

回収ウランをブランケット燃料として利用した 増殖型革新的水冷却炉の炉心概念設計

Conceptual Core Design of the Breeder Type FLWR Using Recovered
Uranium as Blanket Fuel

内川 貞夫 中野 佳洋 大久保 努 小林 登

Sadao UCHIKAWA, Yoshihiro NAKANO, Tsutomu OKUBO and Noboru KOBAYASHI

次世代原子力システム研究開発部門
革新的水冷却炉設計グループ

Innovative Water Reactor Design Group
Advanced Nuclear System Research and Development Directorate

March 2008

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは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/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行っ
ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
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
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

*〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

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

回収ウランをブランケット燃料として利用した 増殖型革新的水冷却炉の炉心概念設計

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 設計統括ユニット

内川 貞夫、中野 佳洋、大久保 努、小林 登

(2008年2月7日 受理)

革新的水冷却炉(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て増殖による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水冷却高速炉であり、同一炉心構成のもとで燃料集合体の仕様を変更することにより、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ものである。これまでの設計研究により、1.0を越える転換比（核分裂性プルトニウム残存比）と負のボイド反応度係数を維持してプルトニウムの多重リサイクル利用が可能であることを確認している。本報では、この増殖型FLWRを対象に、軽水炉使用済燃料の再処理に伴い回収されるウランをブランケット燃料として利用した炉心の特性およびその効果を検討した。

劣化ウランに替って、 ^{235}U を約1wt%程度含む回収ウランをブランケット燃料として利用することにより、劣化ウランを利用した場合と同等の炉心性能を実現するために必要な核分裂性プルトニウム量を低減でき、さらに、回収ウランを ^{235}U 濃縮度5wt%程度まで再濃縮して増殖型FLWR炉心の特徴である扁平二重炉心の中間ブランケット部に装荷することにより、燃料装荷時と取出時の核分裂性プルトニウム量の比で定義される核分裂性プルトニウム残存比を1.1に高めることが可能であるとの見通しが得られた。本炉心概念は、導入時のプルトニウム需給収支が改善されることから、軽水炉サイクルから持続的な核燃料サイクルへの移行を速やかに実現することができ、軽水炉使用済燃料からの回収ウランが利用可能な軽水炉サイクルから高速炉サイクルへの移行期の炉心として有効である。

**Conceptual Core Design of the Breeder Type FLWR
Using Recovered Uranium as Blanket Fuel**

Sadao UCHIKAWA, Yoshihiro NAKANO, Tsutomu OKUBO and Noboru KOBAYASHI

FBR Cycle System Design Synthesis Unit
Advanced Nuclear System Research and Development Directorate
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 7, 2008)

The FLWR is an innovative water reactor for flexible fuel cycle with hard neutron spectrum, aiming at the multiple recycle of plutonium or the trans-uranium based on the well-experienced LWR technologies. It can realize flexible and advanced utilization of nuclear resources corresponding to the expected change in the future circumstances of the natural uranium resource or establishment of advanced fuel cycle technologies by only changing the fuel assembly design in the same reactor system. Through detailed design studies so far, the core design of the breeder type FLWR with a conversion ratio over 1.0 and a negative void reactivity coefficient has been established for sustainable plutonium multiple recycling.

The present study deals with the potential effects of utilization of uranium recovered from LWR spent fuels as the axial blanket fuel in the core of the breeder type FLWR, which is characterized by the five-layer double-flat-core structure. Design studies show that the adoption of recovered UO_2 blanket can reduce the required plutonium inventory to attain the same core performances as the previous core design with depleted uranium blankets. Furthermore, the utilization of re-enriched recovered uranium with ^{235}U enrichment of about 5wt% as the internal blanket fuel is evaluated to have a potential of a conversion ratio of 1.1. The core design with reduced plutonium inventory and a higher conversion ratio can contribute to realize a smooth and speedy transition from the LWR fuel cycle to the sustainable fuel cycle, as a core design for the transitioning period, during which a sufficient amount of uranium recovered from LWR spent fuels is available as resources.

Keywords: FLWR, Core Design, MOX Fuel, Blanket Fuel, High Conversion Ratio,
Breeding, Depleted Uranium, Recovered Uranium

目 次

1. 緒言	-----	1
2. FLWR増殖型炉心の概要	-----	2
3. 回収ウラン利用炉心の概念設計	-----	5
3.1 回収ウランを再濃縮せずにブランケット燃料として利用した炉心	-----	5
3.1.1 検討条件	-----	5
3.1.2 炉心解析手法	-----	6
3.1.3 炉心設計結果	-----	9
3.2 回収ウランを再濃縮してブランケット燃料として利用した炉心	-----	13
3.2.1 回収ウランの組成と炉心特性への影響	-----	13
3.2.2 炉心設計結果	-----	14
3.3 初装荷炉心と移行サイクル特性	-----	17
3.3.1 平衡サイクル模擬初装荷炉心概念	-----	17
3.3.2 移行サイクル特性	-----	17
3.4 回収ウラン利用炉心の導入効果	-----	20
4. 結論	-----	22
謝辞	-----	23
参考文献	-----	23

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Breeder Type FLWR Core	2
3. Conceptual Design of FLWR Core using Recovered Uranium	5
3.1 Core with Axial Blanket Region of Non-enriched Recovered Uranium	5
3.1.1 Analytical Conditions	5
3.1.2 Core Analysis Method	6
3.1.3 Results	9
3.2 Core with Axial Blanket Region of Re-enriched Recovered Uranium	13
3.2.1 Composition of Recovered Uranium and Its Effects on Core Performance	13
3.2.2 Results	14
3.3 Initial Core and Transition Cycle	17
3.3.1 Initial Core Design based on the Equilibrium Cycle Characteristics	17
3.3.2 Characteristic in the Transitioning Cycle	17
3.4 Roles of FLWR Core using Recovered Uranium	20
4. Concluding Remarks	22
Acknowledgements	23
References	23

表リスト

表 2.1	FLWR 多重リサイクル炉心概念の主要諸元と炉心特性	4
表 3.1	設計で想定した MOX 燃料のプルトニウム組成	6
表 3.2	回収ウラン(非濃縮)利用平衡サイクル炉心の主要諸元と炉心特性	11
表 3.3	新燃料の出力密度の比較(平衡サイクル初期)	12
表 3.4	燃料集合体平均の燃料組成の比較	12
表 3.5	再濃縮回収ウラン中の ^{236}U 含有率の評価	15
表 3.6	一次元炉心計算モデルによる再濃縮回収ウラン中の ^{236}U の影響評価	15
表 3.7	再濃縮回収ウラン利用平衡サイクル炉心の主要諸元と炉心特性	16
表 3.8	初装荷炉心用燃料集合体の仕様	18
表 3.9	移行サイクルの炉心特性	18
表 3.10	FLWR 増殖型炉心の比較	21

図リスト

図 2.1	FLWR 増殖型炉心全体概念と燃料集合体断面概略図	3
図 3.1	炉心軸方向の計算体系図	7
図 3.2	炉心水平方向の計算体系図	8
図 3.3	燃料集合体格子燃焼計算の幾何形状モデル	8
図 3.4	三次元核熱炉心特性解析で想定した平衡サイクル燃料装荷パターン	10
図 3.5	移行期用 FLWR 増殖型炉心概念	13
図 3.6	初装荷炉心における燃料装荷パターン	19
図 3.7	移行サイクルにおける炉心径方向出力分布の推移	19
図 3.8	原子力発電施設の炉型構成	22

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革新的水冷却炉（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水冷却炉である^{1)・2)}。革新的水冷却炉は2つのステップの炉心概念から構成されており、同一炉心構成のもとで燃料集合体の仕様を変更することにより、天然ウラン需給環境の変化や燃料サイクル技術開発の進展等、将来の核燃料サイクル環境の変化に対応した柔軟かつ高度なプルトニウム利用を可能としている^{3)・5)}。第1ステップは軽水炉およびプルサーマル炉からの技術的ギャップの小さい高転換型炉心(HC-FLWR)で、早期の導入をめざすものである。第2ステップでは、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、集合体内の燃料棒本数や燃料棒間隔を変更した増殖型炉心として、増殖による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。なお、この増殖型炉は、以前低減速軽水炉（RMWR）と称して研究していたものと同一である。

FLWRの炉心設計については、これまで第2ステップの増殖型炉心についての多面的な検討が行われてきており、水冷却炉で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⁶⁾。また、第1ステップの高転換型炉心についても、第2ステップの増殖型炉心との整合性を確保し、燃料棒径を細くして燃料棒間隔を大きくして、現行軽水炉との技術的なギャップを小さくした転換比0.84の炉心が代表炉心としてまとめられている⁷⁾。

我が国の長期原子力発電システムにFLWRに代表される低減速炉を導入した場合の効果についての検討もなされており、原子力発電規模が小さい場合には1をやや上回る転換比の低減速炉を導入することで天然ウラン消費量を低い水準に抑制できるが、多様な将来条件のもとで低減速炉をFBRの本格的代替技術として利用するためには、プルトニウム所要量と転換比の改善が必要であるとの結果が報告されている⁸⁾。増殖型FLWRは、FBRサイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡにおいて水冷却増殖炉の代表概念として評価検討がおこなわれており⁹⁾、フェーズⅡ最終報告に対する文部科学省原子力分野の研究開発に関する委員会での評価において、「水冷却炉は、現行軽水炉をリプレースするために250年程度の長期間を要する」との問題指摘がなされている¹⁰⁾。特に軽水炉サイクルから高速炉サイクルへの移行期においては、高速増殖炉を導入運転するためのプルトニウムは軽水炉使用済燃料の再処理により供給する必要があり、初期装荷量と運転開始当初の取替燃料用装荷量の低減と転換比の向上が重要となる。

一方、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。このため、2006年にまとめられた経済産業省資源エネルギー庁原子力部会報告書「原子力立国計画」¹¹⁾では、回収ウランを将来の戦略的資源と位置づけ、再濃縮も含めた回収ウランの活用を提言している。

本研究では、回収ウランが天然ウランや劣化ウランよりも²³⁵Uの比率が高く、また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、

