

新型転換炉ふげん発電所における  
MOX燃料の使用実績について

2000年1月

核燃料サイクル開発機構  
敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせ下さい。

〒319-1194 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, Naka-gun, Ibaragi 319-1194,  
Japan

© 核燃料サイクル開発機構(Japan Nuclear Cycle Development Institute)  
2000

## 新型転換炉ふげん発電所におけるMOX燃料の使用実績について

(技術報告)

石川正樹\* 飯島 隆\* 白鳥芳武\*  
川島 仁\*\*

## 要 旨

ふげん発電所は新型転換炉の原型炉であり、熱中性子炉におけるプルトニウム利用において、昭和54年3月の運転開始以来、これまでに各種の混合酸化物(MOX: Mixed Oxide)燃料集合体を原子炉に装荷するなど、核燃料の多様性を実証してきている。また、運転開始以来、燃料集合体の漏えいは1体もなく高い信頼性を得ており、MOX燃料集合体も700体を超える使用実績を有している。この数は熱中性子炉として、世界最大の使用体数を誇っている。

しかしながら、新型転換炉開発についてはその役割が終了しつつあることから基本的に撤退し、「ふげん」については平成15年に運転を停止することが決定されている。そのため、限られた運転期間において、過去の技術開発成果を含め、プルトニウム利用技術やプラント管理技術についてとりまとめたものである。

---

\* 敷賀本部 新型転換炉ふげん発電所 技術課  
\*\* 嵐敷賀原子力サービス 情報システム課

**Use Results of MOX fuel in ATR Fugen Nuclear Power Station**  
**(Technical Report)**

**Abstract**

Fugen Nuclear Power Station (“Fugen”) is a prototype Advanced Thermal Reactor (ATR), it has been demonstrated the plutonium utilization by loading many Mixed Oxide fuels (MOX) since the reactor start up March 1979, and no fuel defect had been occurred. The MOX fuel assemblies has the high reliability and has been loaded more than 700 fuel assemblies. This is the largest in the world as a thermal neutron reactor.

However, “Fugen” is planning to stop its operation in the year 2003, because the role of the Fugen almost finished. Therefore, we are going to summarize the ATR project including the Plutonium utilization experience. This paper is summarized as part of the experience.

# <目 次>

1. 新型転換炉ふげん発電所の概要	
1.1 新型転換炉の開発経緯	1
1.2 「ふげん」の特徴	3
2. 「ふげん」の炉心解析コード	
2.1 核データ	8
2.2 格子計算コード(WIMS-ATR)	8
2.3 炉心解析コード(POLESTAR)	12
3. プルトニウムおよび回収ウランの特性	
3.1 プルトニウム利用に関する特性	21
3.2 回収ウランの利用	23
4. 燃料取替計画	
4.1 燃料取替計画の概要	31
4.2 燃料取替計画の考え方	31
4.3 燃料取替計画策定時に考慮すべき事項	32
4.4 燃料取替計画策定のためのルール	33
4.5 G A、S A法を利用した燃料取替計画自動策定システム	35
4.6 遺伝的アルゴリズム(GA)の適用	36
5. 炉心管理実績データの評価	
5.1 「ふげん」の炉心特性	39
5.2 燃焼に伴う変化	40
5.3 中性子の計測	40
5.4 制御棒反応度価値	42
5.5 ボイド係数について	42

6. プルトニウム組成および補正方法について	
6.1 概要	48
6.2 MOX燃料の標準組成	48
6.3 MOFPSにおける補正方法	48
6.4 炉心解析コードでの補正	50
6.5 各サイクルにおけるウランおよびプルトニウム組成の変化	52
7. MOX燃料集合体の設計、構造、種類	
7.1 設計基準	67
7.2 設計条件	67
7.3 MOX燃料の構造	69
7.4 MOX燃料の種類	70
8. MOX燃料の使用実績	
8.1 使用実績	77
8.2 核燃料の多様性の実証	78
8.3 使用済燃料の搬出実績	78
9. 燃料検査結果	
9.1 照射燃料検査結果	85
9.2 ギスキャニング測定	86
9.3 照射後試験結果	88
10. 謝 辞	93

## 1. 新型転換炉ふげん発電所の概要

### 1.1 新型転換炉の開発経緯

#### (1) 新型転換炉の自主開発

エネルギー資源に恵まれない我が国の原子力利用は、ウラン資源の有効利用を図るために、準国産エネルギーとも言えるプルトニウムを再利用する核燃料サイクルを基本路線として進められている。このため、プルトニウムの平和利用に必要な核燃料サイクル確立のための研究開発を行い、その一環として、プルトニウムを燃料として容易に利用できる新型転換炉(Advanced Thermal Reactor : ATR)の自主開発がナショナルプロジェクトとして進められた。

ATR開発は、海外からの既存技術を導入して行うのではなく、大洗工学センターの重水臨界実験装置や東海事業所のプルトニウム燃料工場等の施設を用いて試験研究の成果を積み重ねることで進められ、それらを反映して「ふげん」を建設、運転した。

#### (2) 「ふげん」の建設・運転

原型炉である「ふげん」は昭和45年3月に原子炉設置許可申請を行い、同年11月に許可を得て、同年12月から建設を開始した。建設工事は計画どおり進捗し、昭和53年3月20日に最小臨界を達成した後、引き続き炉心特性およびプラント性能確認等のため各種試験を行い、1年後の昭和54年3月20日に本格運転を開始し、以後「ふげん」は今日に至るまで安全かつ安定な運転実績を継続し、ATRとしての原子炉およびプラント設計の成立性を実証してきた。

一方、東海事業所では、「ふげん」用の混合酸化物燃料(MOX燃料)の製造、使用済燃料の再処理および燃料高度化等の研究開発を実施していた。昭和63年5月には「ふげん」に装荷した使用済MOX燃料の再処理を行い、ここで得られたプルトニウムを用いてMOX燃料を製造し、再び「ふげん」に装荷するといった我が国の核燃料サイクルの完結を実証している。

#### (3) 今後の展開

ATR開発については、「ふげん」の運転実績等が評価され、「ふげん」に続く実証炉の建設が決定されたが、平成7年7月、電気事業連合会からATR実証炉建設設計画の見直し要請が出され、国および関係諸機関の検討を経て、平成7年8月に原子力委員会は実証炉計画の中止を決定した。この決定に際し、原子力委員会は今後の研究開発について

は「ふげん」の特長を活かし、プルトニウム利用技術開発施設、国際的共同研究施設等として利用することになった。

しかしながら、平成7年12月の高速増殖炉原型炉「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故をはじめとする動燃事業団の度重なる事故およびその後の不適切な情報の取り扱いにより、科学技術庁長官の下に設置された「動燃改革検討委員会」において、動燃事業団の組織・体制、事業等が抜本的に見直され、平成10年5月に新法人「核燃料サイクル開発機構」へ改組することが決定した。また、新型転換炉開発については、その役割が終了しつつあることから基本的に撤退し、「ふげん」については国と地元自治体等が協議し、5年後の平成15年に運転を停止することが決まった。「ふげん」運転期間中の活用方策については、平成10年2月の原子力委員会決定を踏まえ、過去の技術開発成果を含め、プルトニウム利用技術やプラント管理技術について研究開発成果の集大成を行うとともに、廃止措置技術の開発およびそれに必要な研究を実施することとしている。

#### (5) プルトニウム利用技術

「ふげん」は、世界に先駆けてMOX燃料利用を本格的に進めてきた熱中性子炉であり、2000年1月末までに原子炉に装荷したMOX燃料集合体の総数は704体にのぼっている。このMOX燃料集合体の総数は、これまで全世界で使用されたMOX燃料体数の約1/4を占めており世界でも群を抜いた実績を残している。

一方、昭和63年には「ふげん」の使用済MOX燃料を東海事業所で再処理し、ここで得られたプルトニウムを用いてMOX燃料を製造し、更にこのMOX燃料を再び「ふげん」に装荷するといった我が国の核燃料サイクルの完結を実証している。

このように、「ふげん」は、順調な運転実績をあげつつ、我が国における再処理技術、MOX燃料製造技術などのプルトニウム利用技術の確立とその実証に大きく貢献している。

## 1.2 「ふげん」の特徴

「ふげん」は、我が国が独自に開発した重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉である。表1.1にプラントの主要諸元を、図1.1に主要系統概要を示す。

「ふげん」は、軽水炉と比較すると以下の特徴を有している。

### (1) 構造上の特徴

「ふげん」の特徴としては、冷却材として軽水( $H_2O$ )を使用し、減速材に重水( $D_2O$ )を使用し、冷却材と減速材を分離するために圧力管を使用していることである。このため燃料集合体も円筒形(クラスター構造)となっている。原子炉再循環系の鳥かん図を図1.2に、原子炉本体の断面を図1.3に示す。燃料集合体については第7章で述べる。

### (2) 炉心特性上の特徴

- ① 核分裂で発生した中性子は、主に重水中で熱中性子のエネルギー領域まで十分に減速されるため、プルトニウムの共鳴吸収の影響を比較的受けにくく、核分裂性プルトニウムと核分裂性ウランの核的価値がほぼ等しくなる。このため、使用済燃料から取出されるプルトニウムの同位体組成が異なっても、核分裂性プルトニウムと核分裂性ウランの和を一定にすればほぼ同一の燃焼度が得られる。
- ② 冷却材に中性子減速効果を期待せず、冷却材は冷却に必要な最小量に最適化されているため、冷却材のボイド率の増加による反応度変化は小さく、冷却材ボイド反応度係数は零近傍の値を示す。また、出力係数も比較的小さいため、出力変化時の反応度補償が小さくて済む。
- ③ 重水中に溶解したほう酸( $^{10}B$ )濃度調整により炉心の反応度を炉心全体として一様に抑制していること、減速材が重水であるため炉心の中性子移動面積が大きいこと等により、炉心全体の出力分布の歪みが小さく、出力平坦化のための制御棒挿入はほとんど必要ない。

表 1.1 新型転換炉ふげん発電所の主要諸元

原子炉の形式	重水減速沸騰軽水冷却型原子炉(圧力管型)		
炉 心	熱出力	約 557MWt(電気出力 165MWe)	
	等価直径	約 4.0m	
	有効高さ	約 3.7m	
	燃料集合体数	224	
	炉心入口温度	277°C(圧力管入口)	
	炉心出口温度	284°C(蒸気ドラム)	
減速材	種類	重水	
	最高温度	70°C以下(定格時)	
反射材	種類	重水	
圧 力 管	形状	円筒形	
	個数	224	
	寸法	内径 全長	約 11.8cm 約 10m(含延長部)
	材料	炉心部 上下延長部	Zr-2.5wt%Nb合金 ステンレス鋼
	最高使用圧力	82kg/cm <sup>2</sup>	
	最高使用温度	296°C	
	下部水封方式	シールプラグ式	
	形状	豎形二重円筒形	
	高さ	約 4.9m	
カランドリアタンク	内径	炉心部 ダンプ部	約 4.9m 約 7.9m
	材料	ステンレス鋼	
	最高使用圧力	0.8kg/cm <sup>2</sup>	
	最高使用温度	150°C	
	形状	円筒形	
	個数	224	
カランドリア管	寸法	内径 全長	約 15.6cm 約 4.9m
	材料	ジルカロイ-2	
	運転圧力	68kg/cm <sup>2</sup> (蒸気ドラム)	
	運転温度	284°C(蒸気ドラム)	
原子炉冷却系	冷却材再循環流量	約 7600t/h(2 ループ分)	
	蒸気流量	約 910t/h	
	給水温度	約 182°C	
	基數	2	
	型式	横置円筒形ドラム	
蒸気ドラム	寸法	全長 外径	約 16m 約 2m
	材質	本体	炭素鋼内面ステンレス鋼
		ドライヤ	ステンレス鋼
		気水分離器	ステンレス鋼

