

Journal of the Institute of Nuclear Safety System
2011, Vol.18, 288-293

COBRA-EN コード / EPRI 相関式の DNBR 計算信頼性評価 COBRA-EN code/EPRI correlation-style DNBR calculation reliability evaluation

川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki) 吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)
佐々木 泰裕 (Yasuhiro Sasaki)



株式会社 **原子力安全システム研究所**

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

〒919-1205 福井県三方郡美浜町佐田64号

Tel 0770-37-9100 Fax 0770-37-2008

URL <http://www.inss.co.jp>

COBRA-EN コード / EPRI 相関式の DNBR 計算信頼性評価

COBRA-EN code/EPRI correlation-style DNBR calculation reliability evaluation

川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki)*¹ 吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)*¹ 佐々木 泰裕 (Yasuhiro Sasaki)*²

要約 過渡および事故時における炉心の健全性評価の一環として、サブチャンネル解析コード COBRA-EN と EPRI 限界熱流束相関式を用いた DNB (departure from nucleate boiling) と DNBR (DNB ratio) の予測手法を整備している。本報告では、コロンビア大学で実施された最大熱負荷実験 (DNB 実験) データを用いて COBRA-EN コードによる実験解析を行い、DNB 予測精度を確認した。実験解析の結果、DNB 測定値と予測値との比 M/P の平均値が 1.067 と大きくなった。そこで、熱水力パラメータの一つである乱流混合係数を COBRA-EN での推奨値 0.02 から 0.042 に変更した。この結果、M/P の平均値は 1.019 に改善し、許認可解析にて使用されている解析手法と同等の精度を達成した。これにより、COBRA-EN コードと EPRI 限界熱流束相関式との組合せによる炉心健全性評価への適用性を確認した。

キーワード DNB, DNBR 許容限界値, COBRA-EN コード, EPRI 相関式, EPRI レポート, 95×95 基準

Abstract As a part of studies to evaluate core integrity during transient and accident conditions, a prediction method of DNB (departure from nucleate boiling) and DNBR (DNB ratio) using the subchannel code, COBRA-EN, and the EPRI correlation for critical heat fluxes has been maintained. In this paper, experimental analyses were performed for the DNB database obtained at Columbia University, in order to confirm the predicting accuracy. As the result, the ratios of measured and predicted DNB, M/P, were large and 1.067 in the average. Therefore, the turbulent mixing coefficient, which is one of thermal-hydraulic parameter, was changed from the recommended value of 0.02 to 0.042. Then, the average value of M/P improved to be 1.019. The result showed that prediction accuracy was equivalent to that of the analysis method used in the licensing process. Accordingly, the combination of the COBRA-EN code and EPRI correlation is considered valid for evaluating core integrity during transient and accident conditions.

Keywords DNB, DNBR threshold, COBRA-EN code, EPRI correlation-style, EPRI report, 95×95 standard

1. まえがき

加圧水型原子炉 (PWR) では、限界熱流束の評価指標である DNB (departure from nucleate boiling) と DNB に対する裕度を示す DNBR (DNB ratio) により、過渡および事故時における燃料の健全性を評価している。これらの評価手法は「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針 (以下、指針と呼ぶ)」⁽¹⁾に記載されているが、三菱重工の THINC コードと MIRC-1 相関式⁽²⁾、原燃工の COBRA-3C コードと NFI-1 相関式⁽³⁾は、COBRA-3C コード以外は非公開である。

INSS では、過渡・事故解析コードには RELAP5 を使用している。サブチャンネル解析には一般に公開されている COBRA-EN⁽⁴⁾ コードを、DNB 相関式には COBRA-EN に組み込まれている EPRI 限界熱流束相関式 (以下、EPRI 相関式と呼ぶ) を使用することにより、RELAP5 で評価できるよう整備した。

本報告では、COBRA-EN コードと EPRI 相関式との組合せ使用による DNB 予測精度が評価されていないため、コロンビア大学での最大熱負荷実験 (DNB 実験) データ⁽⁵⁾ を使用して、DNB 予測精度を確認した。DNB 予測精度としては、設置許可申

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 元(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現在 関西電力(株)

請書⁽⁶⁾に記載されている燃料製造者の評価手法と同等の予測精度を目標にした。

2. 実験解析ケースの選定

COBRA-EN と EPRI 相関式の検証を目的として行う DNB 実験解析については、EPRI レポートに記載されているコロンビア大学での最大熱負荷実験 (DNB 実験) データ⁽⁵⁾を使用した。

