



## 原子燃料の除熱限界\*

日本機械学会論文集(B編)  
75巻758号(2009-10)師岡慎一\*<sup>1</sup>, 工藤義朗\*<sup>2</sup>, 堀田亮年\*<sup>3</sup>

## Heat Removable Limit for Nuclear Fuel

Shinichi MOROOKA\*<sup>4</sup>, Yoshiro KUDO and Akitoshi HOTTA\*<sup>4</sup>Toshiba Corporation,  
8 Shinsugita-cho, Isogo-ku, Yokohama-shi, Kanagawa, 235-8523 Japan**Key Words**: Nuclear Fuel, Heat Removal, Limit, Design by Analysis, Enhancement of Power

## 1. 緒 言

近年、各国で原子力発電所の再評価が進み、米国をはじめとする国々が、原発の建設を計画している。この状況を、「原子カルネサンス」と呼んでいる。原子炉の燃料集合体(以下、燃料集合体)の設計において、除熱限界(燃料温度の急上昇なしに除熱ができる限界)が一つの設計限界とされており、この限界を十分な精度で予測することは、原子炉の信頼性そして安全性の立場から非常に重要である。

古くは、除熱限界になると伝熱面自体が破損(バーンアウト)すると考えられ、安全面を考慮して除熱限界を設計限界と設定していた。その後、除熱限界試験によるメカニズムの検討が進み、燃料集合体において除熱限界が発生したとしても伝熱面の破損が生じない熱水力条件の範囲も明らかにされてきた。そのような点から、除熱限界を、沸騰水型原子炉(BWR=Boiling Water Reactor)そして加圧水型原子炉(PWR=Pressurized Water Reactor)では、それぞれ沸騰遷移(BT=Boiling Transition), DNB(Departure from Nucleate Boiling), つまり限界ではなくて単なる核沸騰状態から伝熱形態が遷移した事象としている<sup>(1)(2)</sup>。しかしながら、現在においてもこの除熱限界を設計限界として原子炉運転出力を決めており、原子炉設計上は除熱限界が非常に重要なパラメータであることに変わ

りはない。

原子炉の経済性向上、使用済み燃料体数の削減のため、原子炉内での使用期間を長くして、1体当たりからより多くの熱を発生できる原子炉燃料(これを高燃焼度燃料と呼んでいる)の開発が進められている。これにより、燃料出力の増加や出力分布の変化を伴う可能性が生じ、これに対して設計裕度を確保するために燃料集合体の除熱限界を増加する試みが多くなされている。

また、近年、燃料集合体内で一時的にBTに至っても、燃料被覆管温度の上昇は小さく、燃料健全性を脅かすものにはならないという知見が得られてきた。日本原子力学会標準委員会では、これまでに得られた知見に基づいて原子力標準“BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003”(以下、Post-BT標準という)を制定し、2003年7月31日に発行した<sup>(3)</sup>。

本研究では、(1)除熱限界の予測、(2)除熱限界の増大、(3)Post-BT基準の現状そして展望について述べる。

## 2. 記号・単位の書き方

 $Q$ : 液膜流量 kg/s $t$ : 時間 s $\alpha$ : 液膜体積率 — $\rho$ : 密度 kg/m<sup>3</sup>

添え字

cond: 凝縮

dep: 液滴再付着

ent: 飛散

eva: 蒸発

\* 原稿受付 2009年7月27日。

\*<sup>1</sup> 正員, フェロー, (株)東芝(☎235-8523 横浜市磯子区新杉田町8)。\*<sup>2</sup> 正員, (株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン(☎235-0836 横須賀市内川2-3-1)。\*<sup>3</sup> 正員, (株)テプコシステムズ(☎135-0034 東京都江東区永代2-37-28 澁澤シティプレス永代)。

