

# Pu 利用技術に関する調査(5)

— 次世代型 BWR の炉心特性調査 —

(核燃料サイクル開発機構 契約業務報告書)

2000年3月

日本ニュークリア・フュエル株式会社

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合には、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :  
Technical Cooperation Section.  
Technology Management Division.  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

©核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

2000

Pu利用技術に関する調査(5)  
一次世代型BWRの炉心特性調査—  
(核燃料サイクル開発機構 契約業務報告書)

要旨

平野 靖\* 笹川 勝\*  
佐伯 潤\* 八木 誠\*

軽水炉プルサーマル利用技術をはじめ軽水炉技術の将来動向を的確に把握し、FBR 導入戦略の検討評価に適切に反映してゆく目的で、大間原子力発電所を含め ABWR ならびに将来導入が期待される高燃焼度 BWR に関する国内外の研究開発動向を調査し、炉心特性(酸化ウラン燃料装荷炉心、1/3MOX燃料装荷炉心、フル MOX燃料装荷炉心)、プラント特性、経済性、技術的課題、実用化見通し時期等を整理した。

ABWR の MOX 燃料とウラン燃料に関して、現行燃焼度燃料条件(取出 45,000MWd/t)、及び高燃焼燃料条件(取出 60,000MWd/t)で、公開コードである SRAC を用いて炉心特性データを解析評価した。これら、調査結果は炉型シナリオ評価に反映される計画である。主な成果は下記の通りである。

- (1) 大間原子力発電所を含め ABWR ならびに高燃焼度 BWR に関する国内外の研究開発動向について公開文献等の記載事項を調査・整理した。
- (2) ABWR の MOX 燃料とウラン燃料に関して、取出燃焼度 45,000MWd/t、及び 60,000MWd/t の条件で、取出燃料の燃料組成データを評価し燃料サイクルシナリオ検討用データとしてまとめた。

---

本報告書は、日本ニュークリア・フュエル株式会社が核燃料サイクル開発機構の契約により実施した業務成果に関するものである。

サイクル機構担当部課室:大洗工学センター システム技術開発部

FBR サイクル解析Gr

\*日本ニュークリア・フュエル株式会社 エンジニアリング本部

Investigation of Utilizing Plutonium as Mixed Oxide Fuel (5)

- BWR for next generation-

Abstract

Planning of the plutonium utilization in the Light water thermal reactor has been investigated to evaluate scenario for FBR development. Plans for MOX fuel utilization in the ABWR including Ooma plant are studied, and information of high burnup fuels for a future BWR is summarized based on public documents. Nuclear compositions of the present burnup fuel (45,000MWd/t) and a high burnup fuel (60,000MWd/t) have been evaluated using an open code:SRAC.

Results of the study are follows;

(1) Surveying the status of MOX fuel utilization

The status of MOX and UO<sub>2</sub> fuel utilization in the present BWR and future BWR have been summarized based on public documents.

(2) Evaluation of spent MOX and UO<sub>2</sub> fuel composition

Nuclear compositions of spent MOX and UO<sub>2</sub> fuels at 45,000MWd/t and 60,000MWd/t burnup have been evaluated and summarized for recycle scenarios by FBR.

---

This work was performed by Japan Nuclear Fuel Co., Ltd. under contracts with Japan Nuclear Fuel Cycle Development Institute.

JNC Liaison; JNC O-arai Engineering Center FBR Cycle Analysis Group.

\* Engineering Department, Japan Nuclear Fuel Co., Ltd.

## 目次

	頁
1. 概要	1-1
2. 次世代型BWRの開発動向および炉心特性の調査	2-1
2.1 BWRでのMOX利用	2-1
2.1.1 はじめに	2-1
2.1.2 BWR炉心用MOX燃料の設計	2-3
2.1.3 フルMOX-ABWR	2-6
2.1.4 高燃焼度MOX	2-16
2.2 次世代型BWR	2-20
2.2.1 ABWR-II	2-20
2.2.2 その他	2-20
3. 炉心特性データの解析評価	3-1
3.1 概要	3-1
3.2 評価条件	3-1
3.3 評価手順	3-1
3.4 計算結果	3-2
3.5 燃料データ	3-2
4. まとめ	4-1
5. 参考文献	5-1
付録A 各電力会社のMOX導入計画(1997年2月電気事業連合会発表より)	付-1
付録B 新型転換炉実証炉計画見直しに対応した我が国のプルトニウム需給 見通しについて	付-2
付録C MOX燃料集合体のMOX燃料棒配置 アイランド型とデスクリート型の比較	付-3
付録D BER High Performance Core Concept	付-4

## 表リスト

	頁
表 2.1.1-1 日本の軽水炉におけるMOX利用状況	2-2
表 2.1.1-2 フルMOXABWR炉心の特徴(燃料集合体間隔増大効果の利用、他)	2-5
表 2.1.1-3 炉心及び燃料の基本仕様	2-9
表 2.1.4-1 高燃焼度MOX燃料の開発ステップ(例1)	2-18
表 2.1.4-2 高燃焼度MOX燃料装荷炉心の炉心特性(例1)	2-18
表 2.1.4-3 高燃焼度MOX燃料装荷炉心の安全評価用動特性パラメータ(例1)	2-18
表 2.1.4-4 高燃焼度MOX燃料の仕様(例2)	2-19
表 2.2.1-1 ABWR-II(標準炉心)の主要仕様	2-21
表 2.2.1-2 ABWR-II燃料仕様(炉心設計評価用)	2-22
表 3.1-1 炉心データの評価項目	3-4
表 3.2-1 ABWR炉心仕様(評価条件)	3-5
表 3.2-2 解析対象炉心の構成	3-6
表 3.2-3 プルトニウム同位体組成比	3-6
表 3.5-1 SRAC 燃焼計算の結果(ウラン炉心の場合、取出直後)	3-10
表 3.5-2 SRAC 燃焼計算の結果(ウラン炉心の場合、冷却期間5年)	3-10
表 3.5-3 SRAC 燃焼計算の結果(MOX 炉心の場合、取出直後)	3-11
表 3.5-4 SRAC 燃焼計算の結果(MOX 炉心の場合、冷却期間5年)	3-11
表 3.5-5 SRAC 燃焼計算の結果(ウラン炉心廃止処置時、取出直後、 取出燃焼度45GWd/t)	3-12
表 3.5-6 SRAC 燃焼計算の結果(ウラン炉心廃止処置時、冷却期間5年、 取出燃焼度45GWd/t)	3-12
表 3.5-7 SRAC 燃焼計算の結果(ウラン炉心廃止処置時、取出直後、 取出燃焼度60GWd/t)	3-13
表 3.5-8 SRAC 燃焼計算の結果(ウラン炉心廃止処置時、冷却期間5年、 取出燃焼度60GWd/t)	3-13
表 3.5-9 SRAC 燃焼計算の結果(MOX 炉心廃止処置時、取出直後、 取出燃焼度45GWd/t)	3-14
表 3.5-10 SRAC 燃焼計算の結果(MOX 炉心廃止処置時、冷却期間5年、 取出燃焼度45GWd/t)	3-14

	頁
表 3.5-11 SRAC 燃焼計算の結果(MOX 炉心廃止処置時、取出直後、 取出燃焼度60GWd/t)	3-15
表 3.5-12 SRAC 燃焼計算の結果(MOX 炉心廃止処置時、冷却期間5年、 取出燃焼度60GWd/t)	3-15
表 3.5-13 ABWR-ウラン炉心燃料データ(取出直後)	3-16
表 3.5-14 ABWR-MOX 炉心燃料データ(取出直後)	3-17

## 図リスト

	頁
図 2.1.2-1 135万kW級ABWRの炉心配置図	2-4
図 2.1.2-2 高燃焼度8×8燃料集合体	2-4
図 2.1.2-3 BWR燃料の開発ステップ	2-4
図 2.1.3-1 MOX 燃料びウラン燃料の燃料集合体構造	2-10
図 2.1.3-2 MOX 燃料集合体の燃料棒配置	2-11
図 2.1.3-3 MOX 燃料集合体装荷割合に対する炉心特性パラメータの変化	2-12
図 2.1.3-4 MOX 燃料集合体とウラン燃料集合体 の中性子無限増倍率燃焼変化例	2-13
図 2.1.3-5 炉停止余裕の燃焼変化	2-14
図 2.1.3-6 制御棒反応度価値	2-14
図 2.1.3-7 最大線出力密度の燃焼変化	2-15
図 2.1.3-8 MCPRの燃焼変化	2-15
図 2.1.4-1 高燃焼度MOX燃料装荷炉心の 核分裂性プルトニウム装荷量と消費割合(例2)	2-19
図 2.2.1-1 ABWR-II(標準炉心)の炉心構成	2-21
図 2.2.1-2 ABWR-II燃料構成(炉心設計評価用)	2-22
図 2.2.1-3 1.5倍K格子	2-22
図 3.3-1 核種生成量評価手法(SRAC システム)	3-7
図 3.3-2 集合体計算体系	3-8
図 3.3-3 燃料棒セルの拡大図	3-8
図 3.3-4 アクチニド燃焼チェーンモデル	3-9



## 1. 概要

軽水炉プルサーマル利用技術をはじめ軽水炉技術の将来動向を的確に把握し、FBR 導入戦略の検討評価に適切に反映してゆく目的で、大間原子力発電所を含め ABWR ならびに将来導入が期待される高燃焼度 BWR (取出 60,000MWd/t 程度まで) に関する国内外の研究開発動向を調査し、炉心特性 (酸化物ウラン燃料装荷炉心、1/3MOX燃料装荷炉心、フルMOX燃料装荷炉心)、プラント特性、経済性、技術的課題、実用化見通し時期等を整理した。

ABWR の MOX 燃料とウラン燃料に関して、現行燃焼度燃料条件 (取出 45,000MWd/t)、及び高燃焼燃料条件 (取出 60,000MWd/t) で、公開コードである SRAC を用いて炉心特性データを解析評価した。これら、調査結果は炉型シナリオ評価に反映される計画である。

## 2. 次世代型BWRの開発動向および炉心特性の調査

公開資料をもとに、BWRでのMOX利用及び次世代型BWRの動向等につき調査した結果をまとめた。

### 2.1 BWRでのMOX利用

#### 2.1.1 はじめに

我が国では、ウラン資源の有効利用、エネルギー・セキュリティ確保の観点から、使用済燃料の再処理によって回収されるプルトニウムをMOX燃料の形で、主として軽水発電炉に利用するプルサーマル計画が進められている。表2.1.1-1に、日本の軽水炉におけるMOX利用計画を示す。

##### (1)少数体実証

MOX燃料の少数体実証計画として、敦賀1号(BWR)に2体(照射期間:1986年7月～1990年2月)、美浜1号機(PWR)に4体(照射期間:1988年4月～1991年12月)が使用され、順調に使用を終了している。MOX燃料は、それぞれ3サイクルづつ照射され、集合体平均で23～26GWd/tの燃焼度を達成した。この少数体実証計画において、運転実績及び燃料取出し後の照射試験により炉心特性及び燃料挙動について良好な結果が確認されている。

##### (2)部分MOX利用計画

1997年2月に、原子燃料サイクルについての原子力委員会決定及び政府方針を受けて、電力11社(日本原子力発電、電源開発を含む)は、プルサーマル導入計画を公表している。これによると、2000までに4基導入し、2000年初頭までに累計で9基、2010年までに累計で16～18基となっている。(付録Aに各電力のMOX利用計画(1997年2月電気事業連絡会発表)を示す。)

##### (3)フルMOX-ABWR計画

1995年8月、原子力委員会は新型転換炉(ATR)実証炉の建設計画の見直しを決定し、代替として全炉心MOX燃料装荷が可能な改良型沸騰水型軽水炉(フルMOX-ABWR)の建設計画を発表した。ATRはプルトニウムを燃料とする原子炉であり、経済性を理由に見直しに至ったが、核燃料サイクル計画上、フルMOX-ABWRはATRの役割を代替できるとの判断がなされたものである。(付録Bに1995年8月、原子力委員会決定時に出されたプルトニウム需給見通しを示す。)

表2.1.1-1 日本の軽水炉におけるMOX利用状況

年	1990	2000	2100
少数体実証	照射 PIE	敦賀1号 2体、取出燃焼度~26GWd/t	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ウラン燃料と同等の照射挙動を確認</li> <li>・照射時の健全性を確認</li> </ul>
		照射 PIE	
部分 MOX (~1/3MOX) 利用計画	BWR/PWRにて ・2000年までに4基 ・2000年初頭までに9基 ・2010年までに16~18基 MOX 利用 (2000年代後半 Puf消費量 約2.6t/年*)		
フルMOX -LWR計画	大間 フル MOX-ABWR ▼ 電調審 着工 ▼ 運開 (2000年後半 Puf消費量 約1.1t/年*)		

\*「新型転換炉実証炉計画の見直しについて」平成7年8月 原子力委員会決定より

## 2.1.2 BWR 炉心用MOX燃料の設計(参考文献(1)④より)

### (1) BWR 炉心燃料の概要

図 2.1.2-1 にABWRの炉心構成を示す。BWRの炉心は、4角柱状の多数の燃料集合体を直円柱状に配置したものであり、燃料集合体 4 体に1体の割合で十字型の制御棒が挿入されるようになっている。燃料集合体の配置は従来のBWRでは燃料集合体間の中心距離が約 15.2cm 間隔であったが、ABWRでは約 15.5cm 間隔に拡大されている。(ABWRで燃料集合体間隔が拡大したことによる炉心特性への効果を表 2.1.2-1 に示す。この詳細は 2.1.3 章でのべる。)

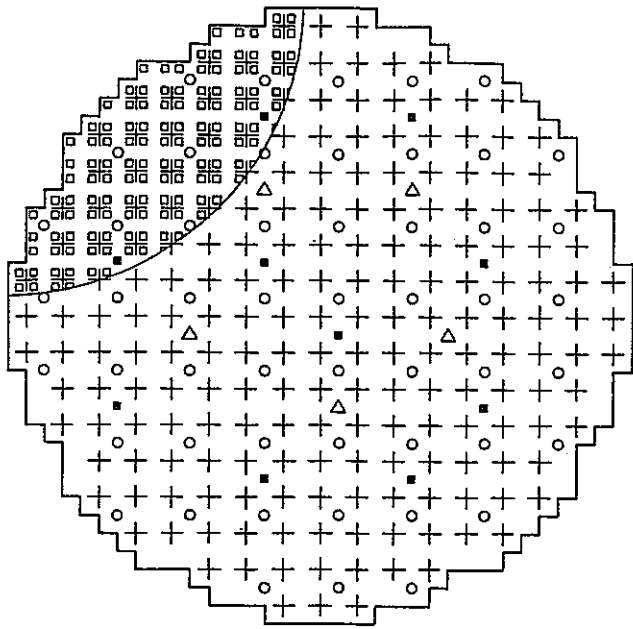
燃料集合体は図 2.1.2-2 に示すように、正方格子状に配列した燃料棒を中間はスペーサにより、上下端はタイプレートで結束している。冷却材は下方から上方へ流れ、途中で沸騰し集合体出口で約70%のボイド率となる。また、燃料集合体間の冷却材の流出入を防止するため、燃料集合体はチャンネルボックスにより囲繞されている。

BWRでは、炉心燃料性能の向上や燃料経済性の改善のため何回かに渡り燃料設計の改良を実施してきている。改良は基本的にチャンネルボックスの内側の設計仕様変更があり、常に既存の炉心で使用可能なように考慮されている。近年実施されてきた高燃焼度化対応の改良ステップを図2.1.2-3に示す。現在のBWRではステップⅡに示される高燃焼度8×8燃料から、次のステップⅢ9×9燃料への移行が順次実施されている。

### (2) MOX燃料設計の方針

一般にMOX燃料は既存の原子炉で燃料の一部として使用される。フルMOX炉心といえども最初は部分的なMOX燃料装荷から始まり、ウラン燃料と共存して使用される。この観点から、MOX燃料はウラン燃料との共存性、互換性が要求される。

上記より、当面のMOX燃料はウラン燃料での使用実績が豊富な高燃焼度8×8燃料を使用することとしている。また、目標燃焼度は、照射実績から当面は燃料集合体最高で40,000MWd/t、取出し平均で 33,000MWd/tとしている。現行の最新のウラン燃料は、ステップⅢ9×9燃料は、燃料集合体最高で 55,000 MWd/t、取出し平均で 45,000MWd/tであり、これ比べると、MOX燃料は低い燃焼度からの利用開始となっている。



