



JAEA-Research

2011-011

## 高速炉サイクルの確立に向けた FLWR炉心燃料設計の進化構想

Stepwise Evolution of Core and Fuel Design  
toward a Sustainable Fuel Cycle with FLWR

内川 貞夫

Sadao UCHIKAWA

原子力基礎工学研究部門

Nuclear Science and Engineering Directorate

JAEA  
Research

June 2011

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。  
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)  
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:[ird-support@jaea.go.jp](mailto:ird-support@jaea.go.jp)

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency  
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency  
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan  
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:[ird-support@jaea.go.jp](mailto:ird-support@jaea.go.jp)

## 高速炉サイクルの確立に向けたFLWR炉心燃料設計の進化構想

日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門

内川 貞夫

(2011年3月31日 受理)

水冷却高速炉 FLWR は、発電炉としての経験・実績が豊富な軽水炉技術に立脚した BWR タイプの原子炉であり、今後の核燃料サイクル技術の進歩やインフラ整備の進展に対応して、同一炉心構成のもとで燃料集合体の仕様を段階的に進化させることにより柔軟かつ高度なプルトニウム利用をめざしている。本研究では、MOX 燃料棒と UO<sub>2</sub> 燃料棒を集合体内で非均質（アイランド型）に配置してボイド反応度特性を制御する FLWR/MIX 燃料集合体設計概念にもとづき、軽水炉サイクル時代から高速炉サイクル時代への進展に対応した FLWR の炉心燃料設計を 3 つのフェーズに分けて検討し、その性能と技術的成立性を評価した。

### (1) 軽水炉サイクルインフラを利用した導入フェーズ

FLWR/MIX 燃料集合体で使用する MOX 燃料の Pu 富化度をプルサーマル用燃料加工施設での取扱可能範囲としながら、核分裂性 Pu 残存比 1.0 近傍の運転が可能であり、プルトニウムの損失と質の劣化を抑制したプルトニウムの集中利用を実現する。

### (2) 軽水炉サイクルから高速炉サイクルへ本格的に移行するフェーズ

FLWR/MIX 燃料集合体での Pu 富化度を高めるとともに、炉心上下端部の MOX 部を濃縮 UO<sub>2</sub> で置換することで Pu 所要量を低減し、核分裂性 Pu 残存比を 1.1 程度に高めた低 Pu インヴェントリ・高転換比炉心により、高速炉サイクルへの移行を促進することができる。また、移行期に軽水炉使用済燃料の再処理によって回収される減損ウランを再濃縮して利用することができる。

### (3) 高速炉サイクルインフラを利用したフェーズ

燃料集合体周辺部に天然 UO<sub>2</sub> 相当の <sup>235</sup>U 濃縮度の燃料棒を配置することでボイド反応度係数を制御するとともに、軸方向 UO<sub>2</sub> ブランケットを設置することで 1.0 に近い核分裂性 Pu 残存比を確保し、MOX 燃料再処理によるプルトニウムの多重リサイクル利用を実現することができる。

## **Stepwise Evolution of Core and Fuel Design toward a Sustainable Fuel Cycle with FLWR**

Sadao UCHIKAWA

Nuclear Science and Engineering Directorate  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received March 31, 2011)

The FLWR aims at efficient and flexible utilization of nuclear resources by evolving its fuel assembly design keeping the core configuration. The purpose of the study is to propose an evolution process of the FLWR fuel assembly design toward a sustainable fuel cycle by dividing the reactor operation into three stages, that is, the one based on the current LWR fuel cycle infrastructures, the one for transitioning from the LWR fuel cycle to the FR fuel cycle, and the one based on the FR fuel cycle infrastructures.

For the first stage, a fuel assembly design named FLWR/MIX has been developed in which enriched  $\text{UO}_2$  fuel rods are arranged in the peripheral region of the assembly, surrounding the MOX fuel rods in the central region. It can realize a breeder-type operation under the framework of the current LWR-MOX technologies and their experience.

For the transition period to the FR fuel cycle, a modification has been added to the first stage design, in which the MOX fuel in the top and bottom region of the fuel assembly are replaced with enriched  $\text{UO}_2$  fuel. This modification can reduce the required plutonium inventory and have a potential of a high Pu conversion ratio of 1.1, which can contribute to realizing smooth and speedy transition from the LWR fuel cycle to the FR cycle.

For the third stage, the FLWR/MIX concept has been extended into a design without enriched  $\text{UO}_2$  fuel, in which natural  $\text{UO}_2$  fuel rod are arranged in the periphery region of the fuel assembly for controlling the void reactivity characteristics. It can realize multiple Pu recycling keeping a Pu conversion ratio of around 1.0 to ensure sustainable energy supply.

Keywords: FLWR, Light Water Reactor, Tight Lattice, Hard Neutron Spectrum, Plutonium Recycling, MOX Fuel,  $\text{UO}_2$  Fuel, High Conversion

## 目 次

1. 緒言 -----	1
2. MOX/UO <sub>2</sub> 燃料棒併用燃料集合体設計概念 -----	2
2.1 MOX/UO <sub>2</sub> 燃料棒併用燃料集合体(FLWR/MIX) -----	2
2.2 FLWR/MIX燃料装荷炉心 -----	2
2.3 特性解析手法 -----	3
3. MOX/UO <sub>2</sub> 燃料棒併用燃料集合体設計概念の拡張 -----	8
3.1 天然ウラン燃料棒周辺配置設計 -----	8
3.2 回収ウラン燃料棒周辺配置設計 -----	9
3.3 低富化度MOX燃料棒周辺配置設計 -----	10
4. 核燃料サイクル環境の進展に対応した炉心設計 -----	17
4.1 炉心仕様に対する要求事項 -----	17
4.2 軽水炉サイクルインフラを利用した導入期炉心 -----	18
4.2.1 設計条件 -----	18
4.2.2 主要仕様と炉心特性 -----	18
4.3 高速炉サイクル移行期炉心 -----	22
4.4 高速炉サイクル平衡期炉心 -----	25
4.4.1 平衡期の基準燃料集合体の構成 -----	25
4.4.2 平衡期炉心におけるPuの多重リサイクル -----	27
4.4.3 移行期炉心使用済燃料からの回収Pu/Uのリサイクル -----	33
5. FLWR/MIX燃料集合体の除熱性能評価 -----	37
5.1 はじめに -----	37
5.2 限界出力評価手法と評価条件 -----	37
5.3 導入期および移行期用燃料集合体の限界出力評価 -----	38
5.4 平衡期用燃料集合体の限界出力評価 -----	39
6. 結言 -----	48
謝辞 -----	49
参考文献 -----	49

## Contents

1.	Introduction -----	1
2.	Concept of MOX-UO <sub>2</sub> Mixed Fuel Assembly -----	2
2.1	FLWR/MIX Fuel Assembly -----	2
2.2	FLWR/MIX Loading Core -----	2
2.3	Analysis Methods of Core Performance -----	3
3.	Extension of FLWR/MIX Design Concept -----	8
3.1	Design with Fuel Rods of Natural Uranium -----	8
3.2	Design with Fuel Rods of Uranium Reprocessed from LWR Spent Fuel -----	9
3.3	Design with MOX Fuel Rods of Very Low Pu Concentration -----	10
4.	Core and Fuel Design Corresponding to Progress in Nuclear Fuel Cycle System -----	17
4.1	Design Goals and Requirements -----	17
4.2	Design for the First Stage based on the LWR Fuel Cycle Infrastructures -----	18
4.2.1	Design Constraints -----	18
4.2.2	Specifications of Fuel Assembly and Core Performance -----	18
4.3	Design for the Second Stage transitioning to the FR Fuel Cycle-----	22
4.4	Desgin for the Third Stage based on the FR Fuel Cycle Infrastructures -----	25
4.4.1	Specifications of Fuel Assembly -----	25
4.4.2	Multiple Pu Recycling -----	27
4.4.3	Recycling of Pu from Spent Fuel of the Second Stage Cores -----	33
5.	Evaluation of Heat Removal Capability from the FLWR/MIX Fuel Assembly -----	37
5.1	Introduction -----	37
5.2	Analysis Methods of Critical Power -----	37
5.3	Critical Power of the fuel assembly for the First and Second Stages -----	38
5.4	Critical Power of the fuel assembly for the Third Stage -----	39
6.	Concluding Remarks -----	48
	Acknowledgement -----	49
	References -----	49

## 表リスト

表 2.1 FLWR/MIX 燃料集合体の主要諸元	4
表 2.2 大型 FLWR 炉心の主要諸元	4
表 2.3 設計で想定した MOX 燃料の TRU 組成	4
表 2.4 3 次元炉心拡散計算でのエネルギー群構造	5
表 3.1 天然ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性	11
表 3.2 天然ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体の制御棒価値	11
表 3.3 非濃縮回収ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性	12
表 3.4 低富化度 MOX 燃料棒周辺配置燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性	13
表 4.1 導入期 FLWR/MIX 燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性	20
表 4.2 導入期 FLWR/MIX 燃料集合体の燃焼に伴う TRU 組成の変化	21
表 4.3 移行期 FLWR/MIX 燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性	23
表 4.4 移行期 FLWR/MIX 燃料集合体の燃焼に伴う TRU 組成の変化	24
表 4.5 平衡期基準 FLWR/MIX 燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性	26
表 4.6 平衡期 Pu/U 多重リサイクル炉心の特性(1)	29
表 4.7 平衡期 Pu/U 多重リサイクル時の TRU 組成の変化(1)	30
表 4.8 平衡期 Pu/U 多重リサイクル炉心の特性(2)	31
表 4.9 平衡期 Pu/U 多重リサイクル時の TRU 組成の変化(2)	32
表 4.10 移行期炉心使用済燃料からの回収 Pu/U を装荷したリサイクル炉心の特性(1)	34
表 4.11 移行期炉心使用済燃料からの回収 Pu/U を装荷したリサイクル炉心の特性(2)	35
表 4.12 移行期炉心使用済燃料からの回収 Pu/U の多重リサイクル特性	36
表 5.1 燃料スペーサ設計の限界出力に及ぼす影響(局所出力係数1.00)	41
表 5.2 導入期用および移行期用燃料集合体の限界出力	41
表 5.3 燃料スペーサ設計の限界出力に及ぼす影響(平衡期用燃料集合体燃焼度 10GWd/t)	42
表 5.4 平衡期用燃料集合体の限界出力	42

## 図リスト

図 2.1 MOX/UO <sub>2</sub> 燃料棒併用燃料集合体(FLWR/MIX)の断面図	5
図 2.2 大型 FLWR 炉心の断面図	6
図 2.3 平衡サイクル炉心の燃料装荷パターン	6
図 2.4 炉心軸方向の計算体系図	6
図 2.5 炉心水平方向の計算体系図	7
図 2.6 燃料集合体格子燃焼計算の幾何形状モデル	7
図3.1 FLWR/MIX燃料集合体の燃料棒配置例	14
図3.2 FLWR/MIX燃料集合体のボイド反応度特性 (1) UO <sub>2</sub> 燃料棒本数の影響	14
図3.3 FLWR/MIX燃料集合体のボイド反応度特性 (2) UO <sub>2</sub> 燃料棒濃縮度の影響	14
図3.4 天然ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体のPuf富化度分布	15
図3.5 天然ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体の局所出力ピーキング係数	15
図3.6 非濃縮回収ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体のPuf富化度分布	15
図3.7 周辺配置MOX燃料棒富化度とボイド反応度係数の関係	16
図3.8 低富化度MOX燃料棒周辺配置燃料集合体のPuf富化度分布	16
図3.9 劣化ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体の局所出力ピーキング係数	16
図4.1 導入期用FLWR/MIX燃料集合体のPuf富化度分布	21
図4.2 移行期用FLWR/MIX燃料集合体のPuf富化度分布	24
図4.3 平衡期用基準FLWR/MIX燃料集合体のPuf富化度分布	25
図4.4 多重リサイクル用燃料集合体のPuf富化度分布	27
図4.5 多重リサイクル時の全Puに占める核分裂性Pu重量比率の推移(1)	30
図4.6 多重リサイクル時の燃料装荷時TRU同位体重量比率の推移(1)	30
図4.7 多重リサイクル時の全Puに占める核分裂性Pu重量比率の推移(2)	32
図4.8 多重リサイクル時の燃料装荷時TRU同位体重量比率の推移(2)	32
図4.9 移行期使用済燃料のリサイクル用 FLWR/MIX 燃料集合体の Puf 富化度分布	33
図5.1 サブチャンネル解析の計算体系	43
図5.2 サブチャンネル及び燃料棒の番号指定	43
図5.3 燃料スペーサの局所損失係数	43
図5.4 導入期用燃料集合体の軸方向出力分布	43
図5.5 代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布(1)	44
図5.6 代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布(2)	44
図5.7 導入期用燃料集合体の軸方向出力分布と局所出力分布 (燃焼度0.0GWd/t)	45
図5.8 移行期用燃料集合体の軸方向出力分布と局所出力分布 (燃焼度0.0GWd/t)	45
図5.9 平衡期用燃料集合体の軸方向出力分布と局所出力分布 (燃焼度10.0GWd/t)	46

図5.10 代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布(3)	-----46
図5.11 代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布(4)	-----47
図5.12 平衡期用燃料集合体の軸方向出力分布と局所出力分布	-----47

This is a blank page.

## 1. 緒 言

日本原子力研究開発機構が中心となって研究開発を進めている水冷却高速炉FLWRは、商用発電炉としての経験・実績が豊富な軽水炉技術に立脚しつつ、MOX燃料を用いた稠密格子炉心を導入することにより、持続的なプルトニウムの多重リサイクル利用を目指したBWR型原子炉である<sup>1),2)</sup>。FLWRでは、天然ウラン需給環境の変化や核燃料サイクル技術開発の進展等、今後の核燃料サイクル環境の変化に対応して、同一炉心構成のもとで燃料集合体の仕様を段階的に進化させることにより、柔軟かつ高度なプルトニウム利用を実現する<sup>3)-5)</sup>。第1ステップは、軽水炉使用済燃料再処理施設やプルサーマル用MOX燃料加工施設等の軽水炉サイクルインフラを活用して、プルトニウムの有効かつ集中利用をめざすものである。第2ステップでは、今後計画されているMOX燃料再処理等の高速炉サイクルインフラを利用して、第1ステップでの集合体寸法や制御棒配置等の基本的な炉心構成を維持しつつ、集合体内での燃料棒間隔等を変更した増殖型炉心として、持続的なプルトニウムの多重リサイクル利用を実現する。

FLWRの炉心設計として、電気出力1356MWの大型FLWRを対象として検討が進められてきており、第1ステップの炉心として、三角格子配列の燃料棒間隔を3.8mmとして現行軽水炉との技術的ギャップを小さくした転換比0.84のいわゆる高転換型炉心設計がまとめられている<sup>6)</sup>。また、第2ステップの増殖型炉心では、燃料棒間隔を1.3mmと狭めた稠密格子配列とし、軸方向内部ブランケット領域を設置した二重扁平炉心概念が採用され、プルトニウムの増殖（すなわち、1.0を越える転換比の達成）や多重リサイクル利用という目標を実現できるとの見通しが得られている<sup>7)</sup>。さらに、FLWR炉心設計の新たな概念として、MOX燃料棒と濃縮UO<sub>2</sub>燃料棒を集合体内で非均質（アイランド型）に配置してボイド反応度特性を制御し、核分裂性Pu残存比1.0を実現する増殖型燃料炉心概念（FLWR/MIX）が提案されている<sup>8),9),10)</sup>。

本研究では、FLWR/MIX 設計概念の拡張として、濃縮 UO<sub>2</sub>燃料棒を必要としない設計の成立性を検討するとともに、軽水炉サイクル時代から将来の高速炉サイクル時代への進展に対応した FLWR 炉心設計の全体構想として、プルサーマル用 MOX 燃料加工等の軽水炉サイクルインフラを利用して運転する導入フェーズ、高速炉サイクルへ本格移行するフェーズ、MOX 燃料再処理等の高速炉サイクルインフラを利用して運転するフェーズについて、各フェーズでのニーズや制約条件に対応した Pu 利用を実現する設計概念を検討し、その性能を評価した。

## 2. MOX/UO<sub>2</sub>燃料棒併用燃料集合体設計概念

### 2.1 MOX/UO<sub>2</sub>燃料棒併用燃料集合体(FLWR/MIX)

本研究における燃料集合体および炉心概念の検討における主要な設計目標は、次の2点である。

- (1)負のボイド反応度係数を確保すること、
- (2)転換比（核分裂性プルトニウム残存比）として、1.0近傍を確保すること。

負のボイド反応度特性の維持は、BWR型の原子炉において安定でかつ安全な運転を実現する上で本質的に重要な条件である。高プルトニウム富化度のMOX燃料棒を稠密格子に配列した体系は、一般にボイド反応度係数を正側にする特性を有するため、如何に負のボイド反応度特性を確保するかが炉心設計の中心課題である。

FLWR/MIXと名付けたMOX/UO<sub>2</sub>燃料棒併用燃料集合体は、濃縮UO<sub>2</sub>燃料棒が稠密格子配列において負のボイド反応度特性を有することに着目して、MOX燃料棒の一部を濃縮UO<sub>2</sub>燃料棒に置換することで濃縮UO<sub>2</sub>燃料棒が有する負のボイド反応度特性により集合体全体のボイド反応度特性を改善し、負のボイド反応度係数を実現する設計概念である。また、UO<sub>2</sub>燃料棒でのPuへの転換を促進させることで、軸方向ブランケットなしでも1.0近傍の高い核分裂性Pu残存比を実現する。

図2.1に、FLWR/MIX燃料集合体の断面図を示す。表2.1にFLWR/MIX燃料集合体の主要諸元をまとめている。合計217本のMOX燃料棒および濃縮UO<sub>2</sub>燃料棒を、UO<sub>2</sub>燃料棒がMOX燃料棒を取り囲むようにアイランド型かつ三角格子状に配置している。燃料棒の直径は13.5mm、燃料棒間隔は1.3mmであり、集合体内でのボイド率を考慮した実効的な水対燃料体積は0.3である。

### 2.2 FLWR/MIX燃料装荷炉心

本研究で対象とした電気出力1350MWの大型FLWRの主要諸元を表2.2に、また炉心の断面図を図2.2に示す。炉心は、六角形の燃料集合体900体から構成され、炉心外接円半径は3.8mである。燃料集合体の間には、燃料集合体3体に1体の割合でY字型の制御棒が全部で283本設置されている。制御棒は、制御材としてB<sub>4</sub>Cを用いたもので、現行のBWRと同様に下方から挿入される。本炉心では、中性子スペクトルが硬くなるため、<sup>10</sup>Bによる制御棒効果が減少することから、90%濃縮ボロンを用いている。制御棒の上部には、制御棒を引き抜いた時に水を排除できるようフォロワを設けている。フォロワは、破損時の水侵入抑制と中性子吸収減少のため黒鉛をSUSで被覆した構成となっている。

炉心冷却水流量はABWRの約40%として、炉心部平均のボイド率をABWRの43%から54%に高めて水による減速を抑制して高転換比を実現する。また、負のボイド反応度特性を確保するために、燃料有効長を1.2mとした扁平な炉心を採用している。

MOX燃料は、劣化ウラン (<sup>235</sup>Uを0.2%含有) または再処理で回収される減損ウランにプルトニウムを添加したもので、燃料ペレット密度は、現行プルサーマル燃料と同じ理論密度の95%と設定した。設計検討で想定したプルトニウムの同位体組成を表2.3に示す。標準とした組成は、

燃焼度45GWd/tのBWR燃料を再処理して得られるもので、核分裂性プルトニウム (Pu<sub>f</sub>) 含有率は57.5wt%である。また、UO<sub>2</sub>燃料の燃料ペレット密度は、現行のUO<sub>2</sub>燃料と同じ97%理論密度を仮定した。

FLWR/MIX燃料集合体の仕様およびFLWR/MIX燃料集合体を装荷した炉心の性能は、平衡サイクルを対象に評価した。平衡サイクル炉心設計で設定した燃料装荷パターンを図2.3に示す。燃料交換バッチ数は5であり、運転サイクル期間として約18か月を想定した。

炉心性能を評価する指標として、次の6項目に着目した。

- (1) バッチ平均取出燃焼度 (GWd/t)
- (2) 核分裂性プルトニウム残存比  
燃料装荷時と取出時の集合体全体での核分裂性プルトニウム (<sup>239</sup>Pu+<sup>241</sup>Pu) 量の比
- (3) <sup>235</sup>U残存比  
燃料装荷と取出時の集合体全体での<sup>235</sup>U量の比
- (4) 核分裂性物質転換比  
燃料装荷時と取出時の集合体全体での核分裂性物質量の比
- (5) ボイド反応度係数 ( $\Delta k/k$ /%ボイド率)  
定格炉心流量時と90%定格流量時の実効増倍率の差から評価

### 2.3 特性解析手法

取出燃焼度、所要プルトニウム量、転換比、ボイド反応度係数等の炉心性能は、炉心高さ、平均ボイド率、燃料装荷パターン等をもとに炉心設計で総合的に評価される量であり、BWR型原子炉については三次元核熱結合燃焼解析による評価が必須である。本研究では、日本原子力研究開発機構で開発されたモジュラー型炉心解析コードシステム MOSRA (Modular Code System for Reactor Analyses)<sup>11),12)</sup>を使用して炉心性能を評価した。本コードシステムは、核計算、熱水力計算、燃料温度計算、フィードバック断面積作成を担当するモジュール群と計算全体を制御するフレームで構成されており、各燃料集合体を独立に取扱った三次元核熱結合炉心燃焼解析が可能である。