E-mail: shinichi.morooka@toshiba.co.jp

$f$ : 液体, 液膜

### 3. 除熱限界の予測

強制対流沸騰条件下での燃料集合体の沸騰遷移の基本メカニズムは, PWR では低クォリティ条件での核沸騰から膜沸騰への遷移(DNB), BWR では高クォリティ条件での環状液膜の消失又は破断によるドライアウトと考えられている。

現在の設計では, 実機サイズのモックアップ試験体を用いた実験に基づいて確立した沸騰遷移相関式による予測が主流である。原子力プラントの安全審査では, PWR 燃料の DNB に伴う限界熱流束を予測する相関式としては W-3, MIRC-1 及び NFI-1, また BWR 燃料のドライアウトに伴う燃料集合体の限界出力を予測する相関式として GEXL の適用が認められている<sup>(4)</sup>。これらの相関式は全く経験的に導かれたというのではなく, 基本的な物理プロセスに関する考察を含んでいる。例えば, ドライアウトでは, 上流側の熱流動条件による積分効果が重要であり, 実際に経験する非一様軸方向出力分布を等価な一様出力分布に置き換える Tong の F ファクタのような重み関数が提案されている<sup>(5)</sup>。さらに BWR のような高クォリティ条件では, Tong の考え方を拡張した CISE 相関式<sup>(6)</sup>が妥当であり, ここから GEXL のような限界出力設計相関式に発展している。

図 1 に示すように BWR 燃料集合体とは長さ約 4 m の多数本の長尺燃料棒を鉛直に束ねたロッドバンドルであり, 各燃料棒の外径及び本数などは熱的性能だけでなく核的性能を考慮して設定される。主として除熱

性能向上を狙った設計変更としては, 流路内に攪拌機構を組み込むこと(DNB, ドライアウト双方に有効), またドライアウトに対しては環状噴霧流領域での液滴再付着促進機構を組み込むことなどが有効と考えられている。ロッドバンドル形状を保持するため, 格子状のグリッド又はスペーサと呼ばれる構造体が高さ方向の何箇所かに設置されており, その形状の工夫によって攪拌又は液滴再付着を促進することが考えられてきた。一方で, 上述した実験相関式では, スペーサのような詳細形状がドライアウトに及ぼす効果を正確に表す変数を含んでおらず, 例えばこれらを集中パラメータに押し込め, 燃料集合体形状が変更されるたびに実験により再確認することが必要となる。実機サイズの沸騰遷移試験では, 10 メガワット規模の出力を有する試験体と, 高温, 高圧仕様の熱流動ループが必要であり, 燃料開発工程においてクリティカルな項目となっている。そのため, いきなり多数の設計候補について試験体を組み立て広範囲の試験を行うのではなく, 縮小モデル又は解析によって性能向上の見通しを得た後, 最終案に近い範囲を絞って実機サイズの試験を実施することが通例である。このような開発プロセスを合理化することは, 開発に要する期間と費用を削減するだけでなく, 燃料集合体の核熱設計の最適化レベルを飛躍的に向上させる観点からも必要とされており, 信頼性の高い数値的予測手段の確立に期待が寄せられている。

数値的予測においては, 燃料集合体という複雑な流路における伝熱流動と沸騰遷移を包括的に扱う必要がある。近年の計算機環境の急速な進歩により, 3次元 CFD コードによる燃料集合体内熱流動解析モデルの開発が試みられるようになってきている。また, これらの解析コードを検証するための質の良い試験データベースとしては, 旧原子力工学試験センター(現: NUPEC)が実施した BWR 燃料及び PWR 燃料の実機サイズ試験で得られたものが存在し, BWR 燃料については国際ベンチマークとして参加組織に提供されている<sup>(7)</sup>。バンドル内のポイド率分布, 圧力損失, 限界出力の予測に関する全てのベンチマーク問題において, 燃料メーカー及び研究機関が開発したサブチャンネル解析コードがチャレンジしている。さらには, このベンチマークのために改良された商業 CFD コードによる局所のポイド率分布の予測が試みられており, 将来的には限界出力予測機能の追加なども考えられている。同様のベンチマークは PWR 燃料についても計画されている。このように, 計算機環境の進歩と試験データベースの拡充とが相俟って, 燃料集合体内の熱

