論文

低減速軽水炉の燃料集合体局所出力分布の限界出力への影響評価

中塚 亨^{1,*}, 中野 佳洋², 大久保 努²

Study on Effect of Local Power Distribution of Fuel Assembly on Critical Power of Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR)

Toru NAKATSUKA^{1,*}, Yoshihiro NAKANO² and Tsutomu OKUBO²

¹Nuclear Science and Engineering Directorate, Japan Atomic Energy Agency, 2-4 Shirakata-shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1195, Japan

²Advanced Nuclear System Research and Development Directorate, Japan Atomic Energy Agency, 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki 311-1393, Japan

(Received May 15, 2009 and accepted in revised form December 5, 2009)

A reduced-moderation water reactor (RMWR) is an innovative light water reactor comprising tight-lattice fuel assemblies with a gap clearance of around 1.0 mm for a reduction in water volume ratio to achieve a high conversion ratio. By taking into account recent experimental findings from 37-rod tight-lattice bundle thermal-hydraulic tests indicating that the critical power tends to be higher for a peripheral peak local power distribution than for a flat power distribution, the viability of fuel assembly designs with fewer types of plutonium enrichment of MOX fuel, which may result in a large local peaking factor in peripheral rods, was assessed in this report. Critical powers of 217-rod bundles with peripheral peaks for upper and lower MOX regions of the double-flat core of the RMWR were calculated by a subchannel analysis code NASCA. Peripheral peaking with the corresponding local peaking factor for a uniform plutonium enrichment design yields almost the same critical power as that for a flat power distribution. Thus, a reduction in fuel fabrication burden may be possible by decreasing the number of types of plutonium fuel enrichment while maintaining the same thermal-hydraulic margin as the fuel assembly design with five enrichment types of MOX fuel.

KEYWORDS: RMWR, critical power, MOX fuel, tight lattice, power distribution, local peaking factor, subchannel analysis, NASCA

I. 緒言

プルトニウムの多重リサイクルや増殖によってウラン資源の持続的利用を目指した低減速炉心を用いた将来型軽水炉の研究開発が進められている¹⁻³⁾。その炉心は、²³⁸U から ²³⁹Pu への転換比の向上を図るため、燃料棒を間隔を狭めて三角格子状に配置することにより冷却材の体積割合を減らした稠密燃料集合体により構成される。

日本原子力研究開発機構(以下、原子力機構)が開発を進めている低減速軽水炉³⁾は、現行 BWR よりも燃料棒間隔を狭め 1 mm 程度とした三角格子としつつ、安全上重要なボイド反応度係数を負にするため、扁平な MOX 領域を軸方向に二分割した構成の扁平二重炉心を採用している

(Figs. 1 および 2)。

低減速軽水炉の開発においては、このように既存軽水炉と異なる形状を有する炉心の、熱的成立性の確証が重要な課題である。原子力機構では、扁平二重炉心を模擬した稠密燃料集合体部分スケールモデルを用いた熱特性試験(大型熱特性試験)により、稠密燃料集合体の除熱可能性を示し、燃料集合体限界出力に及ぼす設計パラメータの影響を実験的に把握するとともに、実炉燃料集合体設計での除熱特性を解析的に予測する技術の開発を行ってきた⁴⁻⁹⁾。

これらの技術開発の結果として得られた低減速軽水炉の設計においては、いくつかの検討課題が残されている。例えば、複雑な核分裂性 Pu(Puf)富化度分布となる燃料集合体の製造上の負荷の低減および上下 MOX 部での異なる局所出力分布の影響の詳細な把握が挙げられる。

これまで、限界出力向上のために局所出力分布を平坦化することが有利であると考え、これを実現するため、Puf 富化度が異なる 5 種類の燃料を使用し、燃料集合体外

¹ ㈱日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門

² ㈱日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門

* Corresponding author, E-mail: nakatsuka.toru@jaea.go.jp

Fig. 1 Cross section of fuel assembly

Fig. 2 Schematic of RMWR core

周部に低 Puf 富化度燃料を配する炉心設計が行われた。

一方、上述の大型熱特性試験では、燃料集合体内の局所出力分布をパラメータとした試験も行われ、燃料集合体内の外周部に出力ピークがある場合には、中心にピークがある場合よりも高い限界出力を示すことを明らかにした。一例として、出口圧力 7.2 MPa、入口温度 283℃、2 種類の流量 600 および 800 kg/m²s の条件に対して、燃料集合体内の局所出力分布をパラメータとした試験結果を Fig. 3 に示す⁷⁾。ここで、横軸の局所出力係数 LPF_{center} はバンドル平均出力に対する中心サブチャンネルにおける出力の比を表す。この知見をもとに、燃料集合体内外周部での出力ピークを許容すれば、Puf 富化度の種類を減らすことが可能となる上、限界出力の向上も期待できる。