中性子束分布および実効増倍率は、Triangular-Z の三次元体系での拡散計算により評価した。エネルギー群数は 14 群で実施した。表 2.4 にエネルギー群構造を示す。軸方向の計算体系図と水平方向の計算体系図を、図 2.4 と図 2.5 に示す。60 度反射対称で、一つの燃料集合体は三角メッシュで 6 分割される。燃料領域の周囲には、飽和水領域、シラウド領域を設け、その周囲は飽和水反射体領域とした。

熱水力計算では、一つの燃料集合体を一つの熱水力チャンネルとして計算を行う。各チャンネルの冷却材流量は、チャンネル毎の圧力損失が等しくなるように配分される。ボイド率相関式には、MOSRA に組込まれている JAEA-Drift-flux 相関式を用いた。

燃料集合体の燃焼度依存、ボイド率依存のマクロ断面積は、衝突確率法に基づく MSRAC コード<sup>11)</sup>を用いて作成した。中性子断面積ライブラリには、JENDL-3.3<sup>13)</sup>を用いた。エネルギー群数は 107 群である。燃料集合体格子燃焼計算では、図 2.6 に示す 60 度反射対称の二次元六角形状モデルを採用した。本計算モデルでは、ステンレス鋼で被覆されたグラファイトフォロ

ワとギャップ領域の冷却水を、原子数を保存する均質化物質として扱い、これをチャンネルボックスの周囲に巻き付けている。また、マクロ断面積のボイド率依存性については、ボイド率分布を考慮してそれぞれ、0%、40%、80%の3点のボイド率での燃焼計算をおこない、MOSRAの入力定数を作成した。図2.6の燃料集合体幾何形状のモデル化の妥当性については、連続エネルギーモンテカルロ法計算コードMVP<sup>14)</sup>により確認した。

表2.1 FLWR/MIX 燃料集合体の主要諸元

項目	単位	FLWR/MIX
燃料棒本数	–	217
燃料棒直径	mm	13.5
燃料棒ピッチ	mm	14.8
燃料棒間隔	mm	1.3
燃料集合体外面間距離	mm	224, 7
水対燃料体積比(集合体)	–	0.58
被覆管材料		Zircalloy-2

表2.2 大型FLWR炉心の主要諸元

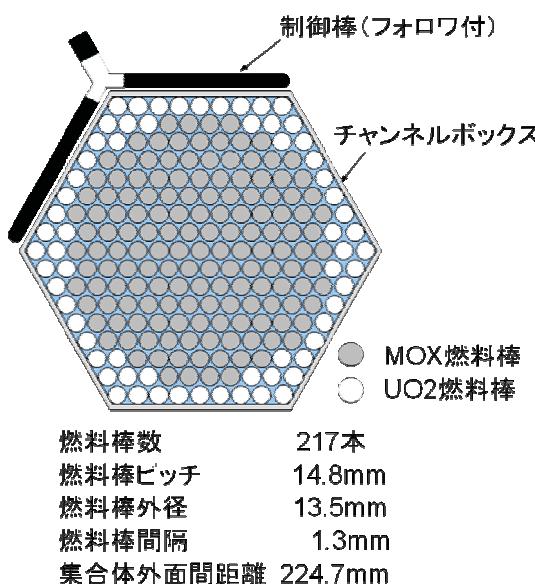
		FLWR	ABWR
熱出力	MWt	3.926	3,926
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2
炉心冷却材流量	10 <sup>3</sup> t/h	23.4	52.0
炉心平均ボイド率	%	54	43
炉心等価直径	m	7.37	5.16
燃料集合体数	–	900	872
制御棒数	–	283	205
炉心有効長	m	1.2	3.71

表2.3 設計で想定したMOX燃料のTRU組成

項目	標準ケース	Puf高含有ケース
同位体 重量比率 (wt%)	NP-237	0.0
	Pu-238	2.7
	Pu-239	47.9
	Pu-240	30.3
	Pu-241	9.6
	Pu-242	8.5
	Am-241	1.0
Puf (wt%)	57.5	67.5

表 2.4 3 次元炉心拡散計算でのエネルギー群構造

群	上限エネルギー(eV)	下限エネルギー(eV)
1	1.0000E+07	2.8650E+06
2	2.8650E+06	1.054E+06
3	1.0540E+06	3.877E+05
4	3.8774E+05	1.1109E+05
5	1.1109E+05	3.1828E+04
6	3.1828E+04	9.1188E+03
7	9.1188E+03	1.2341E+03
8	1.2341E+03	1.3007E+02
9	1.3007E+02	1.7604E+01
10	1.7604E+01	2.3824E+00
11	2.3824E+00	1.4450E+00
12	1.4450E+00	5.3158E-01
13	5.3158E-01	1.3700E-01
14	1.3700E-01	1.0000E-05

図 2.1 MOX/UO<sub>2</sub>燃料棒併用燃料集合体(FLWR/MIX)の断面図

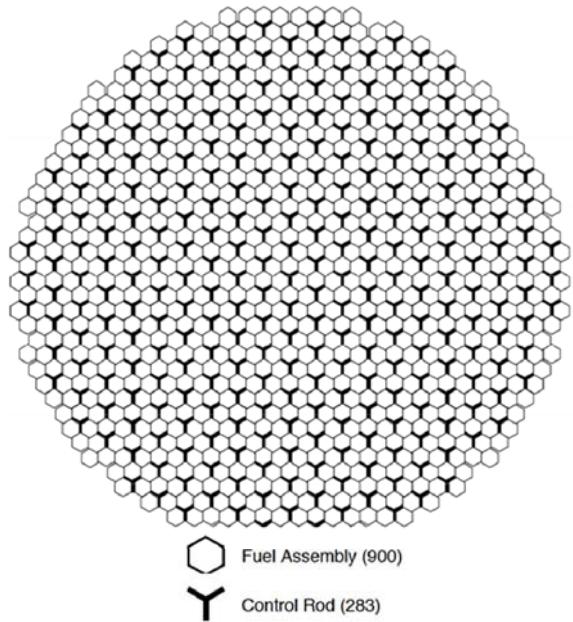


図2.2 大型FLWR炉心の断面図

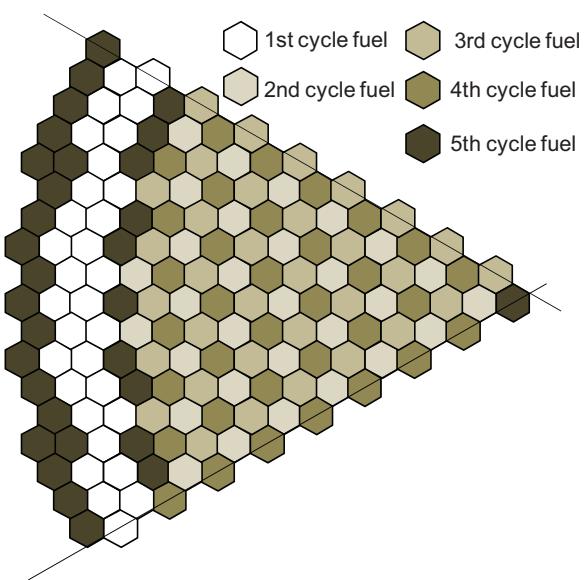


図2.3 平衡サイクル炉心の燃料装荷パターン

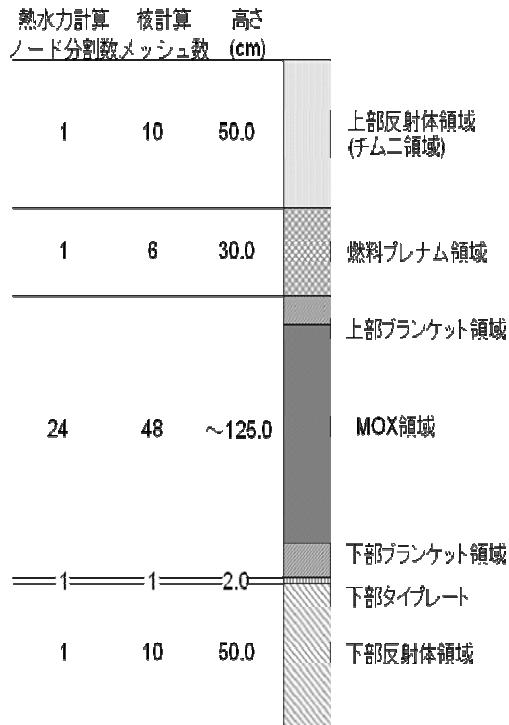


図 2.4 炉心軸方向の計算体系図

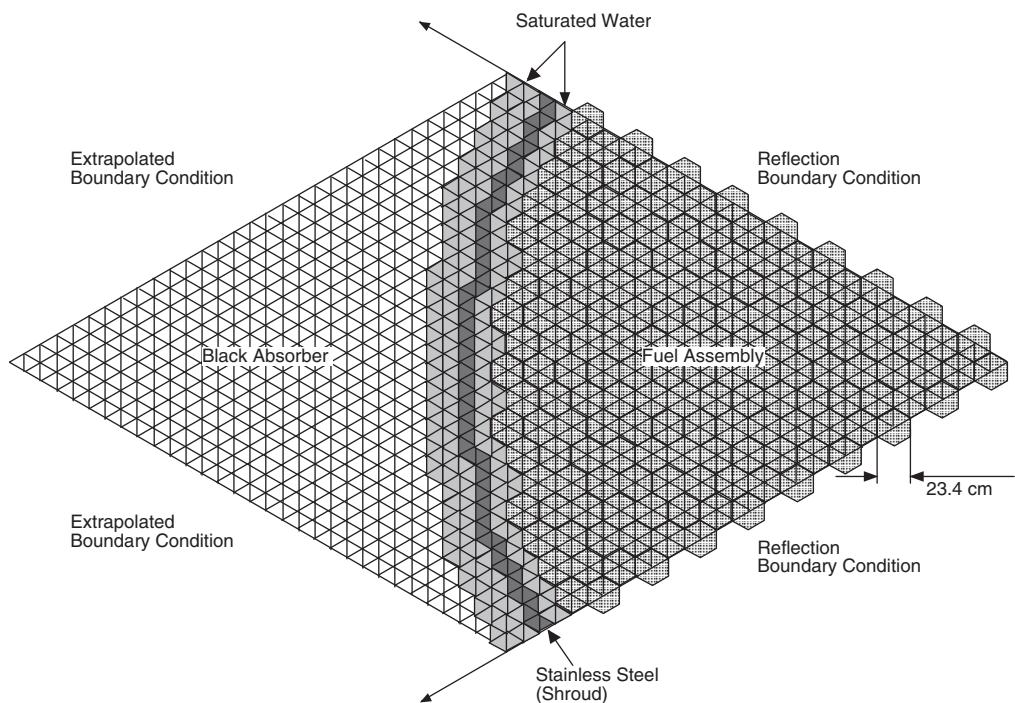


図2.5 炉心水平方向の計算体系図

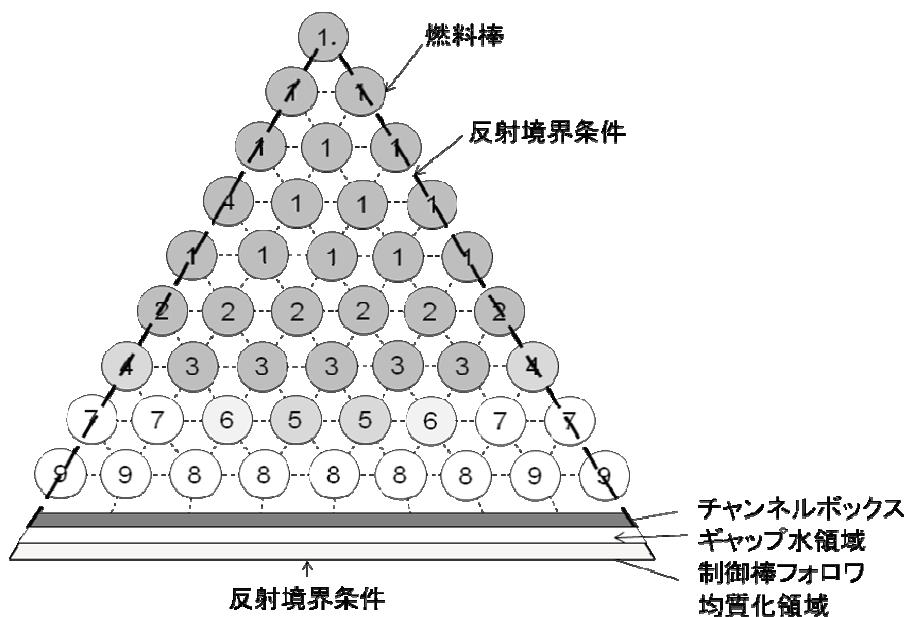


図2.6 燃料集合体格子燃焼計算の幾何形状モデル

### 3. MOX/UO<sub>2</sub>燃料棒併用燃料集合体設計概念の拡張

#### 3.1 天然ウラン燃料棒周辺配置設計

FLWR/MIX燃料集合体概念の拡張として、濃縮ウラン燃料棒の替わりに天然ウラン燃料棒を周辺に配置して濃縮ウランに依らずにボイド反応度を制御する設計概念の成立性を検討した。

FLWR/MIX燃料集合体のボイド反応度特性に支配的な影響を及ぼす設計パラメータは、集合体周辺部に配置するUO<sub>2</sub>燃料棒の本数と<sup>235</sup>U濃縮度である。図3.1に示すUO<sub>2</sub>燃料棒の本数を48本、56本、66本、90本とした4種類のFLWR/MIX燃料集合体と全ての燃料棒をMOX燃料棒とした設計を対象に、周辺配置UO<sub>2</sub>燃料棒本数の炉心性能への影響を解析した<sup>9)</sup>。FLWR/MIX燃料集合体のUO<sub>2</sub>燃料棒の<sup>235</sup>U濃縮度は4.95wt%としており、燃料集合体断面平均の核分裂性物質含有率はほぼ等しく設定した。上記5種類の設計について燃焼度0.0GWd/tでの無限増倍率のボイド依存性を図3.2に示す。全MOX燃料集合体では正のボイド反応度特性を示しているのに対して、FLWR/MIX燃料集合体はいずれも負のボイド反応度特性を実現しており、燃料集合体平均の核分裂性物質含有率をほぼ等しくした条件のもとでは、周辺配列UO<sub>2</sub>燃料棒の本数を多くした設計が大きな負のボイド反応度特性を有していることがわかる。

周辺配列UO<sub>2</sub>燃料棒の本数を48本としたFLWR/MIX燃料集合体において、UO<sub>2</sub>燃料棒の<sup>235</sup>U濃縮度を0.7wt%、2.5wt%、4.95wt%とした設計での燃焼度0.0GWd/tにおける無限増倍率のボイド依存性を図3.3に示す。周辺配置UO<sub>2</sub>燃料棒48本以外の内部のMOX燃料のPu富化度分布は同一として比較している。図3.3において、無限増倍率の値は、集合体平均の核分裂性物質含有率の相違によって異なるものの、3ケースとも同様のボイド依存性を示している。このことは、集合体周辺のMOX燃料棒を<sup>235</sup>U濃縮度5wt%未満のUO<sub>2</sub>燃料棒で置換することは、UO<sub>2</sub>燃料棒濃縮度の如何に拘らずに、ボイド反応度特性の制御に一定の効果を有していることを示唆している。UO<sub>2</sub>燃料棒の<sup>235</sup>U濃縮度が小さい場合のボイド反応度制御効果は、<sup>235</sup>Uによるボイド反応度制御効果というよりは、ボイド変化時の中性子の集合体周辺部への漏洩と中性子吸収の増大によるものと考えられる。以上のことから、周辺に配置する天然ウラン燃料棒の本数を多くすることで集合体全体のボイド反応度特性を制御し、ブランケットの機能も有する天然ウラン燃料棒でのプルトニウムへの転換を促進することで1.0に近い核分裂性Pu残存比を実現できると考えられる。

天然ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性を表3.1に示す。合計217本の燃料棒のうち、127本のMOX燃料棒を燃料集合体断面中央部に、残りの90本の天然ウラン燃料棒を周辺部に配置している。図3.4には、表3.1のCase N1およびN2における集合体断面での燃料棒のPuf富化度分布を示す。軸方向ブランケットを設置しないCase N1では、MOX燃料棒の平均Puf富化度13.56wt%でバッチ平均集合体取出燃焼度45GWd/tを実現できる。ボイド反応度係数はサイクルを通じて負の値を確保しており、Puf残存比は0.95以上を達成可能である。

一方、MOX燃料棒の平均Puf富化度をCase N1より高め、MOX部の長さを短縮して上下に天然ウランブランケットを設置したCase N2では、ブランケット部も含めた集合体平均取出燃焼度45GWd/tの条件で、Puf残存比0.986を実現している。同一の集合体平均取出燃焼度を

実現するために必要な集合体あたりの Puf 量は、Case N2 のほうが N1 より 18% 少なくなっており、MOX 燃料棒の Puf 富化度が高くなても軸方向プランケットを設置した設計のほうが、Pu インヴェントリ低減の観点からは有利である。

天然ウラン燃料棒周辺配置設計では、図3.5に示すように周辺部のUO<sub>2</sub>燃料棒の局所出力ピーキング係数が燃焼初期に小さく、逆に中央部に配置されたMOX燃料棒の局所出力ピーキング係数が大きい。このため、集合体周辺部でのボイド発生が抑制され、冷却材が集合体周辺部で流れやすく、集合体中央部では流れにくくなることから、冷却材流量やボイド率の分布に偏りが生じ、除熱性能の低下が懸念される。この問題については、第5章でその対策も含めて検討しており、燃料棒間隔を保持するために設置する燃料スペーサに、集合体内での流量分布を調整する機能を持たせることで解決できるとの見通しを得ている。

天然ウラン燃料棒周辺配置設計では制御棒に面する燃料棒の反応度が内部の燃料棒と比較して小さいことから、制御棒挿入時の反応度制御量について評価した。表3.2に、Case N2 燃料集合体の燃焼度0.0GWd/tでの制御棒価値の解析結果を示す。制御棒価値は、0.09～0.14Δk/k であり、また冷温時/高温時反応度差は0.026Δk/k となっている。表3.1に示す平衡サイクル初期での余剰反応度0.023Δk/k に冷温時/高温時反応度差を加えた冷温時の余剰反応度は最大0.05Δk/k と推定され、冷温時の制御棒価値0.09Δk/kとの比較から、最大反応度価値の制御棒1本が完全に引き抜かれた状態においても炉停止余裕の確保は可能であると考えられる。

### 3.2 回収ウラン燃料棒周辺配置設計

軽水炉使用済燃料を再処理すると、プルトニウムとともにウランが回収される。我が国の六ヶ所再処理工場の定格稼働時には、年間740tの回収ウランが発生する見込みであり、運転開始後十数年間の回収ウランの濃縮度は約1%となると見込まれている。本節では、回収ウランが天然ウランと同等もしくはより多くの<sup>235</sup>Uを含有し、軽水炉サイクルから高速炉サイクルへの移行期には資源的にもかなりの量を確保できることに着目し、前節で検討した天然ウラン燃料棒周辺配置設計での天然ウラン燃料棒の代わりに回収ウラン燃料棒を配置した設計の成立性を評価した。

軽水炉使用済燃料からの回収ウランの同位体組成は、軽水炉燃料の初期<sup>235</sup>U 濃縮度や取出燃焼度に依存することから、回収ウランの組成の異なる3つのケースについて、プランケット部も含めた集合体平均取出燃焼度45GWd/tの条件で非濃縮回収ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体装荷炉心の設計仕様を決定した。Case R1は、初期<sup>235</sup>U 濃縮度3.0wt%、取出燃焼度28GWd/t のBWR使用済燃料からの回収ウランを利用したケースで、回収ウラン中の<sup>235</sup>Uの含有率は0.9wt%であるのに対して、<sup>236</sup>U含有率は0.4wt%と他のケースに比較して低くなっている。Case R2とCase R3は、取出燃焼度は49GWd/tと同じであるが、初期<sup>235</sup>U 濃縮度が4.3wt%、4.8wt%と異なるPWR使用済燃料からの回収ウランを利用したケースであり、<sup>236</sup>Uの含有率に大きな差はないが、<sup>235</sup>Uの含有率がCase R2の0.88wt%に対してCase R3では1.18wt%と高くなっている。いずれの炉心も軸方向プランケットを設置しており、その組成は周辺配置する回収ウラン燃料棒と同一組成の燃料ペレットを使用している。図3.6には、Case R1およびR2における集合体断面での燃料棒のPuf富化度分布を示す。

表 3.3 に示すように、いずれの設計もボイド反応度係数はサイクルを通じて負の値を確保しており、Puf 残存比として 0.98 から 0.99 の性能を達成可能である。回収ウラン燃料棒の  $^{235}\text{U}$  含有率が同等の Case R1 と Case R2 の比較では、 $^{236}\text{U}$  含有率の低い Case R1 のほうが  $^{236}\text{U}$  による反応度損失が小さいため、同一燃焼度を達成するのに必要な MOX 燃料棒の平均 Puf 富化度が低く、Puf 残存比は大きい。また、負のボイド反応度係数の絶対値も大きくなっている。一方、 $^{236}\text{U}$  含有率が同等の Case R2 と Case R3 の比較では、 $^{235}\text{U}$  含有率の大きい Case R3 のほうが同一燃焼度を達成するのに必要な MOX 燃料棒の平均 Puf 富化度が低く、Puf 残存比が大きい。さらに負のボイド反応度係数の絶対値も大きくなっている。また、天然ウラン燃料棒周辺配置設計（表 3.1 の Case N2）との比較では、回収ウラン燃料棒周辺配置設計は、Puf 残存比については同等の性能を実現できるが、ボイド反応度係数は低下する傾向にある。