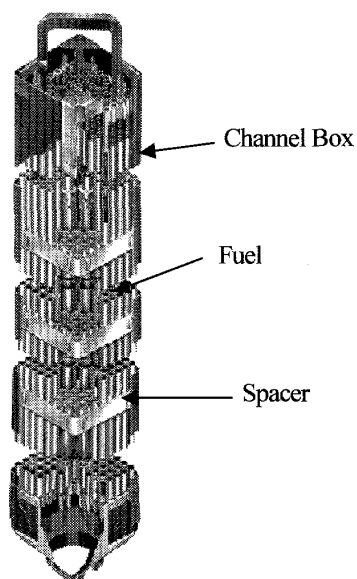


Fig. 1 BWR fuel assembly

流動解析手法は急速に発展しつつある。以下では、この中でも、既に実用レベルに到達しつつある BWR 燃料集合体サブチャンネルコードの現状について述べる。

PWR 燃料集合体の DNB では、ホットスポットにおける気泡集積、又は気泡ブランケット下を流れる液膜の消失を基本メカニズムとする複数の機構論的モデル<sup>(8)(9)</sup>が提案されており、十分にメカニズムが解明されたとはいえないものの、継続して開発が進められている。一方、BWR 燃料集合体のドライアウトでは、環状噴霧流に位置するコントロールボリューム  $i$  における液膜流の時間変化(流入, 流出, 液滴再付着, 液滴発生, 蒸発, 凝縮の収支)を以下の式によって扱うことで液膜消失を直接的に扱うことができる。

$$\frac{da_{f,i}}{dt} = \frac{1}{\rho_f} (Q_{in,i} - Q_{out,i} + Q_{dep,i} - Q_{ent,i} + Q_{cond,i} - Q_{evap,i}) \dots\dots\dots (1)$$

このような定式化に基づき、図2には BWR 燃料のドライアウト現象において特に重要と考えられる5種類の物理プロセスを表している。この中で、サブクール状態の液単相として流入する冷却水の流れが、気泡流、スラッグ-チェーン流を経て、どの位置で環状(噴霧)流に遷移するかを予測する上で流動様式遷移の理解も重要であり、これにはサブチャンネル(ロッドで囲まれる流路)間の気相そして液相の交換(サブチャンネル間横流れ)も少なからず影響を及ぼしている。また、環状流開始点における液滴濃度、ドライアウト発生点までの液膜への液滴再付着・液滴発生が及ぼす影響も大きい。液膜の消失については、式(1)のように単純な定式化が可能であるが、右辺の第1項(流入)、第2項(流出)、第5項(凝縮)、第6項(蒸発)については、燃料棒表面からの伝熱やサブチャンネル間横流れを含むバンドル全域に及ぶ伝熱流動を正確に扱うことが求

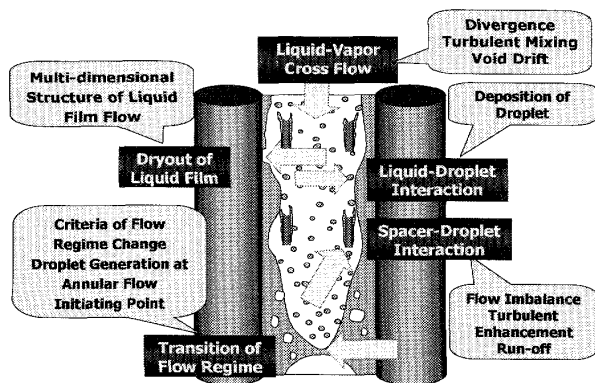


Fig. 2 Five highly important physical processes included in dryout phenomenon in BWR fuel assembly