回収ウランをFLWR増殖型炉心のブランケット燃料として利用した炉心の概念設計を行い、劣化ウランをブランケット燃料に利用した炉心設計との比較により、回収ウランの利用によるプルトニウム所要量の低減と転換比の向上の可能性を検討することとした。

2. FLWR増殖型炉心の概要

FLWR増殖型炉心の全体概念および燃料集合体断面概略図を図2.1に示す。FLWR増殖型炉心は、1.0を越える転換比の実現と負のボイド反応度係数の確保という二大設計目標を同時に満足する炉心概念として構築されたもので、水による中性子の減速をできる限り低く抑えて中性子のエネルギーを高めるために燃料棒を従来よりも稠密に配置した燃料集合体を炉心に装荷するとともに、炉心の高さを低くしかつ中間にブランケットを適切に配置した稠密格子・扁平型炉心とすることで、現行軽水炉のもつ優れた安全性を維持しつつ高い転換比を実現する。

本研究で対象とした電気出力1350MWの大型FLWR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体設置されている。制御棒は、制御材として濃縮B₄Cを用いたもので、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、¹⁰B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1%Δk以上の炉停止余裕を確保している。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。

燃料集合体の格子間隔は、制御棒がある方向が236.9mmで、制御棒がない側が228.4mmである。増殖性を高めるためには水対燃料実効体積比を大幅に低減する必要があり、約0.17になるように設計されている。燃料棒間隔は実炉運転時の影響（初期曲がりおよびクリープ、流力振動、ペレット被覆機械的相互作用等による照射期間中の曲がり）と除熱能力とを考慮して1.3mmとし、外径13.7mmの太径燃料棒とするとともに被覆管はジルカロイを採用している。燃料集合体当たり217本の燃料棒を三角格子状に配列した燃料集合体構成である。

表2.1に、FLWR増殖型炉心の代表炉心概念である多重リサイクル炉心の主要諸元と炉心特性を示す⁵⁾。この設計は、使用済燃料を再処理して得られるマイナアクチニド(MA)を含まないプルトニウムのみの高除染燃料を多重リサイクルする平衡状態に対して最適化したものであり、燃料集合体の高さ方向の構成は、劣化ウランの内部ブランケット40cmの上下に、平均核分裂性プルトニウム (Puf) 富化度18wt%、厚さそれぞれ22.5cmおよび23cmのMOX燃料部を設けた炉心部と、さらにその上下にそれぞれ22cmおよび18cmの劣化ウランのブランケットが付設された軸方向非均質の扁平二重炉心構成となっており、炉心全体の高さは125.5cmである。

炉心冷却水流量はABWRの約1/3として、炉心部平均のボイド率をABWRの40%から70%に高めて水による減速を抑制している。冷却水は若干サブクール状態で炉心に入り、出口で51%のクオリティになっている。炉心部平均ボイド率は70%であるが、MOX部下端で既にボイド率は30%程度になっており、下部MOX部の上端では65%程度まで上昇しており、高転換比の達成を可能とするボイド率分布を実現している。また、冷却水流量が小さいことから炉心部の

圧力損失は0.043MPaと評価される低い値であり、自然循環冷却が可能である。

以上のような炉心燃料構成により、燃料装荷時と取出時の核分裂性プルトニウム量の比で定義される転換比（以下Puf残存比と記す）は1.04と1を上回り、ボイド反応度係数は負の値を達成している。また、上下ブランケットを除く炉心部の平均取出燃焼度は65GWd/t、上下ブランケットを含む全炉心の平均取出燃焼度は50GWd/tを実現している。

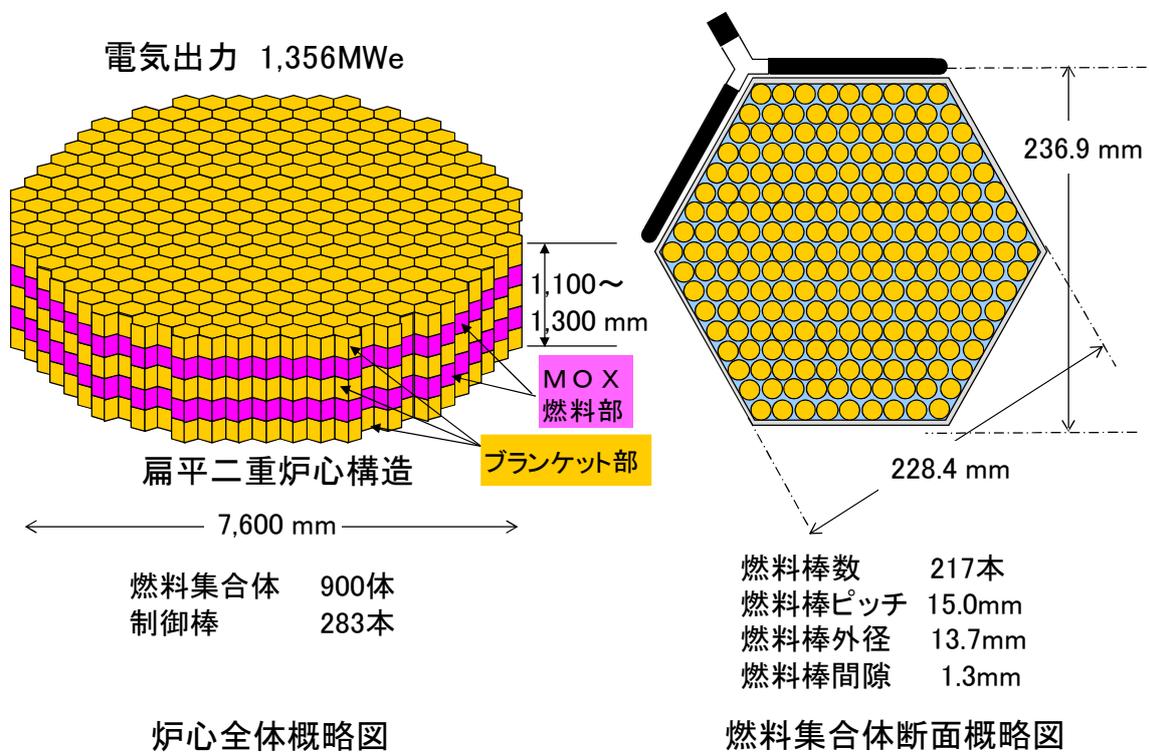


図2.1 FLWR増殖型炉心全体概念と燃料集合体断面概略図

表 2.1 FLWR 多重リサイクル炉心概念の主要諸元と炉心特性

		多重リサイクル平衡炉心	ABWR												
電気出力	MWe	1,356	1,356												
熱出力	MWt	3,926	3,926												
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2												
炉心外接半径	m	3.8	2.7												
燃料集合体数		900	872												
炉心部取出燃焼度	GWd/t	65	45												
炉心部高さ	m	0.855	3.71												
炉心流量	10 ⁴ t/h	1.8	5.2												
出口クオリティ	%	51	14.5												
平均ボイド率	%	70	43												
燃料スミア密度	%TD	91/92													
MOX 部 Pu 富化度	wt%/HM	31.2													
炉心部 Puf 富化度	Wt%/HM	9.6	3.8(ウラン濃縮度)												
Puf 装荷量	t	16.1	—												
Puf 残存比		1.04	—												
最大線出力密度	kW/ft	16	12												
MCPR		1.3	1.3												
ボイド反応度係数	10 ⁻⁴ Δk/k/%void	-0.5	-8												
連続運転期間	Month	15	13												
軸方向 5 領域の Puf 富化度分布 および高さ (DU:劣化ウラン)	Blanket MOX Blanket MOX Blanket	<table border="1"> <thead> <tr> <th>Puf(wt%)</th> <th>cm</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DU</td> <td>22.0</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>22.5</td> </tr> <tr> <td>DU</td> <td>40.0</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>23.0</td> </tr> <tr> <td>DU</td> <td>18.0</td> </tr> </tbody> </table>	Puf(wt%)	cm	DU	22.0	18	22.5	DU	40.0	18	23.0	DU	18.0	
Puf(wt%)	cm														
DU	22.0														
18	22.5														
DU	40.0														
18	23.0														
DU	18.0														

3. 回収ウラン利用炉心の概念設計

3.1 回収ウランを再濃縮せずにブランケット燃料として利用した炉心

本節では、軽水炉使用済燃料の再処理に伴い回収されるウランを再濃縮せずに軸方向ブランケット全長にわたって装荷した炉心および劣化ウランを軸方向ブランケット燃料として利用した炉心の概念設計を実施し、両者の炉心性能比較を通して回収ウラン利用の効果を評価した¹²⁾。

3.1.1 検討条件

概念設計の実施にあたり、検討の対象とするFLWR増殖型炉心の基本仕様ならびに設計条件を以下のように設定した。プラント仕様や燃料集合体の寸法形状は、図2.1および表2.1に示したものと同一である。

(1) プラント条件

- ・炉心熱出力：3926MW
- ・炉心冷却材流量：18,000t/hr
- ・冷却材炉心入口温度：556K

(2) 炉心・燃料仕様

- ・燃料集合体数：900体
- ・燃料棒本数：217本/集合体
- ・燃料棒径：13.7mm
- ・燃料棒間ギャップ：1.3mm
- ・制御棒本数：283本（フォロー付き）

(3) MOX部燃料仕様

- ・劣化ウラン（²³⁵Uを0.2wt%含有）に軽水炉使用済燃料を再処理して回収されるプルトニウムを添加したもので、燃料ペレットの密度は10.5g/ccと設定した。
- ・設計で想定したプルトニウムの組成を表3.1に示す。この組成は、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（Puf）含有率は57.5wt%である。
- ・MOX部の核分裂性プルトニウム富化度は、これまでの設計に準拠して18wt%とした。

(4) ブランケット部燃料仕様

- ・回収ウランの同位体組成は、燃料の出力や燃焼度によって変化するが、本節の検討では、旧動力炉・核燃料開発事業団人形峠事業所の濃縮施設での回収ウラン受入条件を参考にU234/235/236/238=0.03/0.9/0.4/98.7の組成を使用することとした。
- ・劣化ウランブランケットでの²³⁵U含有率はMOX部燃料の母材と同じく0.2wt%。
- ・燃料ペレットの密度は10.5g/cc。