以上のことから、回収ウラン燃料棒周辺配置設計は天然ウラン周辺配置設計の代替案として有望な概念であるが、 $^{235}\text{U}$  含有率が天然ウランより大きいことによる核分裂性 Pu 残存比やボイド反応度係数に関するプラスの効果と  $^{236}\text{U}$  含有によるマイナス効果との得失、特にボイド反応度係数への影響を考慮に入れて仕様を決定することが重要となる。

### 3.3 低富化度MOX燃料棒周辺配置設計

本節では、資源節約の観点から、天然ウランや濃縮ウランに依らない設計概念として、天然ウラン燃料棒周辺配置設計のウラン燃料棒を、劣化ウラン燃料棒または劣化ウランにプルトニウムを少量添加した低富化度MOX燃料棒で代替する設計の成立性について検討した。

一般に、プルトニウムは稠密格子体系でのボイド反応度係数を正側にする特性を有しており、図3.2に示したように、4.95wt%濃縮のウラン燃料棒をPuf富化度4.95wt%のMOX燃料棒で置換した設計は正のボイド反応度特性を示すことがこれまでの検討でわかっている<sup>9)</sup>。そこで、天然ウラン燃料棒相当の局所出力ピーキングを実現する程度に周辺配置MOX燃料棒のPuf富化度を小さくした設計について、周辺配置MOX燃料棒富化度とボイド反応度係数の関係を評価した。図3.7に示すように、周辺配置MOX燃料棒のPuf富化度が増加するに従って、ボイド反応度係数は正側に変化するが、0.5wt%程度以下の範囲に設定すれば、負のボイド反応度係数の条件を満足する設計が可能である。

表 3.4 に Puf 富化度を 0.0wt% (劣化ウラン)、0.25wt%、0.5wt%とした低富化度 MOX 燃料棒周辺配置燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性を示す。また、図 3.8 に表 3.4 の Case M1, Case M2 の富化度分布を示す。いずれの設計も、取出平均燃焼度 45Gwd/t、Puf 残存比 0.95 以上を実現している。一方、負のボイド反応度係数の絶対値は天然ウランの場合よりも小さくなる。

低富化度 MOX 燃料棒周辺配置設計は、技術的成立性を見通せる設計概念であるが、燃料成型加工で低富化度のプルトニウムを劣化ウランに混ぜるという追加のプロセスを必要とするところから、達成できる炉心性能のレベルを考慮すると実用上の価値は低いと考えられる。

劣化ウラン燃料棒周辺配置設計は資源論の観点からはのぞましいが、図 3.9 に示すように燃焼初期の局所出力ピーキングの問題が天然ウラン燃料棒の場合より顕著になるため、実用化のハードルは高い。劣化ウランの FLWR/MIX 燃料集合体での活用という観点からは、ロシアで実用化されているように、劣化 UF6 を天然ウラン相当もしくは 1.5wt%程度まで再濃縮して利

用することも一考に値すると考えられる。

表 3.1 天然ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性

項目	Case N1	Case N2
MOX 燃料棒本数/UO <sub>2</sub> 燃料棒本数	127/90	127/90
燃料有効長(cm) MOX 部(cm) 軸方向プランケット部(cm)	120 120 -	120 90 15+15
MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) MOX 燃料マトリクス <sup>235</sup> U 含有率(wt%) MOX 燃料ペレット密度 (%理論密度)	13.56 0.2 95	14.85 0.2 95
周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒 <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) UO <sub>2</sub> 燃料棒ペレット密度(%理論密度)	0.7 97	0.7 97
プランケット部組成 : <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%)	0.7	0.7
重金属重量 (kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体) 核分裂性物質重量 (kg/集合体)	244.2 19.3 20.2	244.7 15.9 17.0
炉心流量(kg/s) 入口温度(K)	6500 551	6500 551
平均ボイド率 (%)	53.5	52.7
取出平均燃焼度 (GW d/t)	45	45
核分裂性 Pu 残存比	0.961	0.986
核分裂性物質転換比	0.936	0.947
<sup>235</sup> U 残存比	0.412	0.393
ボイド反応度係数 (10 <sup>-4</sup> Δk/k/%ボイド)	BOC EOC	-1.9 -0.9
平衡サイクル実効増倍率	BOC EOC	1.0208 1.0009
設計参照 No.	NU04HM	NU20H

表 3.2 天然ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体の制御棒価値

項目	制御棒引抜時 無限増倍率	制御棒挿入時 無限増倍率	制御棒価値 (Δk/k)
高温運転時 ボイド率 0%	1.1439	1.0239	0.1049
高温運転時 ボイド率 40%	1.1415	1.0048	0.1198
高温運転時 ボイド率 80%	1.1486	0.9843	0.1430
冷温時 1気圧 20°C	1.1715	1.0054	0.0906

計算対象 : 表 3.2 の Case N2 燃料集合体 MOX 部、燃焼度 0.0GWD/t

計算コード : 連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP

表 3.3 非濃縮回収ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性

項目	Case R1	Case R2	Case R3
MOX 燃料棒本数/UO <sub>2</sub> 燃料棒本数	127/90	127/90	127/90
燃料有効長(cm) MOX 部(cm) 軸方向ブランケット部(cm)	120 90 15+15	120 90 15+15	120 90 15+15
MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) MOX 燃料マトリクス <sup>235</sup> U 含有率(wt%) MOX 燃料ペレット密度 (%理論密度)	14.95 0.2 95	15.04 0.2 95	14.85 0.2 95
周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒 <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%) UO <sub>2</sub> 燃料棒ペレット密度(%理論密度)	<u>0.90</u> <u>0.40</u> 97	<u>0.88</u> <u>0.61</u> 97	<u>1.16</u> <u>0.67</u> 97
ブランケット部組成 : <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	<u>0.90</u> <u>0.40</u>	<u>0.88</u> <u>0.61</u>	<u>1.16</u> <u>0.67</u>
重金属重量 (kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体) 核分裂性物質重量 (kg/集合体)	244.7 16.0 17.4	244.7 16.1 17.5	244.6 15.9 17.6
炉心流量(kg/s) / 入口温度(K)	6500/551	6500/551	6500/551
平均ボイド率 (%)	52.7	52.6	52.8
取出平均燃焼度 (GWd/t)	45	45	45
核分裂性 Pu 残存比	0.986	0.983	0.990
核分裂性物質転換比	0.939	0.937	0.932
<sup>235</sup> U 残存比	0.400	0.395	0.407
ボイド反応度係数 (10 <sup>-4</sup> Δk/k/%ボイド)	BOC EOC -1.6 -0.5	-1.4 -0.2	-1.7 -0.4
平衡サイクル実効増倍率	BOC EOC 1.0251 1.0012	1.0252 1.0012	1.0258 1.0009
設計参照 No.	RU04HM	RU06HM	RU05H

表 3.4 低富化度 MOX 燃料棒周辺配置燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性

項目	Case M1	Case M2	Case M3	
中央部燃料棒本数/周辺部燃料棒本数	127/90	127/90	127/90	
燃料有効長(cm) MOX 部(cm) 軸方向ブランケット部(cm)	115 105 5+5	115 105 5+5	115 105 5+5	
中央部 MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) 周辺部 MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) MOX 燃料マトリクス $^{235}\text{U}$ 含有率(wt%)	14.33 <u>0.0</u> 0.2	14.11 <u>0.25</u> 0.2	13.97 <u>0.50</u> 0.2	
ブランケット部組成 : $^{235}\text{U}$ 濃縮度(wt%)	0.2	0.2	0.2	
重金属重量 (kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体) 核分裂性物質重量 (kg/集合体)	232.5 17.9 18.3	232.4 17.8 18.2	232.4 17.9 18.3	
炉心流量(kg/s) 入口温度(K)	6500 551	6500 551	6500 551	
平均ボイド率 (%)	53.2	53.1	53.1	
取出平均燃焼度 (GW d/t)	45	45	45	
核分裂性 Pu 残存比	0.960	0.964	0.963	
核分裂性物質転換比	0.949	0.953	0.952	
$^{235}\text{U}$ 残存比	0.458	0.466	0.473	
ボイド反応度係数 ( $10^{-4} \Delta k/k\% \text{ボイド}$ )	BOC EOC	-1.2 -0.7	-0.9 -0.4	-0.7 -0.1
平衡サイクル実効増倍率	BOC EOC	1.0213 1.0021	1.0201 1.0011	1.0202 1.0009
設計参照 No.	DU06	DU01	DU05	

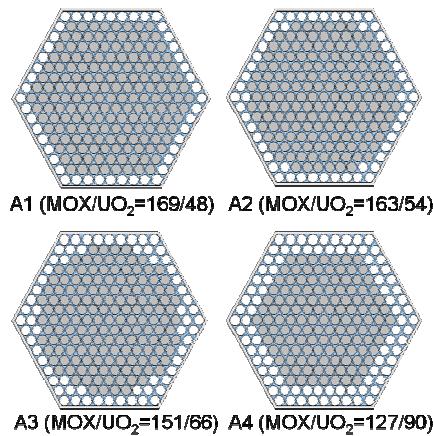
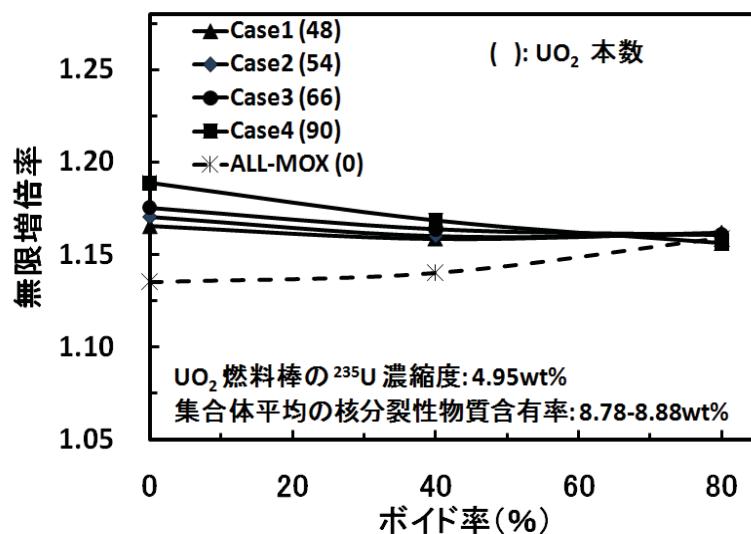
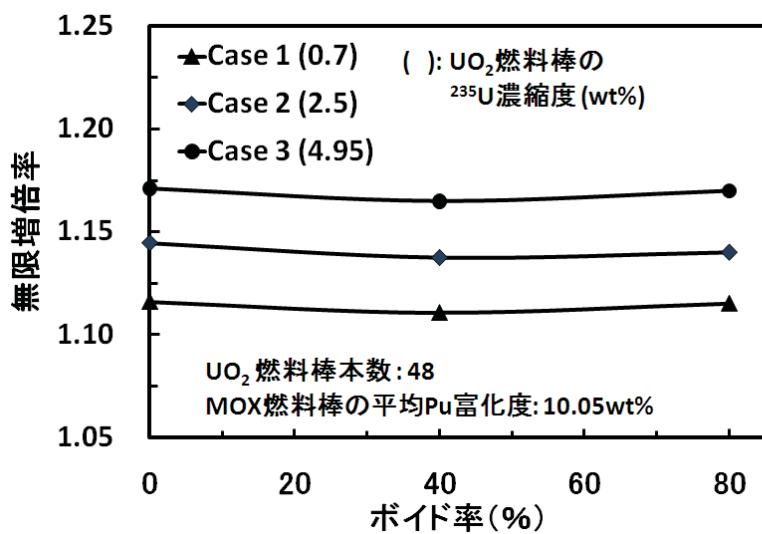


図3.1 FLWR/MIX燃料集合体の燃料棒配置例

図3.2 FLWR/MIX燃料集合体のポイド反応度特性 (1) UO<sub>2</sub>燃料棒本数の影響図3.3 FLWR/MIX燃料集合体のポイド反応度特性 (2) UO<sub>2</sub>燃料棒濃縮度の影響

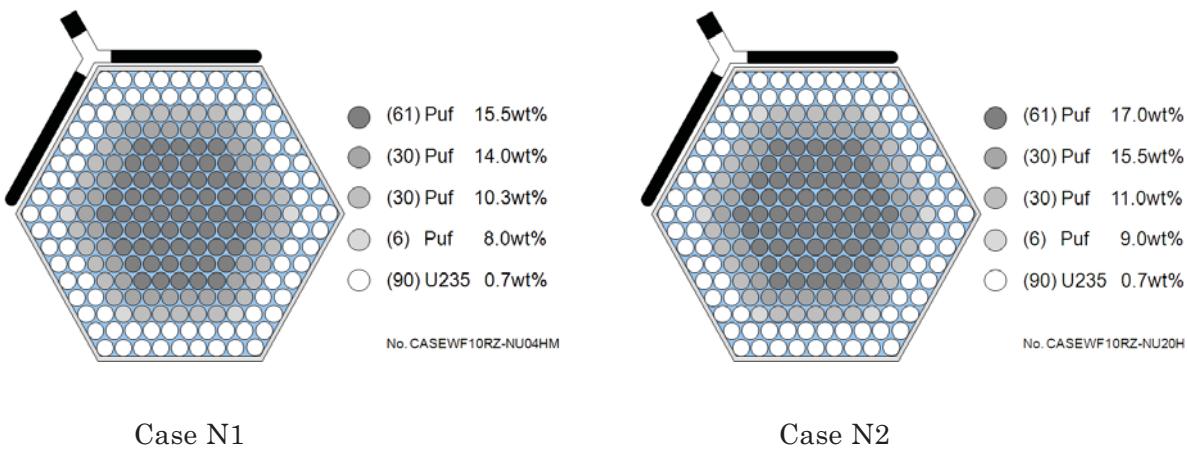


図3.4 天然ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体のPuf富化度分布

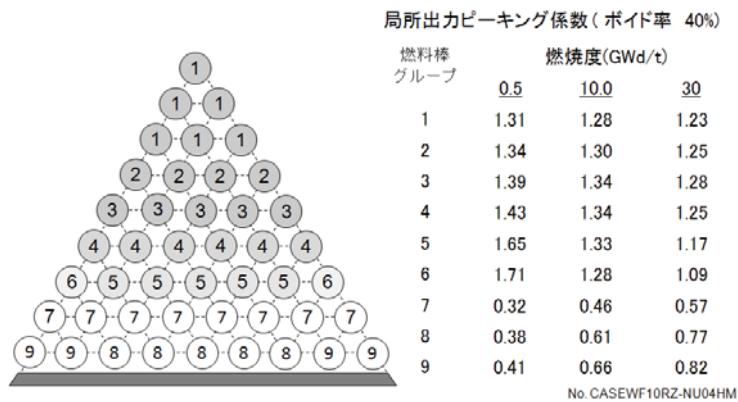


図3.5 天然ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体の局所出力ピーキング係数

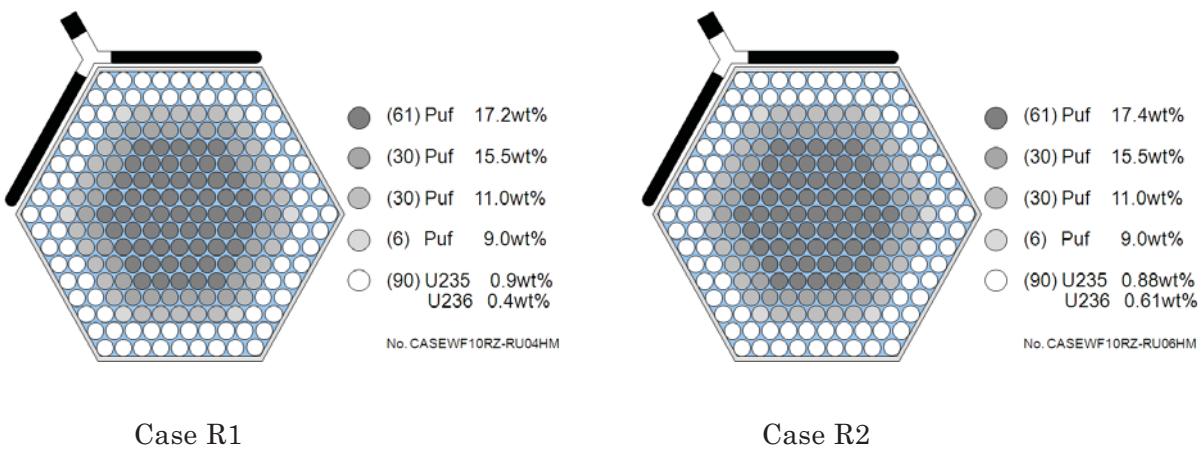


図3.6 非濃縮回収ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体のPuf富化度分布

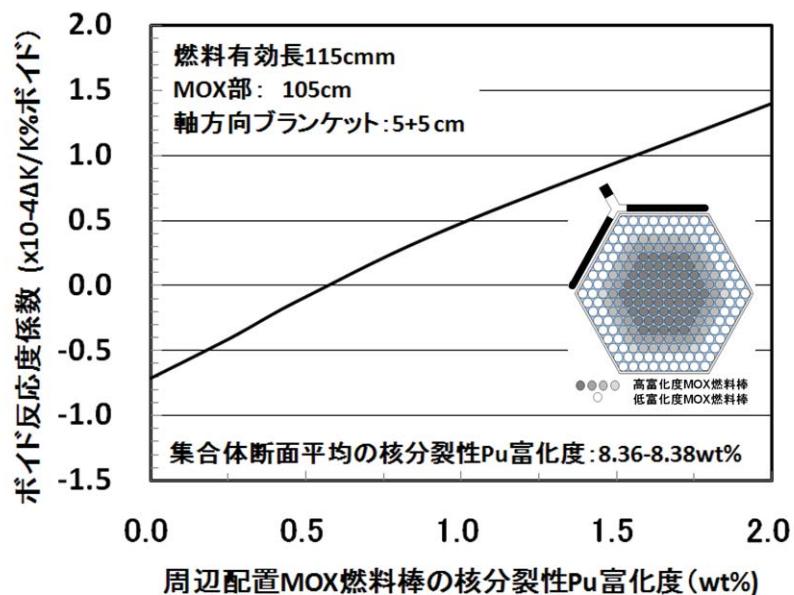


図3.7 周辺配置MOX燃料棒富化度とボイド反応度係数の関係

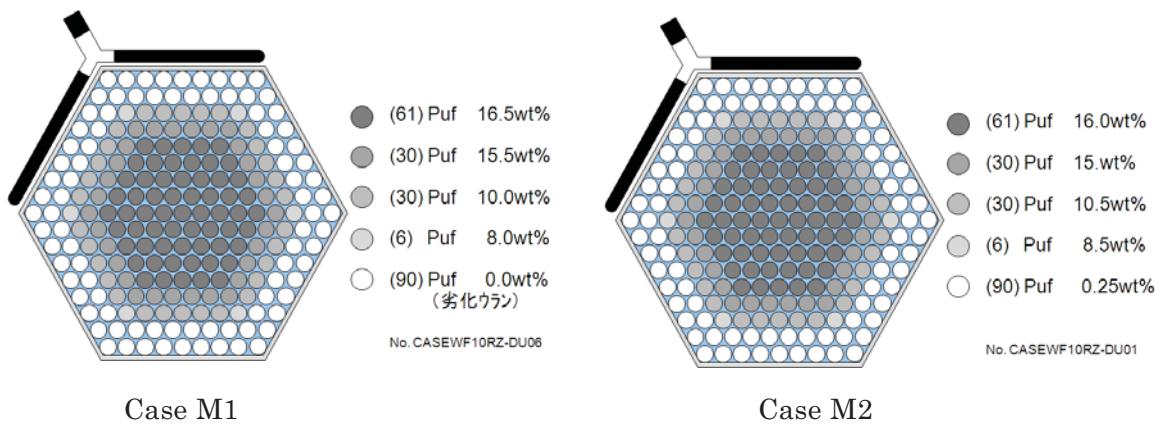


図3.8 低富化度MOX燃料棒周辺配置燃料集合体のPuf富化度分布

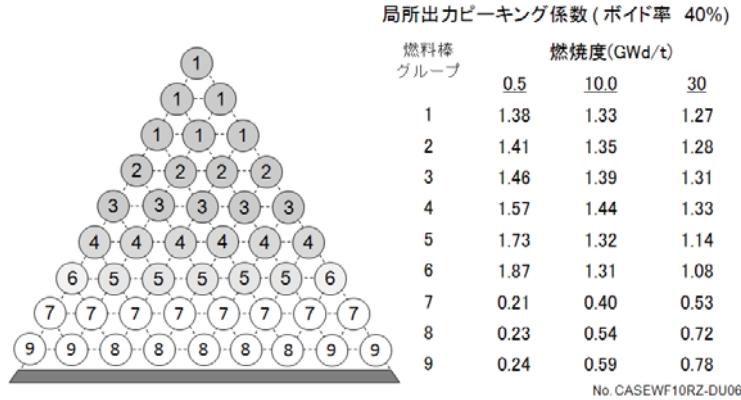


図3.9 劣化ウラン燃料棒周辺配置燃料集合体の局所出力ピーキング係数

## 4. 核燃料サイクル環境の進展に対応した炉心設計

### 4.1 炉心仕様に対する要求事項

FLWR は、同一の炉心構成を維持しつつ燃料集合体の仕様を段階的に進化させることにより、核燃料サイクル技術の開発や関連インフラの整備等、将来の核燃料サイクル環境の進展に対応した柔軟かつ高度な資源の利用を実現する。本章では、軽水炉サイクル時代から将来の高速炉サイクル時代への進展に対応した FLWR/MIX 燃料炉心設計の全体構想をまとめると。