められ、第3項(液滴再付着)、第4項(液滴発生)については液膜-液滴間界面を介した直接的な液膜から液滴あるいは液滴から液膜への変換(形態変換)のみならず、液滴-スペーサ間の相互作用が介在した間接的な形態変換についても考慮する必要がある。表1には、BWR 燃料集合体を適用対象としたサブチャンネルコードの基本構成についてまとめている。全てのコードがこの枠組みに当てはまるものではないが、実用レベルの精度でドライアウトを予測するには、液相、蒸気相に加えて液滴に関する保存式を独立に扱う三流体場モデルであることが望ましい。燃料棒表面からの伝熱及び三相間の質量/運動量/エネルギーの交換は、流動様式によって形態が異なる気液界面を介して行われ、ここではこれらを構成方程式の組合せによって表現している。サブチャンネル間の横流れとしては、差圧による Divergence, Turbulent Mixing の他、気液二相流特有の Void Drift という成分が考慮され、構成方程式として扱われている。さらに、燃料棒熱伝導、流動様式、ポストドライアウト熱伝達、及びスペーサによる液滴再付着促進については、着目物理プロセスに関

Table 1 Structure of practical sub-channel code system

Conservation equations	
Liquid	Mass/Momentum/Energy
Vapor	Mass/Momentum/Energy
Droplet	Mass/Momentum/Energy
Constitutive Equations	
Interfacial area	Flow regime dependent area
Momentum exchange	Friction/Form/Interfacial
Heat transfer	Wall heat transfer/ Interfacial heat transfer
Mass transfer	Interfacial mass transfer (Evaporation/Condensation)
Droplet entrainment	Entrainment from liquid film Film boiling entrainment Maximum liquid film thickness
Droplet deposition	Deposition from dispersed droplet flow
Inter-Subchannel exchange	Divergence/ Turbulent mixing/ Void drift
Component models	
Fuel heat removal	1D Radial heat conduction
Flow regime	Flow regime map
Post boiling transition	Fine mesh quench front/ Rewetting
Droplet deposition Enhanced due to spacer-droplet interaction	Flow imbalance Turbulent enhancement <i>Run-off (Re-deposition of a mass of liquid from spacers)</i>

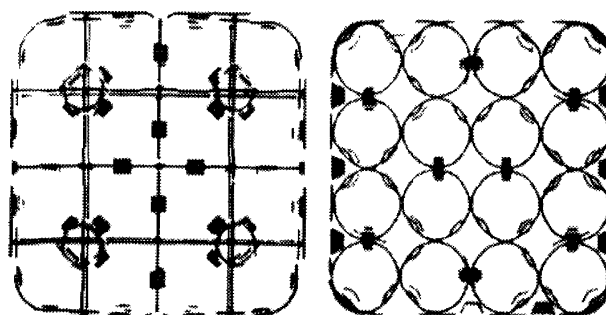
連する計算モデルをパッケージ化したコンポーネントモデルという形で組み込んでいる。

このように、サブチャンネルコードとは、燃料集合体内の複雑な熱流動現象を、限界出力など特定の注目パラメータの予測精度を重視した定式化によって合理的に解くためのアプローチとも言える。表1に掲げた構成方程式の多くは、単純な流路形状や定常条件下で測定された実験データベースに基づくものであり、実機条件下での適用性については十分な検証及び妥当性確認が必要である。また、コンポーネントモデルの中には、スペーサ効果モデルのように特定のスペーサ形状について同定されたパラメータに強く依存するために、設計変更に対する汎用性に乏しいものが存在する。

このような課題を抱えたサブチャンネルコードに対して、経験や実験パラメータに依存しない第一原理に基づく粒子法や界面追跡法による予測手法確立を目指す動きもあるが、実用化までの道のりは長く、決して平坦ではない。そこで、今後は、これらの数値手法を、スペーサ効果などの局所的な物理プロセスの解明に応用し、サブチャンネルコードに組み込むべき構成方程式の高度化に結び付けようという試みが進められ、成果を挙げ始めており、開発の加速が望まれる<sup>(10)</sup>。