EPRI レポートでは W 社型以外の PWR 及び BWR の燃料に対する実験結果まで広範囲にまとめられているが、その中から W 社型 PWR に対する実験ケースを対象とした。実験ケース毎に通し番号が付けられており、W 社型 PWR に関するものは実験番号 101, 102 及び 105 から 170 までの 68 ケースの実験が該当している。

これらの実験ケースのうち、いくつかは実際の燃料仕様とは大きく相違しているもの (グリッド保持ではなく、ワイヤーで保持されたもの) や試験条件が特殊なもの (燃料棒の湾曲を模擬したもの、局所的出力スパイクを模擬したもの等) が含まれており、これらの実験ケースは除外した。また、実験体系に関しては、燃料製造者の DNB 相関式の検証解析で考慮している範囲を対象とすれば十分であると考えられる。燃料製造者の DNB 相関式 (MIRC-1 相関式⁽²⁾, NFI-1 相関式⁽³⁾) の検証対象とした実験の燃料仕様についてはそれぞれの公開文献⁽²⁾⁽³⁾に記載されており、燃料の仕様として燃料棒発熱長 (96 ~ 168(in)), グリッド間隔 (13 ~ 32(in)), 燃料棒外径 (0.374 ~ 0.5(in)) の範囲が考慮されている。この範囲を超えている実験ケースについても除外した。

以上の検討から、除外すべき実験ケースを除くと、残った実験ケースは 50 ケース (1799 点) となった。一方、燃料製造者の DNB 相関式については、コロンビア大学での DNB 実験⁽⁵⁾をもとに検証されているがその実験ケース数は以下のように記載されている。

- ・ MIRC-1 相関式 : 実験ケース数 25, データ点数 1189 点⁽²⁾
- ・ NFI-1 相関式 : 実験ケース数 27, データ点数 1542 点 (NFI 独自の実験含む)⁽³⁾

相関式の検証のために必要な実験解析の実験ケース数は、安全審査指針で認められている燃料製造者の相関式の実験ケース数が一つの目安であると考えられるが、現状の実験ケース数 50 は燃料製造者の相関式の実験検証ケース数と比べて 2 倍程度と多く

なっている。従って、ケース数を低減して作業を合理化することを目的として、実験解析の対象とする実験ケースは MIRC-1 相関式の検証解析で実施している実験ケース数 25 (データ点数 1206) に合わせた。

DNB 相関式の想定すべきパラメータの範囲については指針⁽¹⁾において、燃料製造者の相関式である MIRC-1 及び NFI-1 相関式に対して示されており、これを表 1 に示す。

表 1 DNB 相関式のパラメータ適用範囲

項目	相関式	MIRC-1相関式	NFI-1相関式	実機条件
試験条件				
入口温度(°C)		183~331	183~331	270~325
圧力(MPa)		9.8~17.2	9.8~17.2	12.7~16.1
質量流束(10 ³ kg/m ² s)		1.2~5.0	1.2~5.0	2.3~4.8
クオリティ(%)		-19~+32	-19~+32	+15以下
試験				
発熱棒外径(mm)		9.50~12.7	9.50~12.7	9.50~10.72
発熱長(m)		2.44~4.27	2.44~4.27	3.05~3.66
支持格子間隔(mm)		330~813	330~813	450~700
部				
軸方向出力分布		一様, 非一様	一様, 非一様	非一様
形				
試験部配列		3×3, 4×4, 5×5	3×3, 4×4, 5×5	-
状				
セルタイプ		ディビカルセル シンプルセル	ディビカルセル シンプルセル	同左
データ点数		1188	1542	-

評価の対象は PWR であり、想定すべきパラメータの範囲については指針に記載されたものが一つの目安になると考えられる。ここで選定した実験ケースについて、出口圧力、入口温度及び質量流束の各パラメータの度数分布を図 1 ~ 3 に示す。また、図には表 1 に記載されている「実機条件」のパラメータ範囲を併せて図示している。これらの図から、ここで選定した実験ケースは、実機条件のパラメータ範囲を十分に包含している。