将来の高速炉サイクル、すなわち持続的なプルトニウムの多重リサイクル利用の確立までの期間を 3 つのフェーズにわけて、各フェーズでのプルトニウム利用に求められるニーズと対応する FLWR の炉心仕様への要求事項を整理した。

#### (1) 軽水炉サイクルインフラにもとづく導入期

軽水炉時代の長期化が予想される中で、高速炉サイクルに向けた新しいタイプの原子炉をスムースに導入するためには、実績のある既存技術や施設の積極的活用が最も確実かつ経済的な方策である。FLWR の導入にあたっては、現行軽水炉における MOX 燃料利用（プルサーマル）で確立・蓄積される炉心燃料技術や、六ヶ所再処理施設や MOX 燃料加工施設等のプルサーマル用軽水炉サイクル関連施設を積極的に活用したプルトニウム利用を実現することが求められる。また、プルサーマル利用から高速炉サイクルへの展開を考えたプルトニウム利用の高度化という観点からは、転換比をできるだけ大きくしてプルトニウムの損失と質の低下を抑制し次のリサイクル利用につなげることが重要となる。導入期の FLWR 炉心仕様・性能に対する要求事項として、次の 3 点を設定した。

- ・ Puf 残存比として、1.0 に近い性能を確保
- ・ プルサーマル用燃料製造加工施設を活用して、燃料および燃料集合体を製造可能
- ・ プルサーマル MOX 燃料の照射実績にもとづいて、燃料の設計が可能

#### (2) 軽水炉サイクルから高速炉サイクルへの移行期

軽水炉サイクルから持続的な核燃料サイクル（高速炉サイクル）への移行期の炉心では、炉心に装荷する MOX 燃料中のプルトニウムを主として軽水炉使用済燃料の再処理により供給する必要がある。このため、MOX 燃料で運転する原子炉数を増加させて高速炉サイクルへの移行を速やかにおこなう上でプルトニウム装荷量が少なく、かつ転換比が大きいことが望ましい。

一方、移行期における軽水炉使用済燃料再処理（次世代再処理）では、核拡散への配慮から、U と Pu を同時抽出、あるいは Pu に U を同伴させて分離し、U/Pu 混合製品として回収するプロセスが採用されると考えられる。また、使用済燃料から U を先取りし、新燃料の製造に適した U/Pu 組成比にして再処理する技術の開発も検討されている。この場合には製造される MOX 燃料中の U 同位体組成は、U236 を相当量含有する回収ウランの組成がベースとなる。さらに、軽水炉使用済燃料の再処理により多くの回収ウランが確保されることから、回収ウランを有効に活用できる炉心のニーズも大きくなると予想される。移行期の FLWR 炉心仕様・性能の要求事項として、次の 3 点を設定した。

- ・Puf 残存比として、1.1 程度を実現
- ・集合体あたりの Puf 装荷量を低減
- ・軽水炉使用済燃料からの回収ウランの有効利用が可能

### (3) 高速炉サイクルインフラにもとづく平衡期

プルサーマル使用済燃料を含む MOX 使用済燃料の再処理技術等の高速炉サイクルインフラが整備され、プルトニウム利用高速炉が原子力発電の主力となる平衡期の FLWR 炉心仕様に対する要求事項として、次の 2 点を設定した。

- ・使用済燃料から回収されるプルトニウムの多重リサイクル利用が可能
- ・Puf 残存比として、1.0 以上の性能を確保

## 4.2 軽水炉サイクルインフラを利用した導入期炉心

### 4.2.1 設計条件

導入期の炉心設計で考慮すべき条件を以下のように設定した。

#### (1) MOX燃料ペレットの最大プルトニウム富化度

六ヶ所村に建設中の日本原燃(株)の MOX 燃料製造加工施設(JMOX)で製造可能な MOX ペレットのプルトニウム富化度である 18% 以下とする。

#### (2) 現行プルサーマル用燃料集合体製造方法との整合性

MOX 燃料加工施設では、燃料集合体を構成する燃料スペーサ等の部材については MOX 燃料加工施設外で製造調達し、MOX 燃料加工施設内で MOX 燃料棒とともに集合体として組立てる製造プロセスが採用されている。また、濃縮 UO<sub>2</sub> 燃料棒を MOX 燃料棒とともに使用する場合には、濃縮 UO<sub>2</sub> 燃料棒は MOX 燃料加工施設外で製造調達することになる。FLWR/MIX 燃料集合体の構造は、現行プルサーマル用燃料集合体製造方法と基本的に整合しており、当該施設で製造することが可能である。

#### (3) UO<sub>2</sub>燃料ペレットの最大<sup>235</sup>U濃縮度

濃縮 UO<sub>2</sub> 燃料棒の<sup>235</sup>U 濃縮度は、現行 UO<sub>2</sub> 燃料製造加工施設での取扱可能制限値と同じく、5wt%未満とする。

#### (4) 取出平均燃焼度

MOX 燃料の燃焼度は、プルサーマル利用により実証される範囲である 45~60GWd/t とする。

### 4.2.2 主要仕様と炉心特性

導入期の FLWR/MIX 燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性を表 4.1 に、集合体断面図を図 4.1 に示す。合計 217 本の燃料棒のうち、151 本の MOX 燃料棒を燃料集合体断面中央部に、残りの 66 本の濃縮 UO<sub>2</sub> 燃料棒を周辺部に配置している。UO<sub>2</sub> 燃料棒の<sup>235</sup>U 濃縮度は 4.95wt% に設定した。MOX 燃料棒の TRU 組成は、表 2.3 に示す核分裂性 Pu 含有率 57.5% と 67.5wt% の 2 つのケースについて検討した。また、MOX 燃料のマトリクスとしては、<sup>235</sup>U を 0.2wt% 含有する劣化ウランを使用した場合に加えて、今後の再処理での Pu/U の同時抽出や混合回収等のプロセスを考慮して<sup>236</sup>U を含む減損ウラン (<sup>235</sup>U を 0.88wt%、<sup>236</sup>U を 0.61wt% 含有) を使用した場合について

ても検討した。MOX燃料棒のPuf富化度および分布は、MOX燃料ペレットの最大プルトニウム富化度18wt%以下の条件のもとで、バッチ平均集合体取出燃焼度45GWd/tを達成するように決定した。図4.1に、表4.1のCaseA2およびCase A3のPuf富化度分布を示す。

標準ケースのTRU組成（核分裂性Pu含有率57.5%）のプルトニウムを使用したCase A1とCase A2の設計では、軸方向ブランケットを設置せずにPuf残存比1.00を達成し、ボイド反応度係数もサイクルを通じて負の値を確保している。 $^{235}\text{U}$ を0.88wt%含む減損ウランをMOX燃料のマトリクスとしたCase A2では、劣化ウランをMOX燃料マトリクスとしたCase A1と比較して、所要Puf富化度が小さく、Puf残存比は向上する。一方、ボイド反応度係数は、 $^{236}\text{U}$ を含有するために厳しい方向になる。Puの質を表わす指標として、全Pu同位体量に占める核分裂性Pu量の比率(以下RPUFと表記)をとると、装荷前の58.1%に対して装荷後は58.1%、58.2%であり、Puの質の低下はないことがわかる。

表4.2に燃焼に伴うTRU組成の変化を示す。また同表には、集合体全体で評価したU同位体の重量比率も合わせて示した。取出時のU同位体の重量比率は、使用済燃料を再処理した際の回収ウランの組成を意味する。Case A1の場合を例にとると、使用済燃料の回収ウランには、平均的に $^{235}\text{U}$ が0.87%、 $^{236}\text{U}$ が0.26%含まれており、3章で検討した現行軽水炉の使用済燃料からの回収ウランと比較すると、 $^{235}\text{U}$ の比率は同等、 $^{236}\text{U}$ の比率は小さくなっている。

標準ケースのTRU組成（核分裂性Pu含有率57.5%）に替えて核分裂性Pu含有率67.5%のPuを使用したCase A3では、 $\text{UO}_2$ 燃料棒本数や燃料有効長を同一した条件で取出燃焼度45GWd/tを達成するのに必要なMOX燃料棒の平均Puf富化度は、標準ケースのTRU組成のCase 2よりも約0.4wt%高くなる。この結果、Puf残存比は0.986と1.00を下回り、Puの質の指標であるRPUFも装荷前の68.8%から取出時には65.7%に低下する。ボイド反応度係数はCase A2の場合より負の絶対値は大きくなる。ボイド反応度特性が緩和されることと、MOX燃料ペレットの最大プルトニウム富化度が制限条件の18%に対して16%と余裕があることから、平均Puf富化度を高めて軸方向ブランケットを設置し、1.00のPuf残存比を達成することは可能である。

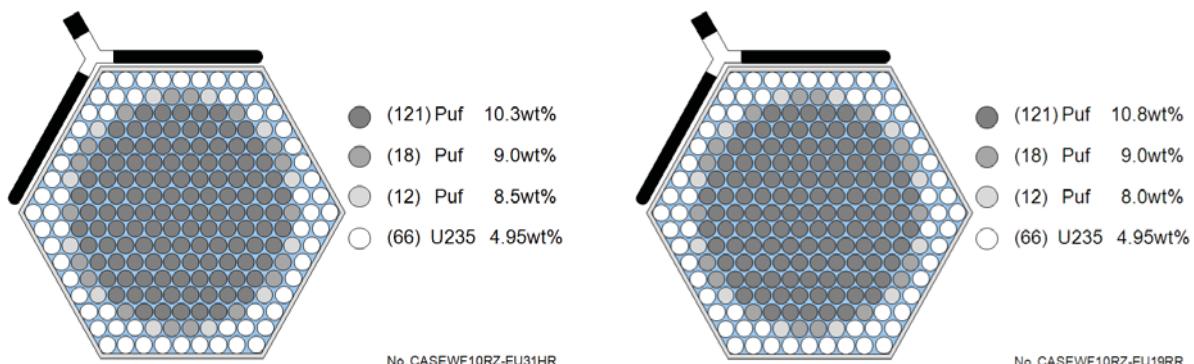
以上から、FLWR/MIX燃料集合体設計を採用することで、使用するMOX燃料のPu富化度をプルサーマル用燃料製造加工施設での取扱可能範囲としながら、Puf残存比1.0近傍の運転により、プルトニウムの量的損失と質的劣化を抑制したプルトニウムの集中利用を図ることが可能である。

表 4.1 導入期 FLWR/MIX 燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性

項目	Case A1	Case A2	Case A3	
MOX 燃料棒本数/UO <sub>2</sub> 燃料棒本数	151/66	151/66	151/66	
燃料有効長(cm) MOX 部(cm)	125 125	120 120	120 120	
MOX 燃料棒中の核分裂性 Pu/全 TRU (wt%)	57.5	57.5	<u>67.5</u>	
MOX 燃料マトリクス <sup>235</sup> U 含有率(wt%) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	<u>0.2</u> <u>0.0</u>	<u>0.88</u> <u>0.61</u>	<u>0.88</u> <u>0.61</u>	
MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) MOX 燃料ペレット最大 Pu 富化度(wt%)	10.14 17.9	9.99 17.9	10.36 16.0	
周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒 <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	4.95 0.0	4.95 0.0	4.95 0.0	
重金属重量 (kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体) 核分裂性物質重量 (kg/集合体)	253.6 17.8 22.0	243.4 16.8 21.7	243.2 17.4 22.3	
炉心流量(kg/s) 入口温度(K)	6500 551	6500 551	6500 551	
平均ボイド率 (%)	54.1	54.1	54.5	
取出平均燃焼度 (GW d /t)	45	45	45	
核分裂性 Pu 残存比	1.001	1.007	0.986	
核分裂性物質転換比	0.895	0.887	0.872	
<sup>235</sup> U 残存比	0.442	0.476	0.474	
核分裂 Pu/全 Pu (wt%)	装荷時 取出時	58.1 58.1	58.1 58.2	68.8 65.7
ボイド反応度係数 (10 <sup>-4</sup> Δk/k/%ボイド)	BOC EOC	-1.9 -0.3	-1.8 -0.2	-3.2 -1.6
平衡サイクル実効増倍率	BOC EOC	1.0291 1.0009	1.0290 1.0008	1.0319 1.0019
設計参照 No.		EU30RZ	EU31HR	EU19RR

表 4.2 導入期 FLWR/MIX 燃料集合体の燃焼に伴う TRU 組成の変化

項目		Case A1		Case A2		Case A3	
		装荷時	取出時	装荷時	取出時	装荷時	取出時
TRU 同位体 重量比率 (wt%)	Np-total	0.0	0.4	0.0	0.7	0.0	0.8
	Pu-238	2.7	2.4	2.7	2.5	1.9	2.1
	Pu-239	47.9	47.8	47.9	47.8	57.5	54.9
	Pu-240	30.3	29.8	30.3	29.6	23.3	24.5
	Pu-241	9.6	7.8	9.6	7.7	10.0	7.5
	Pu-242	8.5	7.8	8.5	7.8	5.4	6.0
	Am-total	1.0	3.5	1.0	3.5	1.9	3.7
	Cm-total	0.0	0.5	0.0	0.5	0.0	0.5
	Total	100	100	100	100	100	100
Puf		57.5	55.6	57.5	55.5	67.5	62.4
U 同位体 重量比率 (wt%)	U-235	1.86	0.87	2.30	1.16	2.28	1.14
	U-236	0.0	0.26	0.40	0.66	0.40	0.66
	U-238	98.14	98.85	97.30	98.16	97.32	98.18
	Total	100	100	100	100	100	100
設計参考 No.		EU30RZ		EU31HR		EU19RR	



Case A2

Case A3

図4.1 導入期用FLWR/MIX燃料集合体のPuf富化度分布

### 4.3 高速炉サイクル移行期炉心

移行期用の燃料集合体設計として、MOX燃料ペレットの全Pu富化度18wt%以下の条件を撤廃し、導入期のFLWR/MIX燃料集合体設計よりも平均Puf富化度を高めるとともに、炉心上下端のMOX部を濃縮ウランで置換することによりプルトニウム所要量を低減する設計概念を検討した。また、軽水炉使用済燃料の再処理により回収されるウランを再濃縮して周辺配置UO<sub>2</sub>燃料棒として利用する設計についても検討した。

移行期のFLWR/MIX燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性を表4.3に、集合体断面図を図4.2に示す。MOX燃料のPuf富化度を高めると、ボイド反応度係数は正側に変化する。この影響を緩和するため、移行期用の設計では周辺配置UO<sub>2</sub>燃料棒の本数を導入期用燃料集合体の66本から90本に増加している。UO<sub>2</sub>燃料棒の<sup>235</sup>U濃縮度は、導入期用の設計と同じく4.95wt%に設定した。さらに、燃料有効長120cmのうち、上端部15cmおよび下端部15cmの部分について、MOX燃料ペレットに替えて<sup>235</sup>U濃縮度4.95wt%の濃縮UO<sub>2</sub>燃料ペレットを装荷している。MOX燃料のTRU組成は、表2.3に示す核分裂性Pu含有率57.5%の標準ケースとし、MOX燃料のマトリクスについては、<sup>235</sup>Uを0.2wt%含有する劣化ウランを使用した場合（Case B1）と<sup>236</sup>Uを含む減損ウラン（<sup>235</sup>Uを0.88wt%、<sup>236</sup>Uを0.61wt%含有）を使用した場合（Case B2）を比較した。

MOX燃料棒のPuf富化度および分布は、バッチ平均集合体取出燃焼度45GWd/tを達成するように決定した。MOX燃料の平均Puf富化度は、Case B1で11.91wt%、Case B2で11.72wt%と導入期用の設計（Case A1, Case A2）よりも増加するが、集合体全体での核分裂性プルトニウムの所要量は約30%低減されている。また、<sup>235</sup>Uを含めた全核分裂性物質の重量についても、8%～10%減少している。さらに、移行期の炉心性能として重要なPuf残存比は、いずれの設計も目標とする1.10以上を達成することが可能である。ボイド反応度係数は、導入期用の設計よりも<sup>235</sup>U/Pufの比率が高くなっていることから、負の絶対値は導入期用設計よりも大きくなっている。

Puの質を表わす指標である全Pu同位体量に占める核分裂性Pu量の比率R<sub>PUF</sub>は、装荷前の58.1%に対して、装荷後は59.9%、60.1%と増加しており、Puの質が向上する。表4.4に、燃焼に伴うTRU組成の変化を示す。取出時のU同位体の重量比率は、Case B2の場合で<sup>235</sup>Uが1.77%、<sup>236</sup>Uが0.65%となっており、この<sup>235</sup>Uおよび<sup>236</sup>Uは“質が向上した”Puとともに同時回収して、MOX燃料のマトリクスとしてリサイクル利用される（4.4.3項参照）。

表4.3のCase B3は、燃焼度45GWd/tの軽水炉使用済燃料から回収されたウランを<sup>235</sup>Uが4.95wt%になるまで再濃縮して周辺配置燃料棒として使用することを想定した設計である。回収ウランを再濃縮すると<sup>235</sup>Uと同時に<sup>236</sup>Uも濃縮されるため、再濃縮前の0.6wt%程度であった<sup>236</sup>Uの含有率は再濃縮後には約2.5wt%と高くなる。この<sup>236</sup>Uによる反応度損失があるため、バッチ平均集合体取出燃焼度45GWd/tを達成するためのMOX燃料の平均Puf富化度は、周辺配置UO<sub>2</sub>燃料棒に<sup>236</sup>Uを含まないCase B2より0.7wt%程度高くなるが、負のボイド反応度係数を確保し、Puf残存比として約1.08の増殖性能を実現可能である。全Pu同位体量に占める核分裂性Pu量の比率R<sub>PUF</sub>も、装荷前の58.1%に対して装荷後は59.2%に増加しており、Puの質が向上している。一方、取出時のU同位体の重量比率は、<sup>235</sup>Uが1.84%に対して、<sup>236</sup>Uが2.07%と大きくなっている。<sup>236</sup>Uはボイド反応度係数を正側にする特性があることから、<sup>236</sup>Uを多量に含

むウランをプルトニウムとともに同時回収してMOX燃料のマトリクスとしてリサイクル利用できるかが懸念されるが、この点については次節で検討し、リサイクルが可能との見通しが得られている。

表 4.3 移行期 FLWR/MIX 燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性

項目	Case B1	Case B2	Case B3	
MOX 燃料棒本数/周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒本数	127/90	127/90	127/90	
燃料有効長(cm) MOX 部(cm) 軸方向ブランケット部(cm)	120 90 15+15	120 90 15+15	120 90 15+15	
MOX 燃料棒中の核分裂性 Pu/全 TRU (wt%)	57.5	57.5	57.5	
MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) MOX 燃料マトリクス <sup>235</sup> U 含有率(wt%) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	11.91 0.2 0.0	11.72 0.88 0.61	12.37 0.88 0.61	
周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒 <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	4.95 0.0	4.95 0.0	4.95 2.50	
ブランケット部組成 : <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	4.95 0.0	4.95 0.0	4.95 2.50	
重金属重量 (kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体) 核分裂性物質重量 (kg/集合体)	244.3 12.7 19.7	244.3 12.4 20.0	244.4 13.1 20.7	
炉心流量(kg/s) 入口温度(K)	6500 551	6500 551	6500 551	
平均ボイド率 (%)	54.5	54.4	54.0	
取出平均燃焼度 (GW d /t)	45	45	45	
核分裂性 Pu 残存比	1.106	1.116	1.085	
核分裂性物質転換比	0.884	0.878	0.874	
<sup>235</sup> U 残存比	0.479	0.488	0.507	
核分裂 Pu/全 Pu (wt%) 取出時	58.1 59.9	58.1 60.1	58.1 59.2	
ボイド反応度係数 (10 <sup>-4</sup> Δ k/k/%ボイド)	BOC EOC	-4.3 -2.4	-4.0 -2.2	-2.6 -0.9
平衡サイクル実効増倍率	BOC EOC	1.0319 1.0010	1.0324 1.0014	1.0320 1.0010
設計参照 No.	EU21	EU22R	REU04HR	

表 4.4 移行期 FLWR/MIX 燃料集合体の燃焼に伴う TRU 組成の変化

項目		Case B1		Case B2		Case B3	
		装荷時	取出時	装荷時	取出時	装荷時	取出時
TRU 同位体 重量比率 (wt%)	Np-total	0.0	0.6	0.0	0.8	0.0	1.9
	Pu-238	2.7	2.3	2.7	2.3	2.7	2.8
	Pu-239	47.9	49.9	47.9	50.0	47.9	48.7
	Pu-240	30.3	28.7	30.3	28.5	30.3	28.4
	Pu-241	9.6	7.3	9.6	7.3	9.6	7.2
	Pu-242	8.5	7.3	8.5	7.3	8.5	7.3
	Am-total	1.0	3.3	1.0	3.3	1.0	3.3
	Cm-total	0.0	0.5	0.0	0.4	0.0	0.4
	Total	100	100	100	100	100	100
Puf		57.5	57.2	57.5	57.3	57.5	55.9
U 同位体 重量比率 (wt%)	U-235	3.14	1.60	3.40	1.77	3.41	1.84
	U-236	0.0	0.41	0.23	0.65	1.79	2.07
	U-238	96.86	97.97	96.37	97.57	94.74	96.03
	Total	100	100	100	100	100	100
設計参考 No.		EU21		EU22R		REU04HR	