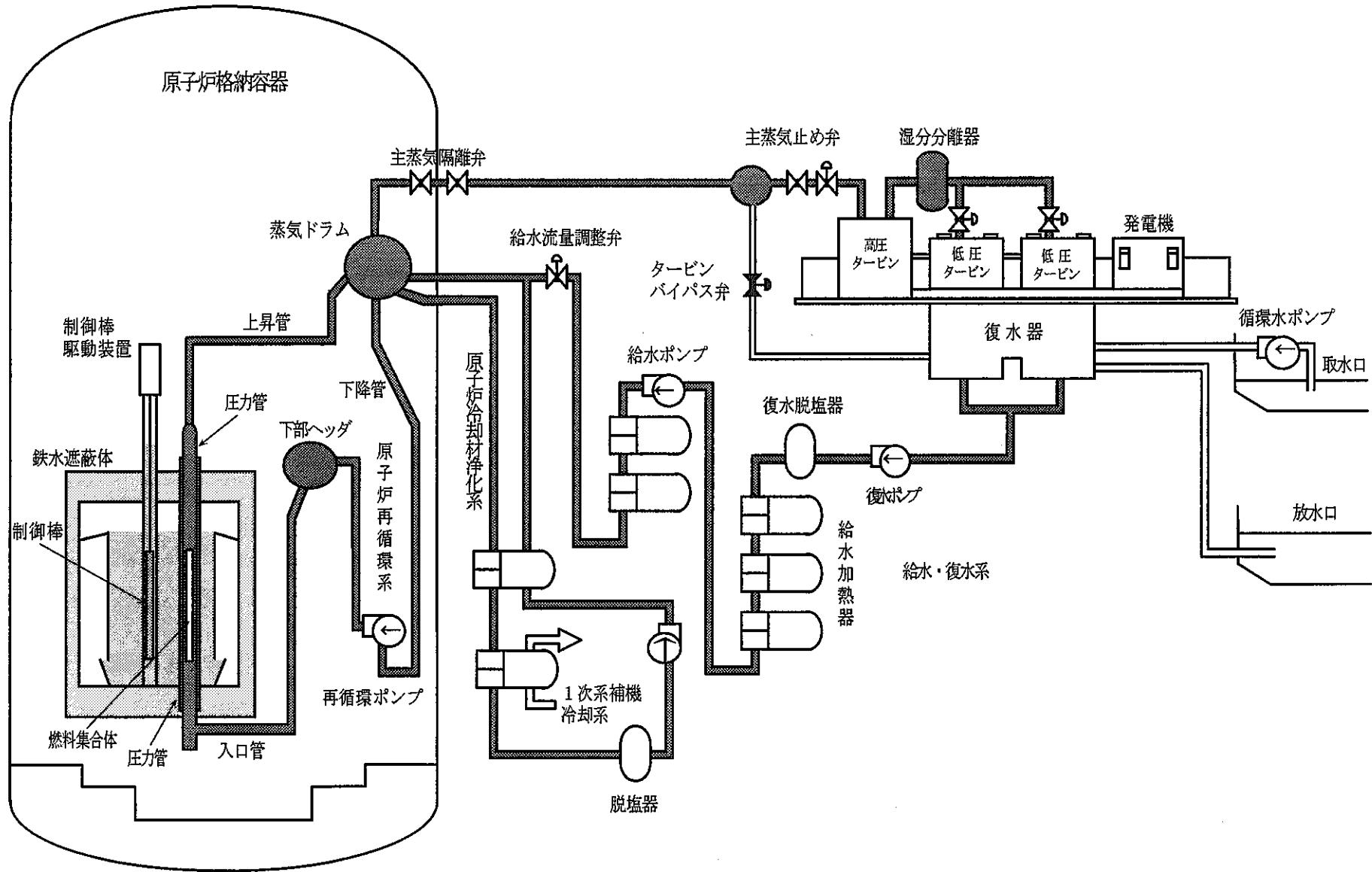


図1.1 「ふげん」の系統概要図

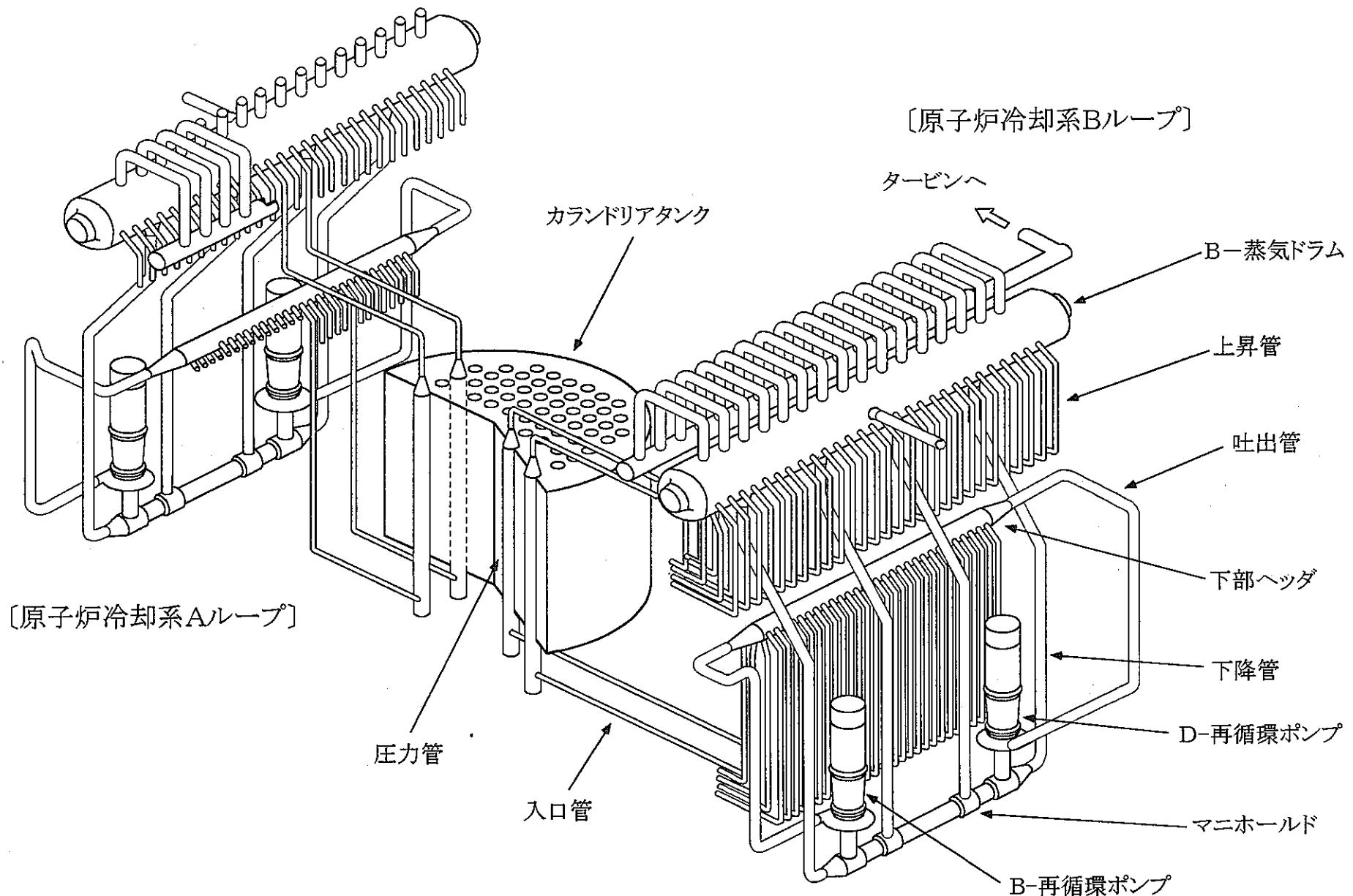


図1.2 原子炉再循環系統 鳥かん図

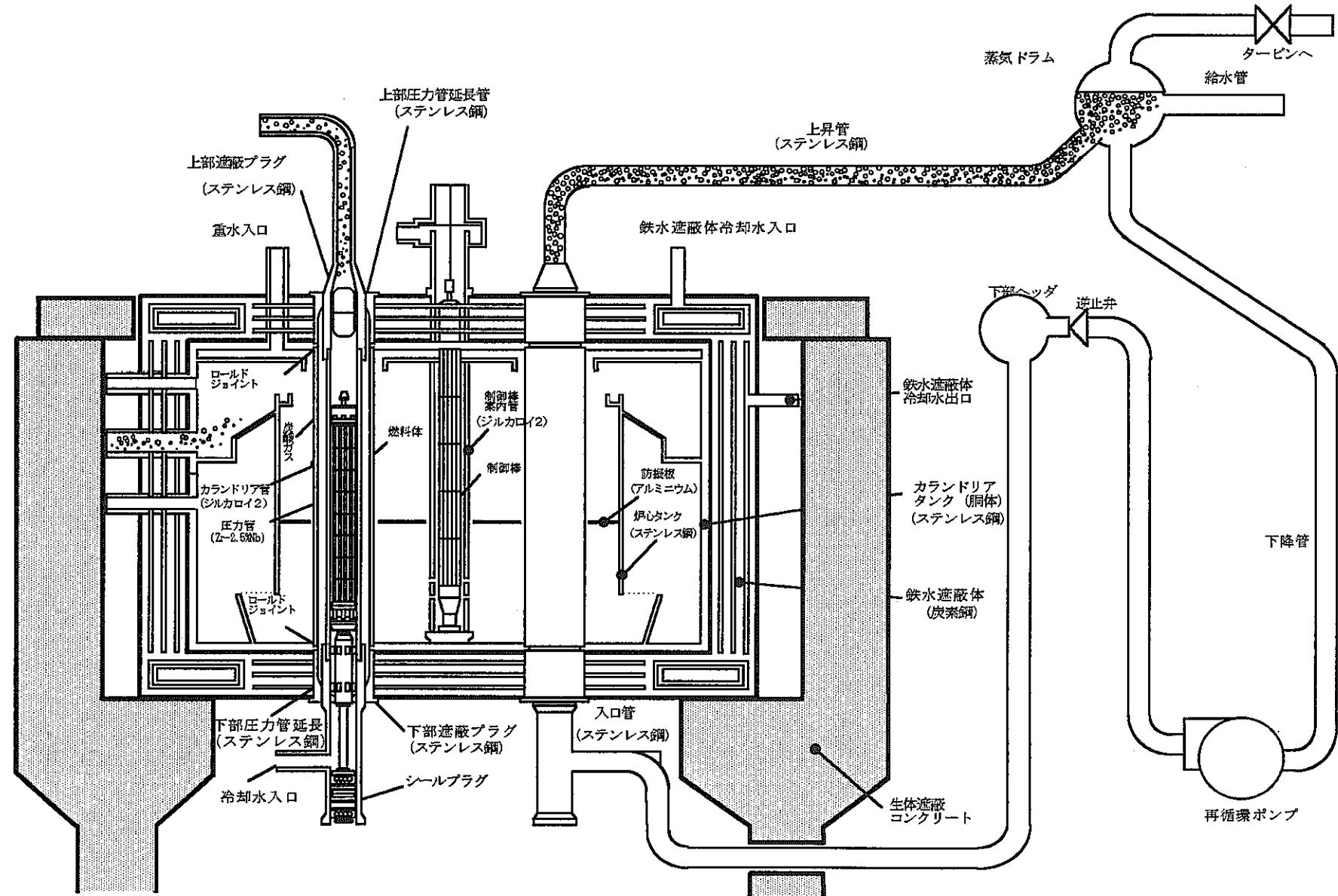


図1.3 原子炉本体断面図

## 2. 「ふげん」の炉心解析コード

一般に炉心設計に使用される計算コードは、格子計算コードと炉心解析コードに分類されている。

また、格子計算コードには、中性子断面積について詳細なデータを集めた評価済核データライブラリが別に用意されており、「ふげん」においてもこれらを適宜組み合わせて使用している。

### 2.1 核データ

核データとは、中性子エネルギーとそれに対応する核的断面積(吸収断面積、核分裂断面積等)を実験等から求め、収集したライブラリ(データ集)である。

最近では、日本原子力研究所(JAERI)核データセンターが整備し、熱中性子炉の設計および解析に使える日本の標準ライブラリである評価済核データライブラリ JENDL-3.2 (Japanese Evaluated Nuclear Data Library)を主に用いている。

### 2.2 格子計算コード(WIMS-ATR)

#### (1) 概 要

WIMS-ATR コードは、英国で開発された格子定数計算コード WIMS-D および WIMS-D4 を基に、「ふげん」および大洗工学センターの重水臨界実験装置(DCA)における各種データに基づいて計算精度を評価、改良したコードである。特に ATR の冷却材ボイド反応度係数の計算値は、実測値と良く一致しており、ATR 実証炉の炉心設計の冷却材ボイド反応度、冷却材ボイド反応度係数、ドップラ反応度およびドップラ反応度係数の計算には、WIMS-ATR コードが使用されている。

また、WIMS-ATR コードは WIMS 用核データライブラリを用い、1 次元あるいは 2 次元で任意のエネルギー群数で格子核計算を行って格子特性を求めたり、さらに格子燃焼計算を実施し格子定数を作成できる。

WIMS コードの開発・改良状況を図 2.1 に示す。WIMS 用核データライブラリの中性子エネルギー群構造を表 2.1 に、核データライブラリで考慮される核種を表 2.2 に示す。

## (2) 計算モデル

### ① エネルギー群

WIMS 用核データライブラリの中性子エネルギーは、表 2.3 のとおり 69 群から 172 群に詳細群化を図っている。

表 2.3 WIMS-ATR エネルギー区分表

領 域	エネルギー区分	群 数
高速領域	9.118keV～10MeV	14 群→45 群
共鳴領域	4.0eV～9.118keV	13 群→47 群
熱 領 域	0.0～4.0eV	42 群→80 群

特に熱群は、 $^{239}\text{Pu}$  の 0.3eV 共鳴と  $^{240}\text{Pu}$  の 1.0eV 共鳴付近で集中して分割され、また、計算出力は全 69 群、全 172 群を任意の群に縮約して使用できる。WIMS 用 JENDL-3.2 核データライブラリで考慮される重核種の燃焼チェインを図 2.2 に示し、WIMS-ATR で計算した燃料中および重水中の 172 群中性子スペクトルの例を図 2.3 に示す。

### ② 热中性子散乱マトリックス

温度依存の热中性子散乱マトリックスは水素、重水素、黒鉛、酸素、ベリリウムに対して代表的な温度別の表になってライブラリ中に作成されており、計算する温度の热散乱マトリックスは直線内挿により求める。

### ③ 共鳴領域

共鳴領域の計算は、温度依存の共鳴積分のライブラリを使用し、各燃料タイプの格子形状における非均質性を均質的に取り扱う等価理論を用いる。この等価理論から得られた数群の共鳴積分は、実効吸収断面積や核分裂断面積を計算するために使われる。

### ④ SPECTROX 法

WIMS-ATR では、172 群の輸送計算が可能であるが、実際には高速化のために特別な方法が用いられている。これは SPECTROX 法と呼ばれ、複雑な形状の格子を単純化して

格子の基本領域ごとに 172 群でスペクトル計算を行う。ここから得られたスペクトルは、輸送理論を解く際に輸送理論の数群のエネルギーに縮約するために用いられる。

#### ⑤輸送計算

WIMS-ATR では輸送計算方法として種々のオプションが用意されている。無限円柱、平板のような問題に対しては Sn 近似による微分型と衝突確率による積分型による計算で中性子束分布を計算することができる。また、より複雑な形状をもつ問題に対しては、燃料内の個々の燃料棒を細分する衝突確率計算ルーチン PIJ が用いられる。この PIJ 計算では、計算時間の短縮化のために外周部減速材部には積分型 1 次元円柱モデルを適用することもできる。

#### ⑥漏れ評価

格子平均の拡散係数は Sigma Transport Average 法、Ariadne 法、Benoist 法をオプションで選択できる。Sigma Transport Average 法は平板問題で用い、格子各領域が平均自由行路より短い場合に使用され、中性子束と体積で重みづけした  $\Sigma tr$  を用いる。Ariadne 法は円柱形状中の拡散非対称性に対する Benoist のオリジナル理論に基づいている。Benoist 法はクラスター問題に使用され、拡散計算における高次の相関式項まで含む Benoist 理論の修正である。

また、漏れ評価には拡散理論による評価と B1 法による評価がある。B1 法は基本バックリングモードと P1 散乱の輸送方程式の 1 つの解であり、異方性散乱が問題となる場合、高次のバックリングモードを考慮する必要がある場合に適用できる。

### (3) 計算の流れ

WIMS-ATR コードは、燃焼計算で  $K_{eff}$ 、 $K_{inf}$ 、 $\beta_{eff}$ 、LPF、転換比等の燃焼特性を求めるとともに、格子計算でボイド反応度、ドップラ反応度等の格子特性を求めることができる。さらに、CITATION コード用格子断面積( $D$ 、 $\Sigma a$ 、 $\nu \Sigma f$ 、 $\Sigma s$ )等を作成することができる。

これらのコードの流れを図 2.4 に示す。

### (4) 主要な入力および出力

① 入力すべき主要なデータは次のとおりである。

- ・燃料集合体形状入力

- ・燃料要素配置(中心半径、角度)
- ・各部物質の密度、温度、元素組成ないしは原子数密度
- ・燃料要素内分割入力
- ・中性子エネルギー群数、区分エネルギー入力
- ・計算メッシュ分割
- ・バックリング
- ・輸送計算オプション

②WIMS-ATR の計算から得られる主要な物理量を以下に示す。

- ・格子平均、領域別、元素別 エネルギー群別断面積、 Reaction Rate 等
- ・燃焼計算時燃料内数密度
- ・固有値、転換比
- ・L PF、ミクロパラメータ、四因子
- ・スペクトル
- ・炉心計算コード CITATION 用格子断面積( $D$ 、 $\Sigma a$ 、 $\nu \Sigma f$ 、 $\Sigma s$ )
- ・3 次元核熱コード LAYMON 用格子定数(B 定数、G 定数)

## 2.3 炉心解析コード(POLESTAR)

### (1)概要

「ふげん」における炉心管理および燃料取替計画の作成には、3次元2群核熱水力結合計算コードである「POLESTAR」コードを使用している。今後、計算時間を増大させることなく計算精度を向上させることが望まれるが、拡散方程式を従来の差分法から近代ノード法に基づく手法が有力であり、軽水炉においても、近年、炉心設計および炉心管理コード等に近代ノード法が導入され、計算精度の向上が確認されている。

### (2)解法の検討

近代ノード法は、計算する体系を「ノード」と呼ばれる領域に分割し、有限差分法とは違いノード内の中性子束分布を考慮して解いている。その際、ノード内で多次元のある方向にのみ注目し、残りの方向については積分することにより、多次元拡散方程式を1次元拡散方程式に変換する。この1次元拡散方程式方程式をノード内の中性子束を考慮して解くので、メッシュ幅を大きくしても計算精度はあまり変わらない。

この近代ノード法の基本式である1次元拡散方程式を解く方法としては、現在①多項式ノード法、②解析的ノード法および③解析式多項式ノード法の3種類の方式が提案されている。各手法の比較を表2.4に示す。

#### ①多項式ノード法

KWU社のNEMコード、ANLのDIF3D-NODAL、スイスのNODLEGコードで用いられている。この方法では、各ノード内での中性子束をすべて多項式展開し、拡散方程式に対して重み付き残差法を適用することによって係数を決定する。そのため、展開した次数の精度までしか正確でなく、展開次数が増えるにつれて展開係数を記憶しなければならないので、記憶容量が増えてしまう。計算の流れとしては、まず入射中性子流およびノード平均中性子束に対する初期値を与え、各ノードからの流出中性子流を計算する。あるノードの入射中性子流は、隣接ノードから見ると流出中性子になるので、入出および流出中性子流を次々と更新することができる。部分中性子流が収束すると、これを用いて各ノードの平均中性子束が計算できる。これらの値を用い応答行列を再計算し、ノード平均中性子束が収束するまで繰り返す。このように、多項式ノード法で使用する未知数は、各エネルギー群におけるノード平均中性子束および各ノード境界面(6面)での部分中性子流の計7個であり、任意のエネルギー群数への拡張も容易である。

## ②解析的ノード法

この方法は MIT の QUANDRY コードで用いられている。この方法は、多項式ノード法とは異なり、拡散方程式を 2 階の微分方程式として解析的に解く。そのため、メッシュ誤差はほとんどないが、解析解が複雑になるため多群化は難しい。計算の流れとしては、まず各ノード平均中性子束と横方向中性子漏れの初期値を仮定し、ノード表面での中性子流を計算する。中性子流が計算されると、ノード内での中性子バランス式よりノード平均中性子束が計算され、この更新された中性子束より中性子流が収束するまで繰り返し計算する。この方法での未知数は、各ノードに対してノード平均中性子束と 3 個の正味中性子束の計 4 個であり、①の多項式ノード法より少ない。

## ③解析式多項式ノード法

この方法は、MIT の QPANDA コード、Studvik(スウェーデン)の SIMULATE-3 コードで用いられている。多項式ノード法では 1 つのノード内での部分中性子流に対する結合係数を求めるのに対し、この方法では一部の中性子束は多項式に展開するが、解析的ノード法のように隣接する 2 ノードの多項式を解析的に解いている。そのため、精度は①の多項式ノード法よりも良いことが期待でき、多群化も容易である。