(5) 炉心設計条件

- ・Puf残存比：1.03以上
- ・ボイド反応度係数：負
- ・集合体平均取出燃焼度の目標値：45GWd/t

- ・ 運転サイクル期間：18ヶ月以上

表 3.1 設計で想定した MOX 燃料のプルトニウム組成

項 目		BWR 排出組成*
同位体 重量比率 (wt%)	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

* 3.8wt%の UO₂ 燃料を取出平均燃焼度 45GWd/t で燃焼させた後取出したもので、再処理までの冷却期間は 5 年、再処理後 2 年時点での組成

3.1.2 炉心解析手法

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、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、JAEA 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)¹³⁾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 9 群で実施した。軸方向の計算体系図と水平方向の計算体系図を、図 3.1 と図 3.2 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、シュラウド領域を設け、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 に組み込まれている Dix の相関式を用いた。

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¹⁴⁾を用いて作成した。中性子断面積ライブラリには、JENDL-3.3¹⁵⁾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 3.3 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その周囲の冷却水を、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。この均質化モデルの妥当性は、連続エネルギーモンテカルロコード MVP との比較により確認されている¹⁶⁾。また、マクロ断面積のボイド率依存性については、MOX 部およびブランケット部のボイド率分布を考慮してそれぞれ、80%、55%、30%と 80%、

45%、10%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。

炉心解析システムにより新しい炉心を設計する場合に、炉心の臨界性を判断する指標である、臨界固有値をいくつに設定するかは重要な課題であり、使用する炉心解析システムによって臨界固有値は異なってくる。これまでのFLWR増殖型炉心の設計検討の多くは、MOSRA-MSRACシステムとは異なるシステムで実施されてきている¹⁷⁾。そこで、本研究では、それらの設計との整合性の観点から、本研究での設計条件に近い設計例についてのMOSRA-MSRACシステムによる解析結果や、MOSRA-MSRACシステムとMVPコードによる水冷却高速炉体系でのベンチマーク解析の結果¹⁸⁾等を参考にして、MOSRA-MSRACシステムでの平衡サイクル末期の臨界固有値を0.995に設定し、炉心性能の比較をおこなうこととした。

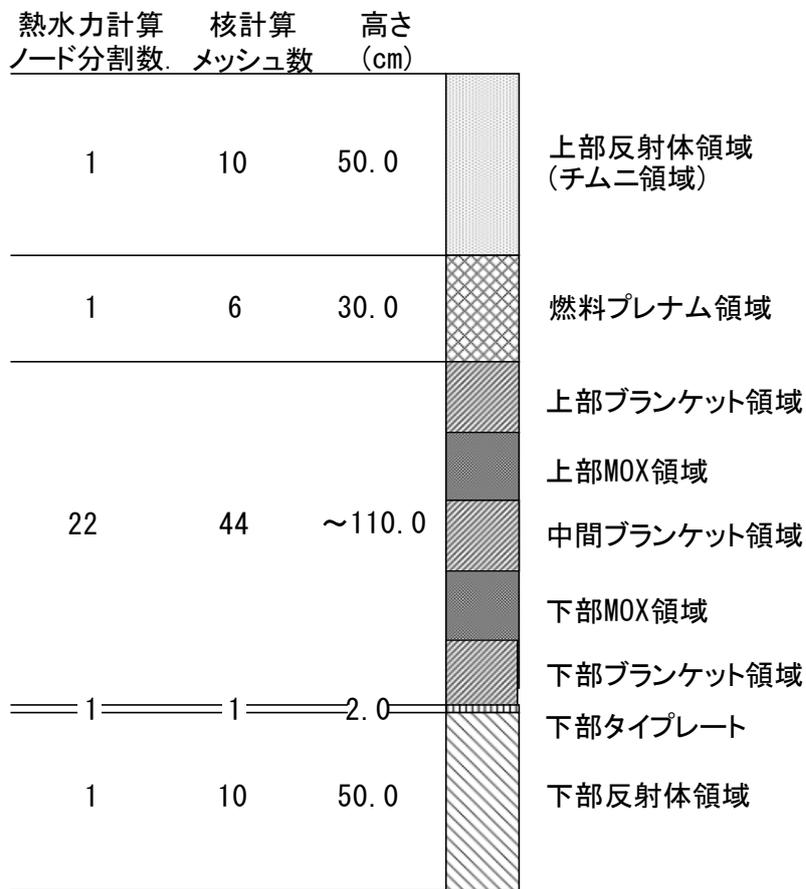


図 3.1 炉心軸方向の計算体系図

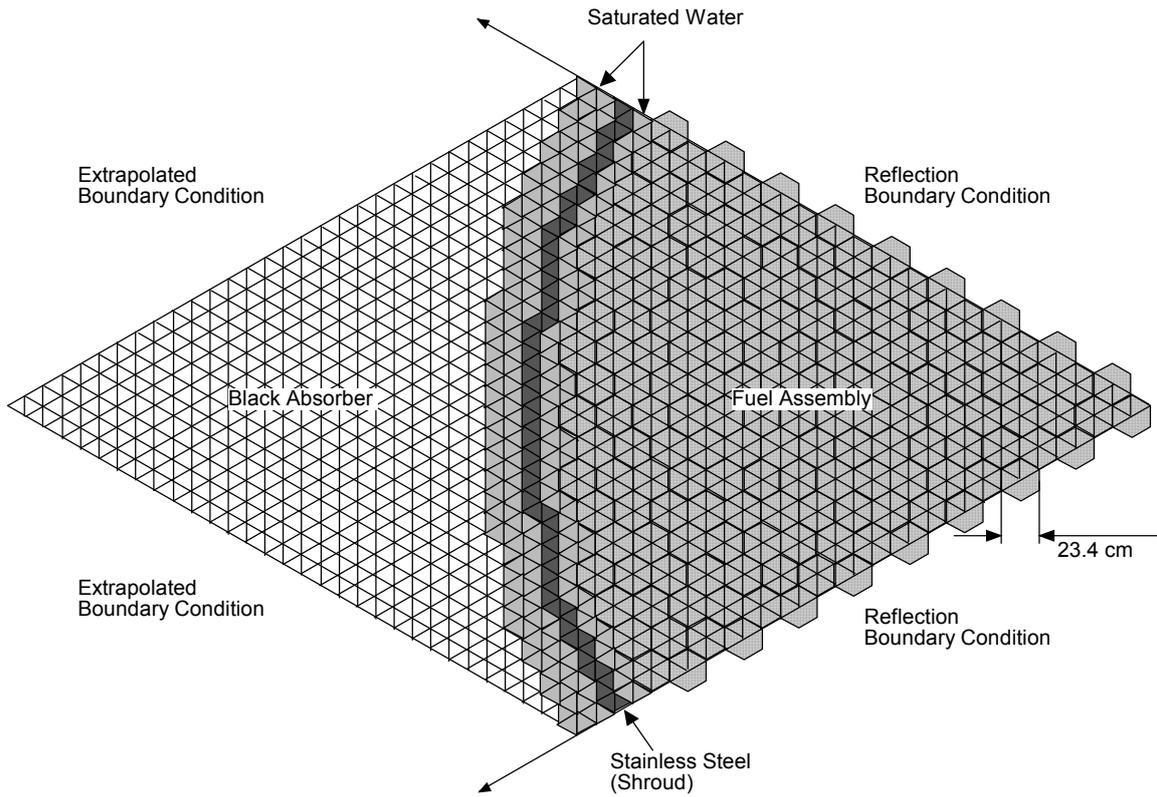


図 3.2 炉心水平方向の計算体系図 16)

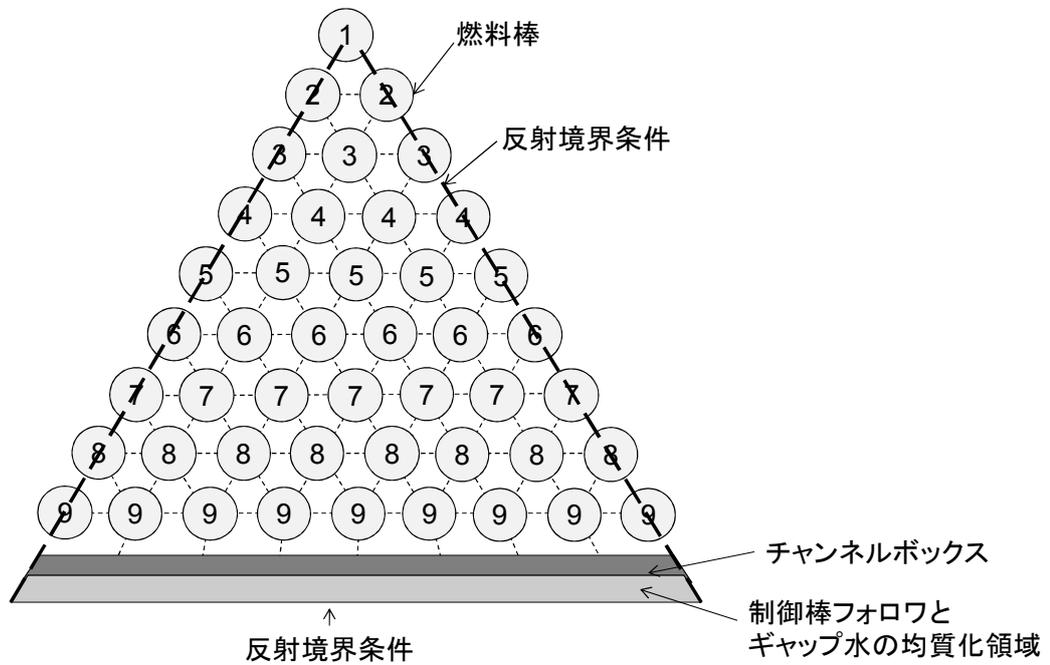


図 3.3 燃料集合体格子燃焼計算の幾何形状モデル

3.1.3 炉心設計結果

燃料集合体の幾何形状および炉心各部の燃料組成が指定された条件のもとで、増殖型扁平二重炉心の仕様として決定すべき項目は、設計条件である負のボイド反応係数の確保と目標燃焼度を達成するためのMOX部およびブランケット部の長さや配置である。本設計検討では、ある燃料装荷パターンに従って燃料交換を順次繰返して到達する平衡サイクル炉心での特性をもとに設計条件を満たす仕様を決定した。図3.4に設定した燃料装荷パターンを示す。燃料交換バッチ数は異なるものの、いずれの燃料装荷パターンとも、出力分布平坦化を考慮して、新燃料は炉心外周部に装荷して1サイクル燃焼させた後、炉心中央部に移動して2～3サイクル滞在させて炉心から取出す形としている。一部の燃料については、炉心中央部から炉心最外周部に移動してさらに1サイクル燃焼させた後に取出される。