- 燃料集合体 872 体
- 出力領域検出器 52 × 4 個
- ✦ 制御棒 205 本
- 起動領域検出器 10 個
- △ 中性子源 5 個

図 2.1.2-1 135万kW級ABWRの炉心配置図

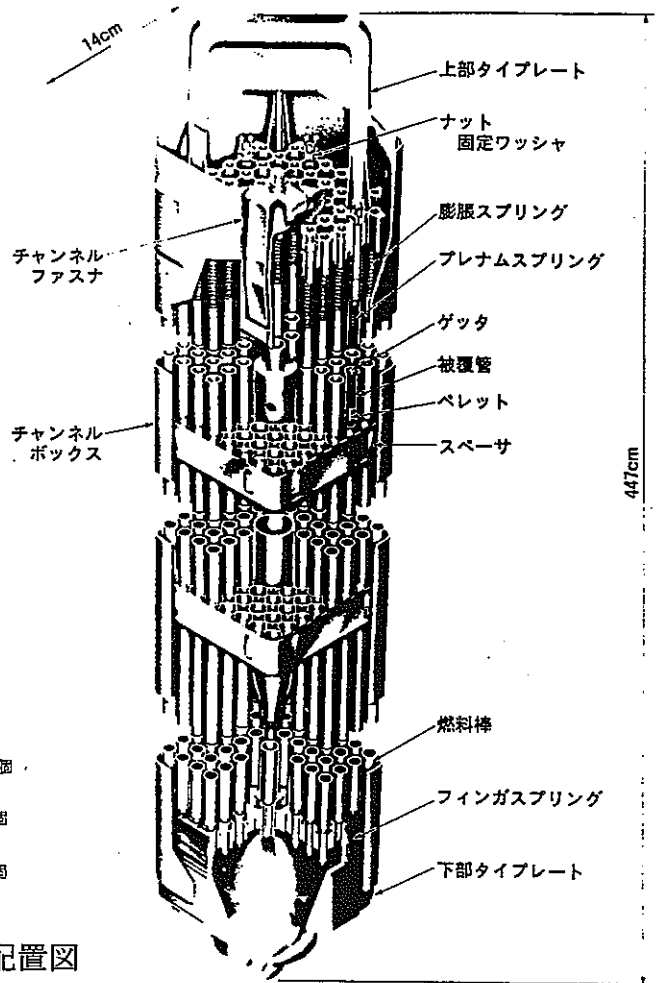


図 2.1.2-2 高燃焼度 8 × 8 燃料集合体

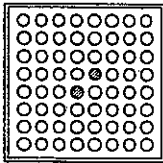
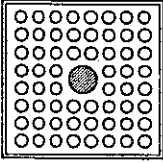
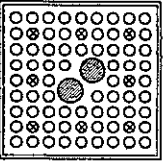
ウラン燃料	ステップ	ステップⅠ	ステップⅡ	ステップⅢ
	取出平均燃焼度 (GWd/t)	約 33	約 39.5	約 45
燃料集合体最大燃焼度 (GWd/t)	40	50	55	
平均 <sup>235</sup> U 濃縮度 (w/o)	~3.0	~3.4	~3.7	
燃料タイプ	新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料  ・ 8 × 8 格子 ・ 2本水ロッド	高燃焼度 8 × 8 燃料  ・ 8 × 8 格子 ・ 太径水ロッド	9 × 9 燃料  ・ 9 × 9 格子 ・ 2本太径水ロッド ・ 部分長燃料棒	

図 2.1.2-3 BWR 燃料の開発ステップ

表2. 1. 2-2 フルMOX ABWR炉心の特徴 (燃料集合体間隔の増大効果の利用、他)

ABWRの基本仕様を踏襲してフルMOX炉心を実現

Puの特徴

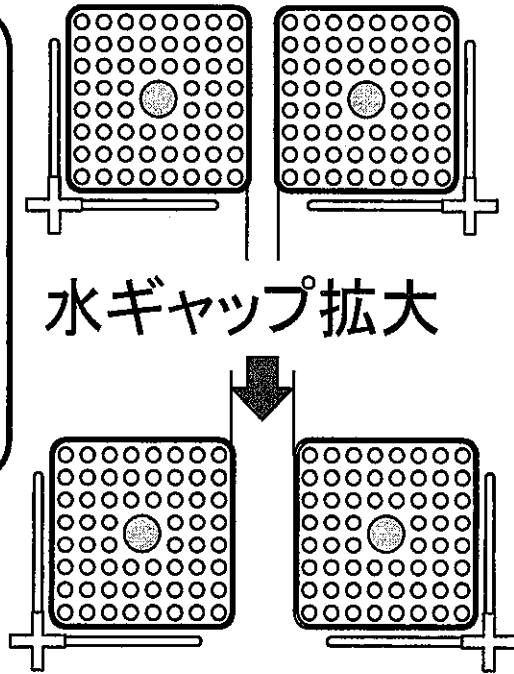
影響

熱中性子の吸収量:大  
(熱中性子の割合:小)

制御棒効果:低下 ⇨ 炉停止余裕:減少  
ボイド係数:増大 ⇨ 過渡変化幅:増加

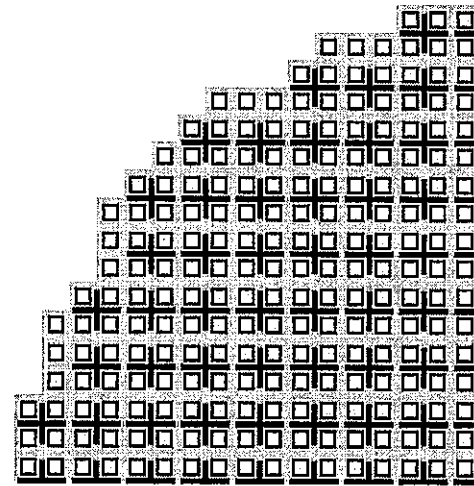
ABWRの特徴

燃料集合体  
間隔増大  
↓  
熱中性子の  
割合:大



BWRの特徴

制御棒密度  
:高  
↓  
炉停止能力  
:大



十 制御棒  
□ 燃料集合体

### 2.1.3 フルMOX-ABWR(参考文献(1)②、(2)①)

#### (1) 基本的考え方

フルMOX-ABWRは、全炉心MOX燃料装荷を目指す改良型沸騰水型原子炉(以下「フルMOX-ABWR」という。)として建設計画を進められているものであり、現在安全審査が進行中である。フルMOX-ABWR 燃料・炉心設計に当たっては、現在の ABWR の熱出力(3926MW)、燃料集合体体数(872体)、制御棒本数(205本)等の基本仕様を変えないことなく、MOX燃料を装荷した炉心の特性を従来のウラン炉心のそれと大幅に変えないことを基本方針としている。MOX燃料集合体装荷割合については、初装荷炉心は0~264体のMOX燃料集合体を装荷することから始め、段階的にMOX燃料割合を増やして、全炉心MOX燃料装荷を目指すものとしている。

#### (2) 燃料・炉心基本仕様

表2.1.3-1にフルMOX-ABWRの炉心及び燃料の基本仕様を示す。また、図2.1.3-1にMOX燃料集合体及びウラン燃料集合体を示す。

MOX燃料集合体の燃料棒配置を図2.1.3-2に示す。燃料棒はペレット材として $UO_2$ - $PuO_2$ を使用するMOX燃料棒と、 $UO_2$ - $Gd_2O_3$ を使用するガドリニア入りのウラン燃料棒で構成される。MOX燃料棒の配置はいわゆるデスクリート型であり、MOX燃料棒を集合体の外周にも配置している。(付録Cに敦賀1号少数体実証に用いられたアイランド型との比較、及びデスクリート型への変更について示す。)

MOX燃料棒については、劣化ウラン母材のMOXペレットとし、成型加工を容易にするため軸方向富化度分布は一様としている。また、燃料のピーキング係数(局所ピーキング係数)を適切な値とするため、熱中性子束が大きい水ギャップ部に近い外側燃料棒で核分裂性プルトニウム( $Pu_f$ )の富化度を低くし、熱中性子束が小さい内側燃料棒で高くしている。これにより内側と外側の燃料棒出力を均等化し、局所出力ピーキング係数を小さくしている。図2.1.3-2に示す設計ではこのために4種類の $Pu_f$ 富化度燃料棒を使用している。また、燃料集合体の軸方向出力分布平坦化のため、ウラン燃料棒については軸方向にガドリニア濃度分布をつけている。

取替燃料集合体平均の $Pu_f$ 富化度及び $^{235}U$ 濃縮度はそれぞれ約2.9wt%、及び約1.2wt%であり、集合体平均の取出燃焼度は約33,000MWd/tである。

また、混在するウラン燃料集合体は、燃料棒を9行9列(9×9)に配列して構成した9×9燃料(ステップⅢ燃料)であり、燃料棒軸方向に濃縮度分布を設け、濃縮度種類は7種類程度、取替集合体平均濃縮度は約3.8wt%である。

### (3) 核熱水力設計

MOX燃料を装荷するとその装荷割合に応じてボイド係数、実効遅発中性子割合等の炉心特性パラメータがウラン燃料炉心から連続的に変化する(図 2.1.3-3)。フルMOX炉心では、ウラン燃料炉心に比べてボイド係数は2割程度負側に移行し(絶対値は増大)、遅発中性子割合も2割程度小さくなる。ドップラ係数はほとんど変わらないが、9×9ウラン燃料炉心に比べて若干絶対値が小さくなる。

ABWRでは、燃料集合体の間隔を従来のBWRより拡大し、非沸騰水領域の面積を増加することにより、ボイド係数の絶対値の低減や炉停止余裕の向上を図っている。このため、MOX燃料の装荷に伴うボイド係数の負の値の増加や、制御棒及びほう酸水の反応度価値の低下の程度が緩和されるといふ特徴がある。

また、MOX燃料集合体の燃焼に伴う中性子増倍率の変化は、図 2.1.3-4に示すようにウラン燃料集合体より小さいため、燃料集合体相互の影響は、MOX燃料集合体同士の方がウラン燃料集合体同士より小さい。これは、MOX燃料はウラン燃料に比べてどの燃焼度でも均等に出力を発生しやすいことを示しており、フルMOX炉心の径方向出力分布はウラン燃料炉心あるいはウラン燃料とMOX燃料の混在炉心に比べて平坦化している。

以下に平衡炉心における炉停止余裕及び熱的余裕について、フルMOX炉心及び1/3MOX炉心(MOX燃料集合体装荷体数 360 体)の結果をウラン燃料炉心と合わせて示す。

#### (a) 炉停止余裕

炉停止余裕は、図 2.1-5に示すように、フルMOX炉心及び1/3MOX炉心ともにウラン燃料炉心同様、設計目標の $1\% \Delta k$ 以上を十分満足している。

ABWRでは、サイクルを通して冷温時に最大反応度価値を有する制御棒(同一の水圧制御ユニットに属する1組又は1本)が完全に引き抜かれた状態でも炉心の実効増倍率が0.99未満(炉停止余裕が $1\% \Delta k$ 以上)となることを設計目標としている。BWRの制御棒は、燃料集合体の外側の水領域に挿入されるので、制御棒の中性子吸収能力は燃料の組成の違いによる影響を受けにくい。ABWRでは、この水領域を大きめにしているため、図 2.1.3-6に示すようにフルMOX炉心においても、全制御棒価値はウラン燃料炉心に比べてわずかに低下する程度である。しかしながら、炉停止余裕という観点からは、最大反応度価値を有する制御棒が完全に引き抜かれ



た状態を想定しているため、フルMOX炉心のように径方向出力分布が平坦化されている炉心ではその最大制御棒価値が小さく、また最大価値の制御棒を除くその他の制御棒価値が大きくなっているため、フルMOX炉心の炉停止余裕はウラン燃料炉心より若干大きいか、ほとんど変わらない値となっている。

#### (b) 燃料の熱的余裕

運転時の最大線出力密度は、図 2.1.3-7 に示すように、フルMOX炉心及び 1/3MOX炉心ともにウラン燃料炉心同様、運転制限値を十分満足している。フルMOX炉心では、Pu を多く含有することから中性子増倍率の燃焼変化が緩やかとなり、最大燃料集合体出力が小さいので、最大線出力密度は小さくなる方向である。しかしながら、ウラン燃料集合体は 9×9 燃料で燃料棒本数がMOX燃料集合体よりも多いため、ウラン燃料炉心での最大線出力密度が小さくなっている。

最小限界出力比については、図 2.1.3-8 に示すように、運転時の MCPR が大きな値を示しており、フルMOX炉心及び 1/3MOX炉心ともにウラン燃料炉心同様、運転制限値を十分満足している。フルMOX炉心で運転時 MCPR が大きくなり、制限値に対する余裕が大きいのには、Pu を多く含有することから中性子増倍率の燃焼変化が緩やかとなり、最大燃料集合体出力が小さくなることによる。

#### (4)まとめ

以上のように、フルMOX-ABWRでは、ABWRの特徴である燃料集合体の間隔を従来の従来のBWRより拡大し非沸騰水領域の面積を増加することにより、ボイド係数の絶対値の低減や炉停止余裕の向上を図っていること等により、基本仕様を変更することなく、全MOX燃料装荷を実現するものである。

表 2.1.3-1 炉心及び燃料の基本仕様

項 目	基本仕様	
<b>炉 心</b>		
型 式	改良型沸騰水型軽水炉 (A BWR)	
熱 出 力 (MW)	3,926	
炉心流量 (t/h)	約 52.2×10 <sup>3</sup>	
原子炉圧力 (MPa [abs])	約 7.17 (73.1kg/cm <sup>2</sup> a)	
燃料集合体数 (体)	872	
制御棒本数 (本)	205	
<b>燃 料 集 合 体</b>		
	MOX燃料集合体	ウラン燃料集合体 (9×9 燃料 A 型の場合)
配列	8行8列	9行9列
ウラン濃縮度*1 (wt%)	約 1.2	約 3.8
核分裂性プルトニウム 富化度*1 (wt%)	約 2.9	—
最高燃焼度 (MWd/t)	40,000	55,000
全長[つかみ部を含む] (m)	約 4.47	同左
燃料棒本数 (本)	60	74*3
ペレット直径 (mm)	約 10.4	約 9.6
ペレット材	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> (MOX 燃料棒) UO <sub>2</sub> -Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (ウラン燃料棒)	UO <sub>2</sub> UO <sub>2</sub> -Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
被覆管外径 (mm)	約 12.3	約 11.2
被覆管厚さ*2 (mm)	約 0.86	約 0.71
被覆管材料	ジルカロイ-2 (Zr 内張)	同左
ペレット-被覆管間隙 (mm)	約 0.20	同左
ウォータロッド本数 (本)	1	2
ウォータロッド外径 (mm)	約 34.0 (太径部)	約 24.9 (太径部)
ウォータロッド材料	ジルカロイ-2	同左
スペーサ型式	丸セル型	同左

\*1 取替燃料集合体平均

ウラン濃縮度 = <sup>235</sup>U重量 / 燃料集合体ウラン重量

核分裂性プルトニウム富化度

= 核分裂性プルトニウム重量 / (プルトニウム重量 + ウラン重量)