表 2.4 各手法の比較表

項目	①多項式ノード法	②解析的ノード法	③解析式多項式ノード法
未 知 数	ノード平均中性子束 (1 個) 部分中性子流 (6 個)	ノード平均中性子束 (1 個) 表面平均の中性子漏れ (3 個)	ノード平均中性子束 (1 個) 表面平均の中性子漏れ (3 個)
結合係数	簡単	非常に複雑	やや複雑
記憶容量	中程度	非常に大	小

上記 3 種類のうち、有望視されているのは②解析的ノード法と③解析式多項式ノード法である。POLESTAR では、解析解は複雑ではあるが高い精度が期待される②解析的ノード法を採用している。計算フローを図 2.5 に示す。

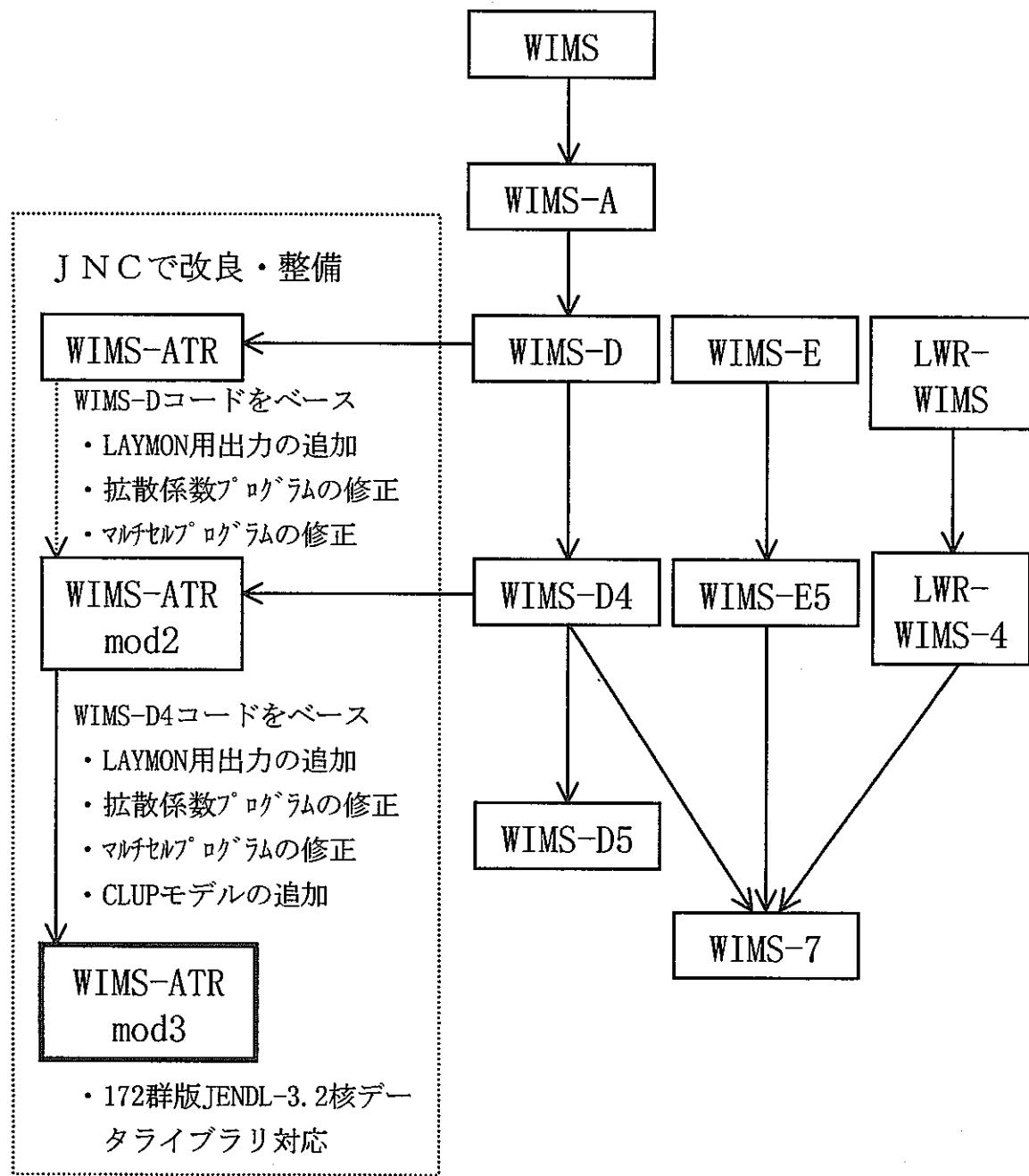


図2.1 WIMSコードの開発・改良状況

表2.1 WIMS-ATR 中性子エネルギー群構造

172群	69群	上限エネルギー	172群	69群	上限エネルギー	172群	69群	上限エネルギー
1	—	1.9640E+07	59	20	7.4852E+02	117	34	1.1500E+00
2	—	1.7333E+07	60	20	6.7724E+02	118	35	1.1230E+00
3	—	1.4918E+07	61	20	4.5400E+02	119	35	1.1100E+00
4	—	1.3840E+07	62	21	3.7170E+02	120	36	1.0970E+00
5	—	1.1618E+07	63	21	3.0432E+02	121	37	1.0710E+00
6	1	1.0000E+07	64	21	2.0400E+02	122	38	1.0450E+00
7	1	8.1873E+06	65	22	1.4863E+02	123	38	1.0350E+00
8	1	6.7032E+06	66	22	1.3674E+02	124	39	1.0200E+00
9	2	6.0653E+06	67	22	9.1661E+01	125	40	9.9600E-01
10	2	5.4881E+06	68	23	7.5674E+01	126	40	9.8600E-01
11	2	4.4933E+06	69	23	6.7904E+01	127	44	9.7200E-01
12	3	3.6788E+06	70	23	5.5595E+01	128	42	9.5000E-01
13	3	3.0119E+06	71	23	5.1578E+01	129	42	9.3000E-01
14	3	2.4660E+06	72	24	4.8252E+01	130	43	9.1000E-01
15	4	2.2313E+06	73	24	4.5517E+01	131	43	8.6000E-01
16	4	2.0190E+06	74	24	4.0169E+01	132	44	8.5000E-01
17	4	1.6530E+06	75	24	3.7267E+01	133	44	7.9000E-01
18	5	1.3534E+06	76	24	3.3720E+01	134	45	7.8000E-01
19	5	1.2246E+06	77	24	3.0511E+01	135	45	7.0500E-01
20	5	1.1080E+06	78	25	2.7608E+01	136	46	6.2500E-01
21	5	1.0026E+06	79	25	2.4981E+01	137	46	5.4000E-01
22	5	9.0718E+05	80	25	2.2603E+01	138	47	5.0000E-01
23	6	8.2085E+05	81	25	1.9455E+01	139	47	4.8500E-01
24	6	6.0810E+05	82	26	1.5928E+01	140	47	4.3300E-01
25	6	5.5023E+05	83	26	1.3710E+01	141	48	4.0000E-01
26	7	4.9787E+05	84	26	1.1224E+01	142	48	3.9100E-01
27	7	4.5049E+05	85	27	9.9056E+00	143	49	3.5000E-01
28	7	4.0762E+05	86	27	9.1898E+00	144	50	3.2000E-01
29	8	3.0197E+05	87	27	8.3153E+00	145	50	3.1450E-01
30	8	2.7324E+05	88	27	7.5240E+00	146	51	3.0000E-01
31	8	2.4724E+05	89	27	6.1601E+00	147	52	2.8000E-01
32	9	1.8316E+05	90	27	5.3464E+00	148	53	2.4800E-01
33	9	1.2277E+05	91	27	5.0435E+00	149	54	2.2000E-01
34	10	1.1109E+05	92	27	4.1293E+00	150	54	1.8900E-01
35	10	8.2297E+04	93	28	4.0000E+00	151	55	1.8000E-01
36	11	6.7379E+04	94	28	3.3808E+00	152	55	1.6000E-01
37	11	5.5166E+04	95	28	3.3000E+00	153	56	1.4000E-01
38	12	4.0868E+04	96	29	2.7679E+00	154	56	1.3400E-01
39	12	3.6979E+04	97	29	2.7200E+00	155	56	1.1500E-01
40	12	2.9283E+04	98	30	2.6000E+00	156	57	1.0000E-01
41	12	2.7394E+04	99	30	2.5500E+00	157	57	9.5000E-02
42	13	2.4788E+04	100	30	2.3600E+00	158	58	8.0000E-02
43	13	1.6616E+04	101	30	2.1300E+00	159	58	7.7000E-02
44	14	1.5034E+04	102	31	2.1000E+00	160	59	6.7000E-02
45	14	1.1138E+04	103	31	2.0200E+00	161	60	5.8000E-02
46	15	9.1188E+03	104	31	1.9300E+00	162	61	5.0000E-02
47	15	7.4659E+03	105	31	1.8400E+00	163	62	4.2000E-02
48	16	5.5308E+03	106	31	1.7550E+00	164	63	3.5000E-02
49	16	5.0045E+03	107	31	1.6700E+00	165	64	3.0000E-02
50	17	3.5266E+03	108	31	1.5900E+00	166	65	2.5000E-02
51	17	3.3545E+03	109	32	1.5000E+00	167	66	2.0000E-02
52	18	2.2487E+03	110	32	1.4750E+00	168	67	1.5000E-02
53	18	2.0347E+03	111	32	1.4400E+00	169	68	1.0000E-02
54	18	1.5073E+03	112	32	1.3700E+00	170	68	6.9000E-03
55	19	1.4338E+03	113	32	1.3375E+00	171	69	5.0000E-03
56	19	1.2341E+03	114	33	1.3000E+00	172	69	3.0000E-03
57	19	1.0104E+03	115	33	1.2350E+00			1.1000E-04
58	20	9.1424E+02	116	33	1.1700E+00			

表2.2 WIMS-ATR3用JENDL-3.2ライブラリの核種ID

ID	核種	質量数	ID	核種	質量数	ID	核種	質量数
2001	H	1.00783	3157	Gd157	156.924	154	Eu154	153.923
10002	D	2.0143	3158	Gd158	157.924	155	Eu155	154.923
3	He3	3.01603	3160	Gd160	159.927	2135	I135	134.91
4	He4	4.00259	178.1	Hf	178.486	1149	Pm149	148.918
6	Li6	6.01512	207	Pb	207.215	902	Pseudo	190
7	Li7	7.016	83	Kr83	82.9141	232.1	Th232	232.038
9	Be	9.01218	95	Mo95	94.9058	7233.1	Th233	233.042
1010	B10	10.0129	99	Tc99	98.9063	8233.1	Pa233	233.04
11	B11	11.0093	101	Ru101	100.906	233.1	U233	233.04
12	C12	12	1103	Ru103	102.906	234.1	U234	234.041
14	N14	14.0031	103	Rh103	102.905	235.4	U235	235.044
16	O16	15.9949	105	Rh105	104.906	1235.4	U235*	235.044
19	F	18.9982	1105	Pd105	104.905	236.1	U236	236.046
23	Na	22.9898	108	Pd108	107.904	627.1	U237	237.049
24	Mg	24.3051	109	Ag109	108.905	2238.4	U238	238.051
27	Al	26.9818	113	Cd113	112.904	637.1	Np237	237.048
28	Si	28.0856	115	In115	114.904	638.1	Np238	238.051
31	P	30.9738	127	I127	126.904	639.1	Np239	239.053
32	S	32.0643	131	Xe131	130.905	5238.1	Pu238	238.05
52	Cr	51.9959	135	Xe135	134.907	3239.1	Pu239	239.053
55	Mn	54.9381	133	Cs133	132.905	1240.1	Pu240	240.054
56	Fe	55.8468	134	Cs134	133.907	241.1	Pu241	241.057
58	Ni	58.688	1135	Cs135	134.906	242.1	Pu242	242.058
59	Co	58.9332	143	Nd143	142.91	643.1	Pu243*	243.062
63.1	Cu	63.5456	145	Nd145	144.913	644.1	Pu244*	244.065
91	Zr	91.2338	147	Pm147	146.915	1241.1	Am241	241.057
93	Nb	92.9063	1148	Pm148	147.917	6520.1	Am242	242.06
96	Mo	95.9313	148	Pm148m	147.917	6521.1	Am242m	242.06
112	Cd	112.412	2147	Sm147	146.915	653.1	Am243	243.061
119	Sn	118.71	149	Sm149	148.917	662	Cm242	242.058
3152	Gd152	151.92	150	Sm150	149.918	663	Cm243	243.061
3154	Gd154	153.921	151	Sm151	150.921	664	Cm244	244.063
3155.1	Gd155	154.923	152	Sm152	151.92	665	Cm245	245.066
3156	Gd156	155.922	153	Eu153	152.922	666	Cm246	246.067