このような、燃料集合体内外周部に出力ピークがある場合の熱設計を行うための大きな課題として、その影響を的確に表現できる熱設計手法が挙げられる。このような熱設計手法によれば、前述のもう一方の課題、上下 MOX 部で

Fig. 3 Effect of local peaking factor on critical power in 37-rod bundle experiments

の異なる局所出力分布の影響の把握も可能となることが期待される。

そこで、本報では、燃料富化度の種類を減らした場合の局所出力分布への影響および燃料集合体内外周部に出力ピークが生じる場合の限界出力への影響を検討することを目的とする。

まず、サブチャンネル解析コード NASCA¹⁰⁾の、燃料集合体外周部に出力ピークがある熱設計への適用性を、燃料集合体内の局所出力分布をパラメータとした大型熱特性試験解析をもとに評価し、外周部出力ピークの影響を表現できる熱設計手法であることを確認した。その上で、適用性を確認した NASCA により、上下 MOX 部局所出力を有する実炉燃料集合体を模擬した解析を実施し、出力ピークの影響を評価した。

II. 局所出力分布を有する燃料集合体に対するサブチャンネル解析コード NASCA の適用性評価

原子力機構では、37本の模擬燃料棒で構成される稠密格子炉心熱特性試験部(37本バンドル)を用いた大型熱特性試験により、稠密燃料集合体の熱余裕を評価するための限界出力試験を実施した。本試験では、燃料棒間ギャップや燃料棒曲がりの影響を把握するため、基準試験用試験体(燃料棒間ギャップ幅 1.3 mm)、燃料棒間ギャップ幅効果試験用試験体(燃料棒間ギャップ幅 1.0 mm)、および曲がり効果試験用試験体(燃料棒間ギャップ幅 1.3 mm)を用いた試験を実施した^{4~6)}。これらの試験では局所出力分布を変化させた試験も行われ、ギャップ幅や燃料棒曲がりに関係なく、局所出力分布が平坦な場合よりも、燃料集合体外周部に出力ピークをもつ場合の方が、限界出力が高くなることが示された。

燃料集合体外周部に出力ピークをもつ場合の方が、限界出力が高くなる原因としては、燃料集合体内部では、蒸気

部が熱的に厳しくなるが、外周部に出力ピークが存在すると外周部の水が中心部により多く流れることが挙げられる⁴⁾。したがって、熱設計手法において、外周部出力ピークの影響を的確に表現するためには、複数のサブチャンネル間での冷却材の移動を、高クオリティ領域を含んで正しく予測できる必要がある。

サブチャンネル解析コード NASCA は、燃料集合体内の二相流動や沸騰遷移を予測するために日本の BWR メーカー、電力、大学等の協力により開発が進められてきた。燃料集合体水平断面を小流路(サブチャンネル)に分割し、液膜・液滴・蒸気の三流体モデルに基づいて燃料棒間ギャップを介したサブチャンネル間の流体輸送をモデル化している。

NASCA コードでは流動様式は気相体積割合が0.2, 0.5, 0.75でそれぞれスラグ流、チャーン流、環状流へ遷移すると設定している。これまでの知見^{10~12)}に基づき、沸騰遷移はサブチャンネル内の液膜体積割合が 10^{-5} 以下になったときに生じるとした。

これまでに、平坦な局所出力分布をもつ稠密燃料集合体に対して検証されており、外周部出力ピークの影響を表現する熱設計手法として適切であると考えられる。そこで、NASCA を、出力ピークをもつ条件の試験解析に適用し、その予測性能を評価することとした。

Figure 4 に計算体系を示す。燃料棒外径は 13.0 mm、基準試験用試験体およびギャップ幅効果試験用試験体を模擬し、燃料棒間ギャップ幅は 1.3 mm、最外周燃料棒とチャンネルボックス間ギャップは 1.05 mm である。燃料集合体水平断面の対称性を考慮して 1/6 対称モデルを採用した。ここで、軸方向の分割数は 52、水平方向はサブチャンネル数 14、燃料棒間ギャップ数 16、燃料棒数 10 である。