表3.2に、劣化ウラン利用炉心と回収ウラン利用炉心の主要諸元と平衡サイクル炉心特性を示す。尚、Puf残存比およびボイド反応度係数は以下の定義によっている。

- ・ Puf残存比：取出時のPuf重量／装荷時のPuf重量
- ・ ボイド反応度係数：定格運転状態と定格から炉心流量を10%減少した状態から算出した単位ボイド率変化に対する実効増倍率変化量

劣化ウラン利用炉心Ⅰは、検討の基準として選択したもので、燃料有効長やMOX部の長さ、ブランケット部の長さは、表3.1のプルトニウム組成と同じMOX燃料を用いて検討された文献17)に記載のFLWR増殖型基本炉心の仕様である、燃料有効長110.5cmおよび軸方向分布（下部ブランケット／下部MOX部／中間ブランケット／上部MOX部／上部ブランケット=19cm／20.5cm／29.5cm／19.5cm／22cm）をもとに設定した。負のボイド反応度係数を維持し、Puf残存比1.03を実現しており、取出燃焼度は41GWd/tである。

劣化ウラン利用炉心Ⅱは、劣化ウラン利用炉心Ⅰをベースに取出燃焼度45GWd/tを実現するためにMOX部およびブランケット部の長さや配置を最適化したもので、全MOX長さを40cmから41.5cmに増加するとともに、負のボイド反応度係数を実現する観点から中間ブランケットの長さを30cmから33cmに増加させ、下部ブランケットの長さを20cmから17cmに短縮している。

回収ウラン利用炉心Ⅰは、劣化ウラン利用炉心Ⅰと核分裂性プルトニウム装荷量と燃料有効長を同一とし、ブランケット全長にわたって²³⁵Uを0.9wt%含有する回収ウランを装荷した設計である。劣化ウラン利用炉心Ⅰとの比較では、同一核分裂性プルトニウム装荷量のもとで取出燃焼度が約10%増大している。また、劣化ウラン利用炉心Ⅱとの比較では、同一の燃焼度45GWd/tを約4%少ない核分裂性プルトニウム装荷量で実現している。

回収ウラン利用炉心Ⅱは、劣化ウラン利用炉心Ⅱと核分裂性プルトニウム装荷量及び燃料有効長を同一とし、ブランケット全長にわたって回収ウランを装荷した設計であり、取出燃焼度を約4%伸長させている。

回収ウラン利用炉心では、劣化ウラン利用炉心と比較して燃焼度、特にブランケット部分の燃焼度および出力が大きくなるため、負のボイド反応度係数を確保する対策が重要である。表3.2に示したように、回収ウラン利用炉心では、中間ブランケット部分の長さを劣化ウラン利用炉心よりも長くするとともに、上部ブランケット部の長さを10cmと短縮してボイド率上昇時の中性子漏れを大きくする設計とした。

表3.3に、劣化ウラン利用炉心Ⅱと回収ウラン利用炉心Ⅰでのサイクル末期における新燃料の出力密度の比較を示す。回収ウラン利用炉心では、ブランケット部に ^{235}U が多く存在するため、ブランケット部の出力密度は劣化ウラン利用炉心より約2倍高くなっており、同様に中性子束密度も高くなることから、 ^{238}U からプルトニウムへの転換が促進され、取出時のPuf残存比は劣化ウラン利用炉心より大きくなる。

表3.4に、劣化ウラン利用炉心Ⅱと回収ウラン利用炉心Ⅰの燃料装荷時と取出時の燃料集合体平均の燃料組成を示す。回収ウラン利用の場合の ^{236}U と ^{237}Np の量を除いては、両者に大きな相違はない。回収ウラン利用炉心における取出時の ^{236}U の量は装荷時と比較して増加するものの、その増加割合は約20%と比較的小さい値となっている。

以上、回収ウランをブランケット燃料として利用することにより、劣化ウランを利用した場合と比較して同等の炉心性能を実現するために必要な核分裂性プルトニウム量を低減できる。

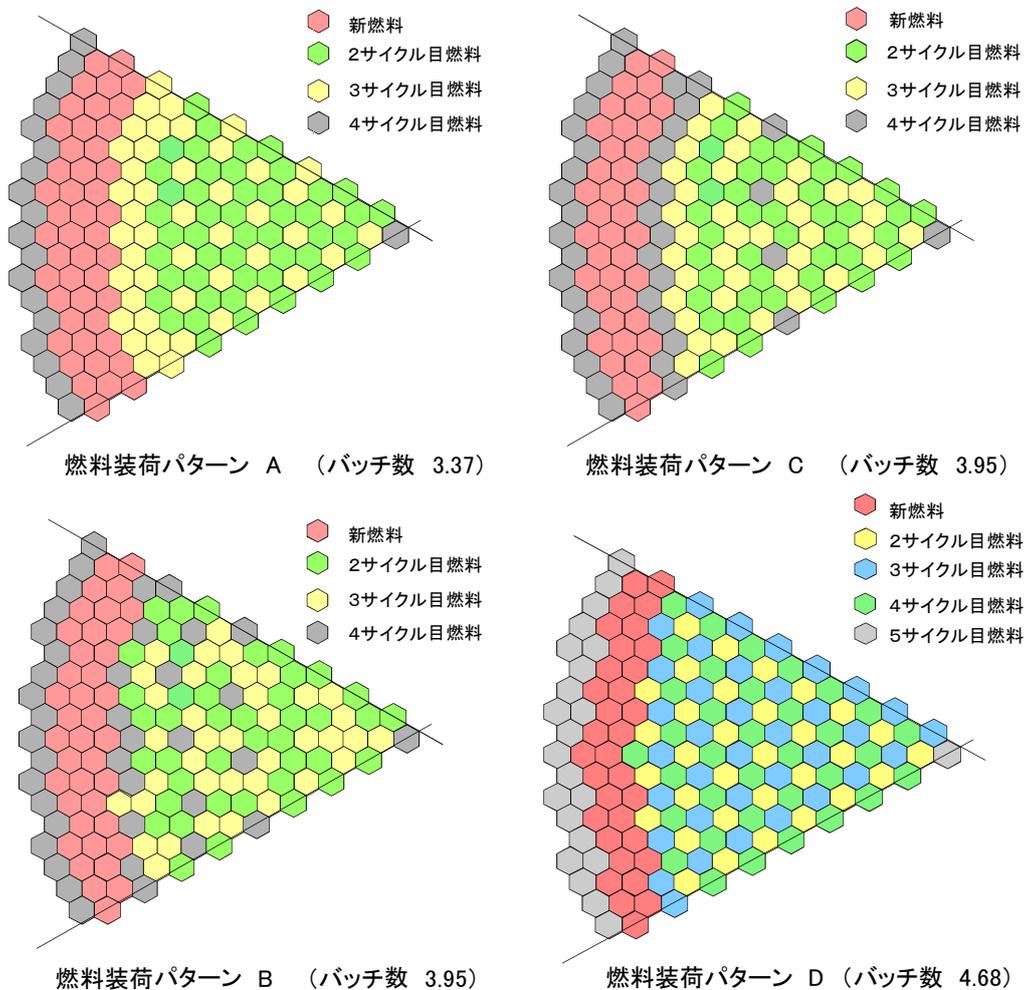


図3.4

三次元核熱炉心特性解析で想定した平衡サイクル燃料装荷パターン

表 3.2 回収ウラン（非濃縮）利用平衡サイクル炉心の主要諸元と炉心特性

項目	劣化ウラン利用炉心 I	劣化ウラン利用炉心 II	回収ウラン利用炉心 I	回収ウラン利用炉心 II
炉心流量(t/h)	18,000	18,000	18,000	18,000
炉心入口冷却材温度(°C)	283	283	283	283
炉心部平均ボイド率(%)	70	70	70	70
燃料有効長(mm)	1100	1115	1100	1115
燃料高さ方向分布				
上部ブランケット 高さ(mm)	DU 200	DU 200	REU 100	REU 100
MOX 部 Puf 富化度 高さ(mm)	18 200	18 205	18 200	18 205
中間ブランケット 高さ(mm)	DU 300	DU 330	REU 340	REU 375
MOX 部 Puf 富化度 高さ(mm)	18 200	18 210	18 200	18 210
下部ブランケット 高さ(mm)	DU 200	DU 170	REU 260	REU 225
ブランケット部 ²³⁵ U 含有率(wt%)	0.2	0.2	0.9	0.9
²³⁶ U 含有率(wt%)	—	—	0.4	0.4
核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体)	15.6	16.2	15.6	16.2
運転サイクル期間 (月)	21.6	20.7	20.5	21.7
燃料交換バッチ	3.37	3.95	3.95	3.95
燃料装荷パターン	A	B	C	C
取出平均燃焼度(GWd/t)	41	45	45	47
MOX 部平均燃焼度(GWd/t)	79	86	84	86
ブランケット部平均燃焼度(GWd/t)	19	21	23	24
転換比 (Puf 残存比)	1.031	1.027	1.037	1.031
ボイド反応度係数 ($\Delta k/k/\%$ ボイド率)	-3x10 ⁻⁵	-1x10 ⁻⁵	-1x10 ⁻⁵	-1x10 ⁻⁵

表 3.3 新燃料の出力密度の比較 (平衡サイクル初期)