\* : ENDF/B-6より作成

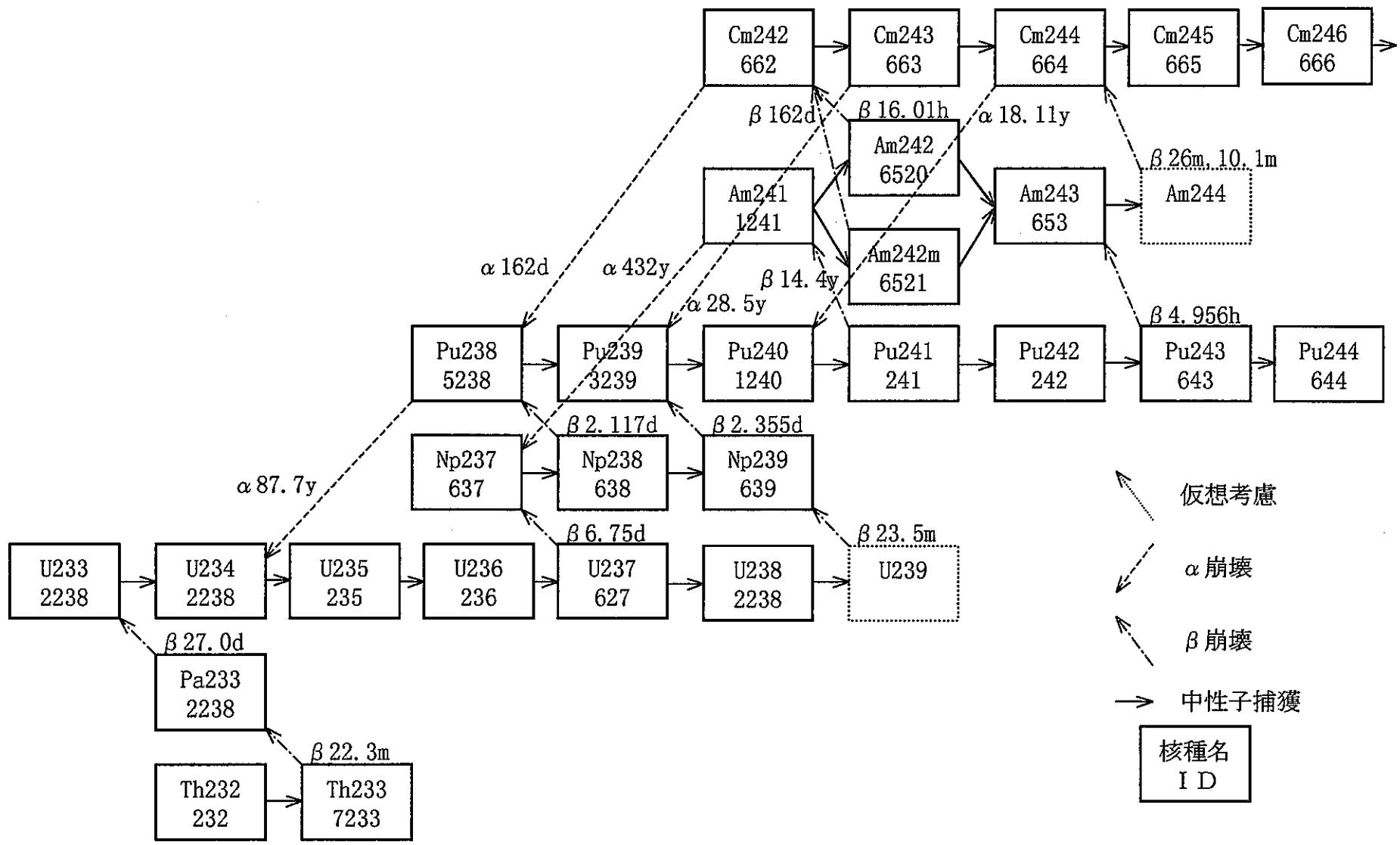


図2.2 WIMS-ATR用JENDL-3.2ライブラリでの燃焼チェイン

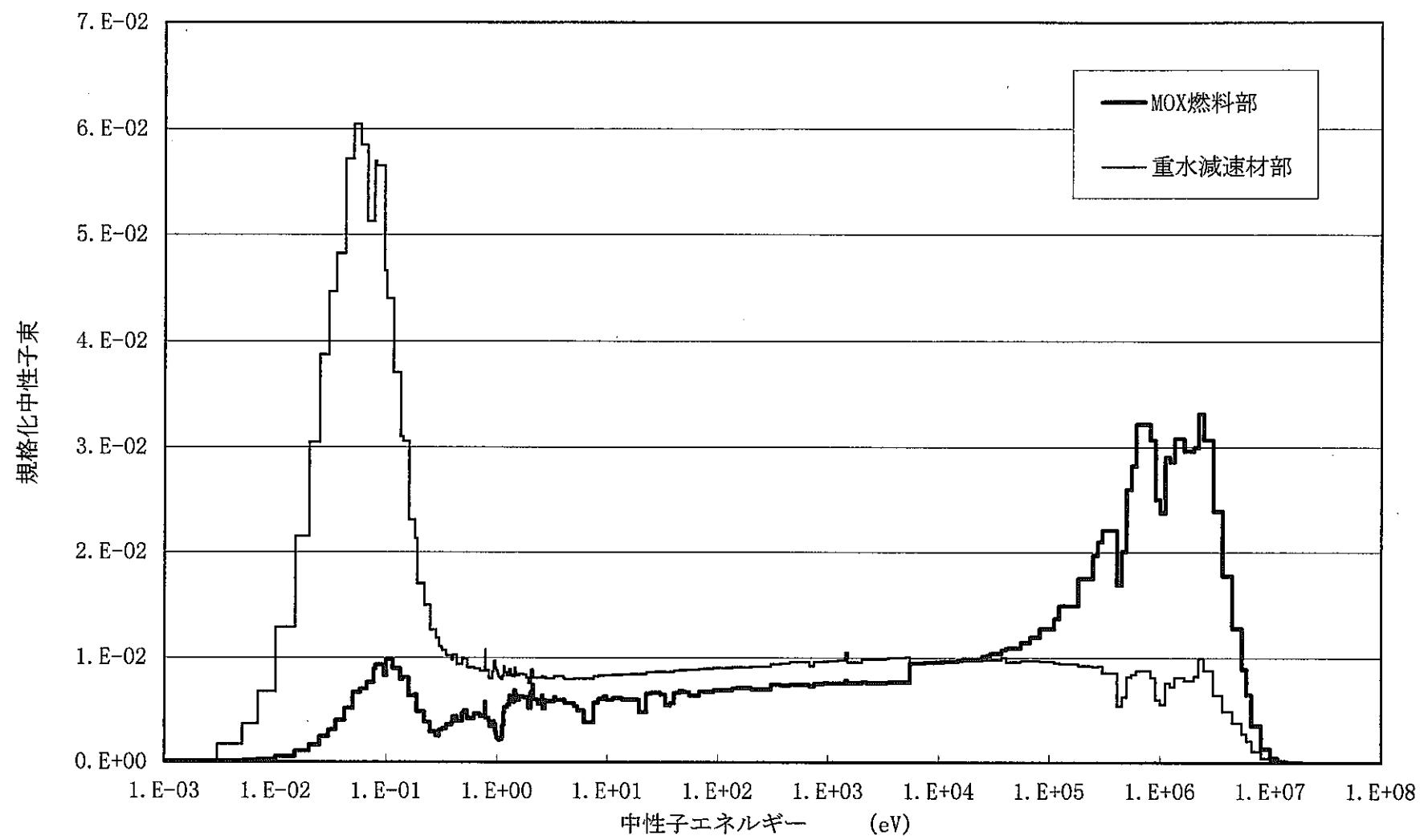


図2.3 WIMS-ATRで計算した中性子スペクトル例(MOX燃料タイプB)

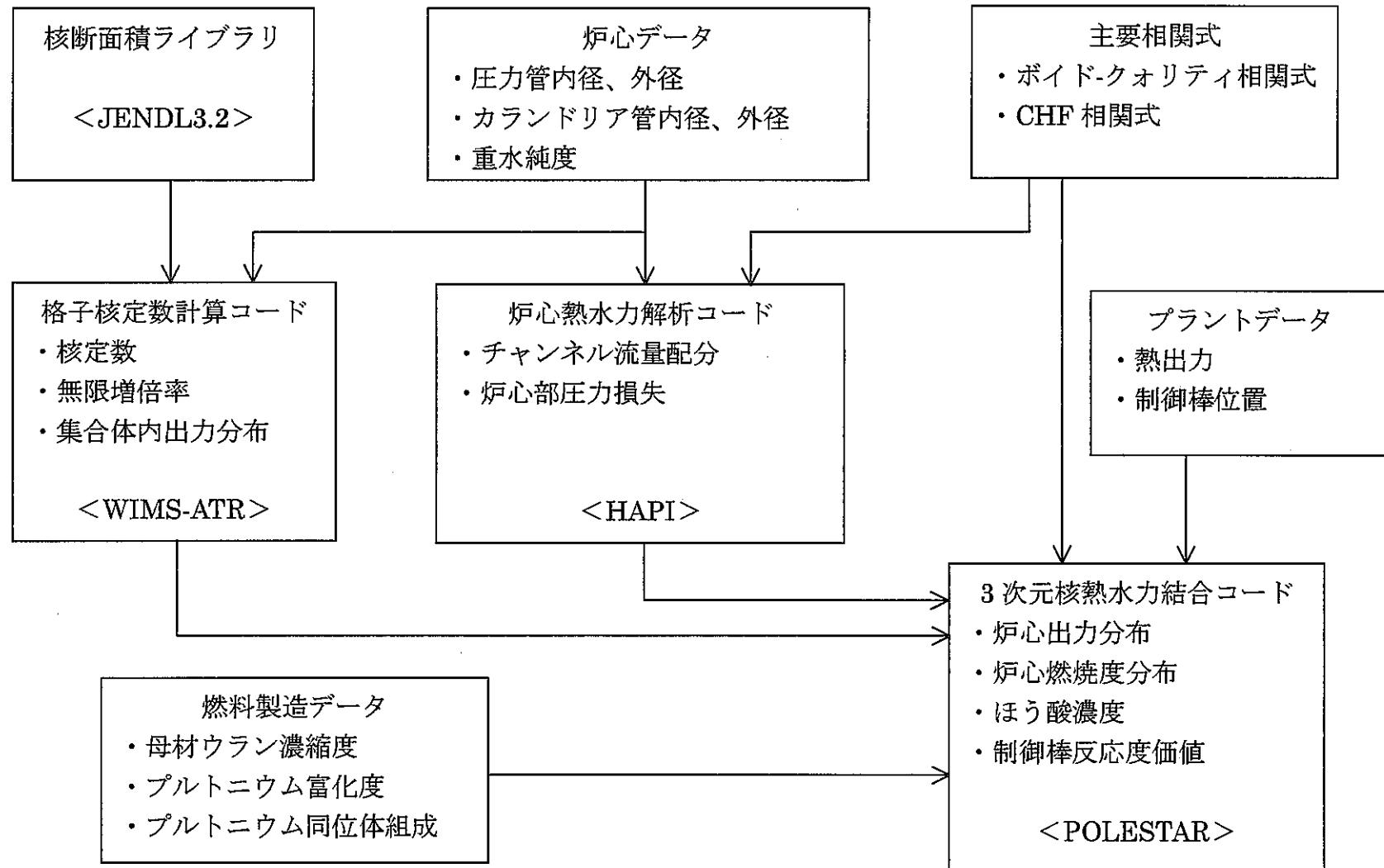


図 2.4 炉心管理コードシステム

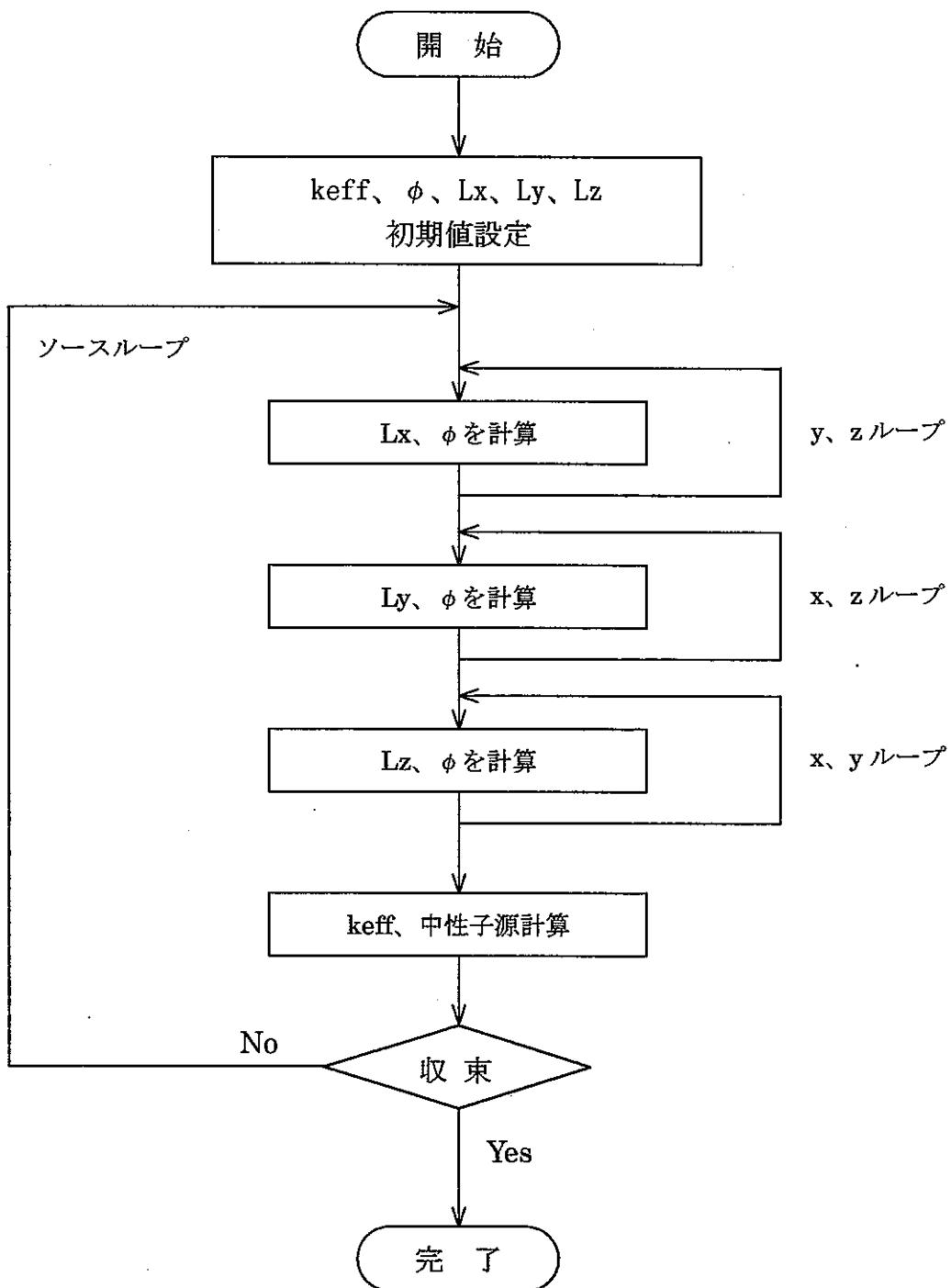


図 2.5 近代ノード法の計算フロー

### 3. プルトニウムおよび回収ウランの特性

#### 3.1 プルトニウム利用に関する特性

##### (1) 中性子吸収断面積

核分裂性プルトニウム  $^{239}\text{Pu}$  および  $^{241}\text{Pu}$  の中性子エネルギー依存の核分裂断面積を見ると、図 3.1 に示すように約 0.3eV 付近のエネルギー領域において大きなピークを有しており、 $^{235}\text{U}$  の断面積の特性と大きく異なっている。また、 $^{240}\text{Pu}$  については、図 3.2 に示すように約 1eV 付近に大きな吸収断面積のピークがある。このように、ウランとプルトニウムの断面積の中性子エネルギー依存性が異なるため、燃料組成が変化すると炉心特性も変化する。特に、 $^{240}\text{Pu}$  の含有率変化による影響が大きい。

一般に、再処理から抽出されるプルトニウム組成は、炉型および取出燃焼度により異なり、色々な割合で混在している。

ATR は、軽水炉に比べて同一燃焼度を得るためにプルトニウム富化度が小さくて良いため、 $^{240}\text{Pu}$  濃度も低い。また、熱中性子領域での中性子束分布を見ると、軽水炉より ATR の方がエネルギーの低い方により多く分布しており、かつ熱中性子に減速される途中、すなわち共鳴吸収領域のエネルギーにある中性子が燃料領域を通過する割合が軽水炉よりも小さい。このため、 $^{240}\text{Pu}$  等に中性子が吸収される割合は ATR が小さく、核分裂性プルトニウムを  $^{235}\text{U}$  と同様の断面積(1/v 特性)の領域で燃焼させることができる。

##### (2) $^{241}\text{Am}$ の蓄積

$^{241}\text{Am}$  は、核分裂性  $^{241}\text{Pu}$  の  $\beta$  崩壊(半減期約 14.4 年)により生成し、図 3.3 に示すようにその中性子吸収断面積は天然ボロンに匹敵する。

MOX 燃料集合体中の  $^{241}\text{Am}$  に起因する炉心特性への影響は、再処理から燃料装荷までの遅れ時間または原子炉停止期間における「核分裂性  $^{241}\text{Pu}$  の崩壊 + 中性子吸収物質  $^{241}\text{Am}$  の蓄積」による反応度低下として現れ、プルトニウム利用において考慮しなければならない点の一つである(図 3.4)。しかし、ATR の熱中性子領域における中性子束は、軽水炉よりもエネルギーの低い方により多く分布しており、減速過程において燃料領域を通過する割合が小さいため、軽水炉に比べて  $^{241}\text{Am}$  の共鳴吸収の影響を受けにくくなっている。

### (3) 中性子再生率 $\eta$

中性子再生率  $\eta$  は、1個の中性子を吸収した場合に核分裂を起こして何個の中性子が再び発生するのかを意味するものであり、核分裂を起こす中性子エネルギーおよび核種によって異なった値となる。

この  $\eta$  を考える場合、熱中性子で主に核分裂を起こさせる熱中性子炉では、低エネルギー領域に着目する必要がある。図 3.5 に示すように低エネルギー領域での  $\eta$  の値は、十分に減速された領域では、 $^{235}\text{U}$  と  $^{239}\text{Pu}$  および  $^{241}\text{Pu}$  で同等の値をとるが、それよりもエネルギーが高くなるに従い、 $^{239}\text{Pu}$  および  $^{241}\text{Pu}$  の  $\eta$  が  $^{235}\text{U}$  と異なってくる。

中性子経済を考える場合、1個の中性子吸収で多数の中性子が再生された方が有利であり、そのためには、特に  $^{239}\text{Pu}$  の  $\eta$  の落ち込み部分を外して核分裂を起こさせる方がよい。ATR は軽水炉に比べて、核分裂を起こさせる中性子がエネルギーの低い方に多く分布しており、 $^{239}\text{Pu}$  の  $\eta$  が  $^{235}\text{U}$  と同等の領域で燃焼させることができるために、核分裂性 plutonium を  $^{235}\text{U}$  とほぼ等価に扱うことができる。

### (4) プルトニウム同位体組成比

再処理から抽出されるプルトニウムの組成は、炉型および取出燃焼度により大きく異なり、色々な割合(核分裂性プルトニウム割合で 60~80%)で混在している。また、再処理はバッチ毎に行うため、常に同一組成のプルトニウムが入手できることはなく、燃料毎のプルトニウム組成の変化は当然あるものとして考えなければならない。特に、高燃焼度の使用済燃料から抽出されたプルトニウムでは、 $^{239}\text{Pu}$  の割合が減り、 $^{240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$  および  $^{242}\text{Pu}$  の割合が多くなる。また、 $^{240}\text{Pu}$  は 1eV 付近で大きな共鳴吸収を有している。