\*2 ジルコニウム内張り約 0.1mm を含む

\*3 8本の部分長燃料棒を含む

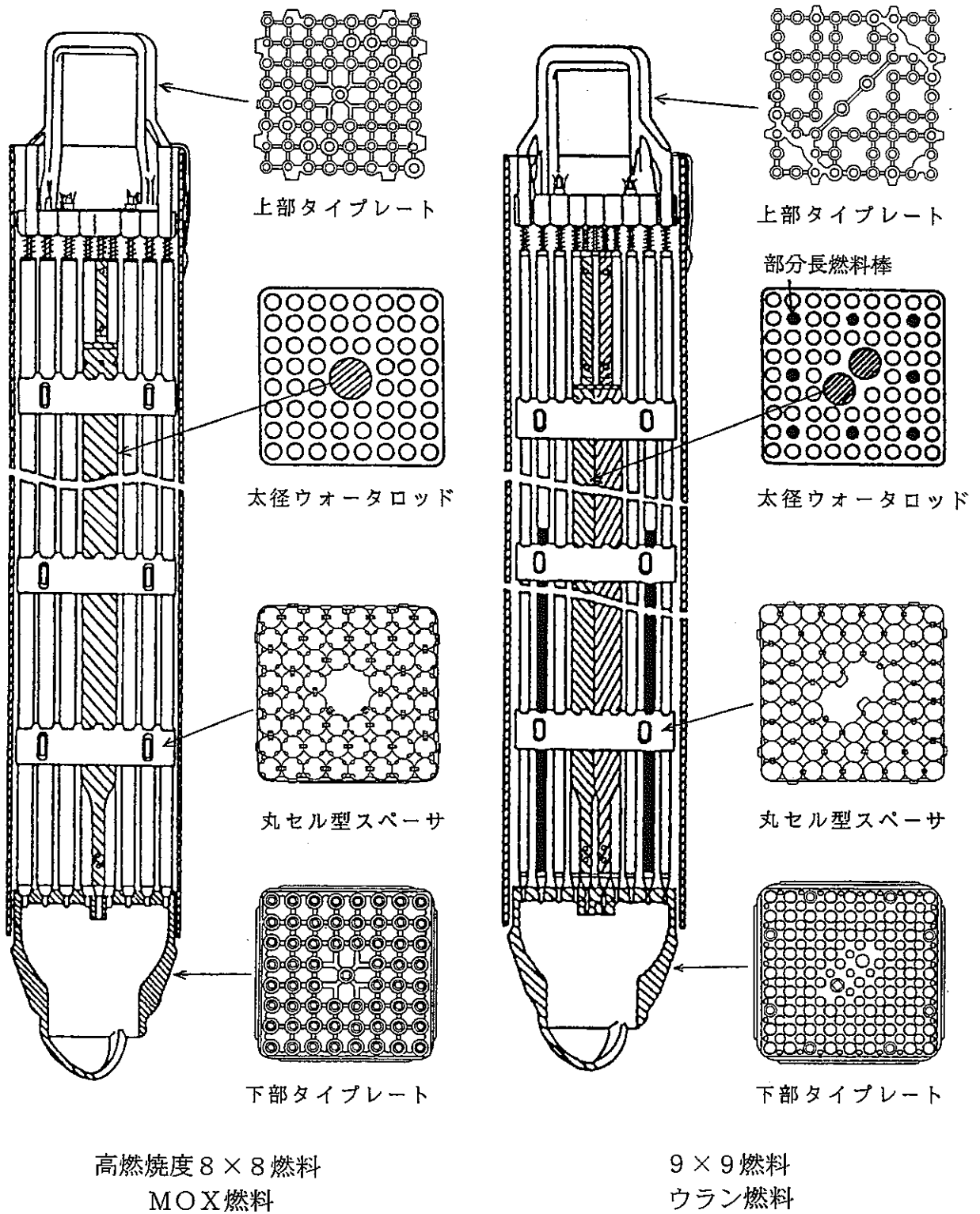


図 2.1.3-1 MOX 燃料びウラン燃料の燃料集合体構造

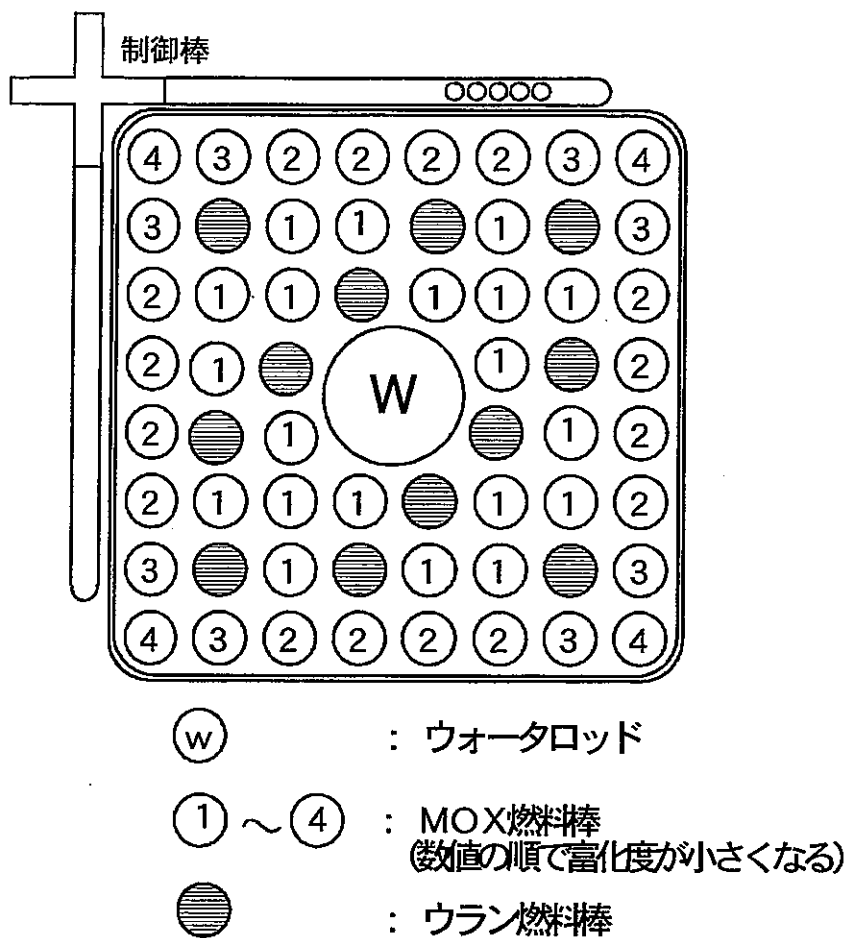


図2. 1. 3-2 MOX燃料集合体の燃料棒配置

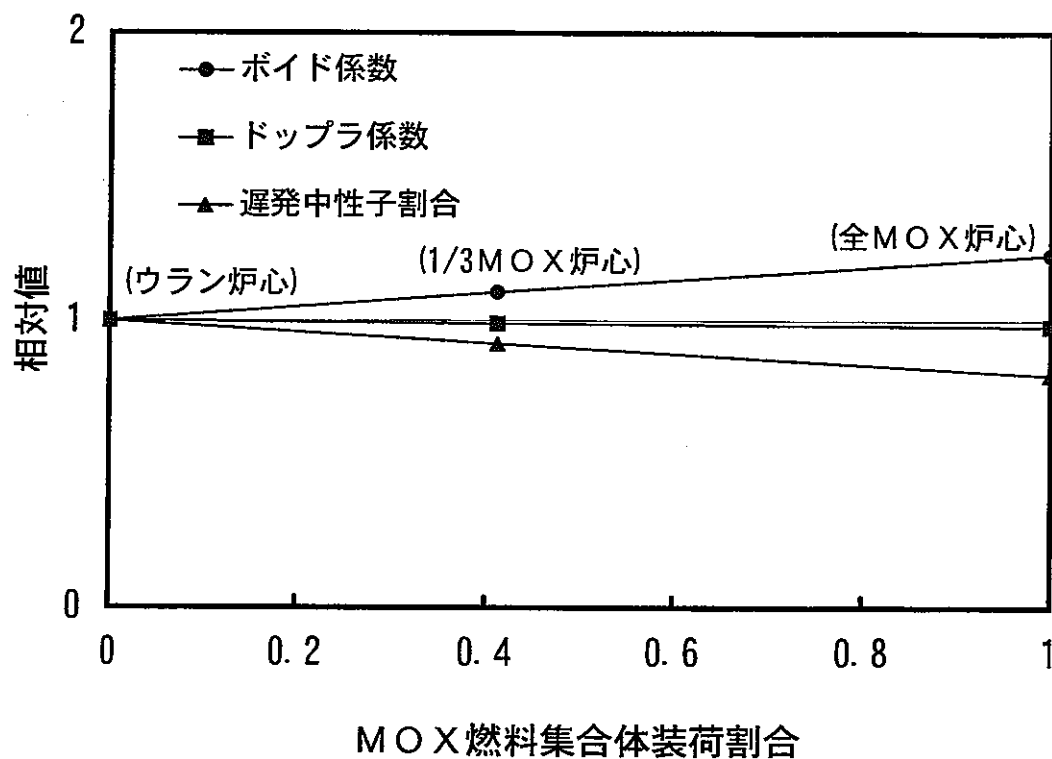


図2. 1. 3-3 MOX燃料集合体装荷割合に対する炉心特性パラメータの変化

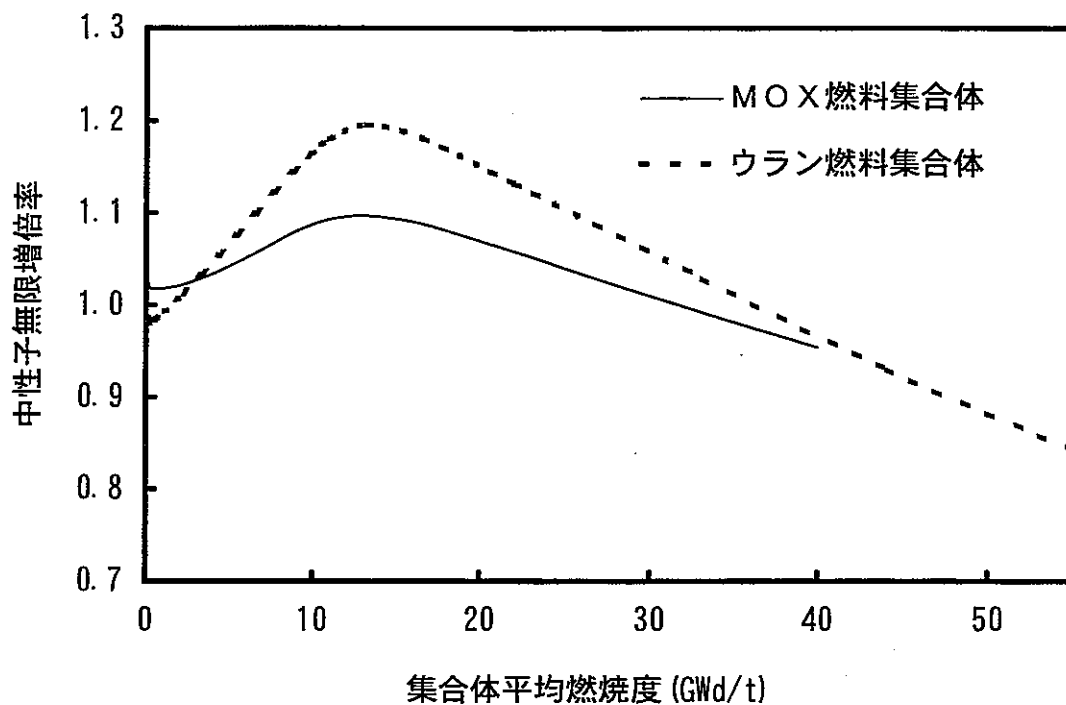


図2.1.3-4 MOX燃料集合体とウラン燃料集合体の  
中性子無限増倍率燃焼変化例

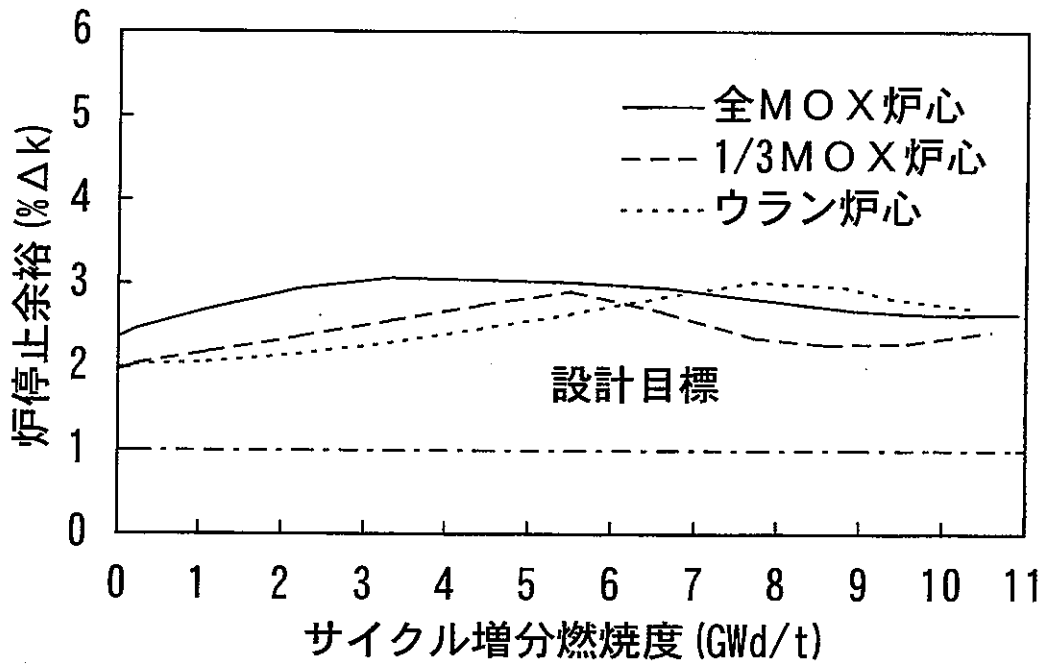


図2. 1. 3-5 炉停止余裕の燃焼変化

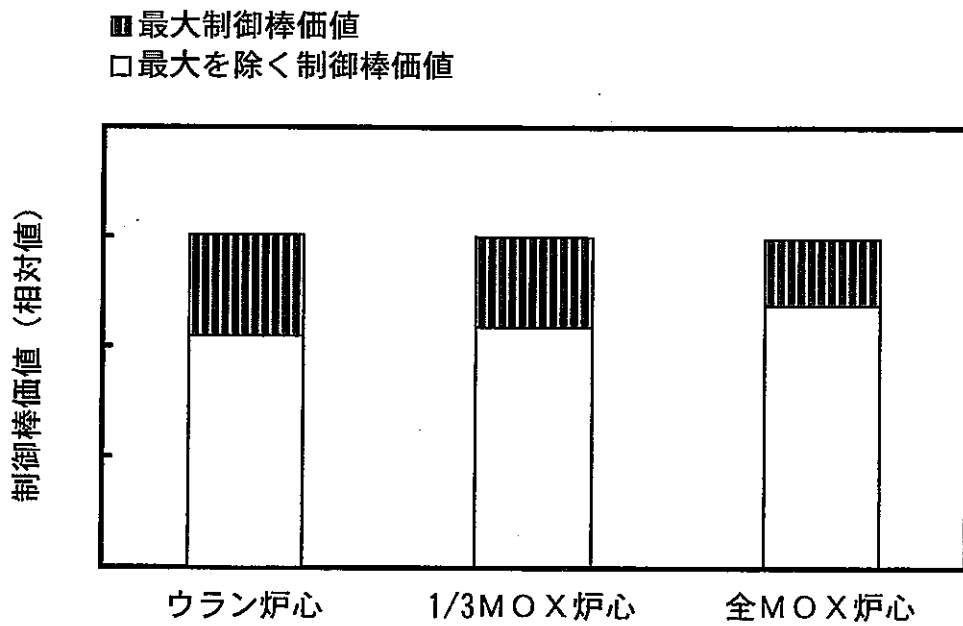


図2. 1. 3-6 制御棒反応度価値

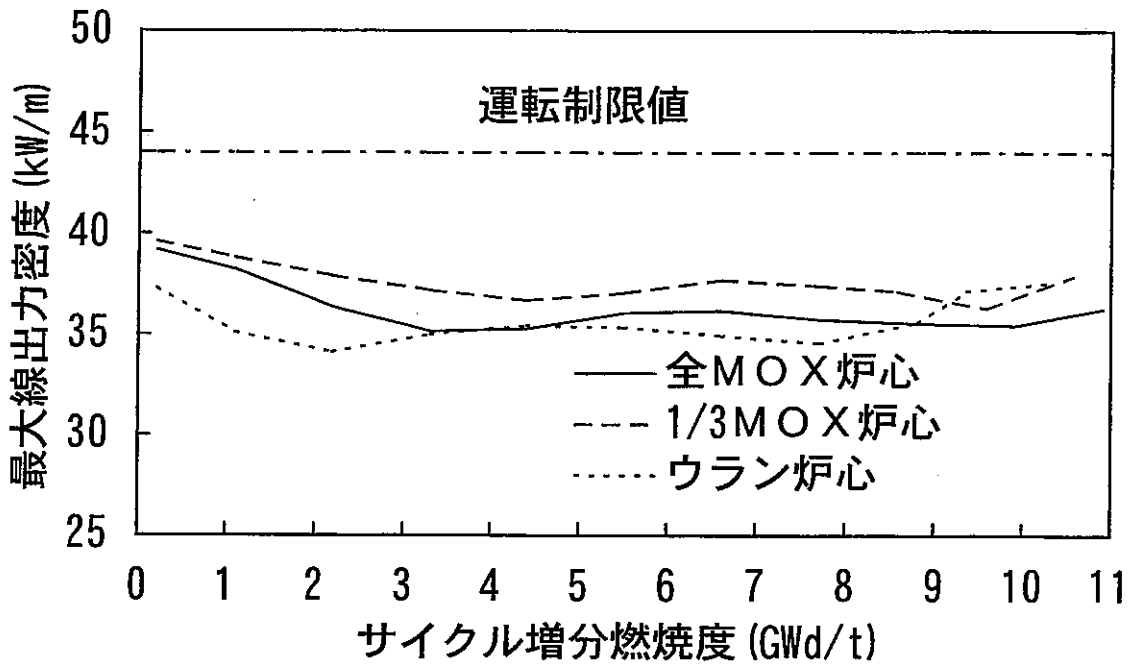


図2. 1. 3-7 最大線出力密度の燃焼変化

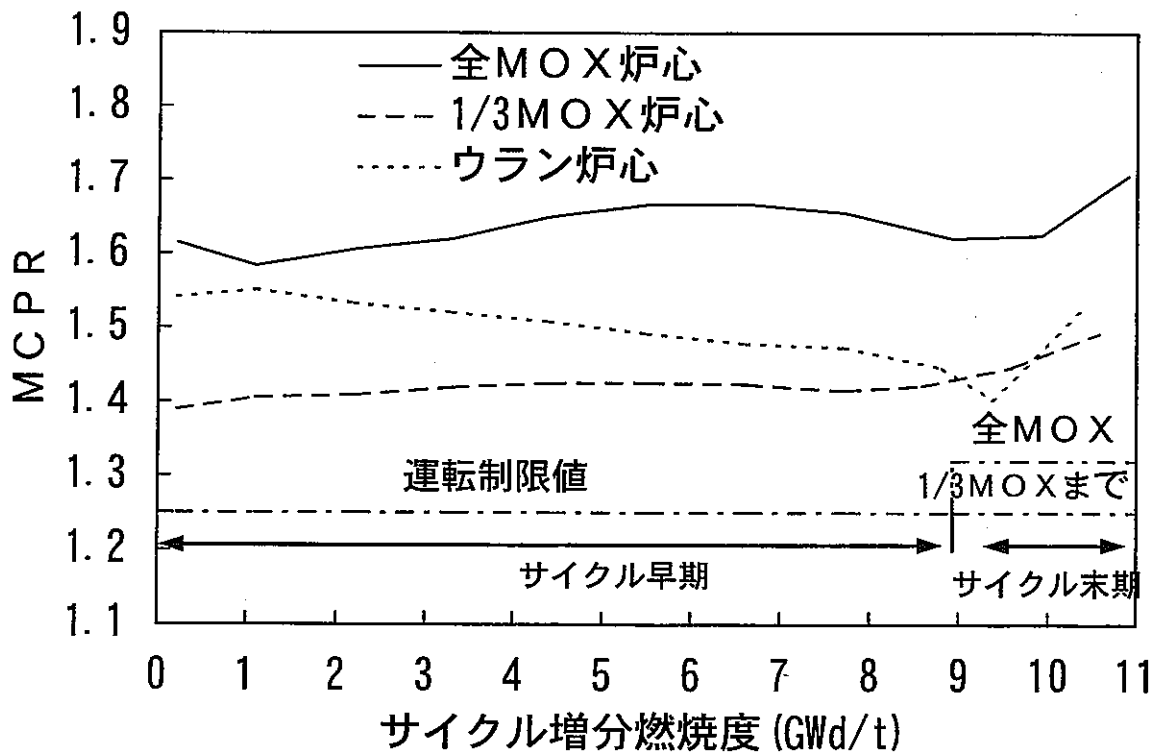


図2. 1. 3-8 MCPRの燃焼変化



#### 2.1.4 高燃焼度MOX燃料(参考文献(3)①、②)

MOX燃料は、当面、ウラン燃料での使用実績が豊富な高燃焼度 8×8 燃料により、取出平均燃焼度を 33,000MWd/tとすることとしている。しかし、ウラン燃料はすでに、9×9燃料により、取出し平均燃焼度を 45,000MWd/tとするステップⅢ燃料の使用が開始されており、MOX燃料でも実績を積みつつ、今後は 9×9燃料等の利用による高燃焼度化が進められると考えられる。