項目	劣化ウラン利用炉心 II		回収ウラン利用炉心 I		
取出平均燃焼度 (GWd/t)	45		45		
燃料有効長(mm)	1115		1100		
燃料高さ方向分布					
上部ブランケット	高さ(mm)	DU	200	REU	100
MOX 部 Puf 富化度	高さ(mm)	18	205	18	200
中間ブランケット	高さ(mm)	DU	330	REU	340
MOX 部 Puf 富化度	高さ(mm)	18	210	18	200
下部ブランケット	高さ(mm)	DU	170	REU	260
新燃料の平均出力密度 (W/cc)	65		73		
MOX 部平均出力密度(W/cc)	153		154		
ブランケット部平均出力密度(W/cc)	12		27		
炉心高さ方向平均出力密度 (W/cc)					
上部ブランケット	9		30		
上部 MOX 部	130		133		
中間ブランケット	12		23		
下部 MOX 部	175		175		
下部ブランケット	16		31		

表 3.4 燃料集合体平均の燃料組成の比較 単位(wt%)

核種	劣化ウラン利用炉心 II (取出平均燃焼度 45GWd/t)		回収ウラン利用炉心 I (取出平均燃焼度 45GWd/t)	
	装荷時	取出時	装荷時	取出時
U234	—	0.012	0.017	0.022
U235	0.18	0.08	0.62	0.26
U236	—	0.03	0.25	0.29
U237	—	0.0001	—	0.0003
U238	88.17	87.15	87.72	86.52
Np237	—	0.02	—	0.07
Np239	—	0.005	—	0.005
Pu238	0.31	0.27	0.31	0.28
Pu239	5.58	6.36	5.45	6.23
Pu240	3.53	3.92	3.45	4.18
Pu241	1.12	0.87	1.09	0.86
Pu242	0.99	1.00	0.97	0.98
Am241	0.12	0.29	0.11	0.28

3.2 回収ウランを再濃縮してブランケット燃料として利用した炉心

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とから、軽水炉サイクルから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。本節では、図3.5に示すように、扁平二重炉心の中間ブランケット部での反応度を高めてMOX燃料部のプルトニウム富化度を低減するとともに、中間ブランケット部での燃焼度を増大させてプルトニウムへの転換を促進させるという基本的な考えのもとに、中間ブランケットに劣化ウランに替って再濃縮回収ウランを装荷する概念を検討した¹⁹⁾。検討の対象とするFLWR増殖型炉心の基本仕様ならびに設計条件、使用した炉心解析手法は3.1節と同様である。

- 扁平二重炉心の中間ブランケット部燃料として、
 軽水炉使用済燃料の再処理回収ウランを再濃縮して利用
- 1) 中間ブランケット部の反応度向上→MOX燃料部のPu富化度低減
 - 2) 中間ブランケット部の燃焼度増大→Puへの転換促進

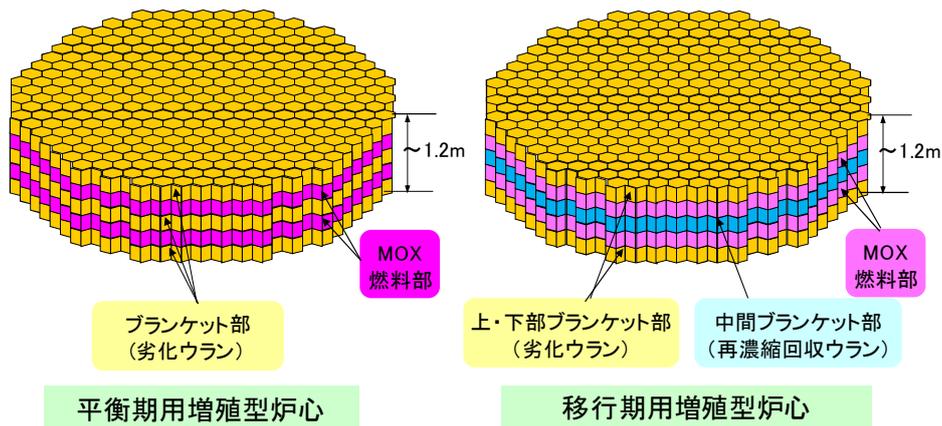


図3.5 移行期用FLWR増殖型炉心概念

3.2.1 回収ウランの組成と炉心特性への影響

再濃縮する前の回収ウランの組成は、軽水炉使用済燃料の初期濃縮度や燃焼度によって異なる。そこで、代表的な軽水炉使用済燃料からの回収ウランの組成と再濃縮後の組成を中性子断面積の比較的大きい²³⁶Uに着目して評価した。表3.5に、想定した軽水炉使用済燃料の装荷時の²³⁵U濃縮度、取出燃焼度、取出時の組成、再濃縮時の²³⁶U含有率を示す。ケース1は、比較的初期のBWRで初装荷炉心燃料として装荷された濃縮度の低い燃料、ケース2は、ケース1に対応した取替炉心用燃料、ケース3は最近のBWR高燃焼度燃料に対応している。取出時の組成は、MSRACによる炉心平均ボイド率での燃料棒セル燃焼計算により算出した。また、再濃縮後の組成は、簡易カスケード計算により評価した。取出燃焼度の増大に伴い、取出燃料中の²³⁶Uの割合が増加しており、高燃焼度燃料では、²³⁵Uと²³⁶Uの量が拮抗している。ケース2の組成は、3.1節の非濃縮回収ウランの組成にほぼ対応している。

上記の回収ウランを、現行軽水炉燃料での²³⁵U濃縮度の上限である5wt%まで濃縮すると、²³⁵U

に対する²³⁶Uの相対割合は濃縮前と比較すると小さくなるものの、ケース3の場合には、²³⁶Uの含有率は2.5wt%近くに達しており、炉心の核特性への影響は無視できなくなる。そこで、再濃縮回収ウランに含まれる²³⁶Uの炉心特性への影響を、高さ方向一次元炉心計算モデルを用いて評価した。表3.6に、一次元炉心計算モデルでの炉心高さ方向の燃料分布と評価結果を示す。中間ブランケット部の²³⁵Uの濃縮度は4.9wt%と固定して、²³⁶Uの含有率を表3.5の組成評価を参考に、0.0、1.0、1.5、2.5wt%と変化させて燃焼計算をおこない、平均燃焼度30GWd/tでの実効増倍率およびボイド反応度について、²³⁶Uを含有しない基準炉心での値と比較した。²³⁶Uの含有により、0.3から0.7% $\Delta k/k$ の反応度低下、ボイド反応度係数として $1.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/\%$ ボイド率の正側への増大の影響が生じており、炉心設計においてはこの影響を考慮して仕様を決定する必要がある。

3.2.2 炉心設計結果

上記で検討した3つの再濃縮回収ウラン組成について、平衡サイクル炉心の概念設計を実施した。表3.7に、再濃縮回収ウラン利用炉心の主要諸元と平衡サイクル炉心特性を、劣化ウラン利用炉心および濃縮ウラン利用炉心と比較して示す。

劣化ウラン利用炉心を除く4つの炉心では、燃料有効長、MOX部長さは3.1節での検討と同じく、それぞれ110cm、20cmと設定した。また、MOX部の核分裂性プルトニウム富化度は、中間ブランケット部の反応度が高くなることを考慮して、劣化ウラン利用炉心の18wt%に対して16wt%と低く設定し、核分裂性プルトニウム量を約10%削減している。以上の条件のもとで負のボイド反応係数を実現するブランケット配置を決定し、炉心特性を評価した。平衡サイクル炉心での燃料装荷パターンは、図3.4に示す、バッチ数4.68の燃料装荷パターンDを使用した。

劣化ウラン利用炉心Ⅲは、運転サイクル期間18か月のもとで取出燃焼度45GWd/tを達成する炉心として設計したもので、Puf残存比は1.03である。

濃縮ウラン利用炉心および再濃縮回収ウラン利用炉心の達成取出燃焼度は、燃料装荷パターンDのもとで運転サイクル期間を調節して評価した。濃縮ウラン利用炉心、再濃縮ウラン利用炉心Ⅰ、Ⅱの取出燃焼度は45GWd/tを確保しており、劣化ウラン利用炉心より核分裂性プルトニウム装荷量が約10%少ない条件のもとで同等の取出燃焼度の達成が可能であることを示している。MOX部の平均燃焼度は、核分裂性プルトニウム富化度が低いことで劣化ウラン炉心の場合より減少しているが、中間ブランケット部での燃焼度が増大することで全体の燃焼度を確保している。

再濃縮回収ウラン利用炉心のPuf残存比は、劣化ウラン利用炉心の1.03と比較して、1.10と大幅に増大している。これは、装荷時のMOX部の核分裂性プルトニウム量が減少したことと、表3.7の取出燃料中の核分裂性プルトニウム含有率に示すように、中間ブランケット部での転換が促進されたことの二つの効果によっている。

取出燃料の中間ブランケット部には、濃度で2%以上の²³⁵Uが残存しており、集合体全体での平均濃度は、0.7wt%と天然ウランと同等以上であり、さらに²³⁶Uの含有率も²³⁵Uの含有率と同等以下であることから、再処理後の回収ウランを再濃縮して再活用することも可能と考えられる。

以上、FLWR増殖型扁平二重炉心において、軽水炉使用済燃料からの回収ウランを再濃縮して、中間ブランケット燃料として利用することにより、劣化ウランを利用した場合と比較して、同等の炉心性能を実現するために必要な核分裂性Puを約10%低減できるとともに、Puf残存比を1.10程度に高めることが可能との見通しが得られた。

表 3.5 再濃縮回収ウラン中の ²³⁶U 含有率の評価

	想定した 軽水炉使用済 燃料	回収ウラン			再濃縮回収ウラン ²³⁵ U 5wt%再濃縮時 ²³⁶ U 含有率(注)
		装荷時 ²³⁵ U 平均濃縮度	取出時 平均燃焼度	取出時組成	
1	初装荷炉心用 燃料	約 2.2wt%	約 19GWd/t	²³⁵ U 0.78wt% ²³⁶ U 0.24wt%	約 0.9wt%
2	取替炉心用 燃料	約 3.0wt%	約 28GWd/t	²³⁵ U 0.89wt% ²³⁶ U 0.36wt%	約 1.4wt%
3	取替炉心用 燃料	約 3.9wt%	約 45GWd/t	²³⁵ U 0.71wt% ²³⁶ U 0.54wt%	約 2.4wt%