ATR は構造上、中性子減速を燃料から離れた重水中で行うことおよび中性子スペクトルが軽水炉よりも柔らかいことから、非核分裂性プルトニウムの共鳴吸収による影響を受けにくいため、プルトニウム組成変化が炉心特性(制御棒反応度変化、燃焼度補償等)に与える影響が小さい。

一方、軽水炉で  $^{240}\text{Pu}$  や  $^{242}\text{Pu}$  を多く含むプルトニウムを利用する場合は、非核分裂性プルトニウム割合の増加による悪影響を受けるので、同一燃焼度を得るには、組成に応じた分裂性プルトニウムの富化度調整が必要になる。図 3.6 に軽水炉での分裂性プルトニウムの同位体組成とプルトニウム富化度の関係を、図 3.7 に ATR での関係を示す。

### 3.2 回収ウランの利用

- (1)  $^{235}\text{U}$ が熱中性子を吸収すると約 84%は核分裂するが、残り約 16%は  $^{236}\text{U}$ になるため、軽水炉の使用済燃料からの回収ウランには、約 0.3~0.4%の  $^{236}\text{U}$ が含まれている。これを再濃縮する場合には、製品ウラン中に  $^{235}\text{U}$ とともに分離濃縮されるため、更に蓄積されることになる。
- (2)  $^{236}\text{U}$ の核的な影響については、 $^{236}\text{U}$ は約 5eV 付近の中性子エネルギーに大きな中性子吸収断面積を持っているので、 $^{236}\text{U}$ を含んだ濃縮ウラン燃料は  $^{236}\text{U}$ を含まない濃縮ウラン燃料より燃焼度が低下する。このため、 $^{236}\text{U}$ を含まない濃縮ウラン燃料の燃焼度と等しくするには、 $^{236}\text{U}$ 含有率の  $\alpha$  ( $^{236}\text{U}$ 反応度補償係数) 倍だけ  $^{235}\text{U}$ の濃縮度を高めなければならぬ。
- (3) ATRでは中性子が主に重水中で減速されることから、 $^{236}\text{U}$ の共鳴吸収の影響が軽水炉に比べて小さいため燃焼補償のための  $\alpha$  値は小さい。そのため、ATRでは回収ウランをそのままMOX燃料の母材として、もしくは回収ウランを再濃縮してウラン燃料として利用することが容易である。
- (4) なお、ATRの使用済燃料からの回収ウラン中の  $^{236}\text{U}$ 含有率は、MOX燃料を用いるため  $^{235}\text{U}$ 濃度が低いこと(特に劣化ウラン+プルトニウムのMOX燃料の場合に顕著)およびウラン燃料であっても、軽水炉より濃縮度が小さいため  $^{236}\text{U}$ の生成量が少ないとにより、軽水炉の使用済ウラン燃料からの回収ウランの場合よりも少ない。

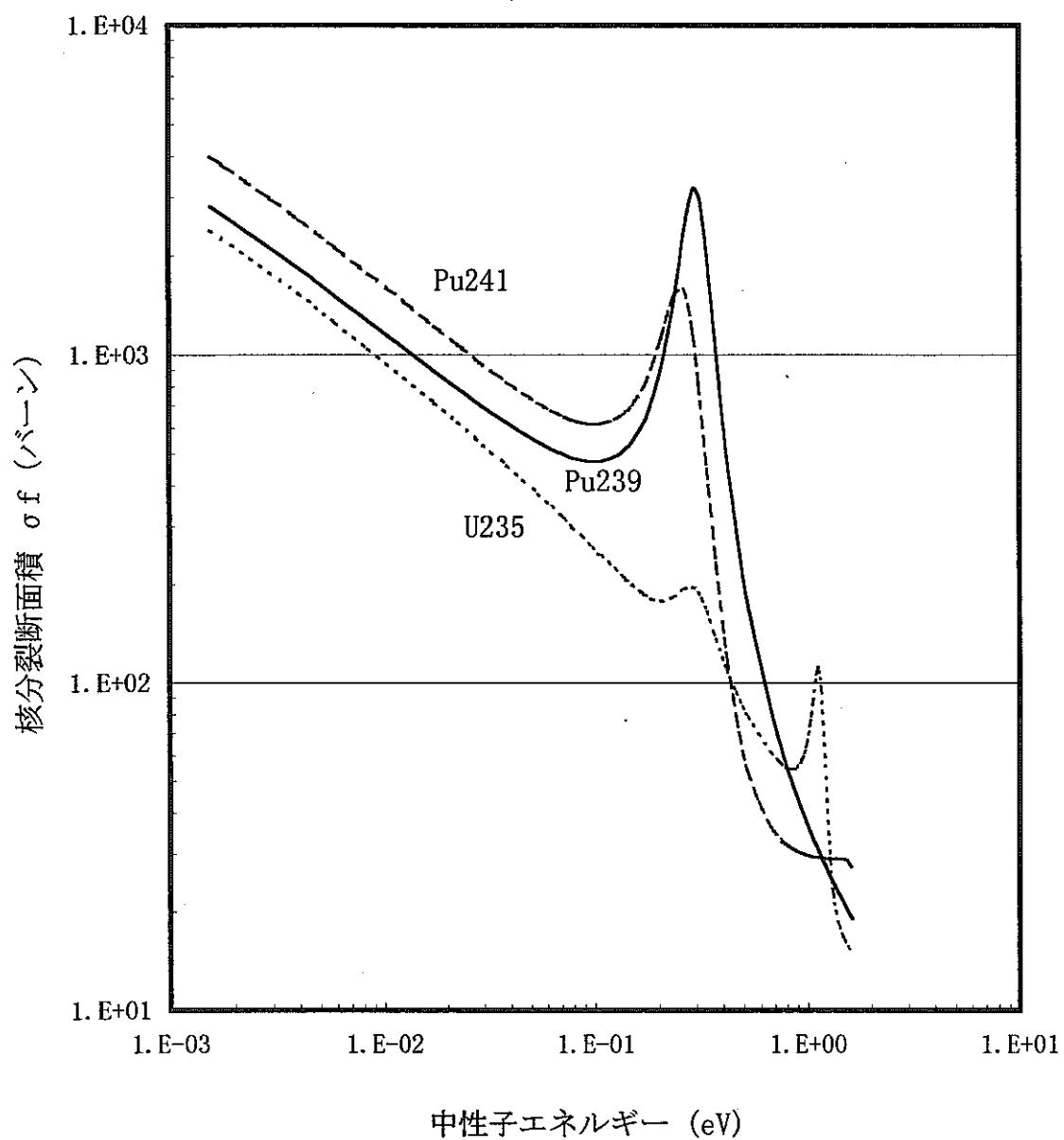


図3.1 核分裂断面積(Pu239, Pu241, U235)

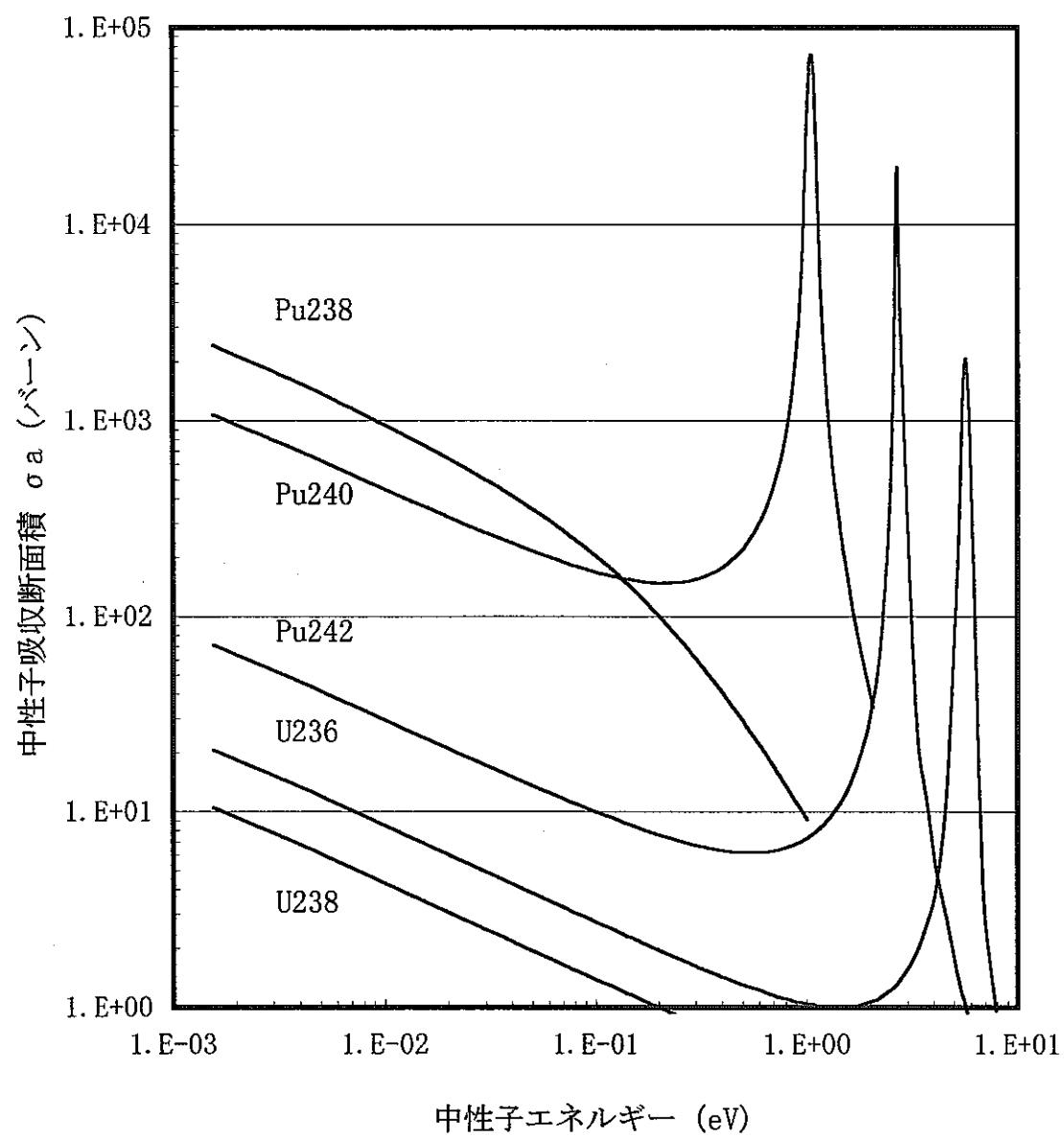


図3.2 中性子吸収断面積  
(Pu238, Pu240, Pu242, U236, U238)

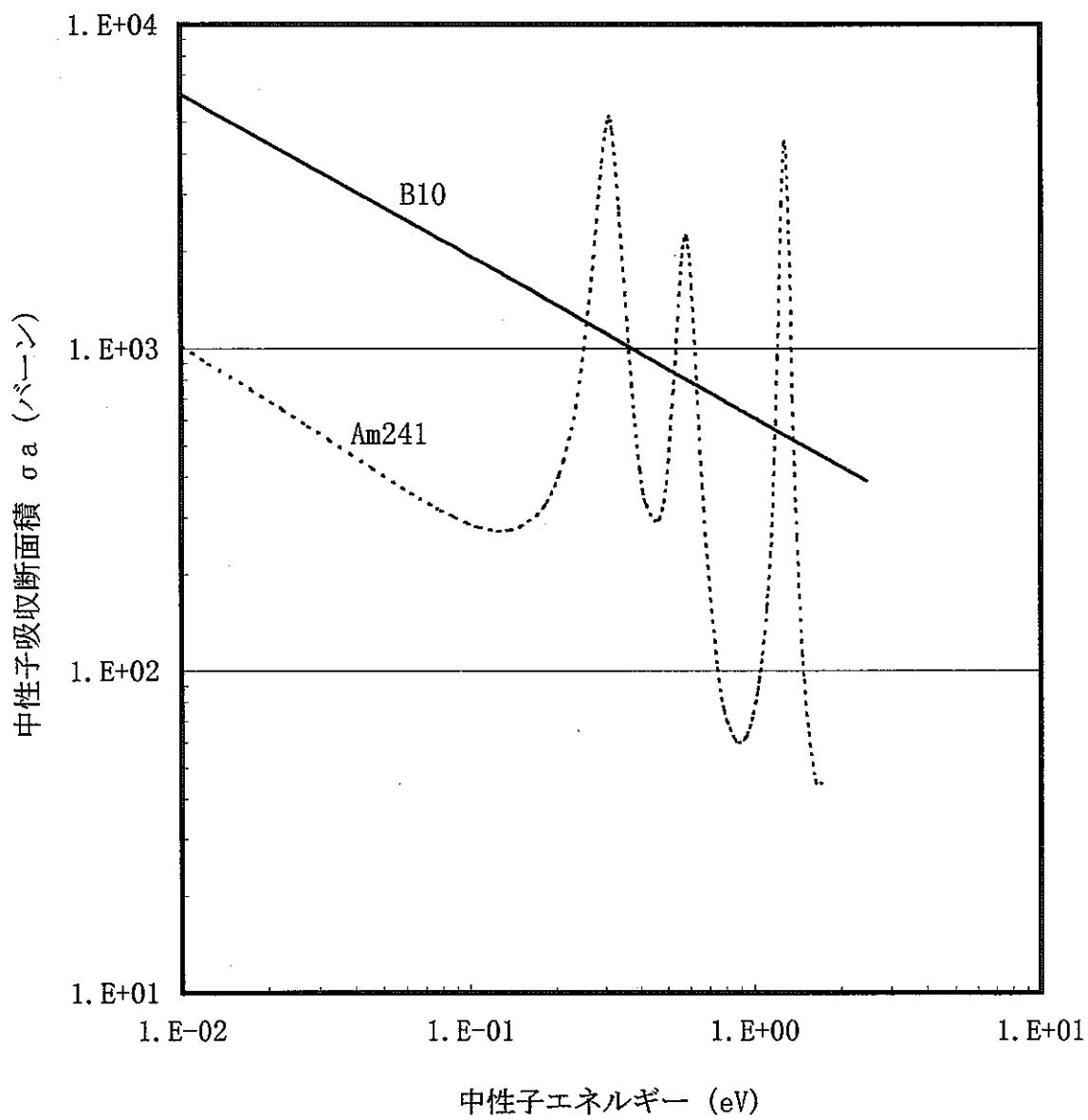


図3.3 中性子吸収断面積(Am241, B10)