#### 4. 除熱限界の増大

軽水炉燃料では、図1に示すように流れによって生ずる燃料棒の振動の抑制および燃料棒間隔を保持するために複数の支持格子(スペーサ)が設置されている。従来からこのスペーサ形状を工夫することにより、除熱限界増大を行っている。図3に示すように板を格子状に組んだグリッド・スペーサから金属セルを格子状に配列した丸セル・スペーサにすることにより、除熱限界を増大した<sup>(11)</sup>。また、図4に示すように丸セルにねじり板をつけることにより、更に除熱限界を約15%増大している<sup>(12)</sup>。このように、今後除熱限界の増大のためには、このスペーサ形状そしてスペーサの取り付け位置の最適化が実施されると考えられる。ただし、スペーサ形状デザインは、経験によるところが多い。近年、3章で述べたように数値解析によりスペーサ形状による除熱限界への効果を評価する試みが行われているが、汎用性という点でまだまだであるが<sup>(13)</sup>、数値計算によるスペーサ設計が今後の大きな課題そして研究項目と考えられる。特に、PWR燃料、除熱メカニズムとしてはDNBでの数値解析の開発が望まれる。また、燃料形状を変更するのではなく、賞雅らのグループが国プロとして実施した炉心からの放



(a) Grid spacer (b) Ferrule spacer

Fig. 3 Scaled spacer

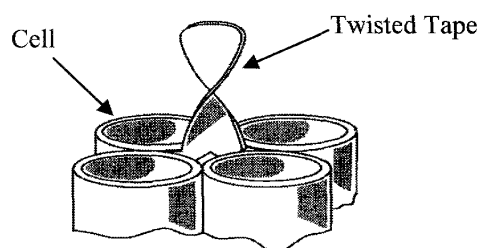


Fig. 4 Modified spacer

射能で燃料棒表面の濡れ性を改善して除熱限界を増加させる試みも今後発展する可能性を有している<sup>(14)</sup>。

#### 5. POST-BT 基準

軽水炉燃料の除熱限界については、燃料健全性の観点から、通常運転時のみならず運転時の異常な過渡変化においても、燃料集合体中でBTを生じることがないように要求されている。しかし、近年、燃料集合体内で一時的にBTに至っても、短時間のうちにBT状態が終われば、燃料被覆管温度の上昇は小さく、燃料健全性を脅かすものにはならないという知見が得られてきた。この点を踏まえ、日本原子力学会標準委員会では、これまでに得られた知見に基づいてBWR燃料を対象にPost-BT標準を制定し発行した<sup>(3)</sup>。Post-BT標準では、BT後に燃料被覆管が経験する最高温度とその持続時間によって、

燃料被覆管最高温度：800°C(1073 K)以下

ドライアウト持続時間：100 s以内

のように燃料健全性の判断基準を表す。このため、燃料健全性を確保しつつ短時間のBTを許容した運用を実現するには、燃料被覆管温度を決定するBT後の燃料被覆管-冷却材間熱伝達、その開始点にあたるBT時刻、及びBT状態を終結させるリウエット条件に関する信頼性の高い予測手法が必要となる。

Post-BT標準中では、BWR過渡事象で想定される

設計及び条件を模擬した試験等において検証され妥当性が確認された予測手法がそれぞれに対して推奨されている。例えば、沸騰遷移開始時刻の予測に関しては、炉心熱水力設計手法においても用いられる沸騰遷移相関式の使用が妥当と認められている。また、燃料被覆管-冷却材間の熱伝達の評価には、熱伝達率を保守的に予測する修正 Dougall-Rohsenow 式<sup>(15)</sup> 及び Groeneveld 5.9 式<sup>(16)</sup> の使用が妥当とされている。そして、リウエット時刻に関する予測には、単管でのリウエット特性を基礎とする経験的相関式である相関式 1<sup>(17)</sup>、及び燃料集合体中のリウエット現象の分析に基づいて液膜挙動をモデル化した相関式 2<sup>(18)</sup> の 2 式の使用が妥当とされた。