(注)カスケード計算での概略評価値

表 3.6 一次元炉心計算モデルによる再濃縮回収ウラン中の ²³⁶U の影響評価

項 目	基準炉心	再濃縮回収ウラン利用炉心		
		(A)	(B)	(C)
²³⁶ U 含有率(wt%)	0.0	1.0	1.5	2.5
炉心平均燃焼度 30GWd/t での 実効増倍率 (基準炉心の値との差)	—	-0.0033	-0.0047	-0.0069
炉心平均燃焼度 30GWd/t での ボイド反応度(基準炉心の値との差)	—	0.8×10^{-4}	1.1×10^{-4}	1.4×10^{-4}

一次元炉心計算モデル

炉心高さ方向分布	高さ(mm)	組 成
上部ブランケット	200	劣化ウラン
上部 MOX 部	200	Puf 富化度 16wt%
中間ブランケット	350	再濃縮回収ウラン (²³⁵ U 濃縮度 4.9wt%)
下部 MOX 部	200	Puf 富化度 16wt%
下部ブランケット	150	劣化ウラン

表 3.7 再濃縮回収ウラン利用平衡サイクル炉心の主要諸元と炉心特性

項目	劣化ウラン 利用炉心Ⅲ	濃縮ウラン 利用炉心	再濃縮回収ウラン 利用炉心Ⅰ	再濃縮回収ウラン 利用炉心Ⅱ	再濃縮回収ウラン 利用炉心Ⅲ
冷却材炉心流量(t/h)/ 炉心入口温度(°C)	18,000/283	18,000/283	18,000/283	18,000/283	18,000/283
炉心部平均ボイド率(%)	70	70	70	70	70
燃料有効長(mm)	1145	1100	1100	1100	1100
燃料高さ方向分布					
上部ブランケット 高さ(mm)	DU 200				
MOX部 Puf 富化度 高さ(mm)	18 205	16 200	16 200	16 200	16 200
中間ブランケット 高さ(mm)	DU 330	EU 340	REU 350	REU 350	REU 360
MOX部 Puf 富化度 高さ(mm)	18 210	16 200	16 200	16 200	16 200
下部ブランケット 高さ(mm)	DU 200	DU 160	DU 150	DU 150	DU 140
中間ブランケット部 ²³⁵ U 含有率(wt%)	0.2	4.9	4.9	4.9	4.9
²³⁶ U 含有率(wt%)	0.0	0.0	1.0	1.5	2.5
核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体)	16.2	13.9	13.9	13.9	13.9
運転サイクル期間(月)/燃料交換バッチ	18.0/4.68	19.2/4.68	17.7/4.68	17.3/4.68	16.3/4.68
取出平均燃焼度(GWd/t)	45	50	46	45	43
MOX部平均燃焼度(GWd/t)	87	83	77	75	71
ブランケット部平均燃焼度(GWd/t)	21	31	28	27	25
中間ブランケット部平均燃焼度(GWd/t)	22	42	38	36	34
取出燃料 上部ブランケット部	3.3	3.3	3.1	3.1	2.9
Puf 含有率 上部 MOX 部	13.6	12.4	12.6	12.7	12.8
(wt%) 中間ブランケット部	3.3	3.8	3.5	3.4	3.2
下部 MOX 部	13.3	12.1	12.3	12.4	12.5
下部ブランケット部	1.7	1.6	1.6	1.6	1.5
取出燃料 ²³⁵ U 含有率(wt%) IB/TOT	0.07/0.07	2.06/0.69	2.28/0.78/	2.33/0.80	2.46/0.86
²³⁶ U 含有率(wt%) IB/TOT	0.03/0.03	0.70/0.23	1.48/0.49	1.90/0.62	2.76/0.92
転換比 (Puf 残存比)	1.03	1.11	1.10	1.10	1.10
ボイド反応度係数 ($\Delta k/k$ /%ボイド率)	-5.0x10 ⁻⁵	-2.5x10 ⁻⁵	-2.4x10 ⁻⁵	-1.4x10 ⁻⁵	-3.2x10 ⁻⁵

DU：劣化ウラン、 EU：濃縮回収ウラン、 REU：再濃縮回収ウラン、 IB/TOT：中間ブランケット部/集合体平均

3.3 初装荷炉心と移行サイクル特性

本節では、前節で検討した再濃縮回収ウラン利用サイクル炉心概念に対応する初装荷炉心の概念設計を実施し、第1サイクルから平衡サイクルに至る移行サイクル特性を評価した。検討の対象とするFLWR増殖型炉心の基本仕様ならびに設計条件、使用した炉心解析手法は3.1節と同様である。

3.3.1 平衡サイクル模擬初装荷炉心概念

初期のBWRにおける初装荷炉心設計では、1種類の燃料を装荷して順次、燃料交換していく設計が採用されていたが、初装荷炉心に装荷した燃料の平均取出燃焼度を高くして燃料経済性を向上させる観点から、初装荷炉心を濃縮度の異なる多種類の燃料で構成し平衡サイクル炉心を模擬する設計概念が採用されるようになっていく。

図3.6に、前節で検討した平衡サイクル燃料装荷パターンDに対応した平衡サイクル模擬初装荷炉心での燃料装荷パターンを示す。平衡サイクル炉心での各位置の燃料の炉心滞在サイクル数に対応した燃料組成、反応度に近い、新燃料集合体①から⑤を数種類準備し、対応する炉心位置に装荷して、第2サイクル以降は平衡サイクルでの燃料交換パターンに従って燃料取替をおこなっていく。平衡サイクルで取替用の新燃料が装荷される位置には、初装荷炉心においても、取替用燃料と同じプルトニウム富化度や濃縮度を有する燃料集合体①が装荷される。

表3.8に初装荷炉心用燃料集合体の仕様を示す。本設計では、図3.6の装荷パターンに対応して3種類の集合体で炉心を構成している。燃料集合体のMOX部およびブランケット部のプルトニウム量は燃焼に伴い変化するものの、Puf残存比が1をやや越えるという特性に対応して、平均的には各燃料集合体のプルトニウム量に大きな変化がないこと、燃料製造の観点からMOX燃料ペレットの種類は少ないほうが望ましいとの考えにもとづき、3種類の集合体のMOX部長さおよび核分裂性プルトニウム富化度は同一とし、平衡サイクル炉心での滞在サイクル数に対応した反応度差は中間ブランケット部の ^{235}U 含有量で対応する設計とした。

平均4.7サイクルと最も長く炉心に滞在する燃料集合体①は、平衡サイクルでの取替用燃料と同一の仕様で中間ブランケット部に4.9wt%濃縮の回収ウランを装荷している。次に長く滞在する燃料集合体②では中間ブランケット部に3.0wt%の再濃縮回収ウランを装荷する一方、炉心から早く取出される燃料集合体③④⑤の中間ブランケット部は劣化ウランとして、中間ブランケット部の ^{235}U の含有量に差をつけている。

3.3.2 移行サイクル特性

表3.8および図3.6で定義される初装荷炉心から出発し、運転サイクル期間18カ月で平衡サイクル燃料交換パターンに従って順次燃料取替を行いながら運転する移行サイクル炉心について、その反応度特性を解析した。表3.9に主要結果を示す。

各サイクル初期で約2.5% $\Delta k/k$ の余剰反応度を確保し、サイクル末期での実効増倍率も平衡サイクル末期の値をほぼ実現しており、反応度的には平衡サイクルと同等の特性を実現している。ポイド反応度係数は、運転サイクルが進んで炉心平均燃焼度が高くなるにつれて平衡サイクル炉心での値に近づいている。各サイクル末期に取出される燃料のPuf残存比は、運転サイ

クルが進むにつれて増加し、初装荷炉心に装荷した燃料がすべて取り出される第5サイクルでは、平衡サイクル炉心での Puf 残存比 1.10 を実現している。

また、図 3.7 に示すように出力分布の変化の変動も小さく 5 サイクルでほぼ平衡サイクル炉心の状態にスムーズに移行している。

表 3.8 初装荷炉心用燃料集合体の仕様

項目	燃料集合体 ①		燃料集合体 ②		燃料集合体 ③/④/⑤		
装荷体数 (体)	192		192		192/192/132		
燃料有効長(mm)	1100		1100		1100		
燃料高さ方向分布							
上部ブランケット	高さ(mm)	DU	200	DU	200	DU	200
MOX 部 Puf 富化度	高さ(mm)	16	200	16	200	16	200
中間ブランケット	高さ(mm)	REU	350	REU	300	DU	300
MOX 部 Puf 富化度	高さ(mm)	16	200	16	200	16	200
下部ブランケット	高さ(mm)	DU	150	DU	200	DU	200
中間ブランケット部							
²³⁵ U 含有率(wt%)		4.9		3.0		0.2	
²³⁶ U 含有率(wt%)		1.0		0.6		0.0	
重金属重量(kg/集合体)		238.4		238.4		238.4	
核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体)		13.9		13.9		13.9	
²³⁵ U 重量(kg/集合体)		3.99		2.25		0.43	

注：燃料集合体①は、取替用燃料集合体と同一仕様。

DU: 劣化ウラン、REU: 再濃縮回収ウラン

表 3.9 移行サイクルの炉心特性

運転サイクル (18 か月)	第 1 サイクル	第 2 サイクル	第 3 サイクル	第 4 サイクル	第 5 サイクル	平衡 サイクル
実効増倍率 BOC	1.0243	1.0278	1.0267	1.0250	1.0248	1.02516
EOC	1.0085	1.0022	1.0011	0.9997	0.9995	1.0000(注)
ボイド反応度係数 $\Delta k/k/\%$ ボイド率	-4.5×10^{-4}	-2.3×10^{-4}	-6.2×10^{-5}	-1.4×10^{-5}	-1.0×10^{-5}	-1.0×10^{-5}
サイクル末取出 燃料の Puf 残存比	1.03	1.05	1.07	1.09	1.10	1.10