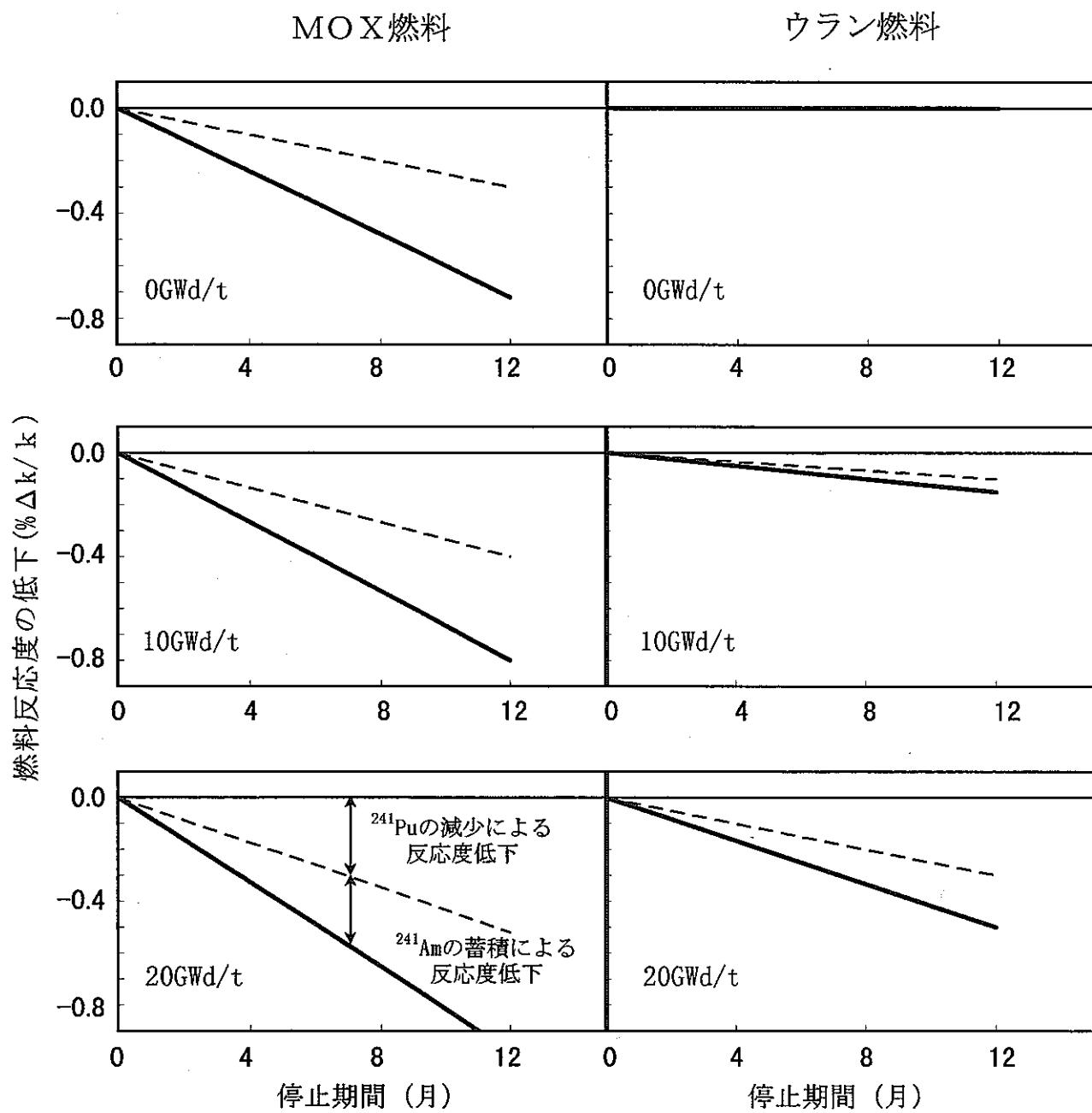


図3.4 241Pu崩壊と241Am蓄積が燃焼度に及ぼす影響

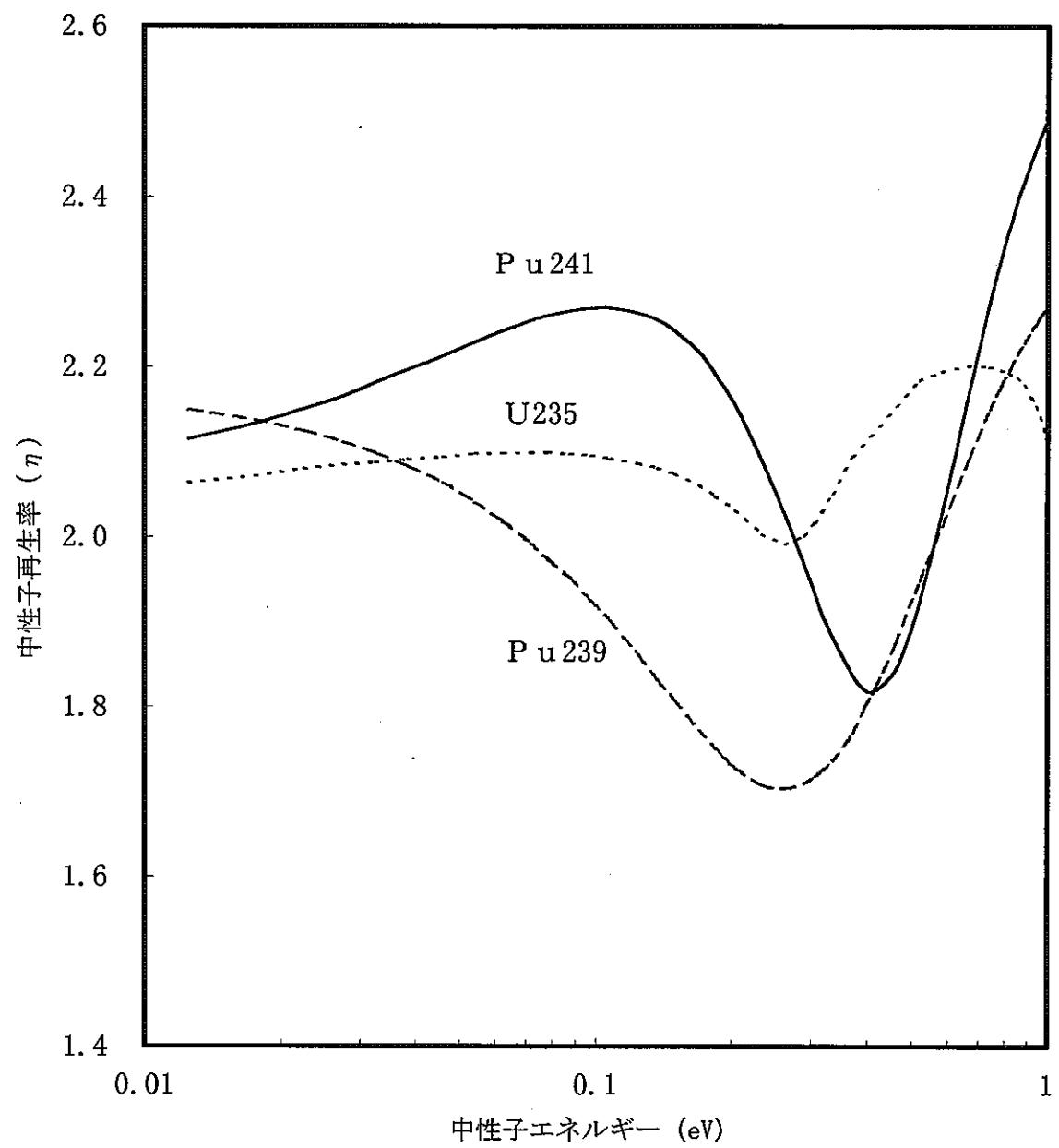


図3.5 中性子エネルギーと中性子再生率との関係

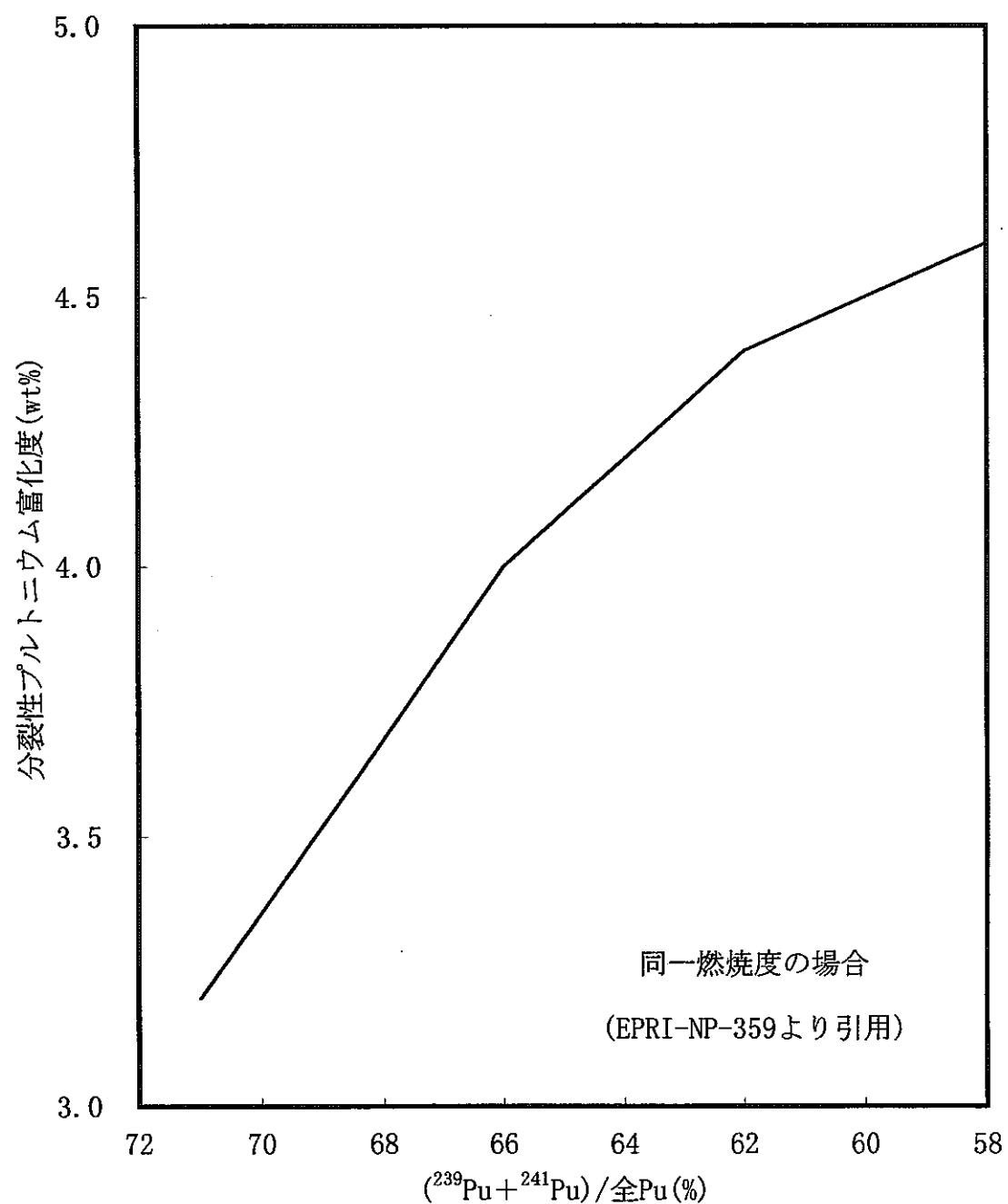


図3.6 軽水炉におけるPu-f富化度と同位体組成の関係

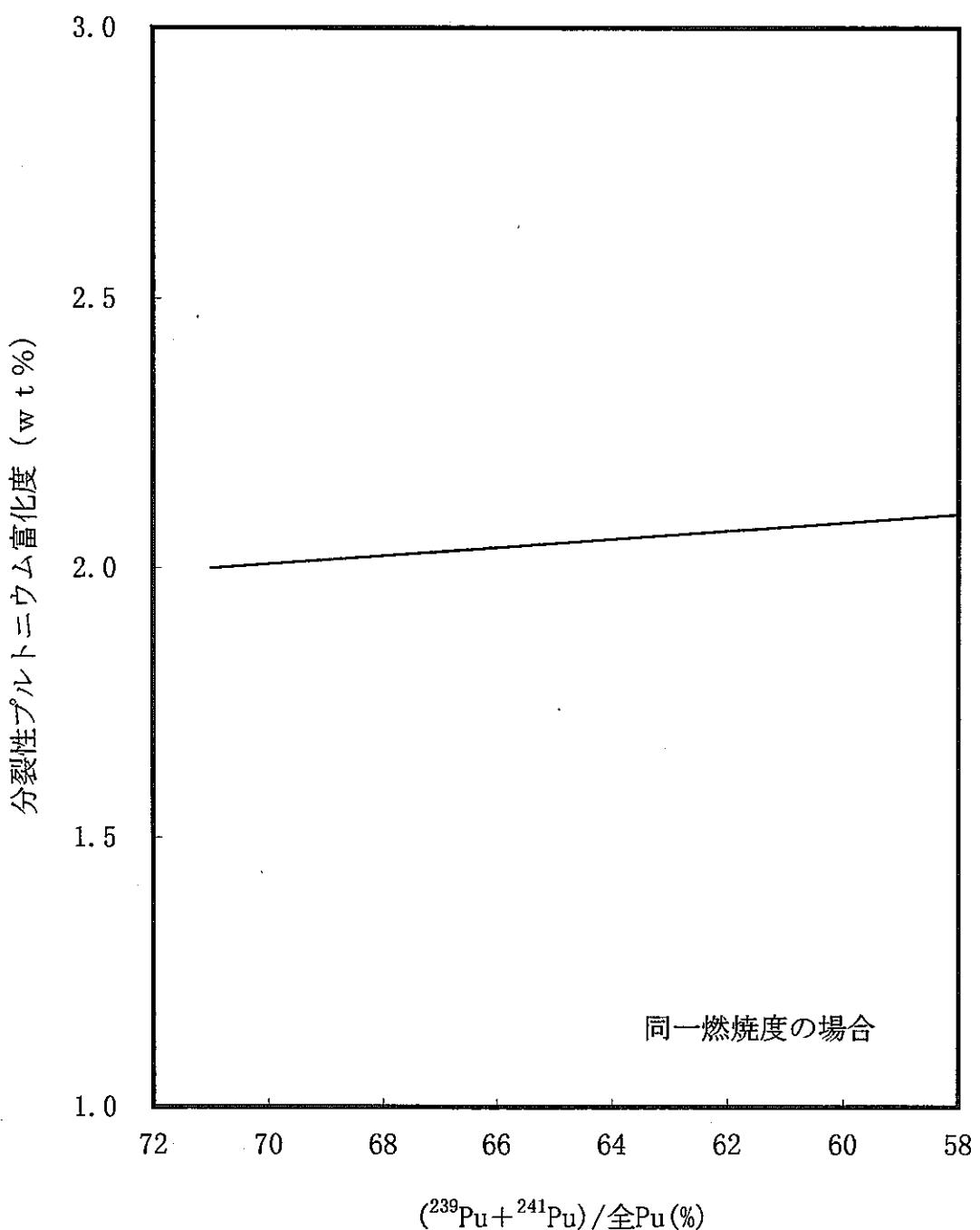


図3.7 ATRにおけるPu-f富化度と同位体組成の関係

## 4. 燃料取替計画

### 4.1 燃料取替の概要

軽水炉では、定期検査で燃料取替を行い約1年間運転した後、次回の定期検査で燃料取替を行っているが、「ふげん」では、定期検査で約6ヶ月分の燃料取替を行って運転した後、中間停止により約6ヶ月分の燃料取替を行い、再度約6ヶ月運転するパターンを採用している。これは、定期検査時に軽水炉並みの約1年分の燃料取替を行うより、約6ヶ月毎に運転・燃料取替を行う方が取替体数を少なくすることができ、経済的であることによる。

また、使用済燃料は原子炉停止後、燃料貯蔵プールに移送・保管している。炉内では継続使用燃料のシャフリングおよびスワッピングを行い、その後新燃料を装荷して適正な燃料配置としている。

### 4.2 燃料取替計画の考え方

「ふげん」における燃料取替計画策定の考え方は、以下の項目を基本としている。

#### <運転上の制限値>

- ・燃料の熱的制限値を満足する。

最大線出力密度(MLHGR : Maximum Linear Heat Generation Ratio)

17.5kW/ft (574W/cm) 以下(標準燃料)

最小限界熱流束比(MCHFR : Minimum Critical Heat Flux Ratio)

1.9 以上

- ・原子炉の停止余裕を確保する。

0.01△k/k 以上(ワンロッドスタック時)

#### <燃料管理の観点>

- ・燃料の炉内滞在日数制限を守る。

1,500 日以内 (標準燃料)

- ・燃料の最高燃焼度を守る。

20,000MWD/t 以下(標準燃料)

<運転計画および運転制御の観点>

- ・発電所の運転計画から要求される炉心寿命を満足する。
- ・90°回転対称燃料取替方式を採用する。

<燃料経済性の観点>

- ・燃料の有効利用を図る。
- ・新燃料の使用体数を削減する。

<作業効率向上>

- ・燃料取出体数およびシャフリング体数を可能な限り削減する。

<照射炉としての役割>

- ・試験照射用燃料の照射目的を満足させる。

#### 4.3 燃料取替計画策定時に考慮すべき事項

前項の考え方は必ずしも互いに全く相反するものではないが、中には両立し難い項目もある。

これまでの燃料取替計画作成の経験によると、

- (1) 燃料経済性の観点より、新燃料の使用体数を減らしたうえで可能な限り炉心寿命を延ばそうとした場合は、新燃料の出力が高くなるため、燃料の熱的制限値に対して余裕がなくなる。また、シャフリング体数を増やさなくてはならないことがある。
- (2) 照射炉としての役割の観点より、試験照射用燃料を特別に装荷した場合、90°回転対称性は必ずしも守られる訳ではない。
- (3) 新燃料の使用体数を増やすずに、燃料の熱的制限値を緩和するためには、シャフリング体数が増えてしまう。
- (4) 炉心の最外周に装荷した燃料については、燃料の炉内滞在日数制限のためにその燃焼度が十分に進まないうちに取り出さなくてはならない。このため、取出燃料の燃焼度を上昇させるには、シャフリングによって燃料をより燃焼が進む位置に移動させなくてはならない。

(5) 原子炉の停止余裕については、「ふげん」は常に十分な停止余裕が確保されているので、燃料取替計画の作成にあたっては問題にならない。また、最大過剰反応度については、運転期間が1年を大きく超えたものとならない限り問題にならない。  
ということが分かっている。