以下に、高燃焼度MOX燃料の設計検討例を公開文献より紹介する。

##### (1) 例1(参考文献(3)①)

この設計例は、9×9燃料により取出し平均燃焼度を39.5GWd/tとしたMOX燃料であり、これを1100MWe級BWR5プラントに50%及び100%装荷(全MOX)した場合の炉心特性、及び安全評価に用いる動特性パラメータを評価している。表2.1.4-1～表2.1.4-3に燃料の仕様、及び炉心特性、安全評価に用いる動特性パラメータを示す。また燃料集合体中のガドリニア入りウラン棒は16本、MOX棒のPu富化度種類は4種類としている。

主な結論を下記としている。

- ・全MOX装荷は基本的に成立性がある見とおしである。
- ・炉心特性的には全MOX(100%)装荷の方が、部分MOX(50%)装荷よりもより良い特性を示す。
- ・MOX装荷率を増すと負のボイド係数の絶対値が増加するが、高速スクラム機構を有するの1100MWe級BWR5プラントでは影響が出ない範囲に留まる。

##### (2) 例2(参考文献(3)②)

この設計例は、9×9燃料により取出し平均燃焼度を45GWd/tとしたMOX燃料であり、これを1350MWe級ABWRプラントに100%装荷(全MOX)することを前提に、標準的燃料、及び核分裂性プルトニウムの消費量を増大させる目的で燃料の水対燃料比(H/HM)(H;水素原子数、HM;重金属原子数)を増加させた燃料を合計3種類検討している。表2.1.4-4に燃料の仕様を、また、図2.1.4-5に核分裂性プルトニウム装荷量と消費割合を示す。

- ①基準9×9燃料;標準的な9×9燃料を用いた場合 (H/HM=4.9)
- ②Pu有効利用燃料集合体1;ウオータロッドを8本増加 (H/HM=5.9)
- ③Pu有効利用燃料集合体2;燃料棒を細径化(標準の88%) (H/HM=7.0)

主な結論を下記としている。

- ・核熱水力的にはどの仕様も成立性がある見とおし。  
(安全面への影響は今後検討)
- ・核分裂性プルトニウムの消費割合はH/HMを増加した炉心で約20%増加。

以上より、MOX燃料でも、9×9燃料により取出し平均燃焼度を45GWd/tとした全MOX炉心が基本的成立すると考えられる。

表 2.1.4-1 高燃焼度MOX燃料の開発ステップ (例1)

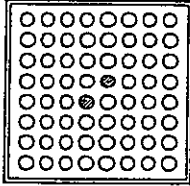
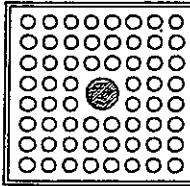
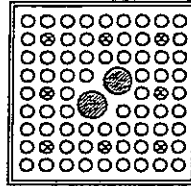
UO <sub>2</sub> fuel	Step	STEP-I	STEP-II	STEP-III
	Batch Average Exposure (GWd/t)		33	39.5
Max Assembly Exposure (GWd/t)		40	50	55
Bundle Average U <sup>235</sup> enrichment (w/o)		~3.0	~3.4	~3.7
Fuel Lattice Design		 <ul style="list-style-type: none"> <li>• 8x8 Array</li> <li>• 2 Water Rods</li> </ul>	 <ul style="list-style-type: none"> <li>• 8x8 Array</li> <li>• 1 Large Water Rod</li> </ul>	 <ul style="list-style-type: none"> <li>• 9x9 Array</li> <li>• 2 Large Water Rods</li> <li>• 8 Part Length Rods</li> </ul>
MOX fuel	Step	--	I	II
	Batch Assembly Exposure (GWd/t)	--	33	~39.5
Max Bundle Average Exposure (GWd/t)		--	40	~50

表 2.1.4-2 高燃焼度MOX燃料装荷炉心の炉心特性 (例1)

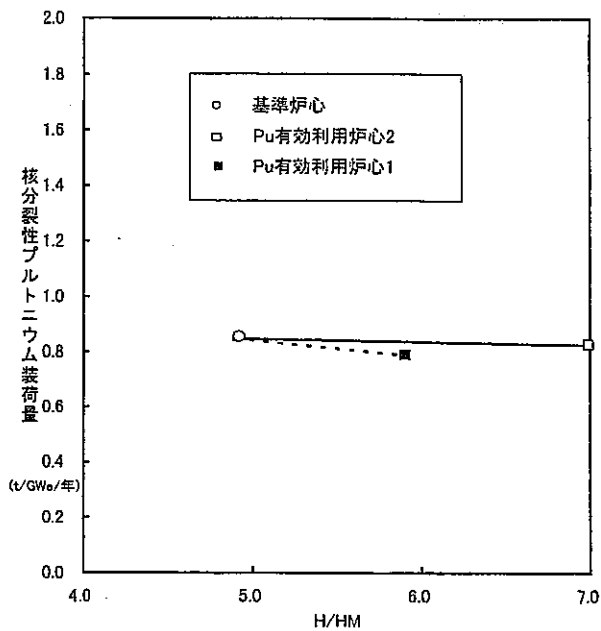
Item	50% MOX CORE	100% MOX CORE	STEP-3 UO <sub>2</sub> CORE	Operational Limit
Min. Shut Down Margin (%Δk)	2.0	2.8	3.1	>1.0%Δk
Max. Linear Heat Generation Rate (kW/m)	40	39	38	<44kW/m
Min. Critical Power Ratio	1.45	1.45	1.47	>1.23
MOX fuel batch average exposure (GWd/t)	39.8	40.2	--	(Target) 39.5GWd/t
MOX fuel max. assembly exposure (GWd/t)	41.7	46.0	--	<50GWd/t

表 2.1.4-3 高燃焼度MOX燃料装荷炉心の安全評価用動特性パラメータ (例1)

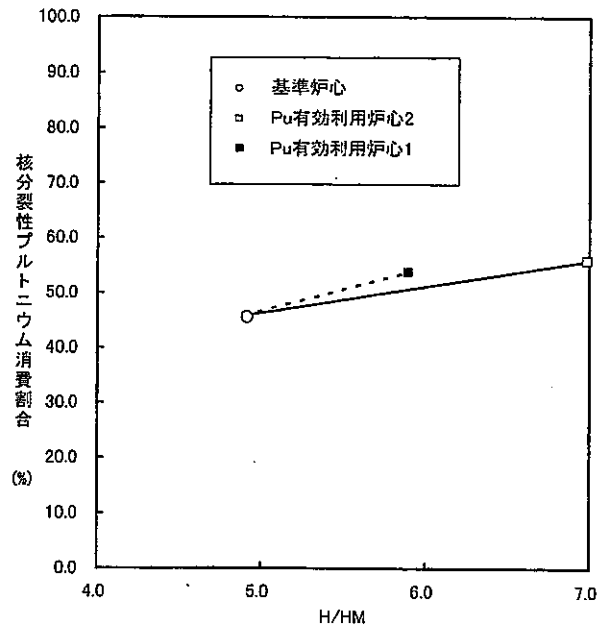
Item	50% MOX CORE	100% MOX CORE	STEP-3 UO <sub>2</sub> CORE	note
Static Void Coefficient (Relative)	1.08	1.17	1.0 (base)	at EOC, 40% void fraction
Dynamic Void Coefficient (Relative)	1.19	1.44	1.0 (base)	at EOC, 40% void fraction
Doppler Coefficient (Relative)	1.005	1.01	1.0 (base)	at EOC, Cold
Delayed Neutron fraction (%)	0.48	0.43	0.53	at EOC

表 2.1.4-4 高燃焼度MOX燃料の仕様 (例2)

	基準 9 × 9 燃料	Pu有効利用 燃料集合体 1	Pu有効利用 燃料集合体 2
H/HM	4.9	5.9	7.0
燃料棒径	基準	基準	88%
追加ウォーターロッド本数	0	8	0
全核分裂性物質割合 (wt%)	5.0	4.6	4.7
核分裂性Pu富化度 (wt%)	3.6	3.3	3.5
ガドリニア仕様			
ガドリニア平均濃度 (wt%)	2.0	2.5	2.8
母材	濃縮ウラン	濃縮ウラン	濃縮ウラン
ガドリニア棒本数	18	14	16
ガドリニア濃度差 (wt%)	1.0	1.0	1.0
上部ガドリニア濃度 (wt%)	1.5	2.0	2.3
下部ガドリニア濃度 (wt%)	2.5	3.0	3.3



(a) 装荷量



(b) 消費割合

発電効率34.5%, 稼働率100%として計算

図 2.1.4-1 高燃焼度MOX燃料装荷炉心の核分裂性プルトニウム装荷量と消費割合 (例2)

## 2.2 次世代型BWR

### 2.2.1 ABWR-II (参考文献(4)①、②、③)

現在、ABWRの次を担う次世代BWRとして、ABWR-IIの研究開発が進められている。

ABWR-IIは運転保守の負担軽減、燃料サイクルコストに対する柔軟性を備えた条件下で更なる経済性向上を目指したものである。

炉心構成を表2.2.1-1及び図2.2.1-1に示す。また、燃料仕様を表2.2.1-2及び図2.2.1-2に示す。炉心及び燃料の特徴は、燃料格子幅を図2.2-3に示すようにABWRの1.5倍(K格子)とすることで、下記のメリットを得ていることである。

- ・炉心全体の伝熱面積が増え熱的裕度が増加するため、出力増加可能。
- ・炉停止余裕増大のため、長期運転、高燃焼度化、MOX装荷余裕が増加。
- ・格子幅増大による制御棒、制御棒駆動機構員数低減により経済性向上

これにより、連続運転期間18ヶ月、取出平均燃焼度60GWd/tの炉心燃料設計を実施し、電気出力170万KWまで増加可能としている。

### 2.2.2 その他(参考文献(4)④)

その他の炉型検討例としては、低減速型の炉心概念の紹介例がある。

これは、2.1.3(2)で述べたものと反対に、燃料の水対燃料比(H/HM)(H;水素原子数、HM;重金属原子数)を減少させ、転換比を大きくして、核分裂性物質の節約を図ることをねらいとしたものである。文献には下記の2例の紹介がある。

- ① 大型燃料集合体格子、水排除フォロワー付の幅広制御棒ブレード付  
(H/HM=1.5)
- ② 六角格子配列格子、水排除フォロワー付のクラスタ制御棒付  
(H/HM=1.2)

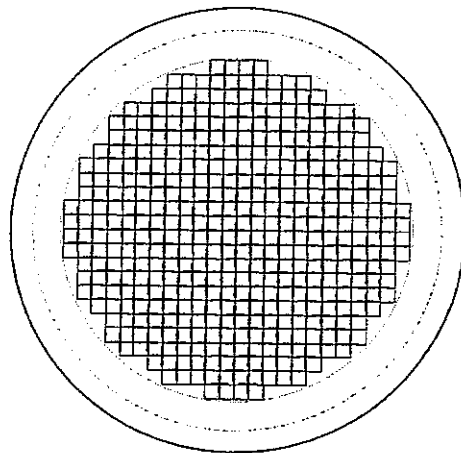
検討例によるとこれらにより、標準的なものに比べ0.3~0.4転換比を増加させ、0.8以上を達成できるとしている。

(付録Dに本文献を添付する。)

表 2.2.1-1 ABWR-II (標準炉心) の主要仕様\*1

(ABWR-II)

Item	Reference Core	ABWR (StepIII Fuel)
Electric Power(MWe)	1700/1500	1356
Reactor thermal power(MWt)	4960/4343	3926
Operating cycle length(EFPM)	18	13
Average discharge burnup(GWd/t)	60	45
Maximum core flow rate(t/hr)	$62.1 \times 10^3$	$57.9 \times 10^3$
Active core height(m)	3.71	3.71
Fuel bundle pitch(cm)	23.3	15.5
Number of control rod drives	197	205
Number of fuel bundles	424	872



Lattice size: 233mm  
 (x 1.50 to current ABWR)  
 Assembly: 424  
 Control Rod: 197  
 Diameter of circumscribed circle:  
 5670mm

図 2.2.1-1 ABWR II (標準炉心) の炉心構成\*1

\*1 出典 Yamada, K, et al, :Proc. 7<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-7) , ICONE-7426 (1999) .

表 2.2.1-2 ABWR-Ⅱ燃料仕様(炉心設計評価用)\*1

(ABWR-Ⅱ)

Item	Reference Core	ABWR (StepⅢ Fuel)
Bundle pitch (mm)	233.0	154.9
Lattice gap width (mm)	18.8	15.8
Channel thickness (mm)	2.0	2.5
Number of fuel rods	224	74
Fuel rod outer diameter (mm)	10.3	11.2
Number of water rods	8	2
Control blade thickness (mm)	8.3	8.3

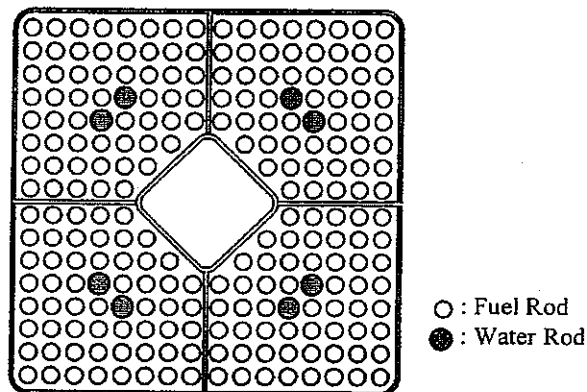


図 2.2.1-2 ABWR-Ⅱ燃料構成(炉心設計評価用)\*1

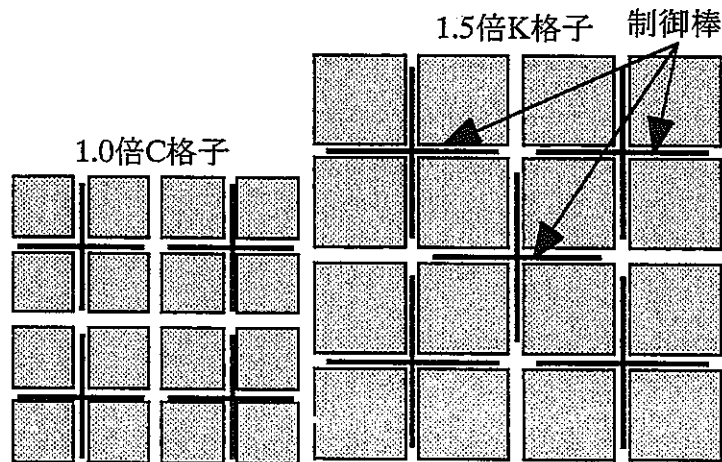


図 2.2.1-3 1.5倍K格子\*2

\*1 出典 Yamada, K, et al, :Proc. 7<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-7), ICONE-7426 (1999) .

\*2 出典 姉川、他、:日本原子力学会「1999年秋の大会」予稿集、次世代BWRにおける炉心燃料設計研究、(1999) .