試験部限界出力の実験値と計算値の比較を **Fig. 5** に示す。

Fig. 4 Analysis model for 37-rod bundle experiments

ここで、横軸の局所出力係数 LPF_{rod} はバンドル平均の燃料棒出力に対する中心燃料棒の出力の比を表す。丸印は質量速度 $600 \text{ kg/m}^2\text{s}$ 、四角印は $800 \text{ kg/m}^2\text{s}$ の結果であり、○と□は実験結果、●と■は計算結果を表す。計算結果では、中心燃料棒の出力比が増加すると、限界出力が低下する傾向がみられた。

質量速度 $600 \text{ kg/m}^2\text{s}$, $LPF_{rod} = 1$ および 0.93 の場合について、代表的なサブチャンネル(センター: ch1, 最外周の内側: ch9, サイド: ch11, コーナー: ch14)における(a)液膜, (b)蒸気, (c)液滴の質量速度の軸方向分布を **Figs. 6** および **7** に示す。Fig. 6 より、Ch1 において、液膜質量速度が軸方向に徐々に減少し、上部 MOX 領域の上端部($z=0.99 \text{ m}$)で沸騰遷移が生じていることがわかる。また、Ch1, Ch9, Ch11, Ch14 の順に蒸気質量速度が高く、前述のような、燃料集合体内部で、蒸気が中心部に集まる傾向を解析が再現している。Fig. 7 と比較すると、中心燃料棒の出力が減少すると、中心部での液膜体積割合はあまり低下しない一方、周辺部では減少しており、限界出力の向上につながっていることがわかる。

限界出力予測値の実験値との誤差は、大型熱特性試験の

Fig. 5 Comparison between measured and calculated critical powers

Fig. 6 Axial distributions of mass velocities in 37-rod bundle calculated by NASCA ($G = 600 \text{ kg/m}^2\text{s}$, $\text{LPF}_{\text{rod}} = 1$)

Fig. 7 Axial distributions of mass velocities in 37-rod bundle calculated by NASCA ($G = 600 \text{ kg/m}^2\text{s}$, $\text{LPF}_{\text{rod}} = 0.93$)

範囲ではおおむね10%程度で、中心部で大きな出力ピークを有する場合には予測性能が劣化する傾向があるものの、周辺にピークが位置する0.95~1 近傍においては4%以下であった。これらの結果から、集合体周辺部に出力ピークを有する稠密格子燃料集合体の局所出力分布の影響の評価に、NASCA を適用できることが確認できた。

III. 富化度種類の217本実炉燃料集合体内出力分布への影響

Figure 1 で示すように、低減速軽水炉燃料集合体では、六角形状のジルカロイ製チャンネルボックス内に、直径 13.7 mm の燃料棒が217本、15 mm ピッチで三角格子状に配列される。燃料集合体の垂直方向は、上から、上部ブランケット、上部 MOX、内部ブランケット、下部 MOX、下部ブランケットの 5 層構造となっている。MOX 領域の高さは上部が 225 mm、下部が 230 mm で、燃料集合体有効長は 1,255 mm である。MOX 領域の Puf 平均富化度は18%である。この燃料集合体に対し、局所出力分布を平坦化することを目的として、Fig. 9 に示すように5種類の異なった Puf 富化度をもつ燃料棒により燃料集合体内部に Puf 富化度分布を付けた設計がなされている³⁾。

Puf 富化度分布の簡略化を目的として、連続エネルギー

モンテカルロコード MVP¹³⁾を用いて、燃料集合体の無限配列体系の計算を行い、設計変更の可能性を検討した¹⁴⁾。

本検討では、MVP を用いて、燃料集合体内の平均 Puf 富化度を維持したまま、Puf 富化度種類数と富化度を変化させた計算を、燃料集合体の無限配列体系に対して行った。Puf 富化度が1種類のみの場合 (Case-1)、2 種類の場合 (Case-2)、5 種類の場合 (Case-5) の、富化度と燃料棒本数を **Table 1** に示す。Case-2, 5 について富化度分布を **Figs. 8** および **9** に示す。**Fig. 10** は、上部および下部 MOX 領域における燃料集合体内の各燃料棒の出力比分布を、制御棒フォロア中心を通る方向にならんでいる17本