注：実効増倍率は、平衡サイクル EOC の値を 1.0000 と規格化して表示。

- ・平衡サイクル模擬の燃料装荷方式
- ・取替用燃料集合体①を炉心外側領域に配置

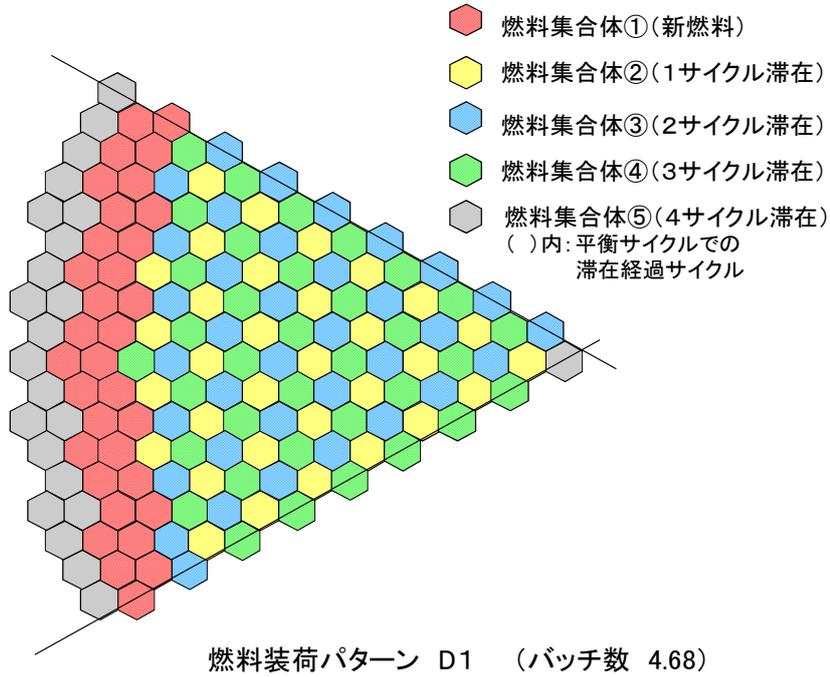


図 3.6 初装荷炉心における燃料装荷パターン

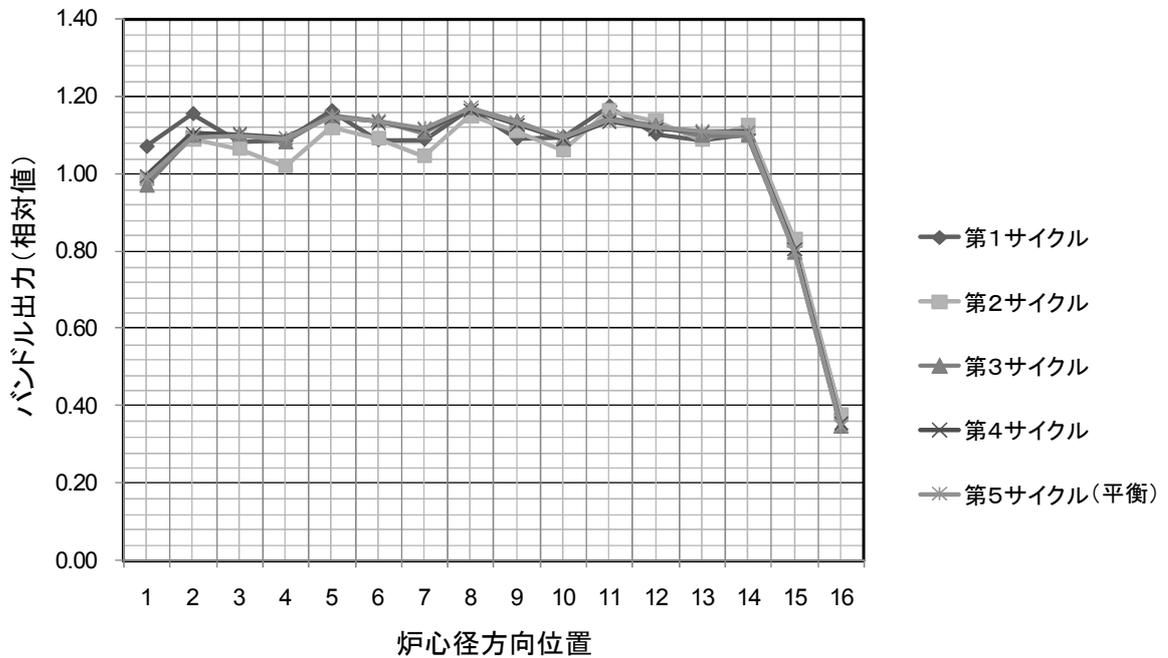


図 3.7 移行サイクルにおける炉心径方向出力分布の推移

3.4 回収ウラン利用炉心の導入効果

3.2節および3.3節で検討した平衡サイクル炉心設計と初装荷炉心設計の結果にもとづいて、増殖型FLWRを導入するために必要な核分裂性プルトニウム量を評価した。結果を表3.10に示す。劣化ウランブランケット利用炉心と多重リサイクル炉心の初装荷用核分裂性プルトニウム量は、初装荷炉心を平衡サイクル模擬初装荷炉心として構成するものとして、平衡サイクル炉心の結果から評価した。

FLWRを導入するために外部から供給すべき単位電気出力あたりの核分裂性プルトニウム量は、次式で算出した⁸⁾。

$$\text{核分裂性プルトニウム所要量} = \text{PufI} + \text{PufE} \times \text{リサイクル年数}$$

PufI(t/GWe) : 出力当たりの初装荷炉心の核分裂性プルトニウム装荷量

PufE(t/年/GWe) : 取替燃料用核分裂プルトニウムの年間装荷量

リサイクル年数：使用済燃料の取出から、再処理、燃料加工を経て再装荷するまでの時間
再濃縮回収ウランブランケット利用炉心の外部供給核分裂性プルトニウム量は、劣化ウランブランケット利用炉心よりも、リサイクル年数が3年と5年の両ケースで約14%低減されている。

一方、Puf残存比に関連する性能指標として、核分裂性物質の倍增時間、すなわち核分裂性物質インベントリを倍にするのに必要な時間がある。表3.10には、次式で定義される原子炉倍增時間(reactor doubling time)を示した。

$$\text{原子炉倍增時間} = t_0 * \text{FBOC} / \text{FG} = t_0 / (\alpha - 1)$$

FBOC : 核分裂性プルトニウムのインベントリ

FG : 1 サイクルでの核分裂性プルトニウムの増加分

t_0 : 燃料装荷から燃料取出までの年数

α : Puf残存比

Puf残存比が1.03から1.10に増加することにより、核分裂性プルトニウムの原子炉倍增時間は1/3に短縮され、FLWRの導入を速める上で大きな効果がある。

本研究での炉心設計をベースに、再濃縮回収ウランブランケット利用FLWRを軽水炉サイクルから高速炉サイクルへ移行期用増殖型炉として我が国の原子力発電システムに導入した場合の導入効果が立松らにより報告されている²⁰⁾。図3.8に、文献20)に掲載されている原子力発電施設の炉型構成のシミュレーション結果を示す。下の図が従来の平衡期型炉のみの場合、上の図が今回検討した移行期型炉を導入した場合である。Puf残存比1.10の移行期増殖型FLWRは、Puf残存比1.04の平衡期増殖型FLWRよりもPuの需給収支が緩和されるため、全ての濃縮ウラン軽水炉のリプレースに必要な期間を約120年に短縮できること、さらに移行期型から平衡期型への炉心切り替えを行うことで、本格導入の2050年から天然ウランの外部供給が不要になる完全閉サイクル確立までの期間を約240年から約150年に大幅に短縮できることが示されている。

表 3.10 FLWR 増殖型炉心の比較

項目	劣化ウラン ブランケット 利用炉心	再濃縮回収ウラン ブランケット 利用炉心	(参考)高除染 多重リサイクル 炉心	
	移行期増殖型	移行期増殖型	平衡期増殖型	
炉心流量(t/h)	18,000	18,000	18,000	
炉心入口冷却材温度(°C)	283	283	283	
炉心部平均ボイド率(%)	70	70	70	
燃料有効長(mm)	1145	1100	1255	
取替燃料高さ方向分布				
上部ブランケット	高さ(mm)	DU 200	DU 200	DU 220
MOX 部 Puf 富化度	高さ(mm)	18 205	16 200	18 225
中間ブランケット (²³⁵ U 濃縮度:wt%)	高さ(mm)	DU (0.2) 330	REU (4.9) 350	DU (0.2) 400
MOX 部 Puf 富化度	高さ(mm)	18 210	16 200	18 230
下部ブランケット	高さ(mm)	DU 200	DU 150	DU 180
重金属重量(kg/集合体)	248	238	274	
核分裂性 Pu 重量 (kg/集合体)	16.2	13.9	17.9	
運転サイクル期間 (月)	18	18	15	
燃料交換バッチ	4.7	4.7	6.8	
取出平均燃焼度(GWd/t)	45	46	50	
MOX 部平均燃焼度(GWd/t)	87	77	100	
外部供給核分裂性 Pu 重量(t/GWe)				
リサイクル年数：3 年の場合	14.7	12.6	15.3	
リサイクル年数：5 年の場合	17.3	14.9	17.7	
初期装荷用核分裂性 Pu 必要量 (t/GWe)	10.8	9.2	11.8	
取替燃料用核分裂性 Pu 必要量 (t/GWe/年)	1.3	1.2	1.2	
転換比 (Puf 残存比)	1.03	1.10	1.04	
原子炉倍增時間(年)	274	82	250	