### 3. 炉心特性データの解析評価

#### 3.1 概要

ABWRウラン燃料炉心並びにABWR全MOX燃料炉心の両者について、表 3.1-1 に示す内容を含む炉心特性データを評価した。

#### 3.2 評価条件

第2章に記載する調査結果を基に、ABWRウラン燃料炉心並びにABWR全MOX燃料炉心に関するプラント条件、燃料仕様(参考文献(5)①②)を表 3.2-1 に示す。

解析対象炉心(8ケース)の構成を表 3.2-2 にまとめる。ABWR 全MOX燃料炉心では、第1サイクルはMOX燃料の割合を1/3程度とする計画であるため、本評価でも全MOX初装荷炉心のMOX燃料割合は1/3とした。

また、プルトニウム同位体組成比を表 3.2-3 に示す。この組成は今回評価した取出燃焼度45GWd/tのウラン燃料を再処理したもものとして得られたものである。

#### 3.3 評価手順

BWR燃料炉心体系は、燃料集合体のチャンネルボックス内部は水と蒸気の2相流、チャンネルボックス間及びウォータロッド内部では非沸騰水が流れている。また、集合体内の出力分布の平坦化のため、集合体内の燃料棒の濃縮度又はPu富化度は複数の種類を用いている。したがって、燃料集合体内の位置によって核的非均一性があり、同一の濃縮度であっても燃焼後の組成が異なる可能性がある。

そこで、本報告では、汎用核計算コードシステム(SRAC、参考文献(5)③)の衝突確率法計算部(Pij)を単ピンセル体系ではなく燃料集合体全体系に適用して評価した。図 3.3-1 に概要を示す。

##### ・計算体系

図 3.3-2、図 3.3-3 に示す。計算は燃料集合体全体系で行ったが、衝突確率の計算や燃焼計算では1/4対称性を考慮しており、燃料棒セルは22領域ある。また、各燃料棒セル領域及びWR領域は、図 3.3-3 のように6つの領域に分割し、計175の領域で衝突確率(3群)を計算している。これにより、非均一体系を精度よく解くことができる。

集合体内の水密度はBWR燃料炉心の平均的な40%ボイド状態とした。中央部の2本の太径ウォータロッドは、トータルの水量を合わせた7本ウォータロッドで近似した。

燃料集合体内の燃料濃縮度・Pu富化度分布は、現行のBWR燃料設計を参考に、それぞれ、4種類の濃縮度又はPu富化度を使用して設計したものである。また、可燃性毒物のガドリニアは無いものとし、MOX燃料については可燃性毒物入り燃料棒に相当する16本の燃料棒を可燃性毒物無しのウラン燃料棒として取り扱った。

・燃焼チェーン: 図 3.3-4 に示す。



### 3.4 計算結果

SRACコードの Pij-burn モジュールを用いて、集合体燃焼計算を実施した。計算は各燃料棒セルごと(22領域)に出力されるので、燃焼後の組成データについて集合体の平均量を求めた。

燃焼後の組成については、取出直後と冷却期間5年とした場合を考えた。その際の主要な核種の取扱いは以下の通りである。(図 3.3-4 参照)

(1) 半減期が5年に比べて十分短い核種は、全て崩壊後の核種に変わる。

U-237→Np-237、Np-239→Pu-239、Am-242g→Cm-242

(2) 半減期が長い(百年以上)核種は、そのままとする。

U-235、U-236、U-238、Pu-242、Am-242m、Am-243、Cm-245

(3) その他の核種については、崩壊を考慮する。

Pu-241→Am-241、Cm-242→Pu-238、Cm-243→Pu-239、Cm-244→Pu-240

基本的に冷却期間を考慮すると、Pu-241→Am-241 のβ崩壊によりMA(マイナーアクチノイド)の量は若干増加する。

### 3.5 燃料データ

#### (1) 初期取出燃料データ

表 3.5-1～表 3.5-4 に、ウラン初装荷燃料、MOX 初装荷燃料の取出時の各重元素同位体の重量を示す。

ウラン燃料については、濃縮度2.2wt%、3.8wt%、4.9wt%の3種類の燃料が、MOX燃料については、Puf富化度3.8wt%、5.0wt%の2種類の燃料があり、これらを組み合わせて、4種類の初装荷炉心を構成(表 3.2-2 参照)している。なお、MOX 初装荷炉心では、MOX 燃料棒の重金属重量が炉心全体の1/3程度となるようMOX燃料を380体装荷とした。

これらより、取出時の組成を燃料体数の加重平均値で求めた。

#### (2) 平衡取出燃料データ

表 3.5-1～表 3.5-4 に、ウラン平衡取出燃料、MOX 平衡取出燃料の取出時の各重元素同位体の重量を示す。

平衡取出燃料は、取出燃焼度が45GWd/t と60GWd/t の2ケースを想定し、ウラン炉心に関してはウラン濃縮度3.8%、4.9%の燃料が、MOX炉心に関しては Puf富化度3.8wt%、5.0wt%の2種類の燃料が使用される。取出時の組成は、それぞれ45GWd/t と60GWd/t の組成データより求めた。

(3) 廃止措置時取出燃料データ

表 3.5-5～表 3.5-12 に、ウラン平衡取出燃料、MOX 平衡取出燃料の取出時の各重元素同位体の重量を示す。

廃止措置時には、1サイクル燃焼したもの、2サイクル燃焼したもの、3サイクル燃焼したもの、4サイクル燃焼したもの、並びに5サイクル燃焼したものの、5種類の燃焼履歴の燃料が存在している。代表組成は、これらの装荷体数の加重平均値とした。

(4) 各炉心の燃料データ

表 3.5-13、表 3.5-14 に、燃料取出直後の組成で、ABWR ウラン炉心と ABWRMOX 炉心の燃料データをまとめた。これらより、以下の傾向が見られる。

- ・核分裂性 Pu 割合は、取出燃焼度が高いほど、また、ウラン燃料より MOX 燃料で少なくなる。
- ・MA の生成量は、取出燃焼度が高いほど、また、ウラン燃料より MOX 燃料で多くなる。

表3.1-1 炉心データの評価項目

項目		単位	備考
原子炉			
	熱出力	MWe	
	熱効率	%	
	比出力	MWth/t	
	燃焼度(取出平均)	MWd/t	
	燃料炉内滞在期間	年	
	運転/定検期間	月/月	1サイクルの期間
	バッチ数	—	
	稼働率	%	
燃料収支			
	・初装荷燃料	重金属	トン
	・平衡装荷燃料/サイクル*	ウラン	トン
	・初期取出燃料/サイクル*	全 Pu	トン
	・平衡取出燃料/サイクル*	fissile-Pu	トン
	・廃炉取出燃料*	ウラン濃縮度	%

表3. 2-1 ABWR 炉心仕様(評価条件)

	単位	ウラン炉心	MOX 炉心
熱出力	MW	3926	
電気出力	MW	1356	
燃料装荷量	t	152	151
集合体種類		9×9	
集合体装荷体数	体	872	
平均線出力密度	W/cm	164	
冷却材温度	℃	286	
燃料棒有効長さ*	cm	標準燃料棒:371 部分長燃料棒:216	
燃料被覆管外径*	cm	1.12(1.097)	
燃料ペレット外径*	cm	0.96(0.938)	
燃料ペレット密度		理論密度の約97%	理論密度の約95%
燃料棒ピッチ	cm	1.44	
WR 外径(2本分)	cm	2.49	
燃料集合体ピッチ	cm	15.5	
チャンネルボックスの厚さ	cm	0.25	
チャンネルボックス内幅	cm	13.41	

\*)本報告書の9×9燃料は長さの異なる2種類の燃料棒を有し、標準燃料棒は66本、部分長燃料棒は8本となっている。

本報告では、軸方向平均の減速材対燃料体積比を保存した、燃料棒74本の体系を代表として解析している。したがって、その場合の燃料被覆管外径、燃料ペレット外径は実際の寸法よりも若干細くなり、上表括弧内の数値(燃料被覆管外径:1.097cm、燃料ペレット外径:0.938cm)のようになっている。

表3. 2-2 解析対象炉心の構成

炉心	単位	ウラン炉心				MOX 炉心			
		初装荷		取替		初装荷*		取替	
平均取出燃焼度 (集合体平均)	GWd /t	38	50	45	60	38	50	45	60
サイクル期間	月	13	18	13	18	13	18	13	18
バッチ数	—	—	—	4.4	4.2	—	—	4.4	4.2
ウラン燃料の 濃縮度 (対象燃料の炉心 存在割合)	wt% (%)	2.2 (25)	2.2 (10)	3.8 (100)	4.9 (100)	2.2 (25)	2.2 (10)	—	—
		3.8 (75)	3.8 (13)			3.8 (31)	3.8 (13)		
			4.9 (77)				4.9 (33)		
MOX 燃料の Pu <sub>f</sub> 富化度 (対象燃料の炉心 存在割合)	wt% (%)	—	—	—	—	3.8 (44)	5.0 (44)	3.8 (100)	5.0 (100)

\* MOX 初装荷炉心は、MOX 燃料棒の重量割合が炉心全体の約1/3となっている。

表3. 2-3 プルトニウム同位体組成比

単位:wt%

同位体	重量割合*
Pu-238	2.1
Pu-239	48.8
Pu-240	30.9
Pu-241	9.3
Pu-242	8.0
Am-241	0.9

\*集合体平均取出燃焼度45GWd/t のウラン燃料(濃縮度3.8wt%)の再処理後の組成(再処理までの冷却期間は5年間、再処理後2年経過)

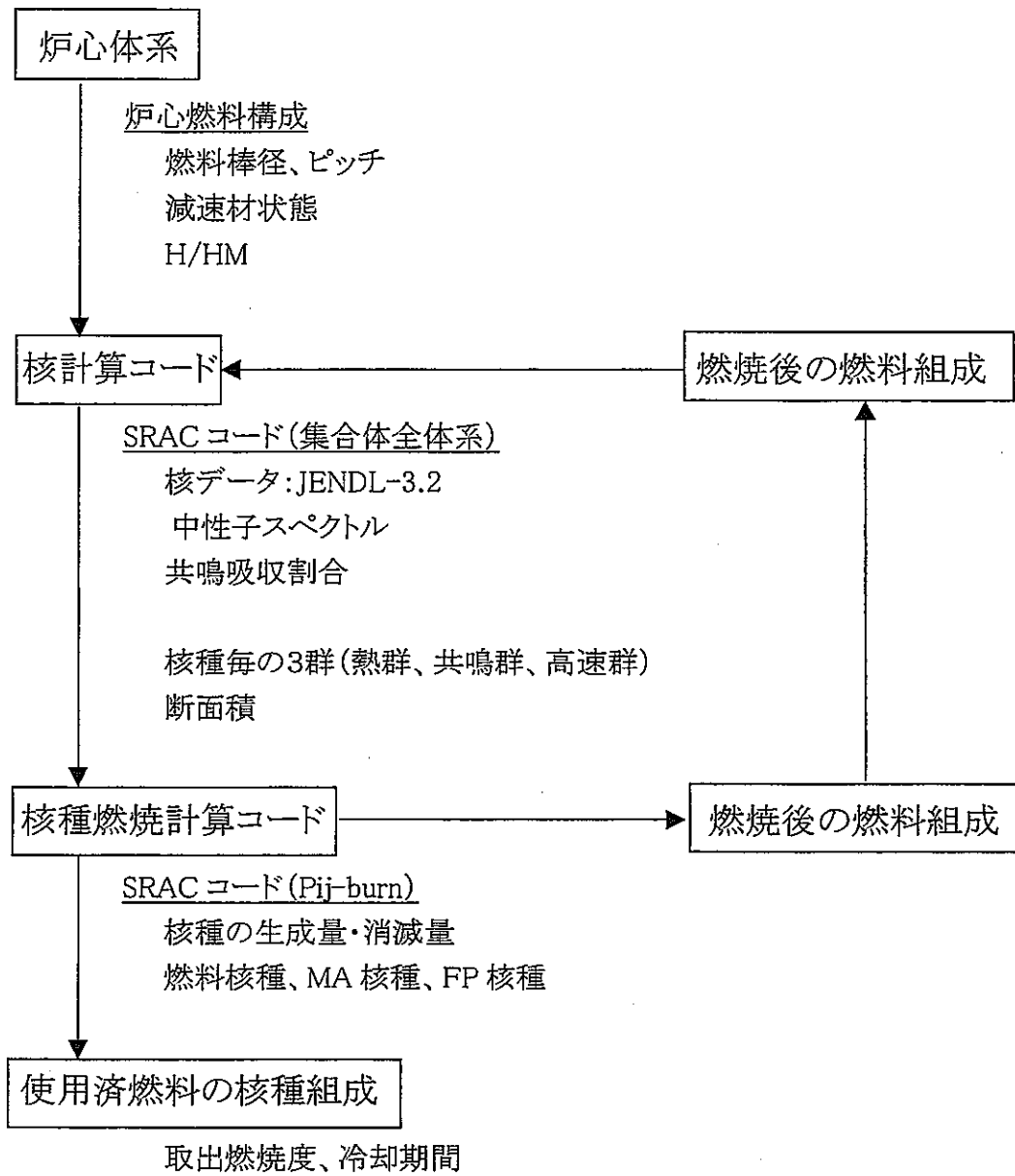


図3. 3-1 核種生成量評価手法(SRACシステム)

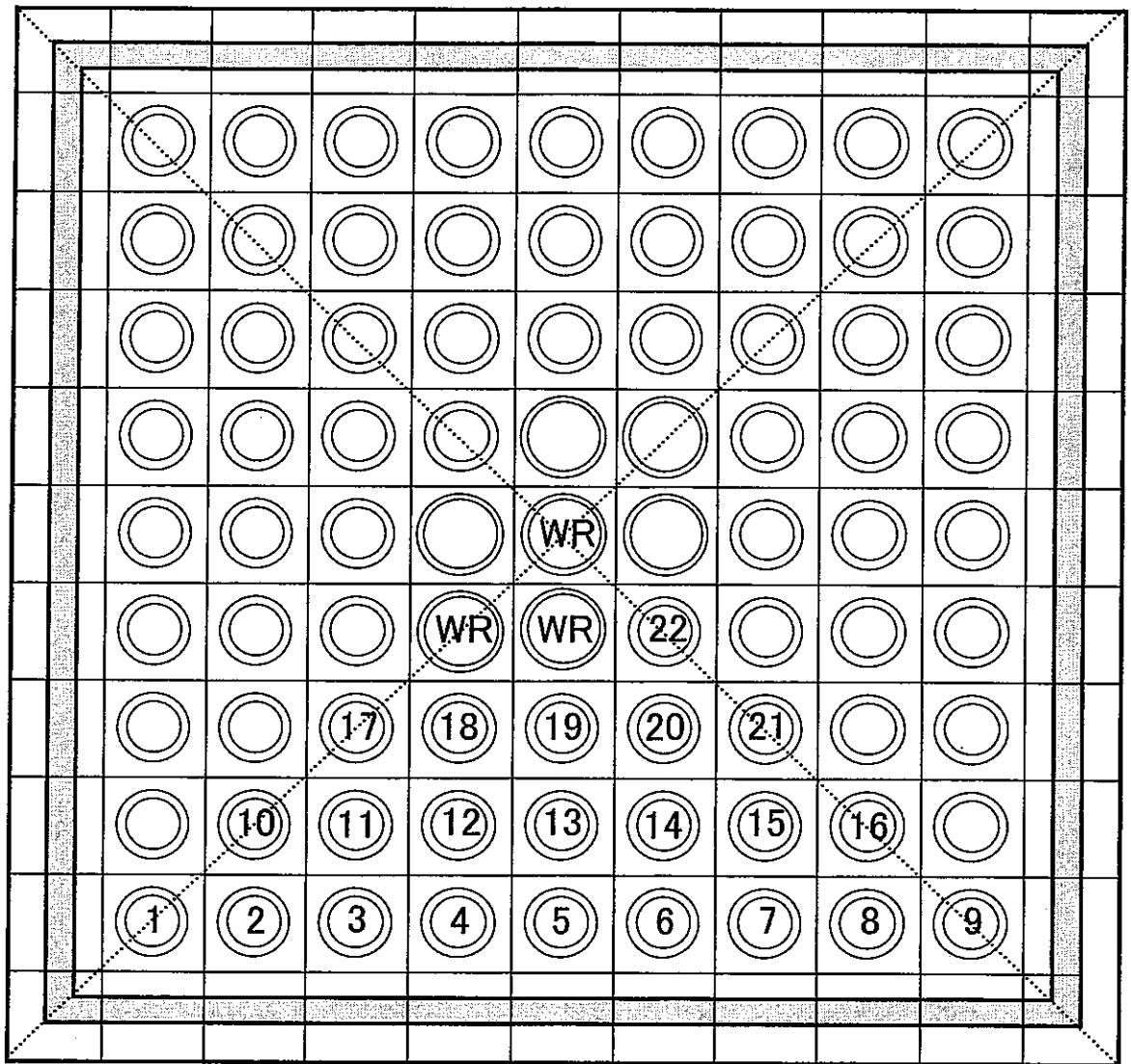
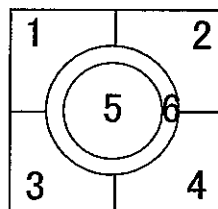