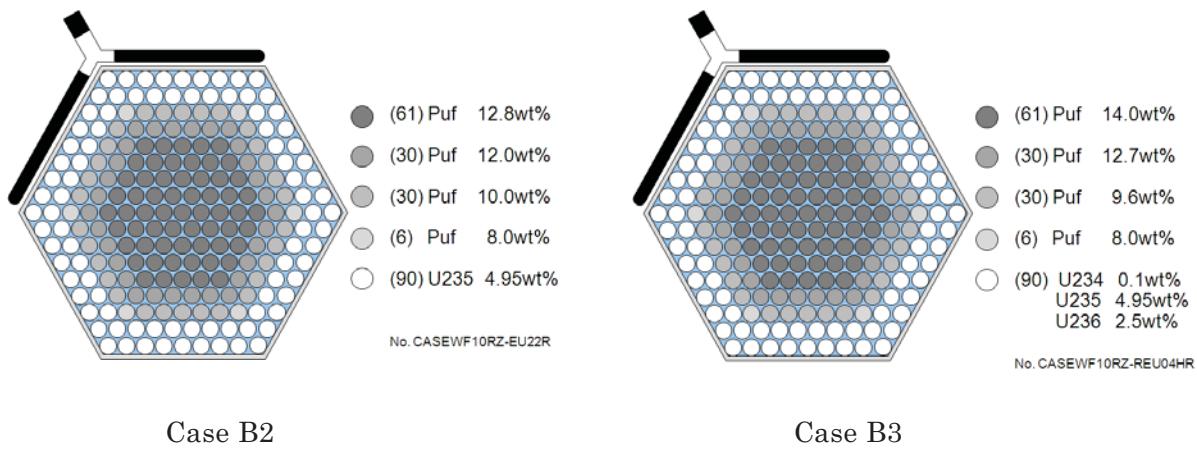


図4.2 移行期用FLWR/MIX燃料集合体のPuf富化度分布

## 4.4 高速炉サイクル平衡期炉心

### 4.4.1 平衡期の基準燃料集合体の構成

第3章での検討結果をもとに、天然ウラン燃料棒周辺配置型設計を高速炉サイクル平衡期の基準燃料集合体構成として選択した。周辺配置UO<sub>2</sub>燃料棒の本数は移行期燃料集合体と同じく90本である。また、燃料有効長120cmのうち、上端部15cmおよび下端部15cmの部分に天然ウランブランケットを設置している。

平衡期の基準燃料集合体を装荷した炉心の主要諸元と平衡サイクル特性を表4.5に示す。MOX燃料棒のPuf富化度および分布は、軸方向ブランケット部を含むバッチ平均集合体取出燃焼度として45GWd/tを確保するように決定した。MOX燃料棒のTRU組成は、表2.3に示す核分裂性Pu含有率57.5%の標準ケースの組成を仮定した。集合体断面でのPuf富化度分布を図4.3に示す。MOX燃料の平均Puf富化度は、劣化ウランをMOX燃料棒のマトリクスとして使用したCase C1では、14.85wt%、<sup>235</sup>Uを0.88wt%含む減損ウランをMOX燃料棒のマトリクスとして使用したCase C2は、14.62wt%である。平衡サイクル炉心で評価したPuf残存比は、それぞれ0.986、0.992であり、Puの質を表わす指標である全Pu同位体量に占める核分裂性Pu量の比率R<sub>PUF</sub>は、装荷前の58.1%に対して、装荷後は57.4%、57.5%とわずかながら減少している。

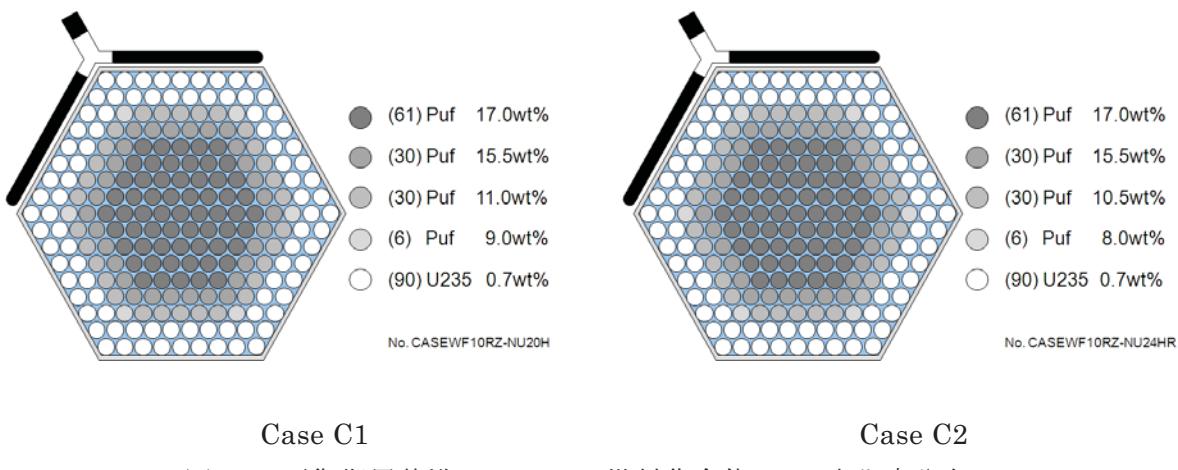


図4.3 平衡期用基準FLWR/MIX燃料集合体のPuf富化度分布

表4.5 平衡期基準FLWR/MIX燃料集合体装荷炉心の主要諸元と特性

項目	Case C1	Case C2
MOX 燃料棒本数/周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒本数	127/90	127/90
燃料有効長(cm) MOX 部(cm) 軸方向ブランケット部(cm)	120 90 15+15	120 90 15+15
MOX 燃料棒中の核分裂性 Pu/全 TRU (wt%)	57.5	57.5
MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) MOX 燃料マトリクス <sup>235</sup> U 含有率(wt%) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	14.85 0.2 0.0	14.69 0.88 0.61
周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒 <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	0.70 0.00	0.70 0.00
ブランケット部組成 : <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	0.70 0.00	0.70 0.00
重金属重量 (kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体) 核分裂性物質重量 (kg/集合体)	244.7 15.9 17.0	244.6 15.6 17.3
炉心流量(kg/s) 入口温度(K)	6500 551	6500 551
平均ボイド率 (%)	52.7	52.7
取出平均燃焼度 (GW d/t)	45	45
核分裂性 Pu 残存比	0.986	0.992
核分裂性物質転換比	0.947	0.939
<sup>235</sup> U 残存比	0.393	0.445
核分裂 Pu/全 Pu (wt%)	装荷時 取出時	58.1 57.4
ボイド反応度係数 (10 <sup>-4</sup> Δk/k/%ボイド)	BOC EOC	-1.9 -0.9
平衡サイクル実効増倍率	BOC EOC	1.0234 1.0004
設計参照 No.	NU20H	NU24HR

#### 4.4.2 平衡期炉心におけるPuの多重リサイクル

平衡期炉心におけるPuの多重リサイクル特性を、前記の基準燃料集合体の構成をもとに検討した。本研究でのPu多重リサイクルの定義は、使用済燃料を一定期間冷却した後に再処理し、回収されるPu/Uの同位体組成にもとづきMOX燃料および燃料集合体を製造して再び新燃料として炉心に装荷するプロセスを繰り返すことである。

多重リサイクル利用における燃料集合体設計の燃料組成や仕様は、次のような仮定のもとに決定した。

- (1) 再処理では、Pu以外のTRU核種、核分裂生成物核種は100%分離除去される。
- (2) 再装荷時のMOX燃料のTRU組成は、1回前のリサイクル利用における燃料取出時の組成をもとに、冷却、再処理、燃料製造加工を経て再装荷するまでの炉外滞在期間における<sup>241</sup>Puの<sup>241</sup>Amへの壊変による損失を考慮して決定する。
- (3) 次のリサイクルに必要なPuは、必要量確保されるものとする。すなわち、Pu残存比が1.0近傍の場合、炉外滞在期間中の損失により再装荷する燃料集合体の製造に必要なPu量は約2～3%程度不足することになるが、ここでは充足可能と仮定する。
- (4) MOX燃料のマトリクスは、再処理におけるPu/U一括回収または混合回収を考慮して、1回前のリサイクル使用済燃料から回収される減損ウランとする。
- (5) 周辺配置のUO<sub>2</sub>燃料棒および軸方向ブランケット部は常に天然ウランとする。

以上の仮定からわかるように、閉サイクルの持続的なPu多重リサイクルではないことに留意する必要がある。

表4.6に、再処理までの冷却期間を2年、再処理から装荷するまでの期間を1年とした、炉外滞在期間3年とした場合について、5回のリサイクルを繰り返した時の炉心特性の変化を示す。出発点とした炉心は、表4.5に示した基準燃料集合体を装荷したCase C2炉心である。炉心に5サイクル約90ヶ月滞在した後、バッチ平均燃焼度45GWd/tでC2炉心から取出された使用済燃料の取出時のTRU中には、表4.7に示すように54.8%の核分裂性Puが含まれている。この使用済燃料を再処理し、成型加工して、2回目のリサイクルとして（R2-2）炉心に再装荷する段階でのMOX燃料棒のTRU中Puf含有率は56.9wt%となる。MOX燃料棒のマトリクスは、C2炉心の使用済燃料からの回収される減損ウラン（<sup>235</sup>Uを0.36wt%、<sup>236</sup>Uを0.29wt%含有）が使用される。2回目以降のリサイクル時に装荷される燃料集合体では、図4.4に示す共通のPuf富化度分布を採用した。すなわち、装荷時の燃料集合体に含まれる核分裂性Pu量は、TRU同位体比率やMOX燃料マトリクスの組成は異なるものの、各リサイクルで等しく設定した。

表4.6に示すように、第2回以降のリサイクルでは、負のボイド反応度係数を確保して、Puf残存比1.00を実現している。また、各リサイクルでの平衡炉心サイクル末期実効増倍率も0.1%Δk/k以内の変動範囲で一致している。

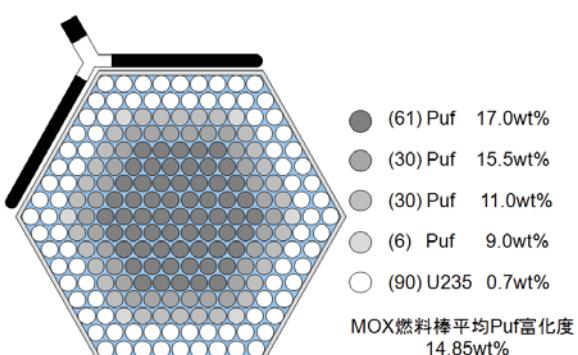


図4.4 多重リサイクル用燃料集合体のPuf富化度分布

Pu の質を表わす指標である全 Pu 同位体量に占める核分裂性 Pu 量の比率 R<sub>PUF</sub> の推移を図 4.5 に示す。第 1 回のリサイクル (C2) では、Puf 残存比が 0.992 であり、装荷時の 58.1% に対して取出時は 57.5% と減少しているが、2 回目以降のリサイクルでは、Pu 残存比が 1.0 を上回るにつれて、逆に取出時に装荷時の値を上回っている。リサイクルを重ねるにつれて R<sub>PUF</sub> が小さくなるのは、次のリサイクルまでの炉外滞在期間における <sup>241</sup>Pu の <sup>241</sup>Am への壊変による損失によるものであることがわかる。

図 4.6 に多重リサイクル時の燃料装荷時 TRU 同位体重量比率の推移を示す。装荷時の Puf 割合は、初回から 5 回目のリサイクルまでで 1.5% の減少に留まっている。リサイクル回数が増えるにつれて、<sup>239</sup>Pu と <sup>240</sup>Pu の割合がやや増加する一方、<sup>241</sup>Pu と <sup>242</sup>Pu の割合が低下している。リサイクルが進むにつれて、Puf 残存比が増加するのは、<sup>240</sup>Pu の割合が増加して、<sup>240</sup>Pu の中性子吸収による <sup>241</sup>Pu の生成量が増加することによる。リサイクルが進むにつれて TRU 同位体重量比率の変化割合は小さくなってしまっており、表 4.6 の取出時ウラン組成も一定の値に収束してきていることから、5 回程度のリサイクルでほぼ平衡組成に近づいているものと考えられる。以上の結果および考察より、炉外滞在期間 3 年の条件のもとで Pu の多重リサイクル利用は可能であるといえる。

再処理までの冷却期間を 4 年、再処理から装荷するまでの期間を 1 年として、炉外滞在期間を 3 年から 5 年に延長した場合のリサイクル炉心特性の結果を表 4.8、表 4.9、図 4.7、図 4.8 に示す。炉外滞在期間が 3 年の場合と比較すると、Puf 残存比はやや大きく、ボイド反応度係数の絶対値は小さくなっている。図 4.7 に示すように、炉外滞在期間が伸びたことによる Pu の質の劣化が炉内滞在期間での燃焼により改善されるため、燃料装荷時の TRU 中 Puf 割合は、初回から 5 回目のリサイクルまでで 2.0% の減少に留まっており、負のボイド反応度係数を確保して 5 回程度の多重リサイクル利用は可能である。

表 4.6 平衡期 Pu/U 多重リサイクル炉心の特性(1)

(次リサイクルまでの炉外滞在期間：再処理までの冷却期間 2 年、再処理後 1 年で装荷)

項目	C2	R2-2	R2-3	R2-4	R2-5
リサイクル	初回	2 回目	3 回目	4 回目	5 回目
MOX 燃料棒本数/周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒本数	127/90	←	←	←	←
燃料有効長(cm) MOX 部(cm) 軸方向プランケット部(cm)	120 90 15+15	←	←	←	←
MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) 核分裂性 Pu/全 TRU (wt%) 燃料マトリクス <sup>235</sup> U 含有率(wt%) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	14.69 57.5 0.88 0.61	14.85 56.9 0.36 0.29	← 56.5 0.25 0.17	← 56.2 0.22 0.13	← 56.0 0.22 0.11
周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒 <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	0.70 0.00	←	←	←	←
プランケット組成: <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	0.70 0.00	←	←	←	←
重金属重量(kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量(kg/集合体) 核分裂性物質重量(kg/集合体)	244.6 15.6 17.3	244.7 15.9 17.1	244.7 15.9 17.0	244.7 15.9 17.0	244.7 15.9 17.0
炉心流量(kg/s)/入口温度(K)	6500/551	←	←	←	←
平均ボイド率(%)	52.7	52.5	52.4	52.4	52.4
取出平均燃焼度(GW d/t)	45	45	45	45	45
核分裂性 Pu 残存比	0.992	1.000	1.004	1.005	1.006
核分裂性物質転換比	0.939	0.957	0.963	0.964	0.965
<sup>235</sup> U 残存比	0.445	0.407	0.395	0.392	0.392
核分裂 Pu/全 Pu (wt%) (集合体平均) 装荷時 取出時	58.1 57.5	57.1 57.0	56.6 56.7	56.3 56.5	56.1 56.4
取出時ウラン組成 <sup>235</sup> U 含有率(wt%) (集合体平均) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	0.36 0.29	0.25 0.17	0.22 0.13	0.22 0.11	0.22 0.11
ボイド反応度係数 BOC (10 <sup>-4</sup> Δk/k/%ボイド) EOC	-1.6 -0.7	-1.3 -0.4	-1.2 -0.3	-1.1 -0.2	-1.0 -0.2
平衡サイクル実効増倍率 BOC EOC	1.0239 1.0007	1.0205 0.9998	1.0192 0.9995	1.0192 0.9999	1.0198 1.0006
設計参照 No.	NU24HR	NU24HR T2	NU24HR T3	NU24HR S4	NU24HR S5

表 4.7 平衡期 Pu/U 多重リサイクル時の TRU 組成の変化(1)

(次リサイクルまでの炉外滞在期間：再処理までの冷却期間 2 年、再処理後 1 年で装荷)

項目	C2		R2-2		R2-3		R2-4		R2-5		
リサイクル回数	初回		2 回目		3 回目		4 回目		5 回目		
	装荷時	取出時	装荷時	取出時	装荷時	取出時	装荷時	取出時	装荷時	取出時	
TRU 同位体 重量 比率 (wt%)	Np	0.0	0.5	0.0	0.4	0.0	0.4	0.0	0.3	0.0	0.3
	$^{238}\text{Pu}$	2.7	2.4	2.5	2.0	2.1	1.7	1.8	1.5	1.6	1.4
	$^{239}\text{Pu}$	47.9	47.3	50.0	48.2	50.4	48.2	50.2	48.0	50.1	47.8
	$^{240}\text{Pu}$	30.3	30.3	32.0	31.9	33.3	33.0	34.4	33.8	35.2	34.4
	$^{241}\text{Pu}$	9.6	7.5	6.9	6.7	6.1	6.6	5.9	6.6	5.9	6.6
	$^{242}\text{Pu}$	8.5	7.9	8.3	7.5	7.8	7.1	7.4	6.7	7.0	6.3
	Am	1.0	3.6	0.3	2.9	0.3	2.7	0.3	2.7	0.3	2.6
	Cm	0.0	0.5	0.0	0.5	0.0	0.5	0.0	0.5	0.0	0.5
	Total	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
	Puf	57.5	54.8	56.9	54.9	56.5	54.8	56.2	54.6	56.0	54.4
U 同位体 重量 比率 (wt%)	$^{235}\text{U}$	0.77	0.36	0.58	0.25	0.54	0.22	0.53	0.22	0.53	0.22
	$^{236}\text{U}$	0.22	0.29	0.11	0.17	0.06	0.13	0.05	0.11	0.05	0.11
	$^{238}\text{U}$	99.0	99.3	99.3	99.6	99.4	99.6	99.4	99.7	99.7	99.7
	Total	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
設計参考 No.	NU24HR		NU24HR-T2		NU24HR-T3		NU24HR-S4		NU24HR-S5		

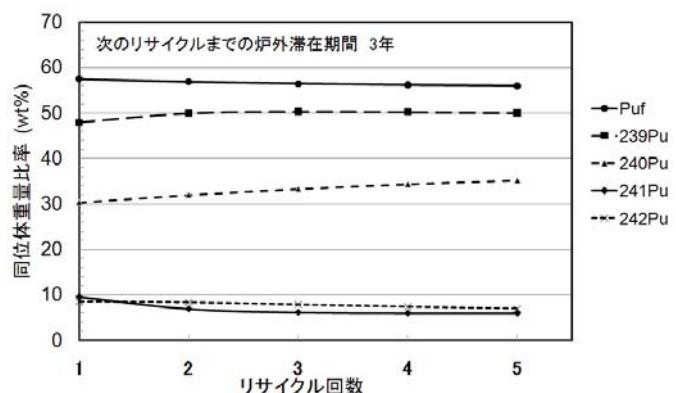
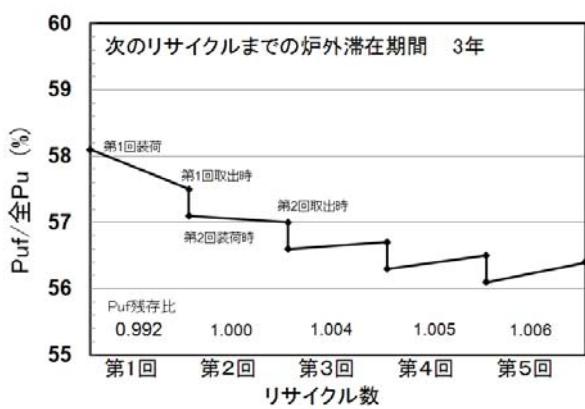


図 4.5 多重リサイクル時の全 Pu に占める核分裂性 Pu 重量比率の推移 (1)

図 4.6 多重リサイクル時の燃料装荷時 TRU 同位体重量比率の推移(1)

表 4.8 平衡期 Pu/U 多重リサイクル炉心の特性(2)

(次リサイクルまでの炉外滞在期間：再処理までの冷却期間 4 年、再処理後 1 年で装荷)

項目	C2	R4-2	R4-3	R4-4	R4-5
リサイクル	初回	2回目	3回目	4回目	5回目
MOX 燃料棒本数/周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒本数	127/90	←	←	←	←
燃料有効長(cm) MOX 部(cm) 軸方向プランケット部(cm)	120 90 15+15	←	←	←	←
MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) 核分裂性 Pu/全 TRU (wt%) 燃料マトリクス <sup>235</sup> U 含有率(wt%) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	14.69 57.5 0.88 0.61	14.85 56.6 0.36 0.29	← 56.1 0.25 0.17	← 55.8 0.22 0.13	← 55.5 0.22 0.11
周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒 <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	0.70 0.00	←	←	←	←
プランケット組成: <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	0.70 0.00	←	←	←	←
重金属重量(kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量(kg/集合体) 核分裂性物質重量(kg/集合体)	244.6 15.6 17.3	244.7 15.8 17.1	244.7 15.9 17.0	244.7 15.9 17.0	244.7 15.9 17.0
炉心流量(kg/s)/入口温度(K)	6500/551	←	←	←	←
平均ボイド率(%)	52.7	52.4	52.3	52.3	52.3
取出平均燃焼度(GW d/t)	45	45	45	45	45
核分裂性 Pu 残存比	0.992	1.003	1.008	1.009	1.010
核分裂性物質転換比	0.939	0.960	0.966	0.968	0.968
<sup>235</sup> U 残存比	0.445	0.407	0.395	0.391	0.391
核分裂 Pu/全 Pu (wt%) (集合体平均) 装荷時 取出時	58.1 57.5	56.8 56.9	56.2 56.5	55.9 56.3	55.7 56.1
取出時ウラン組成 <sup>235</sup> U 含有率(wt%) (集合体平均) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	0.36 0.29	0.25 0.17	0.22 0.13	0.22 0.11	0.22 0.11
ボイド反応度係数 BOC (10 <sup>-4</sup> Δk/k/%ボイド) EOC	-1.6 -0.7	-1.1 -0.2	-1.0 -0.1	-0.9 -0.05	-0.8 -0.02
平衡サイクル実効増倍率 BOC EOC	1.0239 1.0007	1.0199 0.9997	1.0185 0.9995	1.0186 1.0000	1.0190 1.0006
設計参照 No.	NU24HR	NU24HR U2	NU24HR U3	NU24HR U4	NU24HR U5