Post-BT 標準の燃料健全性の判断基準に従って短時間の沸騰遷移を許容する原子炉の運転を採用した場合、二通りの効果が期待される。第 1 は、安全制限値に対する余裕が増すため、運転時の出力制限が緩和され、効率的かつ経済的な炉心設計が可能となることである。第 2 は、運転時の異常な過渡変化において BT 発生を防ぐために導入された機器を合理化できることである。例えば、改良型沸騰水型原子炉 (ABWR) では、内蔵型の再循環ポンプへの電力供給が途絶えた場合に、炉心内を流れる冷却水流量の急激な減少による一時的な BT の発生を防ぐため、同ポンプへの電源供給を数秒間可能とする MG (Motor-Generator) セットを採用しているが、これを合理的に削減することが可能となる。

以上を踏まえると、除熱限界にかかわる今後の研究の方向性としては、(1) リウエット試験データの拡充と詳細な現象解明、(2) 最適評価コードを用いた統計的安全評価手法の適用、及び (3) 機構論的な評価モデルを軸とした解析手法の詳細化及び高信頼化が挙げられる。

リウエット試験データの拡充には、高燃料被覆管温度データの取得、及び現行燃料集合体を越えた非均質性を有すると予想される燃料集合体における試験データの取得が挙げられる。現象解明の観点からは、リウエット時の液膜再進展速度を規定する詳細な機構、及びこの再進展速度の燃料棒周方向での一様性保持にかかわる機構の合理的解明が、安全評価の説明性の向上とともに、これにより醸成される信頼性の向上に結び付くものとして期待される。

また、最適評価コードを用いた統計的安全評価手法を適用すると、モデル及び入力データの不確かさを考慮することにより、燃料被覆管最高温度及びドライアウト持続時間の統計的評価値を求めることができる。

これにより、過度な保守性を織り込むことなく合理的な不確かさ評価に基づいた最適評価値を得ることができる。この手法を用いる場合には、モデルの不確かさ評価のために、沸騰遷移時刻、沸騰遷移後の過渡的な燃料被覆管-冷却材間熱伝達、及びリウエット時刻のそれぞれについて、合理的な不確かさを算出するための個別効果試験の拡充及び必要に応じて最適相関式の開発等を行う必要が生じてくる。

さらに、機構論的な評価モデルを軸とした詳細化及び高信頼化には、瞬時局所の機構を物理モデルとしてモデル化したサブチャンネル解析手法の高度化が実用的と考えられる。これは 3 章に示したように BT が上流側からの積分効果に依存し、かつ燃料集合体内の横流れの影響を受けることから、燃料集合体全体を同時に評価できる解析手法が必要となるためである。また、沸騰遷移時刻の予測と関連する BT を引き起こすドライアウト現象の評価に関する研究展望については 3 章に示した通りである。一方、沸騰遷移後の過渡的な燃料被覆管-冷却材間熱伝達については、液滴冷却効果を考慮した信頼性の高い機構論的相関式の開発が望まれる。さらに、リウエット特性の評価については、表 1 に示した詳細メッシュに適合する空間スケールでのリウエットモデルとして、燃料被覆管-冷却材間熱伝達の詳細な軸方向分布及び先行冷却特性の解明、並びに周方向の詳細な液膜流量及び厚さの分布への影響因子の解明に基づく機構のモデル化が必要となると考えられる。

## 6. ま と め

原子燃料の (1) 除熱限界の予測、(2) 除熱限界の増大、(3) Post-BT 標準の現状そして展望について述べた。

今後、燃料開発のスピードアップそして性能の最適化のためには、沸騰遷移から沸騰遷移後の挙動を含む、数値計算による伝熱流動シミュレーション技術のさらなる発展が必要である。