図3. 3-2 集合体計算体系



1~4: 冷却材領域  
 (40%ポイド)  
 5: 燃料ペレット領域  
 6: 燃料被覆管領域

図3. 3-3 燃料棒セルの拡大図

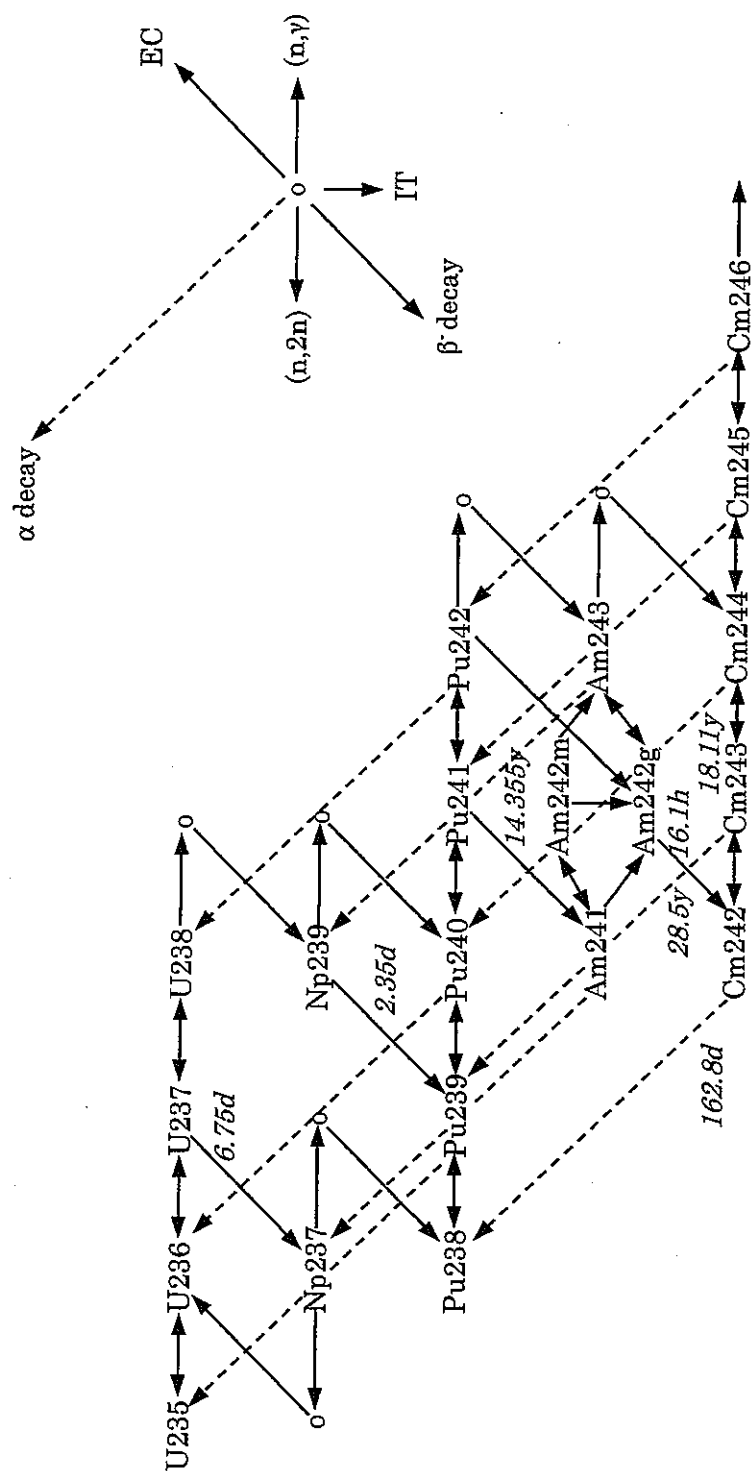


図3. 3-4 アクチノイド燃焼チェーンモデル (参考文献 (5) ③)



表3.5-1 SRAC燃焼計算の結果(ウラン炉心の場合、取出直後)

核種	初期取出計算用データ				最終データ			
	①2.2%濃縮	②2.2%濃縮	③3.8%濃縮	④4.9%濃縮	⑤初期取出	⑥初期取出	⑦平衡取出	⑧平衡取出
	15GWd/t	24GWd/t	42.5GWd/t	55GWd/t	38GWd/t	50GWd/t	45GWd/t	60GWd/t
U-235	1.669E+03	9.440E+02	1.169E+03	1.280E+03	1.113E+03	1.303E+03	1.013E+03	9.801E+02
U-236	3.409E+02	4.428E+02	8.486E+02	1.132E+03	7.480E+02	1.018E+03	8.644E+02	1.156E+03
U-237	5.529E-01	7.425E-01	1.157E+00	1.404E+00	1.054E+00	1.289E+00	1.201E+00	1.492E+00
U-238	1.683E+05	1.670E+05	1.627E+05	1.598E+05	1.637E+05	1.610E+05	1.623E+05	1.591E+05
Np-237	1.702E+01	3.317E+01	7.736E+01	1.115E+02	6.842E+01	9.787E+01	8.289E+01	1.227E+02
Np-239	1.068E+01	1.203E+01	1.102E+01	1.068E+01	1.127E+01	1.071E+01	1.135E+01	1.126E+01
Pu-238	2.599E+00	8.597E+00	2.834E+01	4.761E+01	2.345E+01	4.071E+01	3.243E+01	5.774E+01
Pu-239	6.061E+02	6.635E+02	7.685E+02	8.206E+02	7.425E+02	7.931E+02	7.634E+02	8.039E+02
Pu-240	2.160E+02	3.552E+02	4.628E+02	5.179E+02	4.361E+02	4.815E+02	4.840E+02	5.499E+02
Pu-241	7.924E+01	1.379E+02	1.964E+02	2.267E+02	1.819E+02	2.084E+02	2.038E+02	2.362E+02
Pu-242	1.796E+01	5.919E+01	1.095E+02	1.421E+02	9.701E+01	1.258E+02	1.249E+02	1.731E+02
Am-241	1.547E+00	3.846E+00	8.246E+00	1.125E+01	7.156E+00	9.916E+00	8.657E+00	1.167E+01
Am-242g	3.548E-03	9.719E-03	1.754E-02	2.225E-02	1.560E-02	1.982E-02	1.903E-02	2.464E-02
Am-242m	1.690E-02	4.560E-02	1.066E-01	1.509E-01	9.149E-02	1.321E-01	1.119E-01	1.555E-01
Am-243	1.353E+00	7.634E+00	2.015E+01	3.015E+01	1.705E+01	2.604E+01	2.424E+01	3.952E+01
Cm-242	3.063E-01	1.185E+00	2.695E+00	3.682E+00	2.321E+00	3.226E+00	3.006E+00	4.227E+00
Cm-243	2.757E-03	1.800E-02	5.773E-02	9.140E-02	4.789E-02	7.839E-02	6.834E-02	1.143E-01
Cm-244	1.516E-01	1.568E+00	6.408E+00	1.170E+01	5.209E+00	9.883E+00	8.383E+00	1.750E+01
Cm-245	2.670E-03	4.119E-02	2.369E-01	5.012E-01	1.884E-01	4.180E-01	3.210E-01	7.825E-01

⑤は、②、③の燃料の体数加重平均値

⑥は、①、③、④の燃料の体数加重平均値

表3.5-2 SRAC燃焼計算の結果(ウラン炉心の場合、冷却期間5年)

核種	初期取出計算用データ				最終データ			
	①2.2%濃縮	②2.2%濃縮	③3.8%濃縮	④4.9%濃縮	⑤初期取出	⑥初期取出	⑦平衡取出	⑧平衡取出
	15GWd/t	24GWd/t	42.5GWd/t	55GWd/t	38GWd/t	50GWd/t	45GWd/t	60GWd/t
U-235	1.669E+03	9.440E+02	1.169E+03	1.280E+03	1.113E+03	1.303E+03	1.013E+03	9.801E+02
U-236	3.409E+02	4.428E+02	8.486E+02	1.132E+03	7.480E+02	1.018E+03	8.644E+02	1.156E+03
U-238	1.683E+05	1.670E+05	1.627E+05	1.598E+05	1.637E+05	1.610E+05	1.623E+05	1.591E+05
Np-237	1.757E+01	3.392E+01	7.852E+01	1.129E+02	6.747E+01	9.916E+01	8.409E+01	1.242E+02
Pu-238	2.900E+00	9.762E+00	3.099E+01	5.123E+01	2.573E+01	4.388E+01	3.539E+01	6.189E+01
Pu-239	6.168E+02	6.756E+02	7.796E+02	8.313E+02	7.538E+02	8.038E+02	7.748E+02	8.151E+02
Pu-240	2.160E+02	3.554E+02	4.639E+02	5.199E+02	4.370E+02	4.832E+02	4.854E+02	5.528E+02
Pu-241	6.222E+01	1.083E+02	1.542E+02	1.780E+02	1.428E+02	1.637E+02	1.600E+02	1.855E+02
Pu-242	1.796E+01	5.919E+01	1.095E+02	1.421E+02	9.701E+01	1.258E+02	1.249E+02	1.731E+02
Am-241	1.856E+01	3.347E+01	5.042E+01	5.993E+01	4.622E+01	5.468E+01	5.243E+01	6.240E+01
Am-242m	1.690E-02	4.560E-02	1.066E-01	1.509E-01	9.149E-02	1.321E-01	1.119E-01	1.555E-01
Am-243	1.353E+00	7.634E+00	2.015E+01	3.015E+01	1.705E+01	2.604E+01	2.424E+01	3.952E+01
Cm-242	1.301E-04	5.018E-04	1.139E-03	1.555E-03	9.810E-04	1.363E-03	1.270E-03	1.785E-03
Cm-243	2.441E-03	1.594E-02	5.112E-02	8.094E-02	4.241E-02	6.941E-02	6.051E-02	1.012E-01
Cm-244	1.252E-01	1.295E+00	5.292E+00	9.662E+00	4.302E+00	8.162E+00	6.923E+00	1.445E+01
Cm-245	2.670E-03	4.119E-02	2.369E-01	5.012E-01	1.884E-01	4.180E-01	3.210E-01	7.825E-01

⑤は、②、③の燃料の体数加重平均値

⑥は、①、③、④の燃料の体数加重平均値

表3.5-3 SRAC燃焼計算の結果(MOX炉心の場合、取出直後)  
(燃料集合体1体あたり 単位:g)

核種	初期取出計算用データ		最終データ			
	①3.8%Puf 42.5GWd/t	②5.0%Puf 55GWd/t	③初期取出 38GWd/t	④初期取出 50GWd/t	⑤平衡取出 45GWd/t	⑥平衡取出 60GWd/t
U-235	9.920E+02	9.013E+02	1.036E+03	1.138E+03	9.405E+02	8.198E+02
U-236	2.086E+02	2.280E+02	4.691E+02	6.241E+02	2.168E+02	2.404E+02
U-237	3.499E-01	3.571E-01	7.024E-01	8.327E-01	3.603E-01	3.733E-01
U-238	1.548E+05	1.506E+05	1.603E+05	1.570E+05	1.546E+05	1.501E+05
Np-237	3.137E+01	4.005E+01	4.638E+01	6.672E+01	3.350E+01	4.400E+01
Np-239	8.155E+00	7.763E+00	1.002E+01	9.448E+00	8.264E+00	7.942E+00
Pu-238	2.368E+02	3.317E+02	1.143E+02	1.645E+02	2.391E+02	3.388E+02
Pu-239	2.602E+03	3.135E+03	1.542E+03	1.802E+03	2.495E+03	2.910E+03
Pu-240	3.054E+03	3.844E+03	1.565E+03	1.931E+03	3.001E+03	3.717E+03
Pu-241	1.184E+03	1.477E+03	6.121E+02	7.534E+02	1.170E+03	1.442E+03
Pu-242	1.145E+03	1.483E+03	5.483E+02	7.100E+02	1.165E+03	1.522E+03
Am-241	1.654E+02	2.462E+02	7.566E+01	1.123E+02	1.648E+02	2.429E+02
Am-242g	1.331E-01	1.711E-01	6.598E-02	8.467E-02	1.356E-01	1.756E-01
Am-242m	2.839E+00	4.478E+00	1.282E+00	2.018E+00	2.822E+00	4.399E+00
Am-243	2.249E+02	3.058E+02	1.063E+02	1.462E+02	2.356E+02	3.269E+02
Cm-242	2.474E+01	3.228E+01	1.193E+01	1.569E+01	2.536E+01	3.345E+01
Cm-243	8.278E-01	1.217E+00	3.835E-01	5.689E-01	8.784E-01	1.326E+00
Cm-244	9.914E+01	1.523E+02	4.562E+01	7.117E+01	1.097E+02	1.770E+02
Cm-245	6.788E+00	1.224E+01	3.043E+00	5.534E+00	7.719E+00	1.470E+01

③は、表3.5-1の②、③と、上表の①の燃料の体数加重平均値

④は、表3.5-1の①、③、④と、上表の②の燃料の体数加重平均値で1/3MOX装荷炉心

表3.5-4 SRAC燃焼計算の結果(MOX炉心の場合、冷却期間5年)  
(燃料集合体1体あたり 単位:g)

核種	初期取出計算用データ		最終データ			
	3.8%Puf 42.5GWd/t	5.0%Puf 55GWd/t	初期取出 38GWd/t	初期取出 50GWd/t	平衡取出 45GWd/t	平衡取出 60GWd/t
U-235	9.920E+02	9.013E+02	1.036E+03	1.138E+03	9.405E+02	8.198E+02
U-236	2.086E+02	2.280E+02	4.691E+02	6.241E+02	2.168E+02	2.404E+02
U-238	1.548E+05	1.506E+05	1.603E+05	1.570E+05	1.546E+05	1.501E+05
Np-237	3.172E+01	4.040E+01	4.708E+01	6.756E+01	3.386E+01	4.438E+01
Pu-238	2.611E+02	3.635E+02	1.260E+02	1.800E+02	2.640E+02	3.717E+02
Pu-239	2.610E+03	3.143E+03	1.552E+03	1.811E+03	2.503E+03	2.918E+03
Pu-240	3.071E+03	3.870E+03	1.573E+03	1.943E+03	3.020E+03	3.747E+03
Pu-241	9.294E+02	1.160E+03	4.807E+02	5.916E+02	9.189E+02	1.132E+03
Pu-242	1.145E+03	1.483E+03	5.483E+02	7.100E+02	1.165E+03	1.522E+03
Am-241	4.196E+02	5.634E+02	2.071E+02	2.741E+02	4.161E+02	5.525E+02
Am-242m	2.839E+00	4.478E+00	1.282E+00	2.018E+00	2.822E+00	4.399E+00
Am-243	2.249E+02	3.058E+02	1.063E+02	1.462E+02	2.356E+02	3.269E+02
Cm-242	1.044E-02	1.363E-02	5.036E-03	6.623E-03	1.071E-02	1.412E-02
Cm-243	7.331E-01	1.078E+00	3.396E-01	5.037E-01	7.778E-01	1.174E+00
Cm-244	8.187E+01	1.258E+02	3.767E+01	5.878E+01	9.063E+01	1.462E+02
Cm-245	6.788E+00	1.224E+01	3.043E+00	5.534E+00	7.719E+00	1.470E+01

③は、表3.5-2の②、③と、上表の①の燃料の体数加重平均値

④は、表3.5-2の①、③、④と、上表の②の燃料の体数加重平均値で1/3MOX装荷炉心

表3.5-5 SRAC燃焼計算の結果(ウラン炉心廃止処置時、取出直後、  
取出燃焼度45GWd/t)  
(燃料集合体1体あたり 単位:g)

核種	1サイクル	2サイクル	3サイクル	4サイクル	5サイクル	廃止処置時
U-235	4.739E+03	3.258E+03	2.101E+03	1.245E+03	5.914E+02	2.847E+03
U-236	3.211E+02	5.607E+02	7.319E+02	8.402E+02	9.070E+02	6.129E+02
U-237	4.051E-01	6.804E-01	9.221E-01	1.136E+00	1.322E+00	7.811E-01
U-238	1.664E+05	1.653E+05	1.642E+05	1.628E+05	1.614E+05	1.647E+05
Np-237	9.229E+00	2.768E+01	5.077E+01	7.486E+01	9.782E+01	3.983E+01
Np-239	7.372E+00	8.369E+00	9.543E+00	1.087E+01	1.223E+01	8.998E+00
Pu-238	6.881E-01	4.339E+00	1.283E+01	2.664E+01	4.346E+01	1.063E+01
Pu-239	5.033E+02	7.073E+02	7.713E+02	7.704E+02	7.496E+02	6.934E+02
Pu-240	8.168E+01	2.135E+02	3.435E+02	4.526E+02	5.413E+02	2.700E+02
Pu-241	2.480E+01	8.757E+01	1.485E+02	1.926E+02	2.239E+02	1.124E+02
Pu-242	1.984E+00	1.678E+01	5.061E+01	1.030E+02	1.665E+02	4.127E+01
Am-241	3.428E-01	2.352E+00	5.420E+00	8.029E+00	9.768E+00	3.911E+00
Am-242g	5.025E-04	3.778E-03	9.881E-03	1.684E-02	2.307E-02	7.419E-03
Am-242m	3.047E-03	2.756E-02	6.878E-02	1.038E-01	1.262E-01	4.899E-02
Am-243	7.626E-02	1.425E+00	6.785E+00	1.853E+01	3.530E+01	6.371E+00
Cm-242	3.034E-02	3.852E-01	1.291E+00	2.555E+00	3.847E+00	1.005E+00
Cm-243	1.342E-04	3.698E-03	1.967E-02	5.334E-02	9.698E-02	1.791E-02
Cm-244	4.241E-03	1.756E-01	1.401E+00	5.700E+00	1.372E+01	1.817E+00
Cm-245	4.642E-05	3.666E-03	4.145E-02	2.077E-01	5.480E-01	6.511E-02

表3.5-6 SRAC燃焼計算の結果(ウラン炉心廃止処置時、冷却期間5年、  
取出燃焼度45GWd/t)  
(燃料集合体1体あたり 単位:g)