表 4.9 平衡期 Pu/U 多重リサイクル時の TRU 組成の変化(2)

(次リサイクルまでの炉外滞在期間：再処理までの冷却期間 4 年、再処理後 1 年で装荷)

項目	C2		R4-2		R4-3		R4-4		R4-5		
リサイクル回数	初回		2 回目		3 回目		4 回目		5 回目		
	装荷時	取出時	装荷時	取出時	装荷時	取出時	装荷時	取出時	装荷時	取出時	
TRU 同位体 重量 比率 (wt%)	Np	0.0	0.5	0.0	0.4	0.0	0.3	0.0	0.3	0.0	0.3
	<sup>238</sup> Pu	2.7	2.4	2.5	2.0	2.1	1.7	1.8	1.5	1.6	1.3
	<sup>239</sup> Pu	47.9	47.3	50.3	48.2	50.7	48.3	50.5	48.1	50.3	47.8
	<sup>240</sup> Pu	30.3	30.3	32.2	32.1	33.7	33.3	34.8	34.2	35.8	34.9
	<sup>241</sup> Pu	9.6	7.5	6.3	6.5	5.4	6.4	5.3	6.4	5.3	6.4
	<sup>242</sup> Pu	8.5	7.9	8.4	7.5	7.9	7.0	7.4	6.6	6.9	6.3
	Am	1.0	3.6	0.3	2.8	0.3	2.6	0.3	2.6	0.3	2.5
	Cm	0.0	0.5	0.0	0.5	0.0	0.5	0.0	0.4	0.0	0.4
	Total	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
	Puf	57.5	54.8	56.6	54.7	56.1	54.7	55.8	54.5	55.5	54.2
U 同位体 重量 比率 (wt%)	<sup>235</sup> U	0.77	0.36	0.58	0.25	0.54	0.22	0.53	0.22	0.53	0.22
	<sup>236</sup> U	0.22	0.29	0.11	0.17	0.06	0.13	0.05	0.11	0.04	0.11
	<sup>238</sup> U	99.0	99.3	99.3	99.5	99.4	99.6	99.4	99.6	99.4	99.6
	Total	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
設計参考 No.	NU24HR		NU24HR-U2		NU24HR-U3		NU24HR-U4		NU24HR-U5		

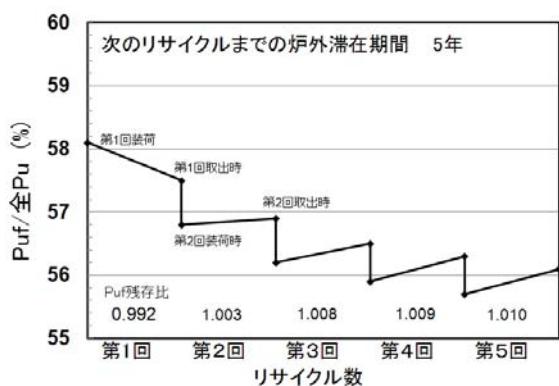


図 4.7 多重リサイクル時の全Puに占める核分裂性Pu重量比率の推移(2)

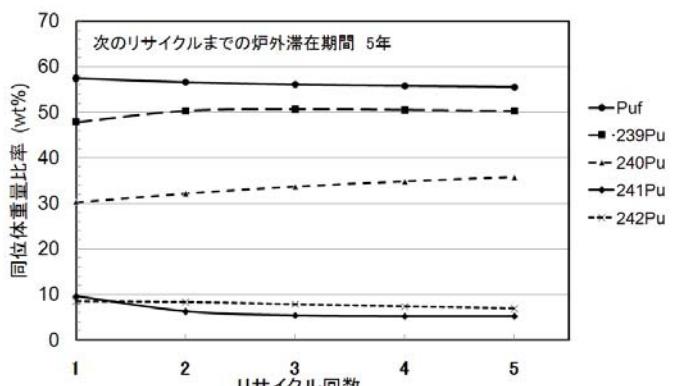


図 4.8 多重リサイクル時の燃料装荷時TRU同位体重量比率の推移(2)

#### 4.4.3 移行期炉心使用済燃料からの回収 Pu/U のリサイクル

濃縮ウラン燃料棒を周辺配置した移行期炉心 Case B2 から取出された使用済燃料を再処理して回収される Pu/U を平衡期基準燃料集合体装荷炉心でリサイクル利用した場合の特性について、燃料取出から再装荷までの炉外滞在期間を 3 年、5 年、7 年とした 3 つのケースについて比較した。燃料集合体 MOX 燃料棒の Puf 富化度分布は、3 ケースとも図 4.9 に示す分布とした。

表 4.10 に炉心特性結果を示す。Puf 残存比は、3 ケースとも 1.01 を上回っており、ボイド反応度係数も負の値を確保している。また、リサイクル後の全 Pu 同位体量に占める核分裂性 Pu 量の比率 RPUF の値は、初期の値が 59.2% 以上と高く Puf 残存比も大きいことから、リサイクル後も 59% 以上を維持している。表 4.6、表 4.8 の多重リサイクル炉心の結果から、RPUF として 56% 以上あれば多重リサイクル利用を継続することは可能であり、移行期炉心 Case B2 の使用済燃料から出発して多重リサイクル利用を行うことは可能である。

次に、再濃縮回収ウラン燃料棒を周辺配置した移行期炉心 Case B3 からの使用済燃料から回収されるPu/Uをリサイクルした時の特性を検討した。表4.11に炉心特性結果を示す。表4.10の結果と比較すると、バッチ平均集合体取出燃焼度として45GWd/tを確保するために必要なMOX 燃料の平均Puf富化度は約0.2wt%大きくなり、ボイド反応度係数も小さくなっている。7年の炉外滞在期間を経てリサイクルするCase B3R3炉心ではサイクル末のボイド反応度係数が正側に移行している。4.3節でも述べたように、Case B3炉心から回収されるプルトニウムの全Pu 同位体量に占める核分裂性Pu量の比率RPUFは、装荷前の58.1%に対して59.2%に増加しており、Puの質は向上しているが、取出時のU同位体の重量比率は、 $^{235}\text{U}$ が1.84%に対して、 $^{236}\text{U}$ が2.07%と大きくなっている。 $^{236}\text{U}$ はボイド反応度係数を正側にする特性があることから、 $^{236}\text{U}$ を多量に含むウランをプルトニウムとともに同時回収してMOX燃料のマトリクスとしてリサイクル利用する場合には、ボイド反応度特性に留意して仕様を決定する必要がある。

表 4.11 に示すリサイクル炉心の使用済燃料の全 Pu 同位体量に占める核分裂性 Pu 量の比率 RPUF は、58.4～58.7%と表 4.6、表 4.7 の多重リサイクル炉心の場合より高い。一方、取出時の U 同位体の重量比率は、 $^{235}\text{U}$  が 0.57% に対して、 $^{236}\text{U}$  が 0.83% と依然として高い値となっている。この組成のウランを MOX 燃料のマトリクスとしてさらにリサイクルを継続できるかを検討した。

炉外滞在期間を 3 年とし、リサイクルを計 6 回繰返した場合の特性を表 4.12 に示す。いずれのリサイクルでも負のボイド反応度係数を確保して、Puf 残存比 1.0 以上を実現している。リサイクルが進むにつれて、MOX 燃料マトリクス中の  $^{236}\text{U}$  の含有率は低下していくため、ボイド反応係数が最も厳しいのは、MOX 燃料マトリクス中の  $^{236}\text{U}$  の含有率が 2.07% と大きい第 2 回目、すなわち移行期炉心から取出した直後のリサイクル利用の時である。以上から、再濃縮

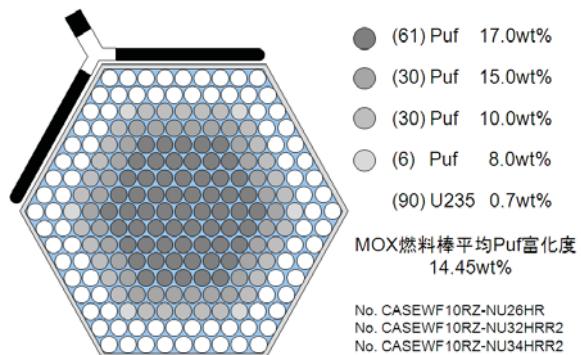


図 4.9 移行期使用済燃料のリサイクル用 FLWR/MIX 燃料集合体の Puf 富化度分布

回収ウラン燃料棒を周辺配置した移行期用炉心から回収される Pu/U も平衡期用炉心において多重リサイクル利用することは可能であると考えられる。

表 4.10 移行期炉心使用済燃料からの回収 Pu/U を装荷したリサイクル炉心の特性(1)

項目	Case B2	Case B2R1	Case B2R2	Case B2R3
炉心種別	移行期 炉心	リサイクル 炉心	リサイクル 炉心	リサイクル 炉心
再処理までの冷却期間 (年) 再処理から装荷までの期間 (年)	— —	2 1	4 1	5 2
MOX 燃料棒本数/周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒本数	127/90	←	←	←
燃料有効長(cm) MOX 部(cm) 軸方向ブランケット部(cm)	120 90 15+15	←	←	←
MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) 核分裂性 Pu/全 TRU (wt%) 燃料マトリクス <sup>235</sup> U 含有率(wt%) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	11.72 57.5 0.88 0.61	14.45 59.5 1.77 0.65	14.45 59.3 ← ←	14.45 58.9 ← ←
周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒 <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	4.95 0.0	0.70 0.00	←	←
ブランケット組成: <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	4.95 0.0	0.70 0.00	←	←
重金属重量(kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量(kg/集合体) 核分裂性物質重量(kg/集合体)	244.3 12.4 20.0	244.5 15.4 17.8	244.6 15.4 17.8	244.6 15.4 17.8
炉心流量(kg/s)/入口温度(K)	6500/551	←	←	←
平均ボイド率 (%)	54.4	52.6	52.5	52.5
取出平均燃焼度(GWd/t)	45	45	45	45
核分裂性 Pu 残存比	1.116	1.011	1.014	1.017
核分裂性物質転換比	0.878	0.939	0.941	0.944
<sup>235</sup> U 残存比	0.488	0.476	0.476	0.476
核分裂 Pu/全 Pu (wt%) 装荷時 (集合体平均) 取出時	58.1 60.1	59.7 59.4	59.4 59.3	59.2 59.1
取出時ウラン組成 <sup>235</sup> U 含有率(wt%) (集合体平均) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	1.77 0.65	0.55 0.35	0.55 0.35	0.55 0.35
ボイド反応度係数 BOC (10 <sup>-4</sup> Δk/k/%ボイド) EOC	-4.0 -2.2	-1.7 -0.8	-1.6 -0.7	-1.4 -0.5
平衡サイクル実効増倍率 BOC EOC	1.0324 1.0014	1.0227 1.0011	1.0221 1.0010	1.0210 1.0006
設計参照 No.	EU22R	NU32HRR2	NU34HRR2	NU26HR

表 4.11 移行期炉心使用済燃料からの回収 Pu/U を装荷したリサイクル炉心の特性(2)

項目	Case B3	Case B3R1	Case B3R2	Case B3R3
炉心種別	移行期 炉心	リサイクル 炉心	リサイクル 炉心	リサイクル 炉心
再処理までの冷却期間 (年) 再処理から装荷までの期間 (年)	— —	$\frac{2}{1}$	$\frac{4}{1}$	$\frac{5}{2}$
MOX 燃料棒本数/周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒本数	127/90	←	←	←
燃料有効長(cm) MOX 部(cm) 軸方向ブランケット部(cm)	120 90 15+15	←	←	←
MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) 核分裂性 Pu/全 TRU (wt%) 燃料マトリクス <sup>235</sup> U 含有率(wt%) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	12.37 57.5 0.88 0.61	14.66 58.6 1.84 2.07	14.66 58.4 ← ←	14.71 58.0 ← ←
周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒 <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	4.95 <u>2.50</u>	0.70 0.00	←	←
ブランケット組成: <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	4.95 <u>2.50</u>	0.70 0.00	←	←
重金属重量 (kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体) 核分裂性物質重量 (kg/集合体)	244.4 13.1 20.7	244.6 15.4 17.9	244.6 15.4 17.9	244.6 15.4 17.9
炉心流量(kg/s)/入口温度(K)	6500/551	←	←	←
平均ボイド率 (%)	54.0	52.5	52.5	52.4
取出平均燃焼度 (GW d/t)	45	45	45	45
核分裂性 Pu 残存比	1.085	1.011	1.013	1.015
核分裂性物質転換比	0.874	0.938	0.941	0.942
<sup>235</sup> U 残存比	0.507	0.482	0.481	0.482
核分裂 Pu/全 Pu (wt%) 装荷時 (集合体平均) 取出時	58.1 59.2	58.8 58.7	58.6 58.5	58.3 58.4
取出時ウラン組成 <sup>235</sup> U 含有率(wt%) (集合体平均) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	1.84 2.07	0.57 0.83	0.57 0.83	0.57 0.82
ボイド反応度係数 BOC ( $10^{-4} \Delta k/k$ /%ボイド) EOC	-2.6 -0.9	-1.0 -0.2	-0.9 -0.1	-0.6 <u>+0.2</u>
平衡サイクル実効増倍率 BOC EOC	1.0320 1.0010	1.0224 1.0008	1.0218 1.0007	1.0217 1.0013
設計参照 No.	REU04HR	NU31HRR2	NU35HRR2	NU28HR

表 4.12 移行期炉心使用済燃料からの回収 Pu/U の多重リサイクル特性  
(次リサイクルまでの炉外滞在期間：再処理までの冷却期間 2 年、再処理後 1 年で装荷)

項目	B3R1	B3R1-3	B3R1-4	B3R1-5	B3R1-6
リサイクル回数	2 回目	3 回目	4 回目	5 回目	6 回目
MOX 燃料棒本数/周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒本数	127/90	←	←	←	←
燃料有効長(cm) MOX 部(cm) 軸方向プランケット部(cm)	120 90 15+15	←	←	←	←
MOX 燃料棒平均 Puf 富化度(wt%) 核分裂性 Pu/全 TRU (wt%) 燃料マトリクス <sup>235</sup> U 含有率(wt%) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	14.66 58.6 1.84 2.07	14.85 58.1 0.57 0.83	← 57.7 0.29 0.35	← 57.3 0.23 0.18	← 56.9 0.22 0.13
周辺 UO <sub>2</sub> 燃料棒 <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	0.70 0.00	←	←	←	←
プランケット組成: <sup>235</sup> U 濃縮度(wt%) <sup>236</sup> U 濃縮度(wt%)	0.70 0.00	←	←	←	←
重金属重量(kg/集合体) 核分裂性 Pu 重量(kg/集合体) 核分裂性物質重量(kg/集合体)	244.6 15.4 17.9	244.6 15.8 17.2	244.6 15.8 17.0	244.7 15.9 17.0	244.7 15.9 17.0
炉心流量(kg/s)/入口温度(K)	6500/551	←	←	←	←
平均ボイド率(%)	52.5	52.5	52.4	52.4	52.4
取出平均燃焼度(GW d/t)	45	45	45	45	45
核分裂性 Pu 残存比	1.011	1.006	1.006	1.006	1.006
核分裂性物質転換比	0.938	0.958	0.963	0.965	0.965
<sup>235</sup> U 残存比	0.482	0.422	0.398	0.392	0.391
核分裂 Pu/全 Pu (wt%) (集合体平均) 装荷時 取出時	58.8 58.7	58.3 58.2	57.8 57.8	57.4 57.4	57.1 57.1
取出時ウラン組成 <sup>235</sup> U 含有率(wt%) (集合体平均) <sup>236</sup> U 含有率(wt%)	0.57 0.83	0.29 0.35	0.23 0.18	0.22 0.13	0.22 0.11
ボイド反応度係数 BOC (10 <sup>-4</sup> Δk/k/%ボイド) EOC	-1.0 -0.2	-1.2 -0.4	-1.3 -0.4	-1.3 -0.4	-1.3 -0.4
平衡サイクル実効増倍率 BOC EOC	1.0224 1.0008	1.0172 0.9974	1.0171 0.9978	1.0181 0.9989	1.0189 0.9997
設計参照 No.	NU31HR R2	NU33HR R3	NU33HR R4	NU33HR R5	NU33HR R6

## 5. FLWR/MIX燃料集合体の除熱性能評価

### 5.1 はじめに

稠密格子燃料集合体の除熱特性については、JAEAにおいて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を用いた限界出力試験がABWRと同じ高圧条件の下で行われ、1.3mmの燃料棒間隔においても十分な除熱性能を有することが確認されており、局所出力分布、燃料棒間隔や燃料棒曲がりの燃料集合体限界出力に及ぼす影響が実験的に把握されている<sup>15)-17)</sup>。

一方、FLWR/MIX燃料集合体の局所出力分布は、UO<sub>2</sub>燃料棒が配置された集合体外周部で小さく、その内側で大きな出力ピークを持っており、従来の平坦な局所出力分布を指向した燃料集合体設計のものとは異なっている。上記の限界出力試験においても対応する局所出力分布を設定した試験は行われていない。本章では、第4章で提示した燃料集合体設計の技術的成立性についての見通しを得ることを目的として、FLWR/MIX燃料集合体における局所出力分布の限界出力に及ぼす影響をサブチャンネル解析コードNASCA<sup>18)</sup>により解析するとともに、限界出力向上の方策を検討した。

### 5.2 限界出力評価手法と評価条件

本研究で使用した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我が国のBWRメーカー、電力、大学等の協力により開発されたもので、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のギャップを介したサブチャンネル間の流体輸送現象をモデル化している。NASCAコードでは、流動様式について、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おり、サブチャンネル内の液膜体積割合が10<sup>-5</sup>以下になった時に沸騰遷移が生じるとしている。これまでに、上記の限界出力試験での実験データ等をもとに、NASCAコードによる稠密格子燃料集合体の限界出力予測精度や局所出力分布の限界出力への影響評価に関する検討が実施されており、NASCAコードを稠密格子燃料集合体の限界出力の評価に適用できるとの結論が得られている<sup>19)</sup>。

図5.1にサブチャンネル解析の計算体系を、図5.2にサブチャンネルおよび燃料棒指定を示す。燃料棒径は13.5mm、燃料棒間隔は1.3mm、最外周燃料棒とチャンネルボックス間ギャップは1.05mmである。燃料集合体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24、水平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。図5.1に示すように、分割したサブチャンネルは、3つのタイプに分類される。センターサブチャンネルとサイドサブチャンネルの水力等価直径に大きな違いはないが、流路面積はサイドサブチャンネルがセンターサブチャンネルの1.9倍広くなっている。

サブチャンネル解析では、燃料スペーサの影響は局所圧力損失を通して考慮される。燃料スペーサの局所損失係数は、燃料スペーサ部の流路面積A<sub>2</sub>とその前後の流路面積A<sub>1</sub>の比の関数として整理されている。本研究では、燃料稠密格子燃料集合体の圧力損失に関する実験解析<sup>20)</sup>で適用性が検討された図5.3に示す局所損失係数と流路面積比との関係にもとづいて燃料スペー

サの影響を解析した。図5.3で、 $L$ は燃料スペーサの高さ、 $D_2$ は燃料スペーサ部の水力等価直径を表わす。

限界出力は燃料集合体の冷却材流量や冷却材入口温度に依存する。以下の解析は、燃料集合体冷却材流量として、FLWR定格運転時の集合体平均流量である7.222kg/s（質量速度650kg/m<sub>2</sub>s）、冷却材入口温度として551kの条件で行った。

本章の検討では、運転中の最小限界出力比（MCPR: Minimum Critical Power Ratio）として1.3以上を確保できることを除熱性能の設計目標として設定した。炉心の径方向出力ピーピング係数を1.3とした場合に、燃料集合体の限界出力として、FLWR定格運転時の燃料集合体平均出力4.36MWの1.3X1.3倍の7.37MW以上であれば、MCPR1.3以上を達成できることになる。

### 5.3 導入期および移行期用燃料集合体の限界出力評価

FLWR燃料集合体の形状寸法に対応した限界出力特性と集合体内での流動状況の把握を目的として、平坦な局所出力分布をもつ燃料集合体の解析を行った。燃料集合体の軸方向出力分布として、図5.4に示す軸方向ブランケットのない導入期用燃料集合体の出力分布を仮定した。燃料スペーサは、燃料有効長120cmの間に30cm間隔で設置している。また、燃料スペーサの局所損失係数は、図5.3の流路面積比0.8近傍に相当する0.5の値を全サブチャンネルで共通に使用した。NASCAによる限界出力計算では、実験と同じく集合体出力を徐々に増加させていく、あるサブチャンネルで液膜体積割合が10<sup>-5</sup>以下になった時点での燃料集合体出力を限界出力とし、その場所を沸騰遷移が最初に発生した位置と判定した。この基準燃料集合体の限界出力計算値は8.77MWで目標とする7.37MWに対して十分な余裕を有している。また、沸騰遷移発生位置は集合体中心部のサブチャンネル1で炉心上端部であった。