これらのことば定性的な要素が多く、必ずしも定量的に示されるとは限らないし、各サイクルの炉心構成によっても異なるが、これまでの数多くの燃料取替計画を作成した経験によって一般的に判っていることである。

したがって、燃料取替計画の作成にあたっては、必ず上記の基本的な考え方をもとに、各サイクルにおいて要請されている条件を十分に検討した上で行わなくてはならない。

また、各サイクルにおける燃料取替体数、炉心装荷位置および種類とともに、サイクルを通じて熱的パラメータが制限値以下となるよう制御棒パターンを決定することになっているが、重水中に  $^{10}\text{B}$  を注入し余剰反応度を抑制していることから出力分布の歪みが小さいため、制御棒による出力平坦化の必要はない。図4.1に第29サイクルの炉心配置を示す。

#### 4.4 燃料取替計画策定のためのルール

取替計画作成の考え方ば、中心からゾーン分けを行い、装荷次数毎の燃料数を適性な値にすることである(図4.2参照)。

この基本的な考え方ば経験的知見に基づいており、非定型ではあるが程度のゆるい定型パターンと言える。

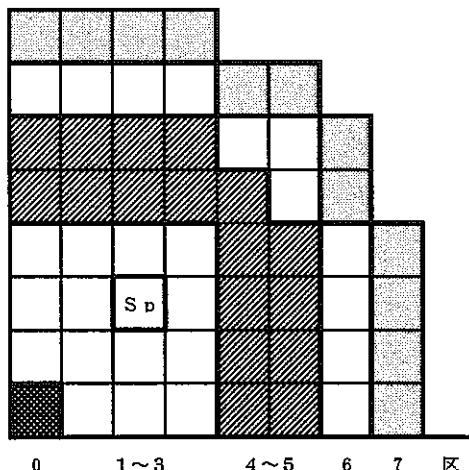


図4.2 1/4炉心のゾーン区分

### (1) 燃料取替計画作成支援システムの解析条件

解析条件はコードの誤差等を考慮した値となっており、ワークステーション上に移植した POLESTAR コードをベースとし、取替計画、入力データ、燃焼計算、結果表示、印刷の各作業を統合化したシステムにより行っている。

- ・制御棒位置：E 制御棒 65%、C 制御棒 75% 引抜き
- ・サイクル末期余剰反応度：0.3ppm

### (2) 解析結果の評価方法

上記の観点に基づき原案を作成するが、具体的な判断基準は基本的には表 4.1 のとおりである。

ここで、熱的制限値の目標値は、制限値に対して計算コードの精度を考慮した値としている。

表 4.1 解析結果における目標値

項目	目標値	制限値
熱的制限値	MLHGR (kW/ft) 17.0 以下	17.5 以下
	MCHFR 1.95 以上	1.9 以上
出力分布	領域出力 ±2.0% 以内	—
	ループ出力 ±1.0% 以内	—
炉心寿命 (EFPD)	運転計画日数以上	

### (3) 計画案作成手順

計画案作成と評価を、基本的には以下の手順で行う。

- ① 燃料取替時の燃焼度が 15GWd/t 以上の燃料を確認する。この燃料が今サイクルの取出候補となる。
- ② 前頁の図に示すゾーン毎に装荷する新燃料体数を検討する。
- ③ 90° 回転対称を考慮して取替原案を作成する。
- ④ 取替原案を POLESTAR コードにより、サイクル初期の状態を解析する。
- ⑤ 解析結果、サイクル初期における熱的制限値、出力分布が目標値を満足するか否か判定する。

- ⑥ 解析結果が満足しない場合は③に戻り、シャフリング位置や新燃料装荷位置を見直す。  
満足する場合は POLESTAR により、サイクル末期までの燃焼計算を実施する。
- ⑦ 燃焼計算の結果、サイクルの EFPD が目標値を満足するか否か判定する。
- ⑧ 解析結果が満足しない場合は③に戻り、シャフリング位置や新燃料装荷位置を見直す。  
満足する場合にはこの取替原案を候補の 1 つとし、更なる熱的制限値の緩和、炉心の燃料配置の対称性、取出燃焼度の向上、シャフリング体数の削減等を目標に新たな取替原案を検討する  
また、炉心寿命の余裕が大きい場合には、装荷する新燃料体数の削減も考慮する。
- ⑨ 上記の検討を経て取替原案を数ケース作成する。
- ⑩ ⑨で候補となった取替原案を LAYMON コードでも上記の解析条件で予測計算を行う。
- ⑪ 解析結果から、熱的制限値、出力分布、到達燃焼度を確認し、上記の目標値を満足するか確認する。
- ⑫ 解析結果の目標値が POLESTAR、LAYMON の両コードとも満足するものを選定し、取替計画を決定する。

#### 4.5 GA、SA法を利用した燃料取替計画自動策定システム

「ふげん」では、熟練技術者がEWS(エンジニアリングワークステーション)上の「燃料取替計画支援システム」を利用し、運転サイクル毎に燃料取替計画案を作成しているが、更に、熟練技術者の労力低減および燃料のコスト削減を目的として、最新の知的処理技術を用い燃料取替計画を評価できる「燃料取替計画自動策定システム」を開発中であり、運用に向け評価を行っている。これは、熟練技術者の作成した燃料取替計画と同等あるいはそれ以上のレベルの燃料取替計画案を短時間で作成することを可能とするものである。

このシステムでは、ニューラルネットワーク技術により燃料取替計画に対する炉心管理技術者の優劣判断特性を取り入れ、遺伝的アルゴリズム(GA)および焼きなまし(SA)法により複数の燃料取替計画を立案し、技術者の要求に沿った燃料取替計画案を提示するようになっている。

#### 4.6 遺伝的アルゴリズム(GA)の適用

(1) 遺伝的アルゴリズム(以下、GA)は、生物学的進化の原理に着想を得たアルゴリズムであり、確率的探索・学習・最適化の一手法と考えることができる。ある生物個体群の進化の過程においては、その個体群の存在する環境に対してより適応した個体は自らの遺伝情報を次世代に残す確率が高く、逆に適応の低い個体はその確率が低い。

この結果、何世代かの世代交代を繰り返すことにより、生物群全体にその環境での生存に適した遺伝子が広がり、生物群全体の環境への適応度が向上していく。

また、十分多くの個体数が存在する場合は、生物群全体の遺伝情報が画一化することもない。GAではこの過程を模擬し、最適化問題に対して次の処理を行う。

- ① 必要な個体数だけ染色体(問題に対する解)をランダムに発生させ初期集団を生成する。染色体は遺伝子情報から形成される。ここでいう遺伝子情報とは問題に対する解を形成する個々の要素をいう。取替炉心設計においては、染色体は炉心パターンに相当し、遺伝子情報は個々の燃料取替情報を相当する。
- ② 生成された各染色体の適応度を評価する。取替炉心設計においては、実効増倍率、取出平均燃焼度が高く、ピーキングの低い炉心がより適応度が高い炉心となる。
- ③ 適応度に応じた確率で、各染色体の選択交配を行う。選択交配は染色体をある決まった位置で2分割し、これを他の染色体とたすきがけすることで次代の染色体を生成する。これにより、適応度の高い染色体の遺伝子が集団中に広がっていくこととなる。
- ④ 上記②、③を指定された世代数分繰り返す。従来から存在する直接探索法等の最適化アルゴリズム(初期解の生成→評価→評価値が改善された場合新たな解を初期解として、解の評価値が改善されなくなるまで繰り返す)は探索範囲が狭く、初期状態がたまたま存在する局所解近傍にある場合、局所解の発生を回避することができない。

- (2) GAでは、複数の染色体からなる初期集団からスタートするため解の多様性が確保されていること、解は確率的に生成されることから広域探索能力に優れており、局所解の発生を回避しやすいと言われている。このため、取替炉心設計のような離散的な解を持つ非線型組み合わせ問題に対しては、極めて有効であると考えられる。

また、前頁に示したように、その基本処理手順が複数炉心の生成・評価のループであるGAは並列処理に適しており、並列化による計算時間の短縮が期待できる。

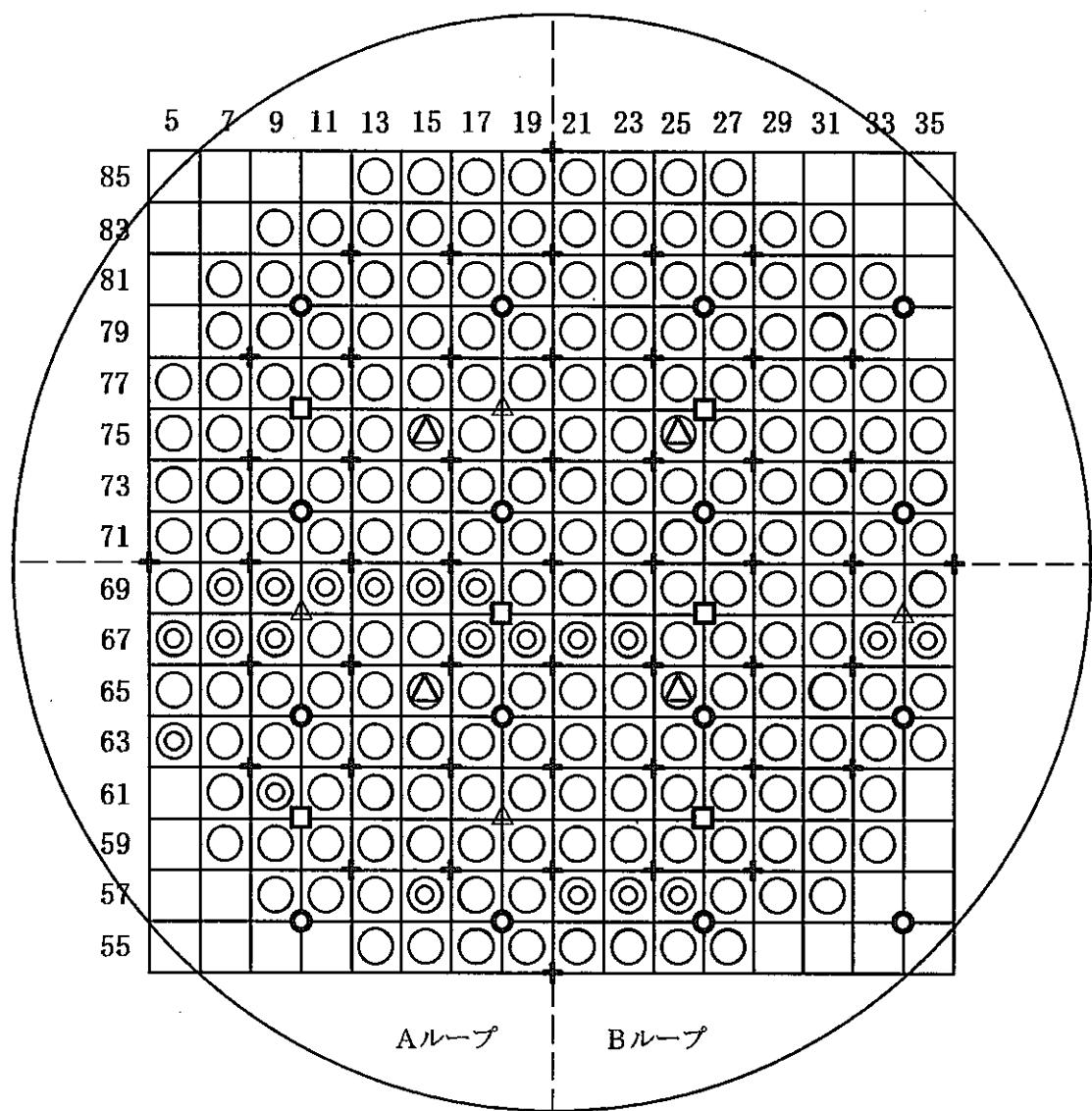
(3) このような手法を用いて取替炉心設計を自動化することにより、省力化はもちろんのこと、次のような成果が期待される。

- ① 炉心管理技術者が取替炉心を設計する場合、サーチする炉心パターンは(多くとも)～100パターン程度である。しかしながら、計算機により取替炉心設計を自動化することにより、サーチ範囲は数万炉心程度まで拡大する。
- ② 炉心管理技術者が数十程度の炉心パターンの中から最適炉心パターンをサーチすることができるのは、知識・経験により始めから見込みが無い(と思われる)炉心パターンをサーチ対象から除外し、ある程度狭めた範囲の中で最適炉心のサーチを行っているためである。一方、計算機による炉心パターン自動作成は、このような知識・経験による制約を可能な限り排除し、単により高いレベルで与えられた判断基準を満足する炉心パターンをサーチするのみである。したがって、炉心管理技術者が全く想ていなかつたような、より性能の高い炉心をサーチできる可能性がある。

(4) 「ふげん燃料取替計画自動策定システム」による第29サイクル取替炉心自動設計の結果は表4.2のとおりで、炉心管理技術者の作成した炉心とほぼ同等なものとなっており、今後適用できるものと思われる。

表4.2 取替炉心の計算結果(第29サイクル)

項目	MLHGR (kW/ft)	MCHFR	EFPD (日)	取出平均燃焼度 (MWd/t)
自動作成 (GA法)	16.21	2.14	199.0	16,922
	15.94	2.12	197.6	17,245
炉心管理技術者	16.08	2.07	196.9	17,232



○	ウラン燃料 : 117体	△	起動用検出器 : 4個
◎	MOX燃料 : 103体	□	出力上昇用検出器 : 6個
△	特殊燃料 : 4体	●	局部出力検出器 : 16×4個
+	制御棒 : 49本		

図4.1 第29サイクル炉心配置図

## 5. 炉心管理実績データの評価

### 5.1 「ふげん」の炉心特性

「ふげん」は、炉心の構造上の特徴や減速材に重水( $D_2O$ )を使用していること等により、軽水炉とは異なった以下のような炉心特性を有している。

- (1) 核分裂で発生した中性子は、主に重水中で熱中性子のエネルギー領域まで十分に減速されるため、プルトニウムの共鳴吸収の影響を比較的受けにくく、核分裂性プルトニウムと核分裂性ウランの核的価値がほぼ等しくなる。このため、使用済燃料から取り出されるプルトニウムの同位体組成が異なっても、核分裂性プルトニウムと核分裂性ウランの和を一定にすれば、ほぼ同一の燃焼度が得られる。
- (2) 装荷する燃料集合体の種類、すなわちプルトニウムや回収ウラン等の利用に対して柔軟に対応することができるため、これらを燃料として広範囲かつ容易に利用できる。
- (3) 制御棒を燃料から離れた重水中に挿入する構造としているため、制御棒の駆動により隣接燃料に与える局所出力変化の影響が小さいとともに、制御棒価値が燃料の種類(MOX燃料またはウラン燃料)により影響を受けにくい。
- (4) 冷却材に中性子減速効果を期待せず、冷却材は冷却に必要な量に最適化されているため、冷却材のボイド率の増加による反応度変化は小さく、冷却材ボイド反応度係数は零近傍の値を示す。また、出力係数も比較的小さいため、出力変化時の反応度補償が小さくて済む。
- (5) 重水中に溶解したほう酸( $^{10}B$ )濃度調整により、炉心の反応度を炉心全体として一様に抑制していること、減速材が重水であるため炉心の中性子移動面積が大きいこと等により、炉心全体の出力分布の歪みが小さく、出力平坦化のための制御棒挿入はほとんど必要ない。

## 5.2 燃焼に伴う変化

### (1) 燃焼度

「ふげん」では定格出力運転における1日当たりの燃焼度は約16MWd/tであり、1サイクルで約180日間の運転を行っているので、達成燃焼度は通常で約3,000MWd/tである。サイクル末期における燃焼度分布の例(第28サイクル)を図5.1に示す。

### (2) 重水中の<sup>10</sup>B濃度変化

燃焼に伴う<sup>10</sup>B濃度変化例を図5.2に示す。「ふげん」は、運転中ほとんどの制御棒を引き抜いており、燃焼のための余剰反応度は、重水中の<sup>10</sup>B濃度の調整で抑制している。燃焼に伴って余剰反応度は減少するので、それに応じて重水中の<sup>10</sup>Bを除去していく、重水中<sup>10</sup>B濃度が零近くになった時点で燃料交換を実施する。したがって、重水中<sup>10</sup>B濃度を精度良く予測することは、運転計画・燃料取替計画を立案する上で重要である。第9サイクル～第15サイクルにおける重水中<sup>10</sup>B濃度の予測精度を図5.3に示す。全炉心を通じての重水中<sup>10</sup>B濃度の予測精度は±0.2ppmで、これは運転日数にして約1週間に相当する。