核種	1サイクル	2サイクル	3サイクル	4サイクル	5サイクル	廃止処置時
U-235	4.739E+03	3.258E+03	2.101E+03	1.245E+03	2.388E+03	2.995E+03
U-236	3.211E+02	5.607E+02	7.319E+02	8.402E+02	6.895E+02	5.949E+02
U-238	1.664E+05	1.653E+05	1.642E+05	1.628E+05	1.645E+05	1.650E+05
Np-237	9.634E+00	2.836E+01	5.169E+01	7.600E+01	4.591E+01	3.622E+01
Pu-238	7.180E-01	4.718E+00	1.410E+01	2.915E+01	1.177E+01	8.685E+00
Pu-239	5.107E+02	7.157E+02	7.808E+02	7.812E+02	7.647E+02	7.026E+02
Pu-240	8.168E+01	2.135E+02	3.438E+02	4.536E+02	3.115E+02	2.511E+02
Pu-241	1.947E+01	6.876E+01	1.166E+02	1.513E+02	1.047E+02	8.236E+01
Pu-242	1.984E+00	1.678E+01	5.061E+01	1.030E+02	4.223E+01	3.101E+01
Am-241	5.668E+00	2.116E+01	3.730E+01	4.940E+01	3.331E+01	2.602E+01
Am-242m	3.047E-03	2.756E-02	6.878E-02	1.038E-01	1.262E-01	4.899E-02
Am-243	7.626E-02	1.425E+00	6.785E+00	1.853E+01	5.457E+00	3.907E+00
Cm-242	1.295E-05	1.633E-04	5.462E-04	1.080E-03	4.513E-04	3.282E-04
Cm-243	1.188E-04	3.274E-03	1.742E-02	4.723E-02	1.392E-02	9.919E-03
Cm-244	3.503E-03	1.450E-01	1.157E+00	4.707E+00	9.065E-01	6.398E-01
Cm-245	4.642E-05	3.666E-03	4.145E-02	2.077E-01	3.209E-02	2.251E-02

表3.5-7 SRAC燃焼計算の結果(ウラン炉心廃止処置時、取出直後、  
取出燃焼度60GWd/t)  
(燃料集合体1体あたり 単位:g)

核種	1サイクル	2サイクル	3サイクル	4サイクル	5サイクル	廃止処置時
U-235	5.900E+03	3.828E+03	2.240E+03	1.134E+03	3.134E+02	3.404E+03
U-236	4.591E+02	7.952E+02	1.023E+03	1.145E+03	1.206E+03	8.424E+02
U-237	4.989E-01	8.460E-01	1.161E+00	1.446E+00	1.693E+00	9.525E-01
U-238	1.642E+05	1.629E+05	1.613E+05	1.595E+05	1.575E+05	1.622E+05
Np-237	1.518E+01	4.537E+01	8.166E+01	1.168E+02	1.484E+02	6.020E+01
Np-239	6.749E+00	7.856E+00	9.263E+00	1.094E+01	1.265E+01	8.483E+00
Pu-238	1.363E+00	8.852E+00	2.604E+01	5.227E+01	8.154E+01	1.860E+01
Pu-239	6.010E+02	8.125E+02	8.486E+02	8.130E+02	7.643E+02	7.771E+02
Pu-240	1.042E+02	2.658E+02	4.179E+02	5.334E+02	6.209E+02	3.161E+02
Pu-241	3.677E+01	1.194E+02	1.898E+02	2.315E+02	2.566E+02	1.396E+02
Pu-242	3.333E+00	2.672E+01	7.828E+01	1.562E+02	2.467E+02	5.583E+01
Am-241	7.045E-01	4.315E+00	8.870E+00	1.148E+01	1.246E+01	6.000E+00
Am-242g	8.749E-04	6.090E-03	1.491E-02	2.342E-02	2.989E-02	1.015E-02
Am-242m	6.972E-03	5.492E-02	1.192E-01	1.536E-01	1.637E-01	7.913E-02
Am-243	1.656E-01	2.928E+00	1.321E+01	3.435E+01	6.210E+01	9.888E+00
Cm-242	6.701E-02	7.390E-01	2.218E+00	3.943E+00	5.455E+00	1.501E+00
Cm-243	3.681E-04	8.960E-03	4.246E-02	1.020E-01	1.677E-01	3.017E-02
Cm-244	1.160E-02	4.665E-01	3.594E+00	1.419E+01	3.198E+01	3.296E+00
Cm-245	1.592E-04	1.232E-02	1.319E-01	6.214E-01	1.490E+00	1.343E-01

表3.5-8 SRAC燃焼計算の結果(ウラン炉心廃止処置時、冷却期間5年、  
取出燃焼度60GWd/t)  
(燃料集合体1体あたり 単位:g)

核種	1サイクル	2サイクル	3サイクル	4サイクル	5サイクル	廃止処置時
U-235	5.900E+03	3.828E+03	2.240E+03	1.134E+03	2.634E+03	3.510E+03
U-236	4.591E+02	7.952E+02	1.023E+03	1.145E+03	9.664E+02	8.314E+02
U-238	1.642E+05	1.629E+05	1.613E+05	1.595E+05	1.617E+05	1.624E+05
Np-237	1.568E+01	4.621E+01	8.282E+01	1.183E+02	7.375E+01	5.766E+01
Pu-238	1.428E+00	9.578E+00	2.822E+01	5.615E+01	2.360E+01	1.717E+01
Pu-239	6.077E+02	8.203E+02	8.579E+02	8.239E+02	8.486E+02	7.888E+02
Pu-240	1.042E+02	2.659E+02	4.185E+02	5.358E+02	3.807E+02	3.054E+02
Pu-241	2.888E+01	9.375E+01	1.491E+02	1.818E+02	1.354E+02	1.066E+02
Pu-242	3.333E+00	2.672E+01	7.828E+01	1.562E+02	6.551E+01	4.752E+01
Am-241	8.602E+00	2.995E+01	4.964E+01	6.119E+01	4.476E+01	3.493E+01
Am-242m	6.972E-03	5.492E-02	1.192E-01	1.536E-01	1.637E-01	7.913E-02
Am-243	1.656E-01	2.928E+00	1.321E+01	3.435E+01	1.066E+01	7.528E+00
Cm-242	2.850E-05	3.128E-04	9.376E-04	1.665E-03	7.828E-04	5.646E-04
Cm-243	3.260E-04	7.934E-03	3.760E-02	9.034E-02	3.025E-02	2.129E-02
Cm-244	9.579E-03	3.853E-01	2.968E+00	1.172E+01	2.328E+00	1.617E+00
Cm-245	1.592E-04	1.232E-02	1.319E-01	6.214E-01	1.023E-01	7.059E-02

表3.5-9 SRAC燃焼計算の結果(MOX炉心廃止処置時、取出直後、  
取出燃焼度45GWd/t)  
(燃料集合体1体あたり 単位:g)

核種	1サイクル	2サイクル	3サイクル	4サイクル	5サイクル	廃止処置時
U-235	1.784E+03	1.503E+03	1.247E+03	1.015E+03	8.015E+02	1.392E+03
U-236	6.315E+01	1.181E+02	1.652E+02	2.047E+02	2.390E+02	1.371E+02
U-237	1.825E-01	2.442E-01	2.978E-01	3.451E-01	3.886E-01	2.666E-01
U-238	1.579E+05	1.570E+05	1.560E+05	1.550E+05	1.539E+05	1.565E+05
Np-237	5.653E+00	1.316E+01	2.162E+01	3.044E+01	3.923E+01	1.747E+01
Np-239	6.814E+00	7.232E+00	7.663E+00	8.107E+00	8.559E+00	7.444E+00
Pu-238	2.220E+02	2.219E+02	2.273E+02	2.358E+02	2.453E+02	2.263E+02
Pu-239	4.584E+03	3.811E+03	3.172E+03	2.652E+03	2.205E+03	3.563E+03
Pu-240	3.490E+03	3.411E+03	3.268E+03	3.076E+03	2.859E+03	3.318E+03
Pu-241	1.162E+03	1.217E+03	1.222E+03	1.189E+03	1.134E+03	1.200E+03
Pu-242	9.356E+02	9.890E+02	1.058E+03	1.136E+03	1.219E+03	1.027E+03
Am-241	1.312E+02	1.507E+02	1.624E+02	1.655E+02	1.629E+02	1.526E+02
Am-242g	7.925E-02	9.967E-02	1.179E-01	1.319E-01	1.422E-01	1.069E-01
Am-242m	1.792E+00	2.477E+00	2.779E+00	2.843E+00	2.775E+00	2.483E+00
Am-243	6.425E+01	1.215E+02	1.733E+02	2.202E+02	2.643E+02	1.440E+02
Cm-242	1.167E+01	1.710E+01	2.118E+01	2.444E+01	2.704E+01	1.855E+01
Cm-243	1.226E-01	3.420E-01	5.780E-01	8.048E-01	1.015E+00	4.555E-01
Cm-244	7.187E+00	2.670E+01	5.636E+01	9.466E+01	1.384E+02	4.505E+01
Cm-245	1.640E-01	1.120E+00	3.208E+00	6.400E+00	1.023E+01	2.611E+00

表3.5-10 SRAC燃焼計算の結果(MOX炉心廃止処置時、冷却期間5年)  
取出燃焼度45GWd/t)  
(燃料集合体1体あたり 単位:g)

核種	1サイクル	2サイクル	3サイクル	4サイクル	5サイクル	廃止処置時
U-235	1.784E+03	1.503E+03	1.247E+03	1.015E+03	1.310E+03	1.434E+03
U-236	6.315E+01	1.181E+02	1.652E+02	2.047E+02	1.535E+02	1.300E+02
U-238	1.579E+05	1.570E+05	1.560E+05	1.550E+05	1.563E+05	1.567E+05
Np-237	5.835E+00	1.340E+01	2.191E+01	3.078E+01	1.981E+01	1.610E+01
Pu-238	2.335E+02	2.387E+02	2.481E+02	2.598E+02	2.458E+02	2.424E+02
Pu-239	4.591E+03	3.818E+03	3.180E+03	2.660E+03	3.338E+03	3.663E+03
Pu-240	3.491E+03	3.415E+03	3.277E+03	3.093E+03	3.312E+03	3.361E+03
Pu-241	9.125E+02	9.553E+02	9.596E+02	9.335E+02	9.586E+02	9.477E+02
Pu-242	9.356E+02	9.890E+02	1.058E+03	1.136E+03	1.041E+03	1.012E+03
Am-241	3.808E+02	4.120E+02	4.249E+02	4.208E+02	4.217E+02	4.115E+02
Am-242m	1.792E+00	2.477E+00	2.779E+00	2.843E+00	2.775E+00	2.483E+00
Am-243	6.425E+01	1.215E+02	1.733E+02	2.202E+02	1.605E+02	1.354E+02
Cm-242	4.933E-03	7.221E-03	8.944E-03	1.032E-02	8.517E-03	7.594E-03
Cm-243	1.086E-01	3.028E-01	5.118E-01	7.127E-01	4.600E-01	3.671E-01
Cm-244	5.936E+00	2.205E+01	4.655E+01	7.817E+01	4.048E+01	3.111E+01
Cm-245	1.640E-01	1.120E+00	3.208E+00	6.400E+00	2.691E+00	1.988E+00

表3.5-11 SRAC燃焼計算の結果(MOX炉心廃止処置時、取出直後)  
 取出燃焼度60GWd/t  
 (燃料集合体1体あたり 単位:g)

核種	1サイクル	2サイクル	3サイクル	4サイクル	5サイクル	廃止処置時
U-235	1.723E+03	1.402E+03	1.115E+03	8.630E+02	6.326E+02	1.306E+03
U-236	7.649E+01	1.404E+02	1.927E+02	2.339E+02	2.686E+02	1.560E+02
U-237	1.894E-01	2.571E-01	3.147E-01	3.647E-01	4.105E-01	2.755E-01
U-238	1.543E+05	1.531E+05	1.518E+05	1.504E+05	1.489E+05	1.526E+05
Np-237	8.016E+00	1.861E+01	3.025E+01	4.190E+01	5.317E+01	2.322E+01
Np-239	6.401E+00	6.862E+00	7.343E+00	7.846E+00	8.358E+00	7.050E+00
Pu-238	2.927E+02	2.991E+02	3.150E+02	3.350E+02	3.552E+02	3.077E+02
Pu-239	5.839E+03	4.694E+03	3.764E+03	3.028E+03	2.396E+03	4.418E+03
Pu-240	4.540E+03	4.382E+03	4.122E+03	3.786E+03	3.416E+03	4.251E+03
Pu-241	1.512E+03	1.562E+03	1.540E+03	1.461E+03	1.357E+03	1.530E+03
Pu-242	1.224E+03	1.296E+03	1.392E+03	1.501E+03	1.613E+03	1.339E+03
Am-241	1.908E+02	2.276E+02	2.456E+02	2.449E+02	2.340E+02	2.277E+02
Am-242g	9.667E-02	1.285E-01	1.552E-01	1.733E-01	1.853E-01	1.363E-01
Am-242m	2.815E+00	3.993E+00	4.468E+00	4.446E+00	4.192E+00	3.947E+00
Am-243	9.658E+01	1.796E+02	2.517E+02	3.157E+02	3.755E+02	2.032E+02
Cm-242	1.551E+01	2.276E+01	2.857E+01	3.285E+01	3.602E+01	2.441E+01
Cm-243	2.090E-01	5.583E-01	9.271E-01	1.268E+00	1.574E+00	6.975E-01
Cm-244	1.325E+01	4.793E+01	9.907E+01	1.636E+02	2.353E+02	7.265E+01
Cm-245	3.887E-01	2.555E+00	7.016E+00	1.337E+01	2.049E+01	4.989E+00

表3.5-12 SRAC燃焼計算の結果(MOX炉心廃止処置時、冷却期間5年)  
 取出燃焼度60GWd/t  
 (燃料集合体1体あたり 単位:g)

核種	1サイクル	2サイクル	3サイクル	4サイクル	5サイクル	廃止処置時
U-235	1.723E+03	1.402E+03	1.115E+03	8.630E+02	1.186E+03	1.332E+03
U-236	7.649E+01	1.404E+02	1.927E+02	2.339E+02	1.798E+02	1.519E+02
U-238	1.543E+05	1.531E+05	1.518E+05	1.504E+05	1.521E+05	1.527E+05
Np-237	8.205E+00	1.887E+01	3.056E+01	4.226E+01	2.767E+01	2.231E+01
Pu-238	3.080E+02	3.215E+02	3.430E+02	3.673E+02	3.377E+02	3.293E+02
Pu-239	5.845E+03	4.701E+03	3.772E+03	3.036E+03	4.002E+03	4.498E+03
Pu-240	4.542E+03	4.390E+03	4.139E+03	3.814E+03	4.201E+03	4.298E+03
Pu-241	1.187E+03	1.226E+03	1.209E+03	1.147E+03	1.213E+03	1.208E+03
Pu-242	1.224E+03	1.296E+03	1.392E+03	1.501E+03	1.368E+03	1.328E+03
Am-241	5.154E+02	5.630E+02	5.763E+02	5.587E+02	5.730E+02	5.584E+02
Am-242m	2.815E+00	3.993E+00	4.468E+00	4.446E+00	4.192E+00	3.947E+00
Am-243	9.658E+01	1.796E+02	2.517E+02	3.157E+02	2.339E+02	1.967E+02
Cm-242	6.552E-03	9.612E-03	1.206E-02	1.387E-02	1.145E-02	1.013E-02
Cm-243	1.851E-01	4.944E-01	8.210E-01	1.123E+00	7.401E-01	5.877E-01
Cm-244	1.094E+01	3.958E+01	8.182E+01	1.351E+02	7.136E+01	5.436E+01
Cm-245	3.887E-01	2.555E+00	7.016E+00	1.337E+01	5.911E+00	4.320E+00

表3. 5-13 ABWR-ウラン炉心燃料データ (取出直後)

項目	単位	現行燃焼度燃料	高燃焼度燃料
熱出力	MWt	3926	←
熱効率	%	34.5	←
比出力	MW/t	25.9	←
燃焼度*	MWd/t	38000 / 45000	50000 / 60000
燃料炉内滞在時間*	年	4.63 / 5.49	5.81 / 7.05
運転期間 (定検期間)	月	13 (2)	18 (2)
バッチ数*	—	3.70 / 4.39	3.49 / 4.23
稼働率**	%	87	90
初装荷燃料			
重金属	t	151.7	151.7
ウラン	t	151.7	151.7
プルトニウム	t	0	0
分裂性プルトニウム	t	0	0
ウラン濃縮度	%	3.4	4.5
平衡装荷燃料			
重金属	t/y	27.6	21.5
ウラン	t/y	27.6	21.5
プルトニウム	t/y	0	0
分裂性プルトニウム	t/y	0	0
ウラン濃縮度	%	3.8	4.9
初期取出燃料			
重金属	t/y	31.5	24.8
ウラン	t/y	31.2	24.5
プルトニウム	t/y	0.279	0.247
分裂性プルトニウム	t/y	0.174	0.150
ウラン濃縮度	%	0.67	0.80
MA(Np,Am,Cm)	t/y	0.021	0.024
平衡取出燃料			
重金属	t/y	26.4	20.2
ウラン	t/y	26.1	19.9
プルトニウム	t/y	0.255	0.225
分裂性プルトニウム	t/y	0.154	0.129
ウラン濃縮度	%	0.62	0.61
MA(Np,Am,Cm)	t/y	0.022	0.026
廃止措置取出時燃料			
重金属	t	147.7	146.4
ウラン	t	146.7	145.2
プルトニウム	t	0.983	1.14
分裂性プルトニウム	t	0.703	0.799
ウラン濃縮度	%	1.7	2.0
MA(Np,Am,Cm)	t	0.054	0.078