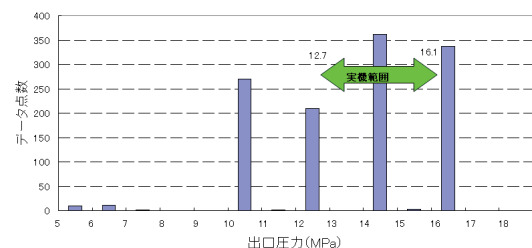


図 1 選定した実験パラメータの分布 (出口圧力)

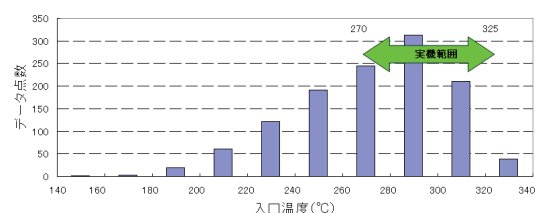


図 2 選定した実験パラメータの分布 (入口温度)

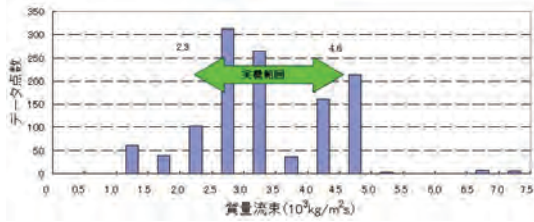


図3 選定した実験パラメータの分布 (質量流束)

3. 熱水力パラメータ

COBRA-EN コードは COBRA-3C/MIT の改良バージョンであり、許認可申請用解析に使用されている改良 COBRA-3C コード及び EPRI レポートで使用されている COBRA-3C で用いられている熱水力モデルがほぼ組み込まれている⁽⁴⁾。ここでは EPRI レポートにて推奨されている熱水力パラメータ (サブクールボイド率, バルクボイド率, 2相摩擦増倍係数, 乱流混合係数)⁽⁵⁾を実験解析において適用した。

4. 実験解析

2で抽出した実験ケース 25 の全データ (1206 点) に対して COBRA-EN コードと EPRI 相関式による実験解析を実施した。限界熱流束の予測値と測定値との相関を図4に示す。図の凡例の番号は EPRI レポートの実験ケース番号を示す。

限界熱流束の測定値 (M) と予測値 (P) との比である M/P の値の局所圧力, 熱平衡クオリティ, 局所質量流束に対する依存性をそれぞれ図5~7に示す。

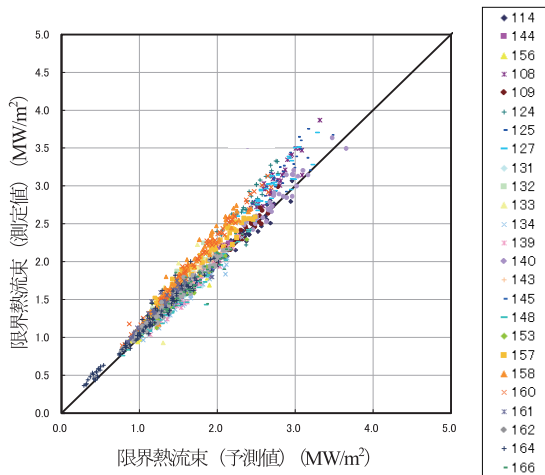


図4 限界熱流束の測定値と予測値の相関

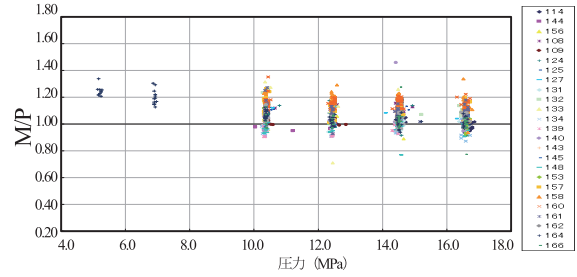


図5 M/P のパラメータ依存性 (局所圧力)

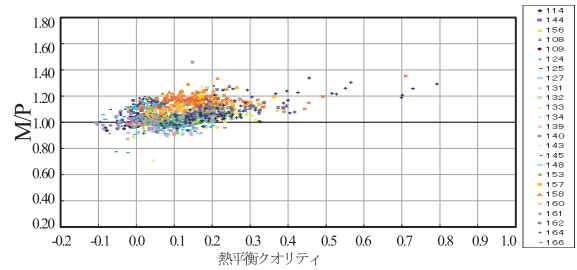


図6 M/P のパラメータ依存性 (熱平衡クオリティ)