図5.5に、沸騰遷移発生時の代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布を示す。集合体最外周部に位置するサイドサブチャンネル70とコーナーサブチャンネル74の液膜質量速度は中心部のサブチャンネルと大きく異なっている。各サブチャンネルへの燃料棒からの熱入力量は同一であることから、冷却材が集合体最外周部に相対的に多く流れ、集合体中央部での流量が少なくなり、中心部のサブチャンネル1で最初に沸騰遷移をおこす結果となっている。これは、サイドサブチャンネルの流路面積がセンターサブチャンネルの1.9倍広くなっていることに起因している。燃料集合体周辺部にUO<sub>2</sub>燃料棒を配置したFLWR/MIX燃料集合体では、燃料棒の出力が周辺部で小さく中央部で大きいことから、冷却材流量分布の不均一性がさらに助長されて限界出力を低下させることが予想される。

そこで、最外周部サブチャンネルでの冷却材流量を抑制し、中央部のサブチャンネルでの流量を増大する方策として、燃料スペーサ部の流路面積比を最外周部サブチャンネルで小さくして局所損失係数を大きくした構造の燃料スペーサの採用を検討した。表5.1に、集合体最外周部に位置するサイドサブチャンネル(65-74)のスペーサ局所損失係数を10.0とし、内側のサブチャンネル(1-64)のスペーサ局所損失係数を0.5とした場合の限界出力の計算結果を示す。燃料スペーサ間隔が30cmの場合（Case SP3）では、局所損失係数の分布がない場合の8.77MWから9.55MWと約9%限界出力が向上している。さらに燃料スペーサの設置段数を増加して燃料スペーサ間隔を20cmに短縮する（Case SP5）と、限界出力は9.94MWと増加する。一方、燃料

スペーサ間隔を15cmmにする（Case SP7）と、コーナーサブチャンネルでの流量抑制が大きくなり、沸騰遷移がコーナーサブチャンネルで最初に起こるため、限界出力は低下する。図5.6に、Case SP5の設計における沸騰遷移発生時の代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布を示す。サイドサブチャンネル70とコーナーサブチャンネル74の液膜質量速度が炉心下方部で、中央サブチャンネルよりも低下し、炉心出口での蒸気重量率の差も減少し、サブチャンネル間の冷却が比較的一様になされることがわかる。

燃料スペーサの局所損失係数やスペーサ設置段数を増加させると圧力損失が増加する。表5.1に示すように、NASCAで解析の対称とした燃料有効長部分での圧力損失は、Case SP5の場合に基準設計より、絶対値で5kPa、相対値で約20%増加する。このため、燃料集合体タイプレート部の低圧損化等、炉心部全体での圧力損失を増加させない対策を別途考慮する必要がある。

上記の検討をもとに、導入期用および移行期用燃料集合体について、局所出力ピーピングの大きい燃焼初期での限界出力を予測した。図5.7と図5.8に、各燃料棒の出力分布の設定で使用した軸方向出力分布と局所出力分布を示す。出力分布の設定では、軸方向のボイド率変化に伴う局所出力分布の変化を考慮している。表5.2に、燃料スペーサの局所損失係数を全てのサブチャンネルで同一とした場合と分布をつけた場合の結果を比較して示す。導入期用および移行期用燃料集合体のいずれも、燃料スペーサ局所損失係数を全てのサブチャンネルで同一とした場合においても限界出力は目標とする7.37MWを上回っており、設計として成立するといえるが、局所損失係数の分布をつけた燃料スペーサを設置することで、限界出力はさらに8～10%改善される見通しである。

#### 5.4 平衡期用燃料集合体の限界出力評価

天然ウラン燃料棒を集合体周辺部に配置した平衡期用燃料集合体では、導入期用および移行期用燃料集合体設計と比較して局所出力係数が格段に大きく、また天然ウランの軸方向ブランケットの設置により軸方向出力分布のピーピングも大きくなることから、前節で示した局所損失係数に分布を持たせた燃料スペーサを設置する設計が適用できるかの検討を行った。図5.9に、検討の対称とした平衡期用燃料集合体の軸方向出力分布と局所出力分布を示す。燃焼度10GWd/tを対象としたのは、新燃料は出力の比較的低い炉心外周部に装荷され、1サイクル経過後に出力の高い炉心中央部にシャッフリングされるため、1サイクル分燃焼した燃料集合体の限界出力特性が設計の成立性を判断する上で重要であることによる。

表5.3に、燃料スペーサ設計の限界出力に及ぼす影響の解析結果をまとめた。燃料スペーサ局所損失係数を全てのサブチャンネルで同一とした場合（Case L0）の限界出力は5.32MWと局所出力分布が一様の場合と比較すると大幅に低下する。また、集合体最外周部のサイドサブチャンネル(65-74)のスペーサ局所損失係数を10.0とし、内側のサブチャンネル（1-64）のスペーサ局所損失係数を0.5とした場合（Case L1）の限界出力は6.08MWと、同一の燃料スペーサ設計の導入期および移行期集合体と比較して2MW低下する。図5.10に、沸騰遷移発生時の代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布を示す。平衡期用燃料集合体では、サイドサブチャンネル70に加えて、最外周から一層内側に配置された燃料棒（図5.9の燃料グループ7）の出力が低いため、この燃料棒に面するサブチャンネル44、57の液膜質量速度も大きく

なり、その内側のサブチャンネルでの液膜速度が小さくなつて、限界出力の低下につながつてゐることがわかる。そこで、最外周サブチャンネル（65-74）に加えて、一層内側のサブチャンネル（50-64）のスペーサ局所損失係数を大きくした場合（Case L2）、さらにもう一層内側のサブチャンネル（37-49）のスペーサ局所損失係数を大きくした場合（Case L3）について限界出力を評価した。スペーサ局所損失係数を大きくする領域の拡大とともに限界出力は増加し、外側から3層のサブチャンネル（37-74）の局所損失係数を大きくした設計（Case L3）を採用することで、目標とする7.37MWを上回る性能を実現できる見通しが得られた。この時の代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布を図5.11に示す。外側から3層目のサブチャンネル44の液膜質量速度が抑制され、蒸気重量率も中央部のサブチャンネル21と同様の変化になっていることがわかる。

上記のスペーサ設計（L3）を採用した平衡期用燃料集合体の燃焼初期および燃焼度30GWd/tでの限界出力を予測した。解析で設定した燃焼度依存の軸方向出力分布と局所出力分布を図5.12に示す。表5.4に平衡期用燃料集合体の限界出力を示す。燃焼度0GWd/tの1サイクル目の燃料集合体では、局所出力ピーキングの大きい燃料棒グループ④⑤⑥で囲まれたサブチャンネルで最初に沸騰遷移が生じており、限界出力は6.47MWと目標に対しては低くなっている。このため、先にも述べたように第1サイクル目の燃料は炉心の外周部に配置して燃料集合体の出力を抑制する必要がある。具体的には、第1サイクル目の燃料集合体出力ピーキングを1.14以下になるように装荷位置を選択することで、限界出力を1.3以上確保することができる。炉心に1サイクル滞在した燃料集合体および3サイクル滞在した燃料集合体の限界出力は7.55MW、8.42MWと目標値以上であり、集合体出力ピーキング1.3の炉心出力分布のもとにおいても限界出力比1.3を確保することができる。

5.3節、5.4節の結果より、局所損失係数分布を最適化した燃料スペーサを開発採用することにより、FLWR/MIX燃料集合体の冷却性能の観点からの技術的成立性を見通すことができると考えられる。

表5.1 燃料スペーサ設計の限界出力に及ぼす影響 (局所出力係数1.00)

	基準設計	Case SP3	Case SP5	Case SP7
スペーサ段数	3	3	5	7
軸方向スペーサ間隔(cm)	30	<u>30</u>	<u>20</u>	<u>15</u>
スペーサ局所損失係数				
中央部サブチャンネル (1-64)	0.5	0.5	0.5	0.5
最外周サブチャンネル (65-74)	0.5	<u>10.0</u>	<u>10.0</u>	<u>10.0</u>
限界出力(MW)	8.77	9.55	9.94	9.31
沸騰遷移発生サブチャンネル	1	35	37	65
軸方向ノード	24	24	24	22
燃料有効長部分の圧力損失(kPa) (集合体出力5.2MWを想定)	24	27	29	31

表5.2 導入期用および移行期用燃料集合体の限界出力

項目	導入期用燃料集合体 (燃焼度0GWd/t)		移行期用燃料集合体 (燃焼度 0GWd/t)	
集合体出力分布	図5.7		図 5.8	
スペーサ段数	5		5	
軸方向スペーサ間隔(cm)	20		20	
スペーサ局所損失係数				
中央部サブチャンネル (1-64)	0.5	0.5	0.5	0.5
最外周サブチャンネル (65-74)	0.5	<u>10.0</u>	0.5	<u>10.0</u>
限界出力(MW)	7.49	8.12	8.04	8.88
沸騰遷移発生サブチャンネル	43	43	31	31
軸方向ノード	24	24	22	24

表5.3 燃料スペーサ設計の限界出力に及ぼす影響 (平衡期用燃料集合体 燃焼度10GWD/t)

項目	Case L0	Case L1	Case L2	Case L3
集合体出力分布	図 5.9			
スペーサ段数	5	5	5	5
軸方向スペーサ間隔(cm)	20	20	20	20
スペーサ局所損失係数				
中央部サブチャンネル (1-36)	0.5	0.5	0.5	0.5
最外周より2層内側サブチャンネル (37-49)	0.5	0.5	0.5	<u>10.0</u>
最外周より1層内側サブチャンネル (50-64)	0.5	0.5	<u>10.0</u>	<u>10.0</u>
最外周部サブチャンネル (65-74)	0.5	<u>10.0</u>	<u>10.0</u>	<u>10.0</u>
限界出力(MW)	5.32	6.08	6.91	7.55
沸騰遷移発生サブチャンネル 軸方向ノード	18 21	18 22	22 22	17 22
燃料有効長部分の圧力損失(kPa) (集合体出力5.2MWを想定)	25	28	33	39

表5.4 平衡期用燃料集合体の限界出力

項目	1サイクル目 燃料集合体	1サイクル滞在 燃料集合体	3サイクル滞在 燃料集合体
燃焼度(GWD/t)	0.0	10	30
限界出力(MW)	6.74	7.55	8.42
沸騰遷移発生サブチャンネル 軸方向ノード	36 21	17 22	17 22
限界出力比が1.3以上となる 燃料集合体出力ピーピング	1.14以下	1.33以下	1.48以下

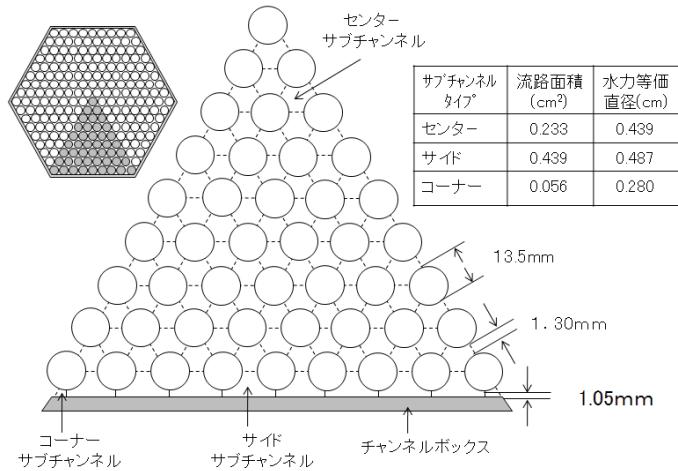


図5.1 サブチャンネル解析の計算体系

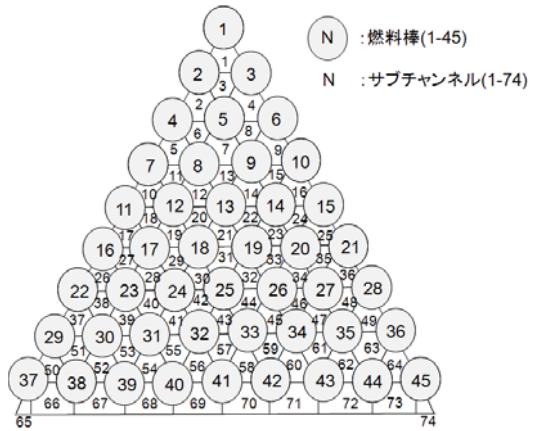


図5.2 サブチャンネル及び燃料棒の番号指定

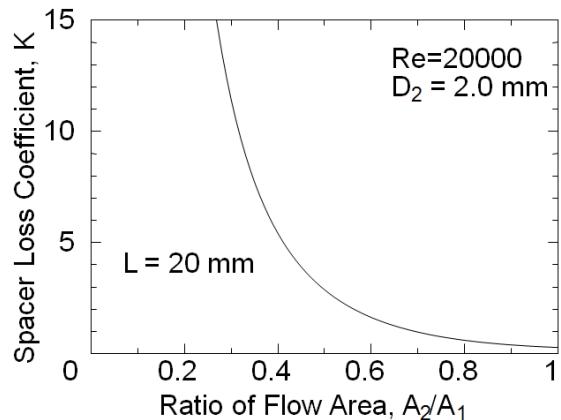


図5.3 燃料スペーサの局所損失係数

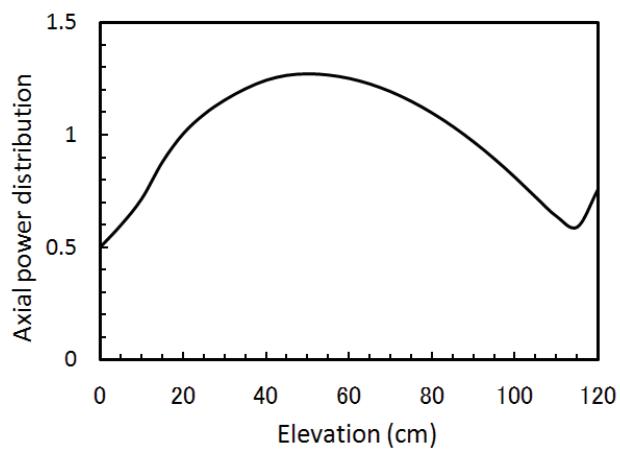
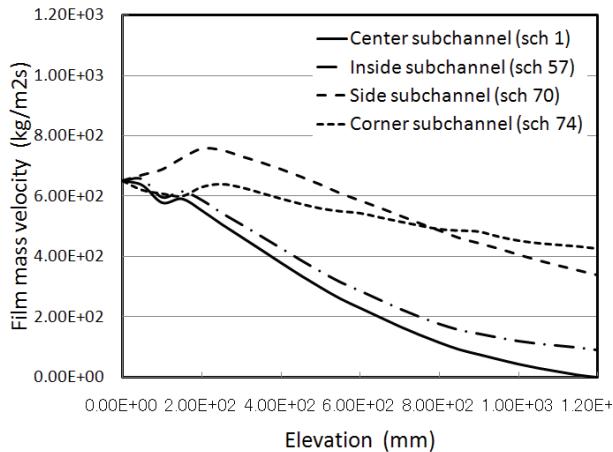
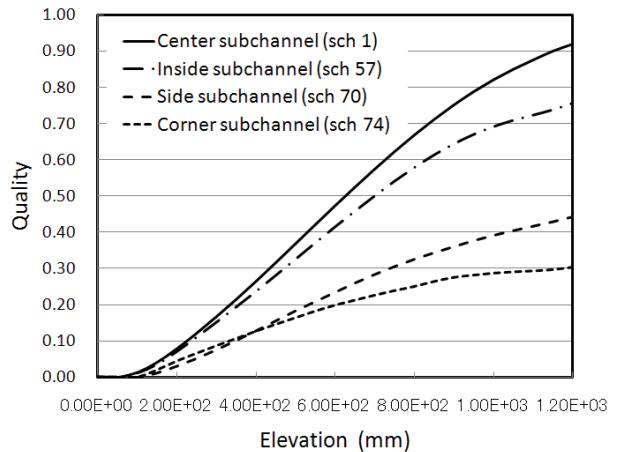


図5.4 導入期用燃料集合体の軸方向出力分布



(a) 液膜質量速度

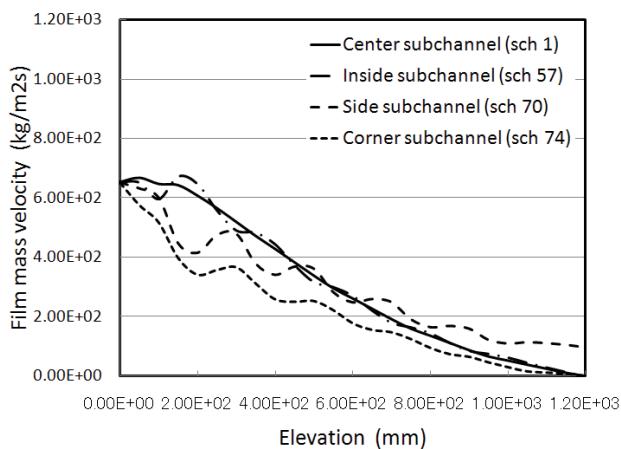


(b) 蒸気重量率

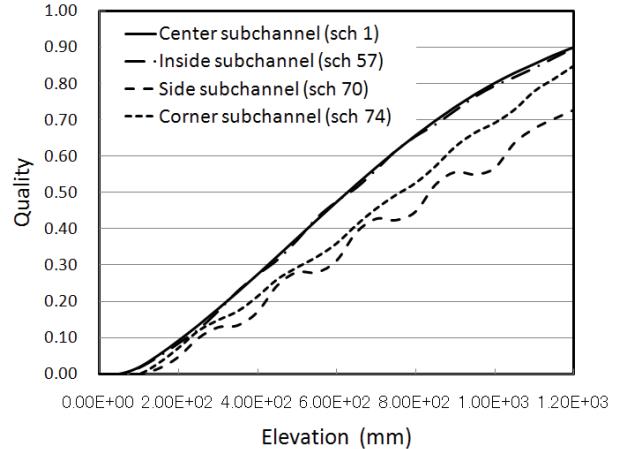
図5.5 代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布(1)

局所出力ピーキング係数:1.00 スペーサ間隔 : 30cm

スペーサ局所損失係数：全てのサブチャンネルで同一 K=0.5



(a) 液膜質量速度



(b) 蒸気重量率

図5.6 代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布(2)

局所出力ピーキング係数:1.00 スペーサ間隔 : 20cm

スペーサ局所損失係数：中央部サブチャンネル(1-64) K=0.5

最外周サブチャンネル(65-74) K=10.0

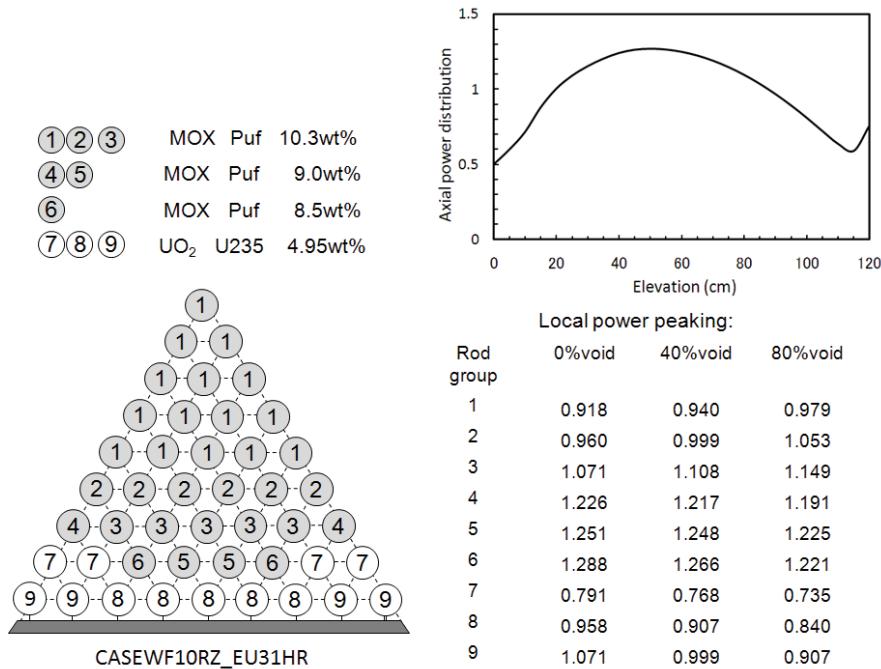


図5.7 導入期用燃料集合体の軸方向出力分布と局所出力分布 (燃焼度0.0GWd/t/)

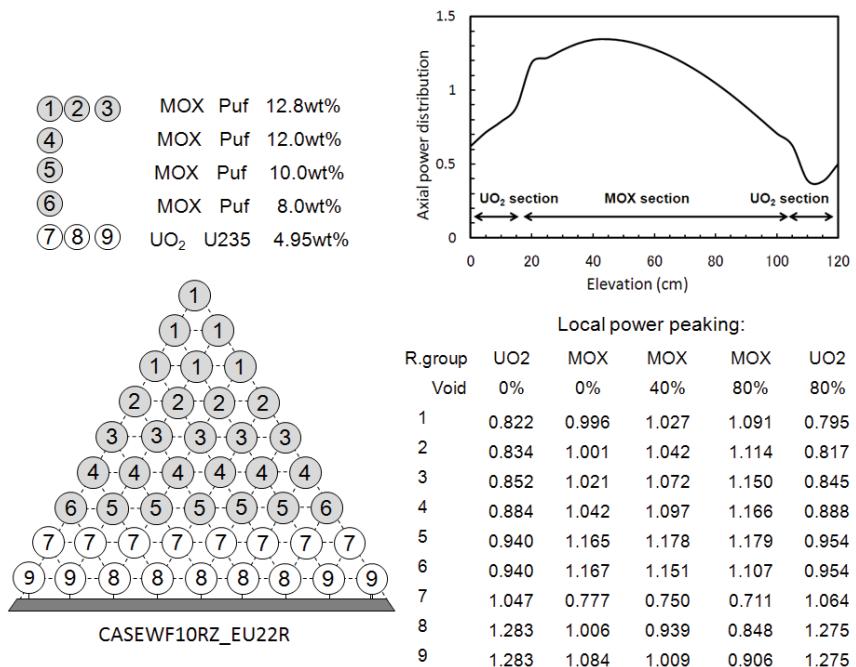


図5.8 移行期用燃料集合体の軸方向出力分布と局所出力分布 (燃焼度0.0GWd/t/)