Table 1 Fissile plutonium enrichment and number of rods in fuel assembly

Case-1		Case-2		Case-5	
Puf [%]	Rod [-]	Puf [%]	Rod [-]	Puf [%]	Rod [-]
18.0	217	14.1	25	12.5	5
		18.5	192	14.5	20
				17.2	45
				18.5	60
				19.2	87

Fig. 8 Plutonium enrichment distribution (Case-2)

Fig. 9 Plutonium enrichment distribution (Case-5)

Fig. 10 Power ratio of each rod in upper and lower MOX region across assembly

に対して示したものである。なお、富化度分布が均一な場合 (Case-1), 下部 MOX 領域では, 外周部でのピークは 1.4 程度である。一方, ボイド率の高い上部 MOX 領域では, 外周部でのピークは 1.1 である。これらの結果から, ボイド率の低い下部 MOX 領域では燃料集合体内の富化度分布が局所出力分布に与える影響が大きく, ボイド率の高い上部 MOX 領域で影響が小さくなることわかる。これは水の多い下部 MOX 領域では熱中性子による核分裂の割合が大きいため, 外周部に多く存在する水の分布の影響が大きいに対し, 水の少ない上部 MOX 領域では熱中性子による核分裂の割合が小さいため, 水の分布による影響が低下し, 中性子束が平坦化するためである。

5 種類の富化度を用いた場合 (Case-5) についても, 定性的傾向は Case-1 と同様であるが, 局所出力分布を平坦化するように富化度分布が最適化されているため, 外周部でのピークは Case-1 に比べて小さく下部 MOX 部でも 1.1 程度である。

IV. 217本実炉燃料集合体における 上下 MOX 部周辺ピークの限界 出力への影響評価

前述の核設計にみられる周辺出力ピークを有する燃料集合体がどのような熱特性を有するかを, NASCA により検討した。検討に当たっては, 周辺出力ピークが, 限界出力に与える影響を簡便に把握するため, 以下のように局所出力分布を簡略模倣することとした。

- (1) 最外周の燃料棒のみ出力を変更し, それ以外の燃料棒については均一な出力分布とする。
- (2) 上部および下部の MOX 部での出力比は個別に設定する。
- (3) 燃料集合体全体としての軸方向出力分布は固定とする。

このように模擬した場合の燃料集合体に対し, NASCA を用いて限界出力の解析を行った。Fig. 11 に計算体系を, Fig. 12 に共通の条件として用いた燃料集合体全体での軸方向出力分布を示す。ここで, 軸方向の分割数は 56, 水

Fig. 11 Subchannel model for NASCA

Fig. 12 Axial power profile of base case

Table 2 Calculation conditions

Power ratio for peripheral rod (No. 37~45)	Upper MOX region Lower MOX region
Design A	1.000 1.000
Design B	1.200 1.000
Design C	1.000 1.200
Design D	1.200 1.200
Design E	1.100 1.400

平方方向はサブチャンネル数 74, 燃料棒間ギャップ数 101, 燃料棒数 45 である。燃料棒外径および燃料棒間ギャップ幅は実炉の核設計と同様に, それぞれ, 13.7 mm, 1.3 mm である。前述の 37 本バンドルの場合と同様に, 対称性を考慮して 1/6 対称モデルを採用した。解析条件は実炉の運転条件を模擬し, 出口圧力 7.2 MPa, 質量速度 G は $400 \text{ kg/m}^2\text{s}$ および $600 \text{ kg/m}^2\text{s}$, 入口水温は 556 K である。解析した出力分布条件について, 上部および下部 MOX それぞれにおける最外周燃料棒 (No. 37~45) の出力

比を **Table 2** に示す。ここで、Design A, B, C, D は出力ピークの影響をみるための条件であり、それぞれ、A：上下 MOX 出力が平坦分布の場合、B：最外周燃料棒の上部 MOX にピーク1.2を与えた場合、C：最外周燃料棒の下部 MOX にピーク1.2を与えた場合、D：最外周燃料棒の上部および下部 MOX にピーク1.2を与えた場合である。Design E は前述の核設計において最大ピークを生じた富化度1種類の Case-1 に対応して上部 MOX 部に1.1、下部 MOX 部に1.4と上下に異なるピークを与えた場合である。なお、本解析においては周辺燃料棒にのみピークを与え、他の燃料棒出力は同一と仮定しているため、中心燃料棒の出力比は、0.96~1.00の範囲であり、先の実験結果との比較した場合限界出力の予測精度が誤差4%以下である領域に位置する。