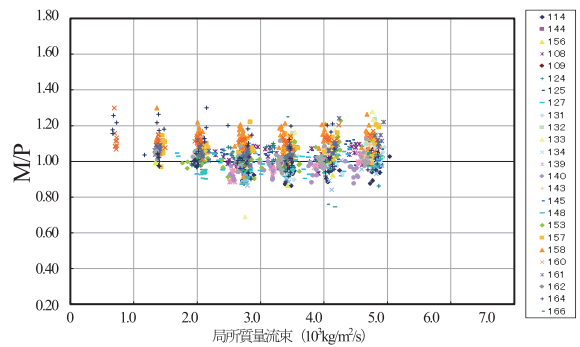


図7 M/P のパラメータ依存性 (局所質量流束)

全データの M/P の平均値は 1.067, 標準偏差は 0.083 となった。パラメータの依存性に関しては, 低圧, 低流量領域で依存性が見られる。なお, ここでの乱流混合係数は COBRA-3C と EPRI 相関式で推奨されている 0.02 を用いている⁽⁵⁾。

THINC と MIRC-1 相関式, COBRA-3C と NFI-1 相関式による M/P の平均値, 標準偏差との比較を表2に示す⁽²⁾⁽³⁾。

表2 M/P 平均値, 標準偏差の比較 (乱流混合係数 0.02)

項目	今回の検討手法	国内PWR許認可解析手法	
サブチャンネル解析コード	COBRA-EN	THINC [®]	改良COBRA-3C
限界熱流束相関式	EPRI相関式	MIRC-1相関式	NFI-1相関式
実験解析結果 (M/P) 平均値	1.067	1.016 / 1.016*	1.031 / 1.023*
同上	標準偏差	0.033	0.034 / 0.077

*: R型グリッド燃料/L型グリッド燃料

M/P の平均値 1.067 は燃料製造者のものに比べて大きくなっており、平均的に限界熱流束及び DNBR を小さめに評価する傾向がある。DNB 相関式としては極力 1.0 に近い方が予測精度は高いので、予測精度向上の検討が必要となる。

5. 限界熱流束予測精度の向上

4 の実験解析結果に対して、COBRA-EN と EPRI 相関式の予測精度を向上させる方法として、熱水力解析の精度を向上させる方法について検討した。

DNB 実験解析は限界熱流束の最確値を求めるものであり、解析条件も実際の実機条件を極力反映する必要がある。PWR 燃料集合体の乱流混合係数の最確値については、熱拡散係数として 0.042 (15×15 燃料) という値が「美浜発電所第 3 号機設置許可申請書」⁽⁶⁾ に記載されている。熱拡散係数は燃料製造者の THINC コードにおける乱流混合のモデルで使用されているので、定義は以下の式で示されている⁽²⁾。

$$TDC = \frac{W}{\rho Va} \quad (1)$$

TDC : 熱拡散係数

W : 単位長さ当たり流量交換量

ρ : 流体密度

V : 流速

a : 単位長さ当たり横流れ流路面積 (ft²/ft)

これに対して、COBRA-EN コードの乱流混合係数と乱流混合量の関係は以下の式である⁽⁵⁾。

$$W = s \cdot \beta \cdot G \quad (2)$$

W : 乱流混合量

s : ギャップ幅

β : 乱流混合係数

G : 平均質量流束

上記の 2 つの式を比べると $\rho V = G$ 及び $a = s$ であり、2 つの式は同一の定義式であることから、乱流混合係数 (β) は熱拡散係数 (TDC) と等しい定義である。

以上から、乱流混合係数を 0.02 から 0.042 に変更して実験解析を実施した。解析を実施した実験ケースの全データ (1206 点) の COBRA-EN と EPRI 相関式による限界熱流束の予測値と測定値との相関を図 8 に示す。また、M/P の値の局所圧力、熱平

衡クオリティ、局所質量流束に対する依存性をそれぞれ図 9 ~ 11 に示す。

M/P の平均値は 1.019、標準偏差は 0.076 となった。乱流混合係数変更前の M/P 平均値 1.067 に比べて 1.0 に近づいており、予測精度は向上している。また、M/P の標準偏差に関しても、乱流混合係数変更前の 0.083 より小さくなっており、予測の不確かさという観点からも精度は向上している。

