊNCIA DE OPERAÇÃO DA IAEA (24) (a) (c)

Nº	NOME	NAC ^(b)	POT	IDADE	FO	FC	FS
1	San Onofre 1	US	430	1	75,8	69,8	0,92
2	Haddam Neck	US	576	1	86,5	74,9	0,86

a) Os parâmetros se acham definidos no item 11.1

b) NAC Nacionalidade - as letras para cada país são as mesmas definidas no item 11.2

c) Para o ano de 1970 e anos anteriores, a IAEA publicou os seguintes dados: FC e AF sendo que AF de 1970 e dos anos anteriores corresponde por definição ao FO.

PARÂMETROS DE CENTRAIS NUCLEARES DO TIPO PWR EM 1970 OBTIDOS PELOS GRÁFICOS DE EXPERIÊNCIA DA IAEA
(14) (a) (c)

Nº	NOME	NAC ^(b)	POT	IDADE	FO	FC	FS
3	San Dnofre 1	US	430	2	83,0	81,0	0,97
4	Haddam Neck	US	576	2	75,7	72,0	0,95

PARÂMETROS DE CENTRAIS NUCLEARES DO TIPO PWR EM 1971 OBTIDOS PELOS GRÁFICOS DE EXPERIÊNCIA DE OPERAÇÃO DA IAEA (5) (a) (c)

Nº	NOME	NAC (b)	POT	IDADE	FO	FC	FS	FDIS (t)
5	San Onofre 1	US	430	3	93,4	88,0	0,94	96,5
6	Haddam Neck	US	576	3	86,5	83,9	0,96	89,5
7	Ginna NPP 1	US	490	1	75,9	65,6	0,86	79,4
8	Point Beach	US	497	1	87,9	76,3	0,86	88,3

PARÂMETROS DE CENTRAIS NUCLEARES DO TIPO PWR EM 1972 OBTIDOS PELOS GRÁFICOS DE EXPERIÊNCIA DE OPERAÇÃO DA IAEA (6) (a) (c)

Nº	NOME	NAC ^(b)	POT	IDADE	FO	FC	FS
9	San Onofre 1	US	430	4	77,4	75,0	0,96
10	Haddam Neck	US	576	4	87,7	85,7	0,97
11	Ginna NPP 1	US	490	2	89,2	57,6	0,83
12	Point Beach 1	US	497	2	72,3	87,0	0,92
13	H.B. Robinson 2	US	700	1	85,3	78,3	0,91

PARÂMETROS DE CENTRAIS NUCLEARES DO TIPO PWR EM 1973 OBTIDOS PELOS GRÁFICOS DE EXPERIÊNCIA DE OPERAÇÃO DA IAEA (7) (a)

Nº	NOME	NAC ^(b)	POT	IDADE	FO	FC	FS
14	San Onofre	US	430	5	62,5	60,7	0,97
15	Haddmen Neck	US	578	5	50,5	48,1	0,95
16	Ginna NPP 1	US	490	3	95,0	79,2	0,83
17	Point Beach 1	US	497	3	78,4	69,8	0,89
18	H.B. Robinson 2	US	700	2	75,3	61,9	0,82
19	Surry 1	US	788	1	61,4	50,4	0,82
20	Point Beach 2	US	497	1	93,5	80,1	0,85
21	Maine Yankee	US	790	1	75,8	63,5	0,83
22	KKS Stade	FRG	630	1	73,1	71,0	0,97
23	Mihama 2	J	470	1	63,6	60,9	0,95
24	Palisades	US	788	1	-	35	-

PARÂMETROS DE CENTRAIS NUCLEARES DO TIPO PWR EM 1974 OBTIDOS PELOS GRÁFICOS DE EXPERIÊNCIA DE OPERAÇÃO DA IAEA (8) (a)