解析によって得られた限界出力を **Fig. 13** に示す。Design B, C および D とともに限界出力が Design A に比べて、 $G=400 \text{ kg/m}^2\text{s}$ の場合、1%程度、 $G=600 \text{ kg/m}^2\text{s}$ の場合1~4%程度向上しており、最外周燃料棒に出力ピークを有する場合においても限界出力が低下していないことが確認できる。

質量速度 $600 \text{ kg/m}^2\text{s}$ の場合について、代表的なサブチャンネル(センター：ch1, 最外周の内側：ch64, サイド：ch69, コーナー：ch74)における(a)液膜、(b)蒸気、(c)液滴の質量速度の軸方向分布を Design A-D についてそれぞれ **Figs. 14~17** に示す。Fig. 14 と 16 を比較すると、下部 MOX 部の外周にピークがある場合、中心部での

液膜体積割合は低下しない一方、周辺部では減少しており、中心領域に水が送り込まれていることがわかる。また、下流部まで流量配分が影響するため、Fig. 15 の上部 MOX 部にのみピークをもつ場合に比べて効果大きい。

$G=400 \text{ kg/m}^2\text{s}$ で最も限界出力が向上した Design E について、制御棒フォロア中心を通る方向の燃料棒に接するサブチャンネルにおける出口クオリティを Design A と比較して **Fig. 18** に示す。なお、沸騰遷移発生位置は、軸方向はいずれも上部 MOX 部上端であるが、Design A では、サブチャンネル1で、Design E ではサブチャンネル51で生じた。 $G=600 \text{ kg/m}^2\text{s}$ で最も限界出力が向上した Design C について、制御棒フォロア中心を通る方向の燃

Fig. 13 Effect of local peaking factor on critical power

(a) Liquid film

(b) Vapor

(c) Droplet

Fig. 14 Axial distributions of mass velocities in 217-rod fuel assembly calculated by NASCA ($G=600 \text{ kg/m}^2\text{s}$, Design A (no peak))

Fig. 15 Axial distributions of mass velocities in 217-rod fuel assembly calculated by NASCA ($G=600 \text{ kg/m}^2\text{s}$, Design B (peak in upper MOX region))

Fig. 16 Axial distributions of mass velocities in 217-rod fuel assembly calculated by NASCA ($G=600 \text{ kg/m}^2\text{s}$, Design C (peak in lower MOX region))

Fig. 17 Axial distributions of mass velocities in 217-rod fuel assembly calculated by NASCA ($G=600 \text{ kg/m}^2\text{s}$, Design D (peak in upper and lower MOX regions))

Fig. 18 Quality distribution at exit elevation of each subchannel ($G=400 \text{ kg/m}^2\text{s}$)

燃料棒に接するサブチャンネルにおける出口クオリティを Design A と比較して **Fig. 19** に示す。外周部に出力ピークをもつ場合、結果的に外周部におけるクオリティの低下が緩和される方向に向かい、燃料集合体全体として効率的な除熱が可能になっていることがわかる。

これらの結果から、1 種類の Puf 富化度燃料を用いた場合に予想される程度の最外周ピークを有する燃料集合体について、平坦化を図った出力分布の燃料集合体と同等の除熱性能を確保できる見通しが得られた。今後は、さらに全燃料棒について局所出力分布および軸方向出力分布を考慮

Fig. 19 Quality distribution at exit elevation of each subchannel ($G = 600 \text{ kg/m}^2\text{s}$)

した検討を行うとともに、燃焼が進んだ場合の上下 MOX 部の出力比分布およびそれに伴う局所出力分布の変動について、検討する必要がある。

V. 結 論

低減速軽水炉の燃料製造上の負荷低減の可能性を検討する観点から、Puf 燃料富化度の種類を減らして外周部に出力ピークを有する燃料集合体の熱的検討を実施した。

サブチャンネル解析コード NASCA の、燃料集合体外周部に出力ピークがある熱設計への適用性を評価するため、37本稠密格子バンドル内で出力ピークをもつ条件の熱特性試験解析を行った。その結果、解析結果は実験結果と定性的に一致し、周辺ピークを有する場合は、限界出力を誤差 4% 以下で予測できることから、周辺部に出力ピークをもつ実規模稠密格子燃料集合体の局所出力分布の影響の評価に、NASCA を適用できることを確認した。