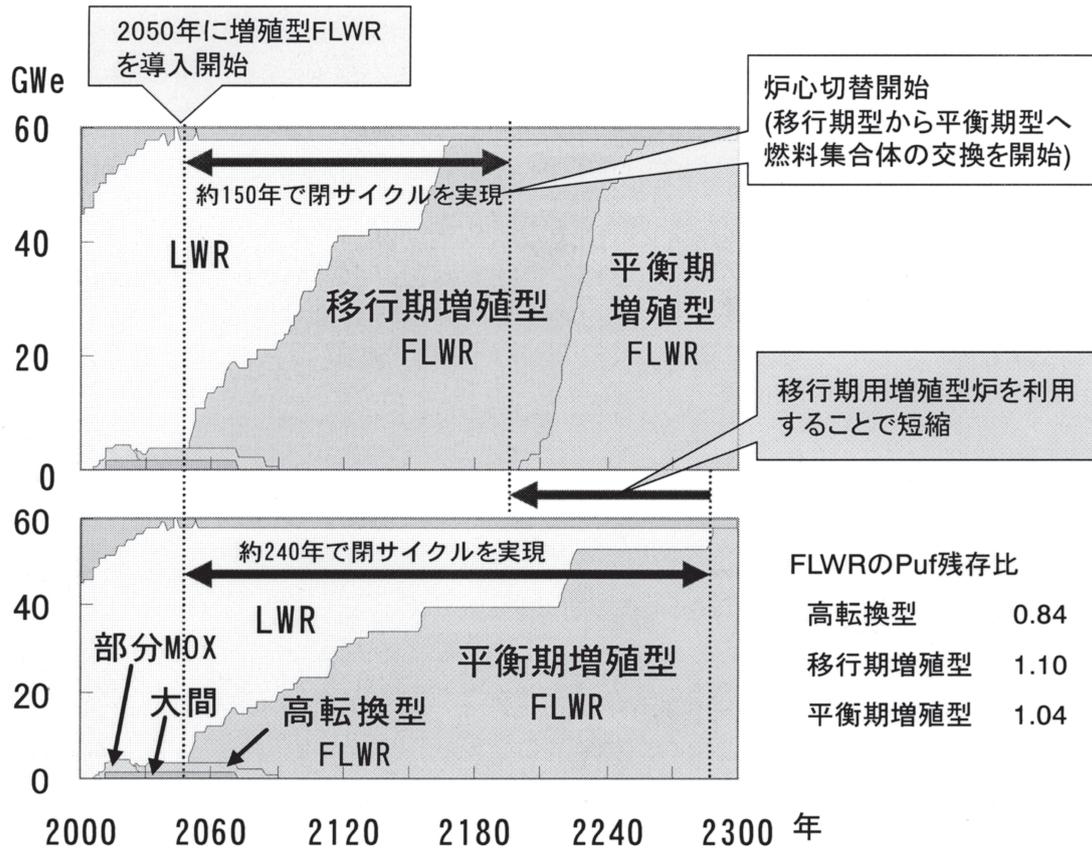


図 3.8 原子力発電施設の炉型構成 ²⁰⁾

4. 結 論

軽水炉使用済燃料の再処理に伴い回収されるウランをFLWRのブランケット燃料として利用した炉心の特性およびその効果を検討し、以下の結論を得た。

(1) 劣化ウランに替って、²³⁵U を約 1wt%程度含む回収ウランをブランケット燃料として利用することにより、劣化ウランを利用した場合と比較して同等の炉心性能を実現するために必要な核分裂性プルトニウム量を低減できる。

(2) さらに、回収ウランを ²³⁵U 濃縮度 5wt%程度まで再濃縮して、増殖型 FLWR の特徴である扁平二重炉心の中間ブランケットに装荷することで、燃料装荷時と取出時の核分裂性プルトニウム量の比で定義される転換比 (Puf 残存比) を 1.1 に高めることが可能である。

(3) 上記の特性により導入時のプルトニウム需給収支が改善されることから、軽水炉サイクルから持続的な核燃料サイクルへの移行を速やかに実現することができ、軽水炉使用済燃料からの回収ウランが利用可能な軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへの移行期の炉心として有効である。

謝 辞

本研究を進める上で、有益なご意見をいただき、また FLWR の導入シミュレーション結果についての情報を提供いただいた日本原子力研究開発機構経営企画部戦略調査室の佐藤 治氏、立松研二氏に感謝いたします。

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. and 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) 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).
- 7) 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).
- 8) 立松健二, 佐藤 治, 田中洋司, “低減速スペクトル炉の導入効果に関する分析” , JAERI-Research 2000-025 (2000).
- 9) 日本原子力研究開発機構次世代原子力研究開発部門, 原子力基礎工学研究部門:” 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズII 技術検討書—(1)原子炉プラントシステム—” , JAEA-Research 2006-042 (2006).
- 10) 文部科学省: 原子力分野の研究開発に関する委員会報告書「高速増殖炉サイクルの研究開発方針について」(2006.8).
- 11) 経済産業省資源エネルギー庁:原子力部会報告書「原子力立国計画」(2006).
- 12) 内川貞夫 他: “革新的水冷却炉(FLWR)の研究 ; (8) 軽水炉使用済燃料からの回収ウランをブランケット燃料として利用した増殖型炉心の概念設計” , 日本原子力学会「2007年春の大会」要旨集,D08(2007).
- 13) 将来型炉研究グループ, 炉物理研究グループ, 熱流体研究グループ, “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).

- 14) 奥村啓介, 金子邦男, 土橋敬一郎, “SRAC95;汎用核計算コードシステム”, JAERI-Data/Code 96-015 (1996).
- 15) 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).
- 16) 中野佳洋 他, “高転換型革新的水冷却炉 (HC-FLWR) の炉心設計”, JAEA-Research 2008-006 (2008).
- 17) 大久保 努, 竹田練三, 岩村公道, “高転換比BWR型低減速スペクトル炉の安全性および炉心改良の検討”, JAERI-Research 2001-021 (2001).
- 18) 日本原子力研究開発機構: 平成17年度文部科学省革新的原子力システム技術開発公募事業「超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発」成果報告書(2006).
- 19) 内川貞夫 他: “革新的水冷却炉(FLWR)の研究;(10) 持続的な核燃料サイクルへの移行期用高増殖比(1.1)炉心の概念設計”, 日本原子力学会「2007年秋の大会」要旨集,D46(2007).
- 20) 立松研二 他, “革新的水冷却炉(FLWR)の研究;(11) 移行期用高増殖比炉心の導入効果”, 日本原子力学会「2007年秋の大会」要旨集,D47(2007).

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
物質の量	モル	mol
光の度	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 ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
質量体積 (比体積)	立法メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
(物質量の) 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	(数の) 1	1

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表3. 固有の名称とその独自の記号で表される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	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad		m ⁻¹ = 1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² · m ⁻² = 1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m · kg · s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ · kg · s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N · m	m ² · kg · s ⁻²
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² · kg · s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s · A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² · kg · s ⁻³ · A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² · kg ⁻¹ · s ⁴ · A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² · kg · s ⁻³ · A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ⁻² · kg ⁻¹ · s ³ · A ²
磁束	ウェーバ	Wb	V · s	m ² · kg · s ⁻² · A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg · s ⁻² · A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² · kg · s ⁻² · A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C		K
光照度	ルーメン	lm	cd · sr ^(c)	m ² · m ⁻² · cd = cd
(放射能核種の) 放射能	ベクレル	Bq	1m/m ²	m ² · m ⁻⁴ · cd = m ⁻² · cd
吸収線量, 質量エネルギー	グレイ	Gy	J/kg	m ² · s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	シーベルト	Sv	J/kg	m ² · s ⁻²

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときにいくつかの用例は表4に示されている。
 (b) 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“1”は明示されない。
 (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
 (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含む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
粘力のモーメント	ニュートンメートル	N · m	m ¹ · kg · s ⁻¹
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg · s ⁻²
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m · m ⁻¹ · s ⁻¹ = s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s ²	m · m ⁻¹ · s ⁻² = s ⁻²
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg · s ⁻³
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² · kg · s ⁻² · K ⁻¹
質量熱容量 (比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg · K)	m ² · s ⁻² · K ⁻¹
質量エネルギー (比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² · s ⁻² · K ⁻¹
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m · K)	m · kg · s ⁻³ · K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ · kg · s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m · kg · s ⁻³ · A ⁻¹
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ · s · A
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² · s · A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ · kg ⁻¹ · s ⁴ · A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m · kg · s ⁻² · A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² · kg · s ⁻² · mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol · K)	m ² · kg · s ⁻² · K ⁻¹ · mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ · s · A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² · s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ · m ⁻² · kg · s ⁻³ = m ² · kg · s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² · sr)	m ² · m ⁻² · kg · s ⁻³ = kg · s ⁻³

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min = 60 s
時	h	1 h = 60 min = 3600 s
日	d	1 d = 24 h = 86400 s
度	°	1° = (π/180) rad
分	'	1' = (1/60)° = (π/10800) rad
秒	''	1'' = (1/60)' = (π/648000) rad
リットル	l, L	1 l = 1 dm ³ = 10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t = 10 ³ kg
ネーパ	Np	1 Np = 1
ベル	B	1 B = (1/2) ln10 (Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位で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 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1 eV = 1.60217733 (49) × 10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1 u = 1.6605402 (10) × 10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1 ua = 1.49597870691 (30) × 10 ¹¹ m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	海里	1 海里 = 1852 m
ノット	ノット	1 ノット = 1 海里毎時 = (1852/3600) m/s
アール	a	1 a = 1 dam ² = 10 ² m ²
ヘクタール	ha	1 ha = 1 hm ² = 10 ⁴ m ²
バール	bar	1 bar = 0.1 MPa = 100 kPa = 1000 hPa = 10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å = 0.1 nm = 10 ⁻¹⁰ m
バール	b	1 b = 100 fm ² = 10 ⁻²⁸ m ²

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg = 10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn = 10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P = 1 dyn · s/cm ² = 0.1 Pa · s
ストークス	St	1 St = 1 cm ² /s = 10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G ≅ 10 ⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe ≅ (1000/4π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx ≅ 10 ⁻⁸ Wb
スチルブ	sb	1 sb = 1 cd/cm ² = 10 ⁴ cd/m ²
ホト	ph	1 ph = 10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal = 1 cm/s ² = 10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位系に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci = 3.7 × 10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58 × 10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad = 1 cGy = 10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem = 1 cSv = 10 ⁻² Sv
X線単位	lx	1 lx unit = 1.002 × 10 ⁻⁴ nm
ガンマ	γ	1 γ = 1 nT = 10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy = 10 ⁻²⁶ W · m ⁻² · Hz ⁻¹
フェルミ	fm	1 fermi = 1 fm = 10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 metric carat = 200 mg = 2 × 10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ = 1 μm = 10 ⁻⁶ m