Nº	NOME	NAC (b)	POT	IDADE	FO	FC	FS	FIP	FINP	FDIS	FCON
25	San Onofre 1	US	430	6	86,1	83,5	97,0	8,8	6,7	84,5	92,8
26	Haddam Neck	US	576	6	91,2	86,0	94,3	0,5	10,5	89,0	89,7
27	Ginna NPP 1	US	490	4	62,4	48,9	78,4	36,4	14,8	48,9	80,8
28	Point Beach 1	US	497	4	81,4	72,2	88,7	14,6	3,9	81,4	95,4
29	H.B. Robinson 2	US	700	3	83,3	78,5	94,2	14,1	2,6	83,3	97,0
30	Surry 1	US	788	2	54,8	48,1	87,8	18,7	26,5	54,8	67,4
31	Point Beach 2	US	497	2	81,0	73,0	90,1	18,0	1,0	81,0	96,6
32	Maine Yankee	US	790	2	68,7	51,6	75,1	29,8	1,5	55,0	97,9
33	KKS Stade	FRG	630	2	92,0	91,8	99,8	8,0	0,0	92,0	100,0
34	Palisades	US	788	2	-	1,0	-	-	-	-	-
35	Mihama 2	J	470	2	77,2	75,8	98,2	15,1	7,7	77,2	90,0
36	Indian Point 2	US	873	1	59,6	43,5	73,0	12,9	27,5	43,5	49,9
37	Surry 2	US	788	1	44,0	38,5	87,5	30,6	25,4	44,0	63,4
38	Prairie Island 1	US	520	1	43,9	31,9	72,7	9,1	46,9	31,9	35,1
39	Fort Calhoun 1	US	457	1	83,5	60,4	72,3	10,3	6,2	66,8	74,5
40	Zion 1	US	1100	1	59,0	36,2	76,8	3,6	60,2	36,2	49,4
41	Oconee 1 (c)	US	886	1	-	-	-	-	-	-	-

PARÂMETROS DE CENTRAIS NUCLEARES DO TIPO PWR EM 1975 OBTIDOS PELOS GRÁFICOS DE EXPERIÊNCIA DE OPERAÇÃO DA IAEA (9)

Nº	NOME	NAC	POT	IDADE	FO	FC	FS	FIP	FINP	FDIS	FCON
42	San Onofre 1	US	430	7	87,4	85,5	97,8	12,8	1,9	85,5	97,9
43	Haddam Neck	US	576	7	86,1	81,9	95,1	12,3	5,8	81,9	93,7
44	Ginna NPP 1	US	490	5	76,6	70,8	92,4	21,9	7,3	70,8	91,3
45	Point Beach 1	US	497	5	71,9	67,2	93,5	16,6	16,2	67,2	81,6
46	H.B. Robinson 2	US	700	4	72,7	68,0	93,5	15,7	11,6	72,7	86,2
47	Surry 1	US	788	3	62,0	56,7	91,5	27,8	15,7	56,7	79,8
48	Point Beach 2	US	497	3	93,9	85,9	91,5	0	14,1	35,9	86,9
49	Maine Yankee	US	790	3	79,9	67,6	84,6	29,3	3,1	67,6	96,3
50	KKS Stade	FRG	630	3	84,8	82,1	96,8	13,2	4,8	82,0	94,6
51	Mihama 2	J	470	3	9,3	6,3	67,7	0	93,7	6,3	9,0
52	Indian Point 2	US	873	2	74,8	63,9	85,4	16,8	8,6	74,8	89,7
53	Surry 2	US	788	2	79,6	73,2	92,0	14,5	12,3	73,2	86,6
54	Palisades	US	788	3	-	35,1	-	-	-	-	49,8
55	Prairie Island 1	US	520	2	86,2	81,1	94,1	8,0	11,0	81,0	88,7
56	Fort Calhoun 1	US	457	2	67,4	52,0	77,2	31,3	16,7	52,0	80,1
57	Zion 1	US	1100	2	70,0	52,8	94,3	12,0	36,0	52,8	66,0
58	Three Mile Island 1	US	792	1	82,2	79,9	97,2	3,2	16,9	79,9	82,9
59	Zion 2	US	1100	1	70,7	50,9	90,1	0	40,1	50,9	63,8
60	Kewaunee	US	535	1	88,2	71,3	80,8	3,3	8,5	88,2	91,2
61	Takahama 1	J	780	1	79,2	72,8	92,0	16,5	10,7	72,8	88,1
62	Borssele	NL	447	1	74,1	70,9	95,7	26,2	2,9	70,9	96,2
63	Turkey Point 3	US	666	3	70,5	68,4	97,0	24,3	7,4	68,3	90,5
64	Turkey Point 4	US	666	2	79,3	74,9	94,5	18,0	7,1	74,5	91,8
65	Oconee 1	US	886	2	76,2	69,5	91,2	10,5	20,0	69,5	79,2
66	Oconee 2	US	886	1	73,1	65,1	89,0	4,5	30,4	65,1	70,6
67	Oconee 3	US	886	1	77,2	66,0	85,4	8,7	25,3	66,0	75,3