Puf 富化度の種類を減らした燃料集合体核設計を実施した。得られた出力ピークを参考として、上下 MOX 部の最外周燃料棒の出力比を変えた条件でサブチャンネル解析コード NASCA により限界出力を評価した。その結果、周辺燃料部に出力ピークを有する場合、外周部におけるクオリティの低下が緩和され、燃料集合体の径方向断面内でのサブチャンネル間のクオリティ分布が平坦化される方向に向かうことから、平坦な局所出力分布の燃料集合体と比べて限界出力が向上した。Puf 富化度を均一とした燃料の核設計と同程度の出力比を最外周燃料棒に与えた解析を行った結果、出力を平坦化した場合に比べて限界出力が向上した。この結果、燃料の Puf 富化度の種類を低減し、燃料集合体周辺部に敢えて出力ピークを許容した場合においても、従来の 5 種類の Puf 富化度燃料を装荷する設計と同等の熱的余裕を保持できる見込みが得られた。

—参考文献—

1) R. Takeda, J. Miwa, K. Moriya, "BWRS for long-term energy supply and for fissioning almost all transuraniums," *Proc. Global 2007*, Boise, Idaho, Sept. 9–13, 2007, 1725–1732

(2007).

- 2) S. Sakurai, N. Abe, M. Kuroki *et al.*, "Equilibrium core design and transient analysis for reduced-moderation BWR," *Proc. ICAPP '05*, Seoul, KOREA, May 15–19, 2005, Paper 5310 (2005), [CD-ROM].
- 3) T. Okubo, Y. Nakano, S. Uchikawa *et al.*, "Early introduction core design for advanced LWR concept of FLWR to recycle Pu or TRU," *Proc. Global 2009*, Paris, France, Sept. 6–11, 2009, Paper 9346 (2009), [CD-ROM].
- 4) M. Kureta, H. Akimoto, "Critical power correlation for axially uniformly heated tight-lattice bundles," *Nucl. Technol.*, **143**, 89–100 (2005).
- 5) W. Liu, M. Kureta, T. Iwamura *et al.*, "Critical power characteristics of tight lattice bundles," *Proc. ICONE11*, Tokyo, Japan, Apr. 20–23, 2003, ICONE11-36099 (2003), [CD-ROM].
- 6) M. Kureta, W. Liu, H. Tamai *et al.*, "Development of predictable technology for thermal/hydraulic performance of reduced-moderation water reactor (2) —Large-scale thermal/hydraulic test and model experiments—," *Proc. ICAPP '04*, Pittsburgh, USA, Jun. 13–17, 2004, #4056 (2004), [CD-ROM].
- 7) H. Tamai, M. Kureta, W. Liu *et al.*, "Gap width effect on critical power based on tight-lattice 37-rod bundle experiments," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**[1], 54–63 (2007).
- 8) H. Tamai, M. Kureta, W. Liu, *et al.*, "Effect of rod bowing on critical power based on tight-lattice 37-rod bundle experiments," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **45**[6], 567–574 (2008).
- 9) H. Yoshida, A. Ohnuki, T. Misawa *et al.*, "Development of analytical procedures of two-phase flow in tight-lattice fuel bundles for innovative water reactor for flexible fuel cycle," *Nucl. Technol.*, **164**[1], 45–54 (2008).
- 10) H. Ninokata, M. Aritomi, T. Anegawa *et al.*, "Development of the NASCA code for prediction of transient BT and post BT phenomena in BWR rod bundles," *Proc. 4th Int. Seminar on Subchannel Analysis*, Tokyo, Japan, Sep. 25–26, 1997, 231–265 (1997).
- 11) 菅原 悟, "強制流動沸騰二相流における流動とドライアウト現象に関する研究, 東京工業大学学位論文," (1990), [in Japanese].
- 12) S. Sugawara, "Analytical prediction of CHF by FIDAS code based on three-fluid and film-dryout model," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **27**[1], 12–29 (1990).

- 13) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori *et al.*, *MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods*, JAERI 1348, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) (2004).
- 14) 中野佳洋, 大久保 努, 菅生幸博, 他, “革新的水冷却炉 (FLWR)の研究(3)燃料集合体内出力分布の検討,” 日本原子力学会「2005年秋の大会」予稿集, E10 (2005), [CD-ROM], [in Japanese].
-