\* 初装荷炉心 / 平衡炉心

\*\* 稼働率 = (8760[h] - 原子炉停止時間[h]) / 8760[h] × 100[%]

表3. 5-14 ABWR-MOX 炉心燃料データ (取出直後)

項目	単位	現行燃焼度燃料	高燃焼度燃料
熱出力	MWt	3926	←
熱効率	%	34.5	←
比出力*	MW/t	25.9 / 26.1	←
燃焼度*	MWd/t	38000 / 45000	50000 / 60000
燃料炉内滞在時間*	年	4.61 / 5.44	5.79 / 6.99
運転期間 (定検期間)	月	13 (2)	18 (2)
バッチ数*	—	3.69 / 4.35	3.48 / 4.19
稼働率**	%	87	90
初装荷燃料			
重金属	t	151.0	151.1
ウラン	t	146.7	145.5
プルトニウム	t	4.3	5.6
分裂性プルトニウム	t	2.5	3.3
ウラン濃縮度	%	2.4	3.0
平衡装荷燃料			
重金属	t/y	27.6	21.5
ウラン	t/y	25.8	19.7
プルトニウム	t/y	1.8	1.8
分裂性プルトニウム	t/y	1.1	1.1
ウラン濃縮度	%	1.3	1.3
初期取出燃料			
重金属	t/y	31.5	24.8
ウラン	t/y	30.6	23.9
プルトニウム	t/y	0.829	0.807
分裂性プルトニウム	t/y	0.408	0.385
ウラン濃縮度	%	0.64	0.72
MA(Np,Am,Cm)	t/y	0.057	0.065
平衡取出燃料			
重金属	t/y	26.4	20.2
ウラン	t/y	25.0	18.9
プルトニウム	t/y	1.29	1.24
分裂性プルトニウム	t/y	0.587	0.543
ウラン濃縮度	%	0.60	0.54
MA(Np,Am,Cm)	t/y	0.094	0.106
廃止措置取出時燃料			
重金属	t/y	146.3	145.1
ウラン	t/y	137.8	134.3
プルトニウム	t/y	8.14	10.33
分裂性プルトニウム	t/y	4.15	5.19
ウラン濃縮度	%	0.9	0.9
MA(Np,Am,Cm)	t/y	0.341	0.495

\* 初装荷炉心 / 平衡炉心

\*\* 稼働率 = (8760[h] - 原子炉停止時間[h]) / 8760[h] × 100[%]



#### 4. まとめ

軽水炉プルサーマル利用技術をはじめ軽水炉技術の将来動向を的確に把握し、FBR 導入戦略の検討評価に適切に反映してゆく目的で、大間原子力発電所を含め ABWR ならびに高燃焼度 BWR に関する国内外の研究開発動向について公開文献等の記載事項を調査・整理した。また、ABWR の MOX 燃料とウラン燃料に関して、公開コードを用いて取出燃焼度 45,000MWd/t、及び 60,000MWd/t の条件で、取出燃料の燃料組成データを評価し、燃料サイクルシナリオ検討用データとしてまとめた。

## 5. 参考文献

### (1)これまでの経緯

- ①わが国におけるMOX燃料の照射実証および照射後試験  
日本原子力学会誌、Vol.39, No.2(1997), P93-111
- ②フルMOX-BWRについて  
第28回「炉物理夏季セミナー、1996年7月
- ③原子燃料サイクル  
火力原子力発電、Vol. 50、NO. 10 (1999)、P183～198

### (2)フルMOX-ABWR

- ①ABWRにおけるフルMOX炉心の設計  
火力原子力発電、Vol. 50、NO. 2 (1999)、P194～201

### (3)高燃焼度MOX

- ①BASIC EVALUATION ON NUCLEAR CHARACTERISTICS OF BWR HIGH BURNUP MOX FUEL AND CORE INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY Technical Committee Meeting on Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuel, Newby Bridge, Windermere, U.K., 3-7 July 1995
- ② MOX燃料炉物理試験と解析の現状ープルトニウムの有効利用 に向けてー  
日本原子力学会誌、Vol.40, No.11(1998), p834～854

### (4)次世代型BWR

#### ・ABWR II

- ①次世代BWRにおける炉心燃料設計研究、日本原子力学会「1999年秋の大会」予稿集、1999年9月
- ②TOWARD ENHANCED FLEXIBILITY IN THE FUEL CYCLE FOR ABWR- II CORE DESIGN、ICONE-6562、ICONE 6<sup>th</sup> (1998)
- ③ CORE AND DTNAMIC CHARACTERISTICS DESIGN FOR ABWR- II、ICONE-7426、ICONE 7<sup>th</sup> (1999)

#### ・低減速炉、他

- ④ Prospects for Uranium Savings through LWRs with High Performance Cores, Proc. of 3<sup>rd</sup> International Conference on Nuclear Engineering(ICONE-3), Vol2, pp19.2\_1-8, (1995)

(5)BWR 燃料組成評価関連

- ①HLR-048 改訂2 沸騰水型原子力発電所 9×9燃料について  
1998年10月 株式会社日立製作所
- ②TLR-057 改訂2 沸騰水型原子力発電所 9×9燃料について  
1998年10月 株式会社東芝
- ③JAERI-Data/Code 96-015 SRAC95;汎用核計算コードシステム  
1996年3月 奥村啓介・金子邦男・土橋敬一郎 日本原子力研究所

## 各電力会社のMOX導入計画(1997年2月電気事業連合会発表より)

	2000年まで	2000年代初頭	2010年まで
東京電力	1999年 1基 2000年 1基 (累計2基)	1基 (累計3基)	0～1基 (累計3～4基)
関西電力	1999年 1基 2000年 1基 (累計2基)	(累計2基)	1～2基 (累計3～4基)
中部電力		1基 (累計1基)	(累計1基)
九州電力		1基 (累計1基)	(累計1基)
日本原電		2基 (累計2基)	(累計2基)
北海道電力			1基 (累計1基)
東北電力			1基 (累計1基)
北陸電力			1基 (累計1基)
中国電力			1基 (累計1基)
四国電力			1基 (累計1基)
電源開発			1基 (累計1基)
合計	4基 (累計4基)	5基 (累計9基)	7～9基 (累計16～18基)

新型転換炉実証炉計画見直しに対応した我が国のプルトニウム需給見直しについて

我が国のプルトニウム需給見直しは、関連する計画の進捗状況によって変わり得るものであるが、現時点での計画の見直しに沿って、国内再処理によって回収されるプルトニウム及び海外再処理によって回収されるプルトニウムの需給見直しを試算すれば以下の通りとなる。

累積の需給量は、1990年代末あるいは2010年にこの量のプルトニウムを在庫として保有することを意味するものではない。さらに、全てのプルトニウムは、IAEAの保障措置の下にあり、転用等平和利用以外に使用されていないことが常に確認される。なお、実際の核燃料リサイクル計画を円滑に進めるにあたっては、適切なランニングストックが必要となる。軽水炉の使用済燃料から回収される核分裂性プルトニウムの割合は60～70%と見込まれるが、以下の需給見直しは核分裂性プルトニウムの重量を示したものである。

1. 国内において回収されるプルトニウム需給見直し

(1) 1994年～1990年代末

(年ベースの需給)

①需要 「常陽」、「もんじゅ」、「ふげん」等 約0.6トン/年	②供給 東海再処理工場 約0.4トン/年
---------------------------------------	----------------------------

①1994～1990年代末の国内累積需要 「常陽」、「もんじゅ」、「ふげん」等 約4トン	②1994年～1990年代末の国内累積供給 東海再処理工場及び既返還分 約4トン
--	--

(2) 2000年～2010年

(年ベースの需給) 2000年代後半

①需要 「もんじゅ」等                      約0.6トン/年 高速増殖実証炉                      約0.7トン/年 フルMOX-ABWR                      約1.1トン/年 軽水炉MOX燃料利用                  約2.6トン/年 合 計                                      約5トン/年	②供給 六ヶ所再処理工場                      約4.8トン/年 東海再処理工場                      約0.2トン/年 約5トン/年
--	--

(累積需給)

①2000年～2010年国内累積需要 「常陽」、「もんじゅ」 } 約10～15トン* 「ふげん」、高速増殖実証炉 } フルMOX-ABWR } 約25～30トン 軽水炉MOX燃料利用 } 合 計                                      約35～45トン	②2000年～2010年の国内累積供給 六ヶ所再処理工場及び 東海再処理工場 約35トン～45トン
--	--

\* [約10トン～15トン]の意味: 「常陽」、「もんじゅ」等の研究開発用には、約15トンのプルトニウムが必要である。六ヶ所再処理工場からの供給量が減少する場合には、一時的に需要が国内供給を上回ることがあり、その場合には、少なくとも約10トンが同工場から供給され、残りを海外から返還されるプルトニウムで補うことにより、約15トンを満たすことになる。

2. 海外再処理により回収されるプルトニウム

①2010年頃までの累積回収量 約30トン	②需要 基本的には、海外でMOX燃料に加工した後、我が国に返還輸送され、フルMOX-ABWR及び軽水炉で利用する [ただし、六ヶ所再処理工場が本格的に運転を開始する以前において、「常陽」、「もんじゅ」等の研究開発用の国内プルトニウムに不足が生じる場合には、それを補うために利用される。]
--------------------------	---

(出典)

原子力委員会決定「新型転換炉実証炉計画の見直しについて」(平成7年8月25日付け)の参考資料

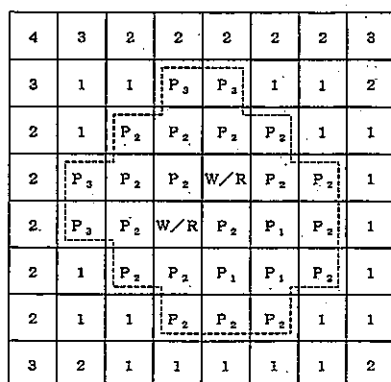
MOX燃料集合体のMOX燃料棒配置  
アイランド型とデスクリート型の比較

図1、図2に敦賀1号少数体実証・MOX燃料集合体及びフルMOX-ABWR・MOX燃料設計例及びにおけるMOX燃料棒配置を示す。

敦賀1号少数体実証に用いられたMOX燃料集合体は、図1に示すようにMOX燃料棒を集合体中央部に集めたアイランド型であり、集合体当たりのMOX燃料棒本数の割合が24本/62本と少ないものであった。

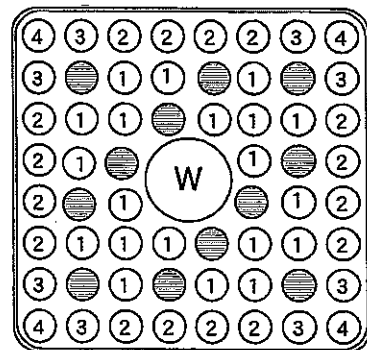
一方、フルMOX-ABWRのMOX燃料棒の配置は図2に示すようにMOX燃料棒を集合体の外周にも配置するいわゆるデスクリート型である。燃料棒60本のうち、可燃性毒物であるガドリニアを含むウラン燃料棒(12本)を除く全ての燃料棒をMOX燃料とし、燃料集合体当たりのプルトニウム装荷量を増加させている。

アイランド型からデスクリート型への変化の経緯は敦賀1号の設計時は、その当時海外炉で実績があったアイランド型設計が採用されたが、BWRの特徴として、各燃料集合体がチャンネルボックスで仕切られているため、その中で比較的自由に、核分裂性物質濃縮度分布(U濃度分布、Pu富化度分布)、ガドリニア濃縮度分布の変更が可能であり、外周にもMOX燃料棒を置くデスクリート型でも、Pu富化度分布を集合体外側で相対的に低くすることで集合体内の局所ピーキング係数を適切な値にすることが可能であり、またガドリニア入りウラン燃料棒を適切に配置することにより制御棒価値の低下等に対し裕度を保つ設計が可能であることから、現在は集合体当たりのMOX燃料棒本数の多いデスクリート型が採用されている。



W/R: ウォータロッド □ 内MOX燃料棒

図1 敦賀1号少数体実証MOX燃料アイランド型



⊙ W : ウォータロッド  
①~④ : MOX燃料棒 (数値の順で富化度が小さくなる)  
● : ウラン燃料棒

図2 MOX燃料設計例(フルMOX-ABWR)デスクリート型

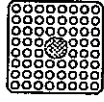
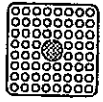
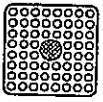
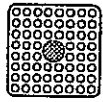
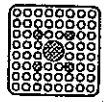
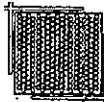
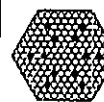
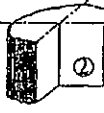


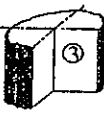



(出典)

付録D

Prospects for Uranium Savings through LWRs with High Performance Cores, Proc. of 3<sup>rd</sup> International Conference on Nuclear Engineering(ICONE-3),Vol2,pp19.2\_1-8, (1995)

Table 1 BWR High Performance Core Concept

(低減速炉心)

Items	Unit	Reference	USC-I	USC-II	MOX Ref.	HMC	LMC	
							LSLC	HLC
Fuel assembly								
Core configuration								
1 Axial Blanket								
2 Enriched Uranium Fuel								
3 MOX Fuel								
1 Thermal power (electric)	MW	3926(1350)						
2 Reactor pressure	kg/cm <sup>2</sup>	73.1						
3 Rated core flow	kg/hr	52,000,000						
4 RPV inner diameter	m	7.1		7.9	7.1	7.9	7.1	
5 Effective core diameter	m	5.2		5.7	5.2	5.7	5.2	
6 Core active height	m	3.71	3.81		3.71	3.81	2.1	2
7 Fuel assembly	-	square						hexagonal
8 Fuel rod alignment	-	square						triangle
9 No. of fuel assembly	-	872		1076	872	1076	432	649
10 No. of control rod assembly	-	205		261	205	261	205	211
11 Fuel inventory	t	150	154	190	150	177	150	150
12 H/HM	-		4.9			5.4	1.5	1.2
13 Cycle length	EFPD	15						
14 Enriched region U enrich	%	4	4	3.8	natural U			
15 Core Ave. U enrichment	%	4	3.6	3.4	natural U			
16 MOX region Puf enrich.	%		none		4.3	2.8	8	8.2
17 Core ave. Puf enrichment	%		none		4.3	2.7	7.7	7.9
18 Max. discharge exposure	GWd/t	55						
19 Ave. discharge exposure	GWd/t	45						
20 Cycle exposure	GWd/t	11.9	11.6	9.4	11.9	10.1	11.9	11.9
21 No. of fuel batch	-	3.8	3.9	4.8	3.8	4.5	3.8	3.8
22 Spectral shift	-	flow control						
23 Flow window	%rated	110-111	80-111	80-130	100-111	80-130	100-111	
24 Axial power shift	-	none	with flow		none		with flow	
25 Fuel loading	-	LLL		VLLL	LLL	VLLL	LLL	
26 Axial blanket	-	none	upper 30cm lower 15cm		none	upper 30cm lower 15cm	upper 9cm	upper 8cm
27 EOC coastdown	%rated	none	80		none	80	none	
28 Power density	kW/l	50.6	49.3	40	50.6	40	90	95
29 Uranium savings	%	base	9.5	16.3	-	87.3	-	-
30 Puf inventory savings	%	-	-	-	base	36.9	-	-
31 FCR increase	-	-	-	-	base	-	0.35	0.39

HMC concepts, both for BWR and PWR, are expected to save about 30 % in fissile plutonium amount. This result indicates that the uranium savings' techniques are also effective to save fissile plutonium.

### 2.3 Low moderation core concept (LMC)

Low moderation core concept is developed to provide a high fissile conversion ratio (FCR) and consequent reduction in the consumption of fissile plutonium. Small H/HM is the most essential factor to increase the FCR.

For BWR, we have developed two LMC concepts, one is the LSLC (Large square lattice core), which uses triangular tight lattice, the large fuel assemblies, and the wide-blade cruciform control rods with water displacer follower. The other is the HLC (Hexagonal lattice core), which uses triangular tight lattice, the hexagonal fuel assemblies, and the cluster control rods with water displacer follower as a device for decreasing the H/HM. The H/HM is 1.5 and 1.2 respectively. The FCR for LSLC is 0.83, while 0.87 for HLC.

For PWR, H/HM is set to 3.0, considering the quality of residual fissile plutonium in the discharged fuel, safety (i.e., negative temperature coefficient), and the integrity of tight lattice fuel assembly. Axial blankets and VLLL are chosen to save uranium and plutonium as is in the USC concepts. The

FCR becomes about 0.74, which is about 0.2 higher than that of the MOX reference cores.

### 3. URANIUM SAVINGS STUDY

Procedures of uranium savings study are as follows;

First, we set a time schedule for the first installation of LWR-MOX core, ALWR core, high performance core and FBR core. Also, annual growth of future nuclear power plant capacity is assumed to determine the annual capacity requirement of each core. Since plutonium supply depends much on reprocessing capacity, future reprocessing capacity and annual plutonium supply program are also assumed.

On the basis of the annual uranium and plutonium consumption data of the each core, which are obtained in the study of the previous section, optimum annual capacity of each core is determined through plutonium supply and demand balance with the condition of minimum plutonium stock and minimum uranium consumption. Such analysis is repeated year by year until 2030 to determine the annual growth of each core. Based on such results, annual and cumulative uranium demand is evaluated for each analysis cases and the difference in uranium demand between each analysis cases gives uranium