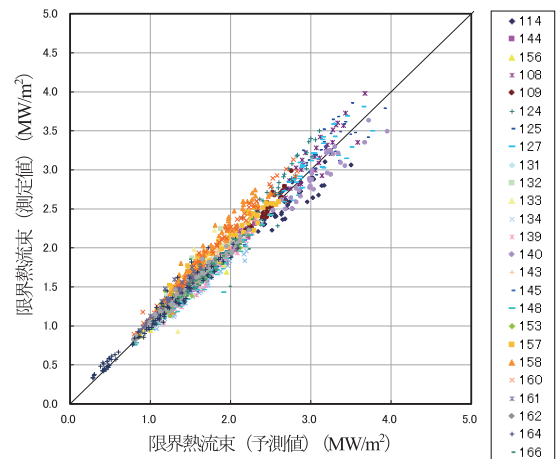


図 8 限界熱流束の測定値と予測値の相関

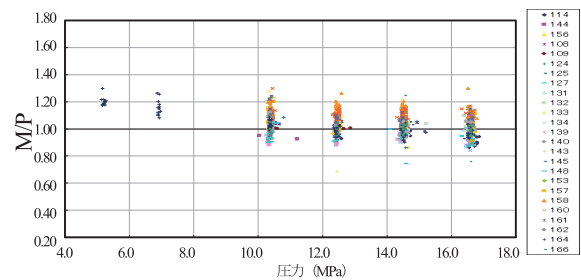


図 9 M/P のパラメータ依存性 (局所圧力)

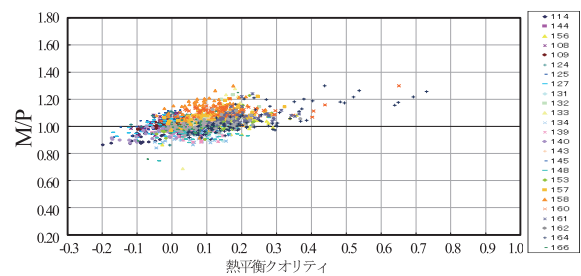


図 10 M/P のパラメータ依存性 (熱平衡クオリティ)

パラメータ依存性に関しては、全体的に M/P の値が 1.0 に近づいているが、低圧、低流量領域で依存性が見られるという傾向は変わっていない。しかし、実機において異常事象が発生した場合には安全保護系によって原子炉は自動停止するため、原子炉圧力や 1 次冷却材流量が大きく低下する領域において最小 DNBR 評価を必要とする状態（例えば、炉心が再臨界になるような状態）は想定し難く、実機炉心で異常事象が発生した場合の健全性評価には十分適用できると言える。

THINC と MIRC-1 相関式、COBRA-3C と NFI-1 相関式による M/P の平均値、標準偏差との比較を表 3 に示す⁽²⁾⁽³⁾。

表 3 M/P 平均値、標準偏差の比較 (乱流混合係数 0.042)

項目	今回の検討手法	国内PWR許認可解析手法	
サブチャンネル解析コード	COBRA-EN	THINC	改良COBRA-3C
限界熱流束相関式	EPRI相関式	MIRC-1相関式	NFI-1相関式
実験解析結果 (M/P) 平均値	1.019	1.016 / 1.016*	1.031 / 1.023*
同上 標準偏差	0.076	0.084 / 0.077	0.087 / 0.077

*: R型グリッド燃料/L型グリッド燃料

6. DNBR 許容限界値

PWR の炉心熱設計では、最小 DNBR の許容限界値は「95% 信頼度で、95% の確率で DNB を起こさない値 (95×95 基準)」として定められる⁽¹⁾。95×95 基準における信頼度とは、有限個のデータの統計量から母集団の統計量を推定する際の概念であり、「95% 信頼度で 95% 確率 (95×95)」とは、母集団の確率分布の 95% 確率の上限值あるいは下限値を 95% の確率で推定することをいう。

測定値 (M) と予測値 (P) の比である M/P の母集団の確率分布が既知 (正規分布) であれば、M/P 平均値 ((M/P)_{avg}) 及び M/P 標準偏差 (σ) から 95 × 95 基準の DNBR (DNBR_{95×95}) は以下の式で求めることができる。

$$DNBR_{95 \times 95} = \frac{1}{(M/P)_{avg} - 1.645 \cdot \sigma} \quad (3)$$

しかしながら、現実には M/P の確率分布は未知でありその母集団の平均値や標準偏差も未知である。このような場合には、M/P の標本から規定の信頼度で母集団を推定することになる。この場合、95×95 基準の DNBR (DNBR_{95×95}) は以下の式で求