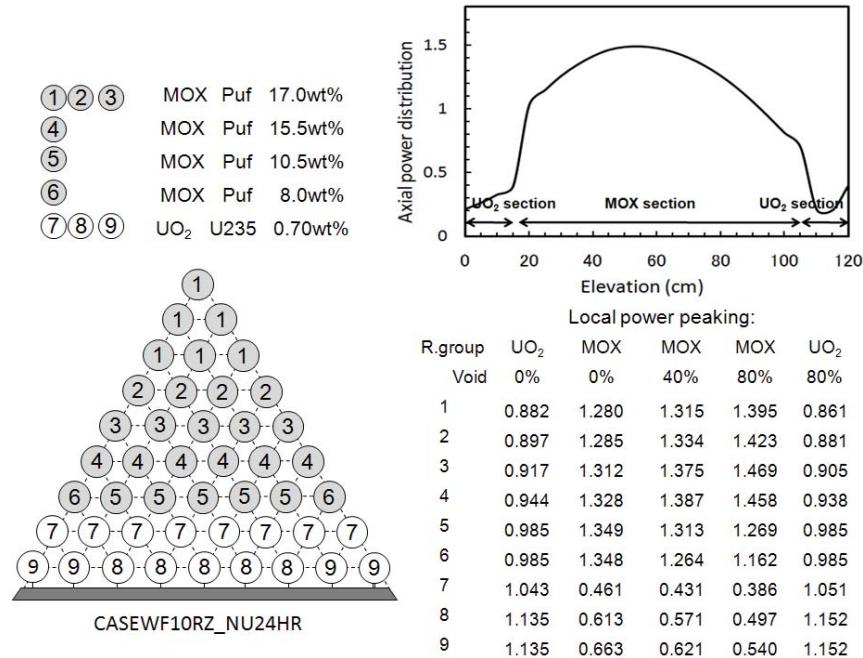
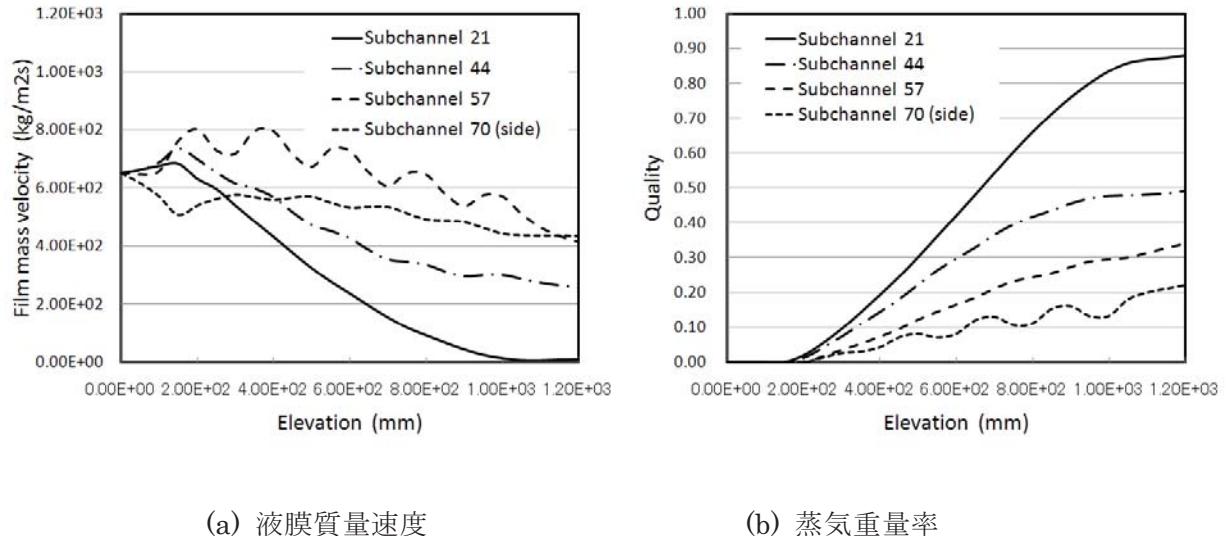


図5.9 平衡期用燃料集合体の軸方向出力分布と局所出力分布（燃焼度10.0GWd/t）

図5.10 代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布(3)  
(平衡期用燃料集合体 燃焼度10.0GWd/t)

スペーサ局所損失係数 中央部サブチャンネル(1-64) K=0.5

最外周サブチャンネル(65-74) K=10.0

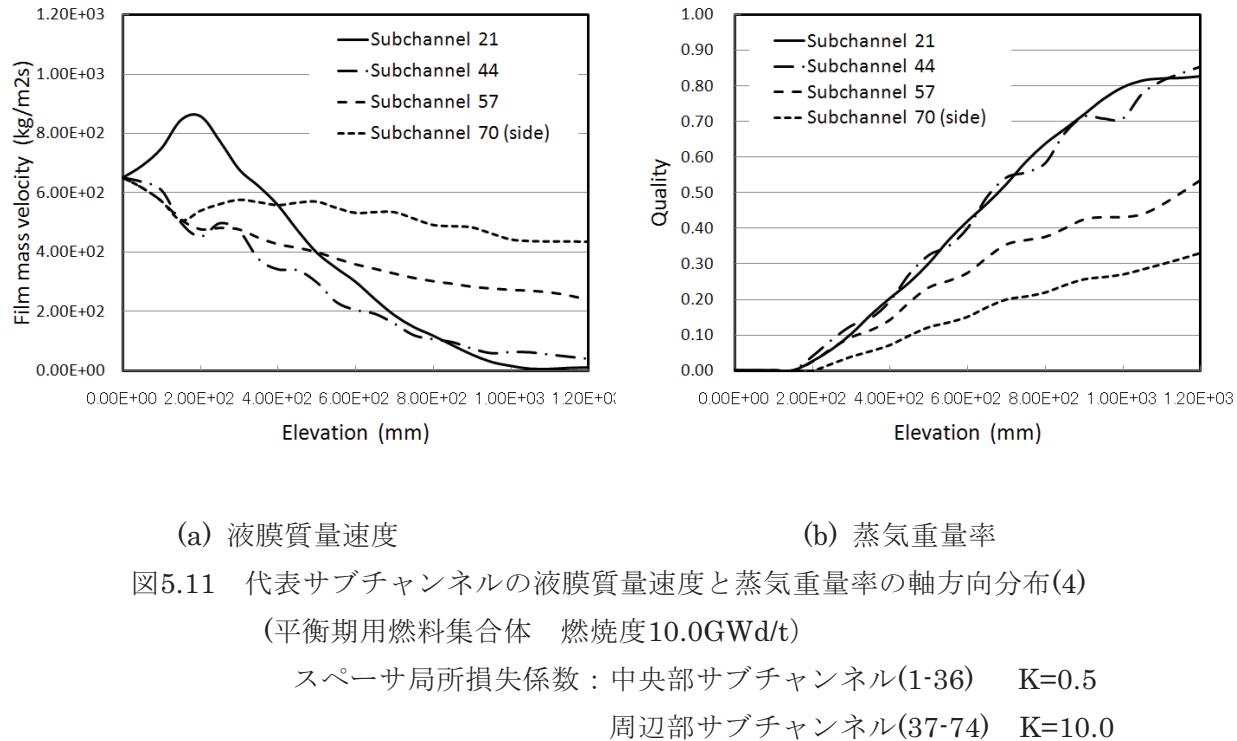


図5.11 代表サブチャンネルの液膜質量速度と蒸気重量率の軸方向分布(4)  
 (平衡期用燃料集合体 燃焼度10.0GWd/t)  
 スペーサ局所損失係数：中央部サブチャンネル(1-36) K=0.5  
 周辺部サブチャンネル(37-74) K=10.0

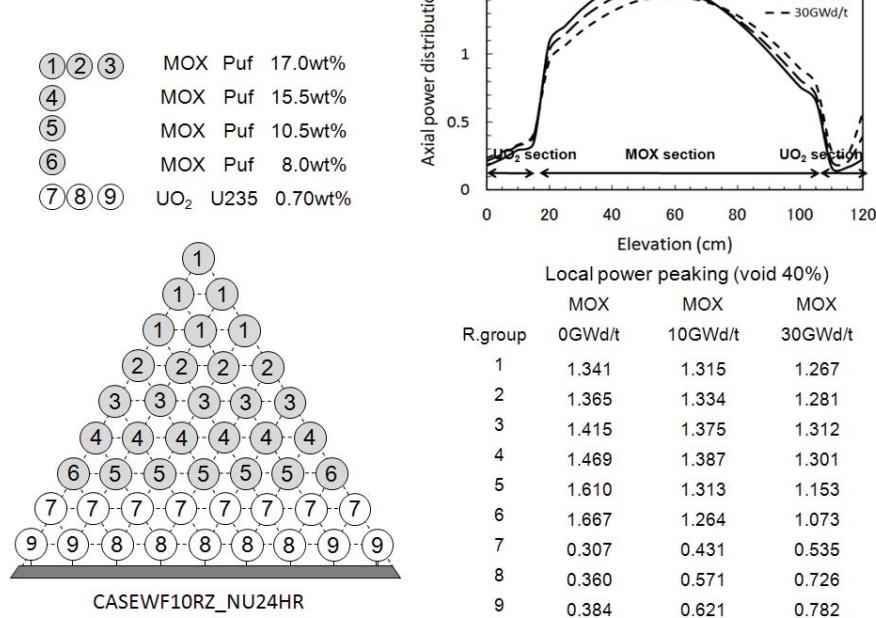


図5.12 平衡期用燃料集合体の軸方向出力分布と局所出力分布

## 6. 結 言

水冷却高速炉 FLWR について、MOX 燃料棒と濃縮 UO<sub>2</sub> 燃料棒を集合体内で非均質（アイランド型）に配置してボイド反応度特性を制御する燃料集合体設計概念（FLWR/MIX）にもとづき、軽水炉サイクル時代から将来の高速炉サイクル時代への進展に対応した炉心概念を 3 つのフェーズに分けて構築し、その成立性について評価した。

**(1) プルサーマル用 MOX 燃料加工術等の軽水炉サイクルインフラを利用した導入フェーズ**

FLWR/MIX 燃料集合体で使用する MOX 燃料の Pu 富化度をプルサーマル用燃料加工施設での取扱可能範囲しながら、核分裂性 Pu 残存比 1.0 近傍の運転が可能であり、プルトニウムの損失と質の劣化を抑制したプルトニウムの集中利用を実現する。

**(2) 軽水炉サイクルから高速炉サイクルへ本格的に移行するフェーズ**

FLWR/MIX 燃料集合体での Pu 富化度を高めるとともに、炉心上下端部の MOX 部を濃縮 UO<sub>2</sub> で置換することで Pu 所要量を低減し、核分裂性 Pu 残存比を 1.1 程度に高めた低 Pu インヴェントリ・高転換比炉心により、高速炉サイクルへの移行を促進することができる。また、移行期に軽水炉使用済燃料の再処理によって回収される減損ウランを再濃縮して利用することができる。

**(3) 高速炉サイクルインフラを利用したフェーズ**

集合体周辺部に天然 UO<sub>2</sub> 相当の低濃縮度燃料棒を配置することでボイド反応度係数を制御するとともに、軸方向ブランケットを設置することで、1.0 に近い核分裂性 Pu 残存比を確保して、Pu の多重リサイクルを実現することができる。周辺配置燃料棒出力が小さいことに起因する集合体内での冷却材の偏流による限界出力の低下は、集合体断面内で燃料スペーサ局所圧力損失係数に分布を持たせる設計により抑制でき、十分な除熱性能を確保するが可能である。

以上の結果より、軽水炉技術に立脚した FLWR の炉心・燃料集合体仕様を段階的に進化させることにより、今後の核燃料サイクル環境の進展に柔軟に対応しつつ高速炉サイクルの実現、すなわちプルトニウムの多重リサイクル利用を実現することは技術的に可能であり、今後の高速炉サイクル実現の有力な選択肢のひとつであると考える。

## 謝辞

次世代原子力システム研究開発部門炉システム開発計画室の中野佳洋氏には、MOSRA-SRAC、MOSRA、MVPコードの使用にあたっての様々なご支援をいただき、深く感謝いたします。また、原子力基礎工学研究部門熱流動研究グループの玉井秀定氏には、スペーサ局所力損失係数やサブチャンネル解析についての情報提供、ならびNASCAコードの使用について助言をいただき、深く感謝いたします。

## 参考文献

- 1) 岩村公道, 大久保努、佐藤治: “革新的水冷却炉「低減速軽水炉」の研究開発”, 日本原子力学会誌, 45, No.3, 184(2003).
- 2) 大久保努, 師岡慎一, 竹田練三: “低減速炉の技術開発の進捗および課題－軽水炉技術によるプルトニウムのマルチリサイクルや増殖を目指して”, 日本原子力学会誌, 48, No.7, 484(2006).
- 3) 内川貞夫 他: “革新的水冷却炉（FLWR）による軽水炉プルトニウム利用技術の高度化(1)革新的水冷却炉の全体構想“, 日本原子力学会「2005年春の大会」要旨集,F44(2005).
- 4) T. Iwamura, S. Uchikawa, T. Okubo, et al.: “Concept of innovative water reactor for flexible fuel cycle (FLWR),” Nucl. Eng. Design, 236, pp.1599-1605 (2006).
- 5) S. Uchikawa, T. Okubo, et.al : “Conceptual Design of Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle (FLWR) and its Recycle Characteristics”, J. Nucl. Sci. Technol., 44, No.3,pp.277-284(2007).
- 6) Y. Nakano, H. Akie, T.Okubo, et al.: “Conceptual Design Study on High Conversion Type Core of FLWR,” Proc. 2007 Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2007), Nice, France, May 13-18, 2007, #7011 (2007).
- 7) T. Okubo, T. Iwamura, R. Takeda, et al.: “Design Study on Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR) Core for Plutonium Multiple Recycling,” Proc. Int. Conf. on Global Environment and Advanced Nuclear Power Plant (GENES4/ANP2003), Kyoto, Japan, Sept. 15-19, 2003, #1145 (2003).
- 8) S.Uchikawa, et al.:”Breeder-type Operation based on the LWR-MOX Fuel Technologies in Light Water Reactors with Hard Neutron Spectrum (FLWR)”, Proc. 2009 Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2009), Tokyo, Japan, May 10-14, 2009, #9022 (2009)
- 9)内川貞夫 他：“MOX燃料棒とウラン燃料棒を併用した革新的水冷却炉増殖型燃料集合体の概念検討”、JAEA-Research 2010-008 (2010)
- 10) S. Uchikawa, et al.: ”Fuel Assembly Design for Plutonium Conservation in A Light Water Reactor with Hard Neutron Spectrum”, Nucl. Technol., 172, pp132-142 (2010)
- 11) 将来型炉研究グループ, 炉物理研究グループ, 热流体研究グループ, “低減速スペクトル炉心の研究—平成10～11年度報告書—（共同研究）”, JAERI-Research 2000-035 (2000).

- 12) 奥村啓介 他：“モジュラ一型炉心解析コードシステムMOSRAの開発”，日本原子力学会「2008年春の年会」要旨集, L46(2008).
- 13) K. Shibata, T. Kawano, T. Nakagawa, et al.:“Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3,” J. Nucl. Sci. Technol., 39, No.11, pp.1125-1136 (2002)
- 14) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori, M. Nakagawa, 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 (2005).
- 15) A. Ohnuki, et al.:”Development of Design Technology on Thermal-Hydraulic Performance in Tight Kattice Rod Bundles”, Proc. 15<sup>th</sup> Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE15), Nagoya, Japan, April 22-26, 2007, #10087 (2007)
- 16) H. Tamai, M. Kureta, W. Liu et al.:”Gap Width Effect on Critical Power based on Tight-lattice 37-rod bundle Experiment,” J. Nucl. Sci. Technol., 44, No.1, pp.54-63(2007)
- 17) H. Tamai, M. Kureta, W. Liu et al.:”Effect of Rod Bowing on Critical Power based on Tight-lattice 37-rod bundle Experiment,” J. Nucl. Sci. Technol., 45, No.6, pp.567-574(2008)
- 18) 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. 4<sup>th</sup> Int. Seminar on Sub-channel Analysis, Tokyo, Japan, Sep. 25-26, 1997, pp. 231- 265 (1997)
- 19) 中塚 亨、中野佳洋、大久保努：“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“、日本原子力学会和文論文誌, 9, No.2, pp.139-149 (2010)
- 20) H. Tamai et al.:”Pressure Drop Characteristics in Tight-Lattice Bundles for Reduced-Moderation Water Reactors”, JSME Int. Journal, Series B, 47, No.2, pp.293-298 (2004)

# 国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立方メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度、質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比體積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> 、濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の) 1	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(数字の) 1	1

(a) 量濃度(amount concentration)は臨床化学の分野では物質濃度(substance concentration)ともよばれる。

(b) これらは無次元あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup> m/m m <sup>2</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(c)</sup>	1 <sup>(b)</sup> Hz
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	N	m kg s <sup>-2</sup>
力	ニュートン	Pa	N/m <sup>2</sup> m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
圧力、応力	パスカル	J	N m m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	W	J/s m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
仕事率、工率、放射束	ワット	C	s A
電荷、電気量	クーロン	V	W/A m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電位差(電圧)、起電力	ボルト	F	C/V m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
静電容量	ファラード	Ω	V/A m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>
電気抵抗	オーム	S	A/V m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
コンダクタンス	ジーメンス	Wb	Vs m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
磁束密度	エーベル	T	Wb/m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
インダクタンス	テスラ	H	Wb/A m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	度	℃	K
光度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(e)</sup> lm/m <sup>2</sup> m <sup>2</sup> cd s <sup>-1</sup>
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ルクス	Ix	lm
吸収線量、比エネルギー分与、カーマ	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq	J/kg m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
線量当量、周辺線量当量、方向性線量当量、個人線量当量	グレイ	Sv	J/kg m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性	シーベルト <sup>(g)</sup>	kat	s <sup>-1</sup> mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。

(b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。

(c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを表し方の中に、そのまま維持している。

(d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。

(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同じである。したがって、温度差や温度間隔を表す數値はどちらの単位で表しても同じである。

(f) 放射性核種の放射能(activity referred to a radionuclide)は、しばしば誤った用語で“radioactivity”と記される。

(g) 単位シーベルト(PV,2002,70,205)についてはCIPM勧告2(CI-2002)を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m <sup>1</sup> kg s <sup>-1</sup>
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>2</sup>
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> =s <sup>-2</sup>
熱流密度、放射照度	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>
熱容量、エンタルピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比熱容量、比エンタルピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>3</sup> sA
表面電荷密度	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>2</sup> sA
電束密度、電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>2</sup> sA
誘電率	ファラード毎メートル	F/m	m <sup>3</sup> kg s <sup>-4</sup> A <sup>2</sup>
透過率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>2</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>1</sup>
モルエンタルピー、モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>1</sup>
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> sA
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>-3</sup> s <sup>-2</sup>
放射強度	ワット毎メートル	W/sr	m <sup>1</sup> m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> =m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> sr)	m <sup>2</sup> m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨ	タ	Y	10 <sup>-1</sup>	デシ
10 <sup>21</sup>	ゼ	タ	Z	10 <sup>-2</sup>	センチ
10 <sup>18</sup>	エ	ク	E	10 <sup>-3</sup>	ミリ
10 <sup>15</sup>	ペ	タ	P	10 <sup>-6</sup>	マイクロ
10 <sup>12</sup>	テ	ラ	T	10 <sup>-9</sup>	ナノ
10 <sup>9</sup>	ギ	ガ	G	10 <sup>-12</sup>	ピコ
10 <sup>6</sup>	メ	ガ	M	10 <sup>-15</sup>	フェムト
10 <sup>3</sup>	キ	ロ	k	10 <sup>-18</sup>	アト
10 <sup>2</sup>	ヘ	ク	h	10 <sup>-21</sup>	ゼット
10 <sup>1</sup>	デ	カ	da	10 <sup>-24</sup>	ヨクト

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=1(60)'=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)"=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L	1L=1dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1t=10 <sup>3</sup> kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 <sup>5</sup> Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M=1852m
ノット	b	1 b=100fm <sup>2</sup> =(10 <sup>-12</sup> cm) <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネバール	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
デジベル	dB	

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイーン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ボアズ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> cd m <sup>-2</sup>
フォート	ph	1 ph=1cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> x
ガル	Gal	1 Gal=1cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm <sup>2</sup> =10 <sup>8</sup> Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> T
エルステッド	Oe	1 Oe△(10 <sup>3</sup> /4n)A m <sup>-1</sup>

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリ	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1フェルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
トール	atm	1 atm=101 325 Pa
標準大気圧	cal	1cal=4.1858J (15°Cカロリー), 4.1868J (ITカロリー)
カロリ	μ	1 μ=1μm=10 <sup>-6</sup> m