## 文 献

- (1) Lahey, R. T. and Moody, F. J., The thermal-hydraulics of a Boiling Water Reactor, ANS, (1979), pp. 91-138.
- (2) Tong, L. T. and Weisman, J., *Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors 3rd Edition*, ANS, (1995), p. 462.
- (3) AESJ, Standard for Assessment of Fuel Integrity under Anticipated Operational Occurrences in BWR Power Plants: 2003, AESJ-SC-P 002-2003 (2003-7).
- (4) Nuclear Safety Commission of Japan, Guideline for Nuclear Safety Commission (rev. 12), Taisei Publishing Co. Ltd., (1999), p. 159, 1314.

- (5) Tong, L. S., Boiling Crisis and Critical Heat Flux, TID-25887, AEC Critical Review Series, U. S. Atomic Energy Commission (1972).
- (6) Bertoletti, S., Gaspari, G. P., Lombardi, C. C., Peterlongo, G., Silvestri, M. and Tacconi, F. A., Heat Transfer Crisis with Steam-Water Mixtures, *Energ. Nucl.*, Vol. 12, No. 3 (1965).
- (7) OECD/NEA/NSC, NUPEC BWR Full-size Fine-mesh Bundle Test (BFBT) Benchmark - Final - Specification-, NEA/NSC/DOC (2005), 5 (2005).
- (8) Weisman, J. and Pei, B. S., Prediction of critical heat flux in flow boiling at low qualities, *Int. J. Heat Mass Transfer*, Vol. 26 (1983), pp. 1463-1477.
- (9) Lee, C. H. and Mudawar, I., A mechanistic critical heat flux model for subcooled flow, boiling based on local bulk flow conditions, *Int. J. Multiphase flow*, Vol. 14 (1988), p. 714.
- (10) Yamamoto, Y., et. al., Analysis of droplets behavior around BWR spacer with TF-MPS Method, *JSME annual Mtg*, Vol. 3 (2004), p. 213.
- (11) Inoue, A. et. al., Proving Test on Thermal-hydraulics Performance of High Burnup 8×8 Fuel Assembly for BWR, *Journal of AESJ*, Vol. 40, No. 10 (1998), p. 50.
- (12) Morooka, S., et. al., Development of High Performance BWR Fuel Bundle Thermal-hydraulic of CY-CLNE Spacer, *Journal of AESJ*, Vol. 38, No. 9 (1996), p. 69.
- (13) Morooka, S., et. al., Study on Critical Power Prediction of BWR Fuel Assembly by Computed Fluid Dynamics, *Trans. JSME B*, Vol. 67, No. 654 (2001), p. 269.
- (14) Shibamoto, Y., et. al., In-pile Experiment in JMTR on the Radiation Induced Surface Activation (RISA) Effect on Flow-boiling Heat Transfer, *J. Nucl. Sci. Tech.*, Vol. 44, No. 2 (2007), p. 183.
- (15) Iguchi, T., et. al., Experimental Results of BWR Post-CHF Tests—Critical Heat Flux and Post-CHF Heat Transfer Coefficients—, *JAERI-Research 2001-060*, (2002).
- (16) D. C. Groeneveld, "Post-Dryout Heat Transfer at Reactor Operating Conditions," *Proc. Topl. Mtg. Water Reactor Safety, CONF-730304*, U. S. Atomic Energy Commission, (1973).
- (17) Muto, S., et al., An Experimental Study on Rewetting Phenomena in Transient Conditions of BWRs, *Nucl. Eng. Des.*, Vol. 120 (1990), pp. 311-321.
- (18) Kudo, Y. and Hara, T., Development of a Phenomenological Rewetting Correlation in a Fuel Assembly under BWR Transient Conditions, *Trans. AESJ*, Vol. 2, No. 2 (2003), p. 121.