O PARÂMETRO (FC) DE CENTRAIS NUCLEARES DO TIPO PWR EM 1978 OBTIDOS DA NUCLEONICS WEEK, 10

Nº	NOME	NAC ^(b)	POT	IDADE	FC
68	San Onofre 1	US	430	8	66,
69	Ginna NPP 1	US	490	6	50,6
70	Point Beach 1	US	497	6	77,5
71	H.B. Robinson 2	US	700	5	79,0
72	Surry 1	US	788	4	63,9
73	Point Beach 2	US	497	4	85,7
74	Maine Yankee	US	790	4	85,6
75	KKS Stade	FRG	630	4	93,9
76	Mihama 2	J	470	4	68,5
77	Indian Point 2	US	873	3	30,1
78	Surry 2	US	788	3	48,7
79	Prairie Island 1	US	520	3	72,5
80	Fort Calhoun 1	US	457	3	55,1
81	Zion 1	US	1100	3	41,3
82	Three Mile Island 1	US	792	2	62,9
83	Zion 2	US	1100	2	42,1
84	Kewaunee	US	535	2	72,3
85	Takahama 1	J	780	2	48,4
86	Borssele	NL	447	2	83,6
87	Tihange 1	B	870	1	57,8
88	Biblis A	FRG	1146	1	51,6
89	Genkai 1	J	529	1	78,3
90	Takahama 2	J	780	1	54,6
91	Ringhals 2	S	820	1	58,9
92	Arkansas 1	US	836	1	52,3
93	Calvert Cliff 1	US	800	1	85,4
94	Prairie Island 2	US	520	1	59,7
95	Rancho Seco 1	US	846	1	27,2
96	Turkey Point 3	US	666	4	71,2
97	Turkey Point 4	US	666	3	62,2
98	Palisades	US	788	4	47,9
99	Oconee 1	US	886	3	52,8
100	Oconee 2	US	886	2	55,7
101	Oconee 3	US	886	2	66,2

O PARÂMETRO (FC) DE CENTRAIS NUCLEARES DO TIPO PWR EM 1977^(c) OBTIDOS DA NUCLEONICS WEEK, 11

N°	NOME	NAC ^(b)	POT	IDADE	FC
102	San Onofre 1	US	430	9	53,0
103	Ginna NPP 1	US	490	7	70,0
104	Point Beach 1	US	497	7	91,6
105	H.B. Robinson 2	US	700	6	75,6
106	Surry 1	US	788	5	74,3
107	Point Beach 2	US	497	5	77,6
108	Maine Yankee	US	790	5	66,8
109	KKS Stade	FRG	630	5	91,5
110	Mihama 2	J	470	5	20,1
111	Turkey Point 3	US	666	5	81,7
112	Palisades	US	788	5	82,7
113	Indian Point 2	US	873	4	54,6
114	Surry 2	US	788	4	62,2
115	Prairie Island 1	US	520	4	77,6
116	Fort Calhoun 1	US	457	4	90,6
117	Zion 1	US	1100	4	68,8
118	Turkey Point 4	US	666	4	54,3
119	Oconee 1	US	886	4	51,4
120	Three Mile Island 1	US	792	3	72,2
121	Zion 2	US	1100	3	63,8
122	Kewaunee	US	535	3	58,1
123	Takahama 1	J	780	3	7,5
124	Borssele	NL	447	3	81,9
125	Oconee 2	US	886	3	60,3
126	Oconee 3	US	886	3	79,9
127	Tihange 1	B	870	2	95,0
128	Biblis A	FRG	1146	2	61,5
129	Genkai 1	J	529	2	98,6
130	Takahama 2	J	780	2	59,8
131	Ringhals 2	S	820	2	47,8
132	Arkansas 1	US	836	2	65,9
133	Calvert Cliff 1	US	800	2	57,4

(Continuação)

Nº	NOME	NAC (b)	POT	IDADE	FC
134	Prairie Island 2	US	520	2	95,9
135	Rancho Seco 1	US	846	2	79,8
136	Biblis B	FRG	1240	1	74,8
137	Neckar	FRG	805	1	72,9
138	Mihama 3	J	780	1	87,4
139	Indian Point 3	US	490	1	81,4
140	Calvert Cliff 2	US	880	1	79,0
141	St. Lucie 1	US	840	1	84,5
142	Cristal River 3	US	825	1	47,5
143	Cook 1	US	1054	1	48,6
144	Trojan	US	1130	1	59,6