める。

$$DNBR_{95 \times 95} = \frac{1}{(M/P)_{avg} - k \cdot \sigma} \quad (4)$$

ここで、k は 95×95 信頼度係数であり Owen の数表⁽⁷⁾から求めることができる。しかしながら、Owen の数表では標本数 1000 以上については標本数の記載間隔が間引きされており今回の実験解析における標本数 1206 について正確な k の値を求めることはできない。そこで Owen の数表に記載された計算方法により k を導出する計算を行った。

サンプル数 η = 1206 より自由度 f = 1205

$$\delta = Kp\sqrt{n} = 1.645 \cdot \sqrt{1206} = 57.126755 \quad (5)$$

$$\eta = \frac{\delta}{\sqrt{2f + \delta^2}} = 0.75843 \quad (6)$$

Owen の数表により f が ∞ の値から

$$\lambda = 1.64485$$

これらの値から

$$k = \frac{Kp + \lambda \left(\frac{1}{n} + \frac{Kp^2}{2f} - \frac{\lambda^2}{2fn} \right)^{\frac{1}{2}}}{\left(1 - \frac{\lambda^2}{2f} \right)} \quad (7)$$

を求めると k = 1.720

これから COBRA-EN と EPRI 相関式の DNBR_{95×95} は以下の式となる。

$$DNBR_{95 \times 95} = \frac{1}{(M/P)_{avg} - 1.720\sigma} \quad (8)$$

ここで、乱流混合係数 0.042 の時の (M/P)_{avg} = 1.019, σ = 0.076 から、DNBR_{95×95} は

$$DNBR_{95 \times 95} = \frac{1}{1.019 - 1.720 \times 0.076} = 1.1257 \rightarrow 1.13 \quad (9)$$

以上から、COBRA-EN と EPRI 相関式の DNBR 許容限界値は 1.13 となり、指針⁽¹⁾で認められている 1.17 を下回っている。従って、COBRA-EN と EPRI 相関式による DNBR 評価解析において DNB 発生に対する判断基準は「最小 DNBR が 1.17 以上」とすることが可能である。

7. まとめ

過渡および事故時における炉心の健全性評価の一環として、サブチャンネル解析コード COBRA-EN と EPRI 相関式を用いた DNB と DNBR の予測手法を整備した。EPRI レポートの DNB 実験データを用いて COBRA-EN コードによる実験解析を行い、DNB 予測精度を確認した。これにより以下の知見が得られた。

- ・ COBRA-EN と EPRI 相関式による M/P の平均値は 1.019, 標準偏差は 0.076 となった。
- ・ $DNBR_{95 \times 95}$ は 1.13 となり, 許認可解析にて使用されている解析手法と同等の精度を達成した。

よって, COBRA-EN と EPRI 相関式との組み合わせによる炉心健全性評価への適用性を確認した。

文献

- (1) 原子力安全委員会「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」(2000)
- (2) 三菱重工業(株)「三菱新 DNB 相関式(MIRC-1)について」MAPI-1075 改 3 (2000)
- (3) 原子燃料工業(株)「原燃工新 DNB 相関式(NFI-1)について」NFK-8087 改 1 (2000)
- (4) D. Basile, M. Beghi, R. Chierici, E. Salina, and E. Brega 「COBRA-EN an Upgraded Version of the COBRA-3C/MIT Code for Thermal-Hydraulic Transient Analysis of Light Water Reactor Fuel Assemblies and Cores」 Report no. 1010/1 (1999)
- (5) Reddy, D. G. and Fighetti, C.F. 「Parametric Study of CHF Data Volume 2. A Generalized Subchannel CHF Correlation for PWR and BWR Fuel Assemblies」 EPRI-NP-2609-Vol. 2 (1983)
- (6) 関西電力(株)「美浜発電所第 3 号機設置許可申請書」関原燃発第 38 号 (1990)
- (7) D.B.Owen. 「FACTORS FOR ONE-SIDED TOLERANCE LIMITS AND FOR VARIABLES SAMPLING PLANS」 Sandia Corporation Monograph SCR-607 (1963)