## 5.3 中性子の計装

「ふげん」の中性子計測は、炉内中性子束を測定し運転に必要な情報を与えるとともに、異常出力上昇を検出し、原子炉保護系および制御系を動作させる。炉内には径方向16箇所、軸方向4箇所に中性子検出器(LPM: Local Power Monitor)を設置している。この中性子検出器の校正のため、定期的に軸方向可動型中性子検出器(PCM: Power Calibration Monitor)で中性子束を計測している。

### (1) 中性子束計測装置の機能

炉内の中性子束の範囲は $3 \times 10^3 \sim 10^{14}$ nv(n/cm<sup>2</sup>·sec)と非常に広いため、測定範囲を3つに分け、それぞれ異なる検出器をオーバーラップさせている。

- ・起動用検出装置(SUM):  $10^3 \sim 10^8$ nv
- ・出力上昇用検出装置(PUM):  $10^8 \sim 1.5 \times 10^{13}$ nv
- ・出力用検出装置(LPM, RPM, TPM, RSM, PCM):  $10^{12} \sim 2.4 \times 10^{14}$ nv

## (2) 種類

### ①起動用検出装置(SUM : Start Up Monitor)

$10^3 \sim 10^8$  nv の範囲で中性子束を監視し、設定値以上になると「制御棒引抜阻止」、「重水ダンプ」および「原子炉スクラム」を発信させる。

### ②出力上昇用検出装置(PUM : Power Up Monitor)

$10^8 \sim 1.5 \times 10^{13}$  nv の範囲で中性子束を監視し、設定値以上になると「制御棒引抜阻止」、「重水ダンプ」および「原子炉スクラム」を発信させる。

### ③局部出力検出装置(LPM : Local Power Monitor)

$10^{12} \sim 2.4 \times 10^{14}$  nv の範囲で使用され、局部出力を監視する。

### ④領域出力検出装置(RPM : Region Power Monitor)

LPM 出力を入力とし、 $1/4$  炉心ずつ平均してその領域の平均中性子束として表示する。

### ⑤全出力検出装置(TPM : Total Power Monitor)

RPM 出力を炉心全体で平均し、原子炉出力として表示される。

### ⑥制御棒引抜停止検出装置(RSM : Rod Stop Monitor)

局部的な出力の異常増加を阻止するため LPM の最大値と TPM を比較し、設定値内であることを確認する。その設定値を超えた場合は「制御棒引抜停止」を発信させる。

### ⑦出力校正用検出装置(PCM : Power Calibration Monitor)

LPM は炉内固定型であるため、その劣化は激しい。この LPM の感度校正を行うものが PCM である。(可動型検出装置、測定範囲： $3 \times 10^{12} \sim 2 \times 10^{14}$  nv)

これらの検出器のうち、直接中性子束を検出するものは SUM、PUM、LPM、PCM の 4 つであり、RPM、TPM、RSM は LPM 出力を処理する装置である。

PCM で測定した「ふげん」の代表的なサイクルの初期及び末期の軸方向中性子束分布を図 5.4 に示す。同図において、第 9 ノード位置で中性子束分布が歪んでいるのは、この位置に防震板が設置されているためである。第 14 サイクル以降のタイプ B 炉心における中性子束分布の解析精度は、平均二乗誤差で 4.0% であり 5% 以内で予測できている。

## 5.4 制御棒反応度価値

「ふげん」では、制御棒を重水中の  $^{10}\text{B}$  で置換することにより、制御棒反応度価値を測定している。第 9 サイクル初期において、炉心中央部にある M 制御棒を重水中の  $^{10}\text{B}$  で置換して制御棒反応度価値を求めたが、制御棒の微分反応度価値、積分反応度価値とともに良く再現できている。M 制御棒を制御棒位置 23% から 78% まで引き抜いた時の制御棒の積分反応度価値は  $0.469\% \Delta k/k$  であり、一方、解析値は  $0.475\% \Delta k/k$  で、解析誤差は 1.3% であった。他のサイクルについても、 $\pm 10\%$  以内で評価できている。

## 5.5 ボイド係数について

### (1) ボイド反応度

ボイド反応度は、冷却材中のボイド率変化によって核分裂による中性子の発生と消滅の釣り合いがずれる度合いである。

一般に冷却材には、

- ① 中性子吸収効果(ボイドが増えると吸収が少なくなり、正の反応度投入)
- ② 中性子減速効果(ボイドが増えると減速が少なくなり、負の反応度投入)

の効果があり、これらの効果の総和としてボイド反応度が決まる。

軽水炉のように、冷却材が減速材を兼ねる場合には②の効果が大きいため、ボイドが増えると減速が少なくなり、中性子エネルギーのスペクトルが硬化し、 $^{235}\text{U}$  の吸収が減少するとともに、 $^{238}\text{U}$  の共鳴吸収が増えるので負の反応度投入となる。

### (2) ATR のボイド係数の特徴

ATR のような圧力管型炉では、圧力管を境界にして冷却材の軽水と減速材の重水が完全に分離されており、また軽水の炉内での量が少ないとから、上記①、②とも効果が小さい。よって、冷却材のボイド率変化による反応度変化は小さく零近傍の値となる。

### (3) プルトニウムの効果

プルトニウムはウランに比べて熱中性子領域での吸収断面積が大きいので、プルトニウム燃料の方がウラン燃料より余計に中性子を吸収することになり、炉心全体で考えると、その分だけ軽水による吸収割合が小さくなる。このことは、軽水による中性子吸収効果が小さくなることを意味する。

したがって、軽水中のボイドが増加した時、それによって中性子の吸収が減少する程度、すなわち正の反応度が投入される程度は、プルトニウム燃料の方が小さいことになる。

#### (4) ウラン濃縮度の効果

ウラン濃縮度が増大すると燃料体のマクロ吸収断面積が大きくなり、熱中性子の多くが燃料体に吸収されるので、ボイドの増減による軽水の吸収効果が減少する。これは前述したプルトニウムの効果と同様であり、軽水中のボイドが増加した時、それによって中性子の吸収が減少する程度は、濃縮度の高い方が小さいことになるため、ウラン濃縮度が増加するとボイド反応度は負側になる。

#### (5) 制御棒の挿入効果

制御棒を挿入することによって中性子束分布が歪み、炉心からの中性子の漏れが大きくなる。炉心体系から中性子の漏れが大きくなることは、軽水中で吸収される割合が相対的に減少することになる。ボイドが増加した時、それによって中性子の吸収が減少する程度は小さくなるので、制御棒の挿入によりボイド係数は負側に移行する。

第 28 サイクルB O C燃焼度  
第 28 サイクルE O C燃焼度  
第 28 サイクル達成燃焼度

7596.1 MWd/t  
10611.0 MWd/t  
3014.9 MWd/t

図5.1 第28サイクル末期燃焼度分布

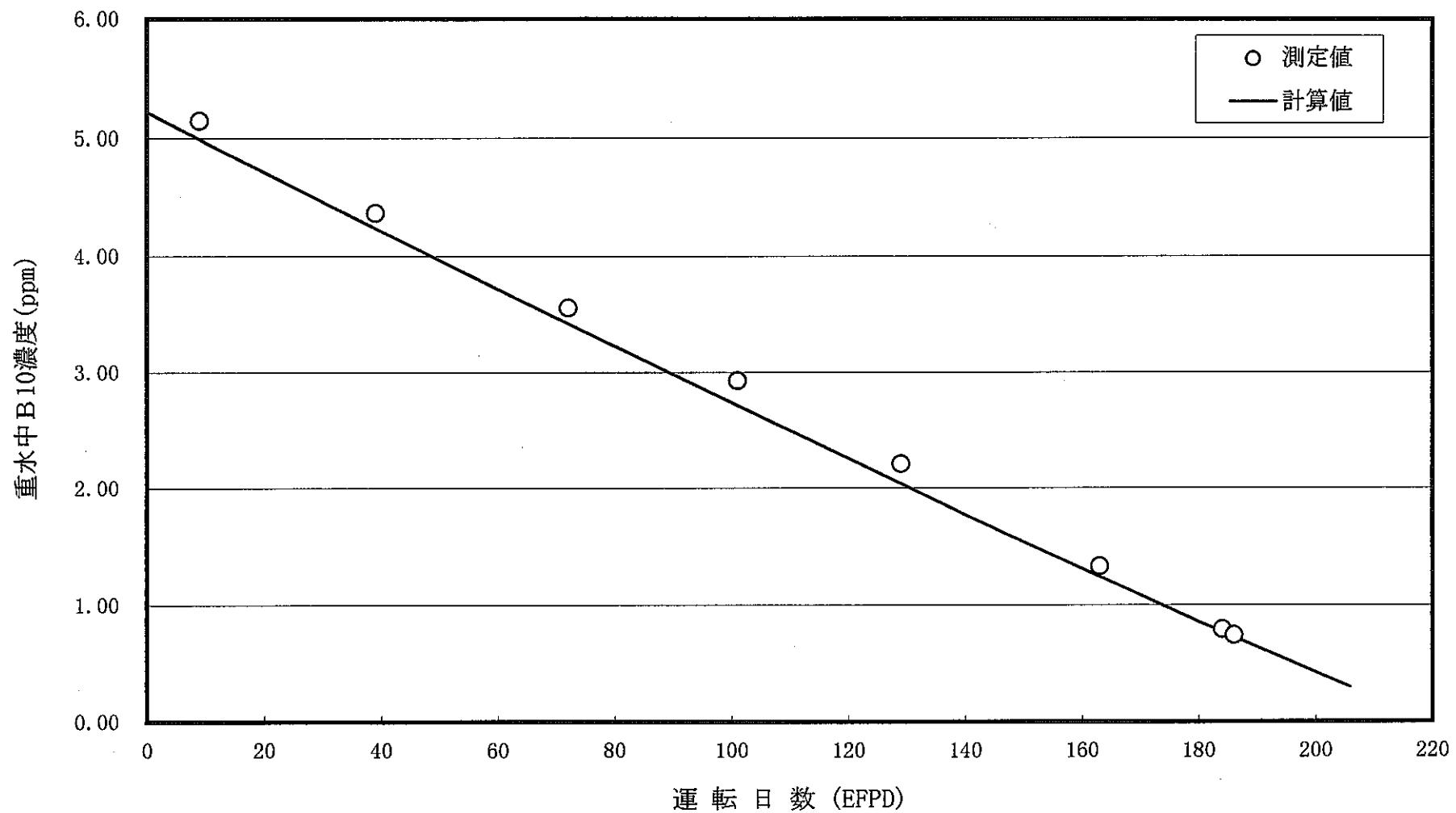


図5.2 燃焼に伴う重水中のB10濃度変化(第28サイクル)

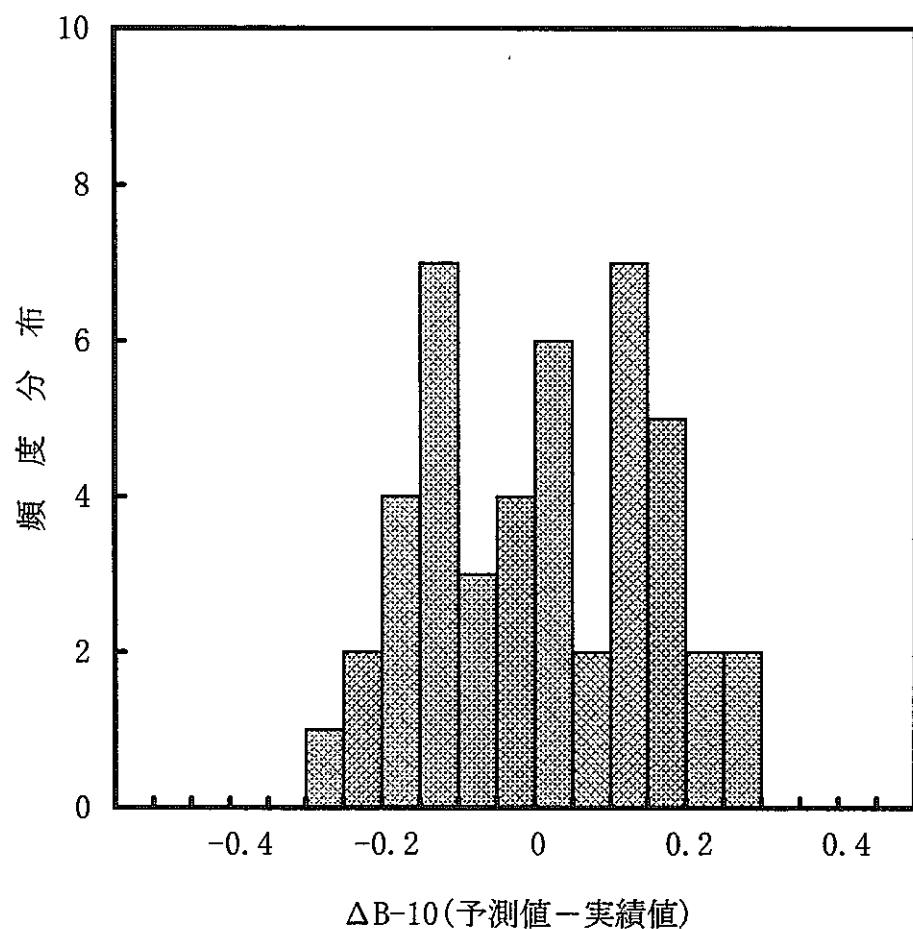
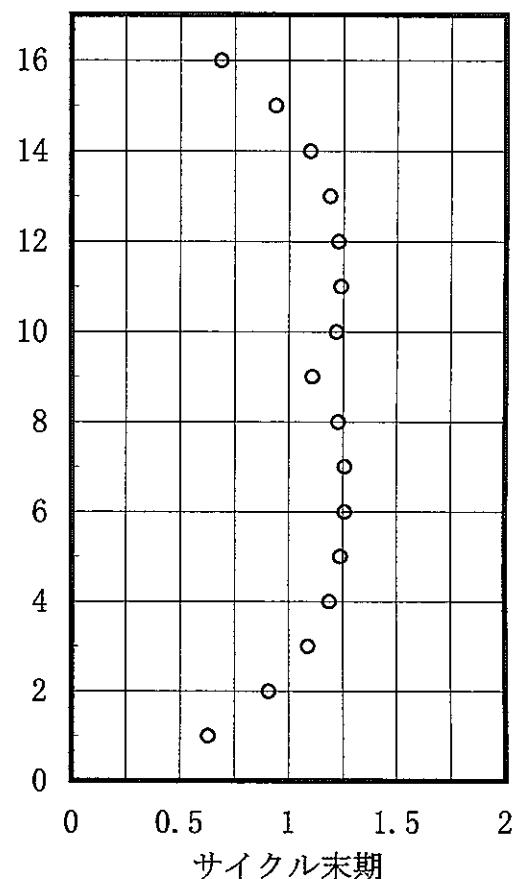
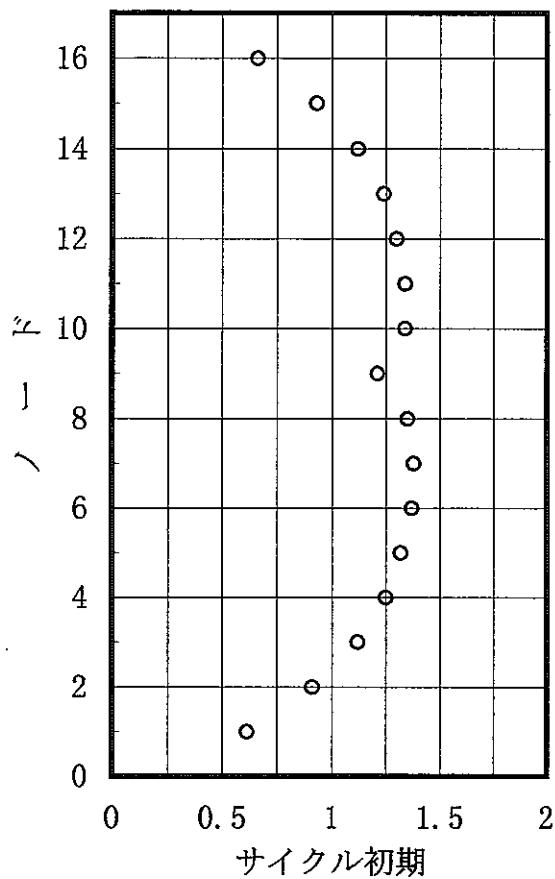


図5.3 重水中B-10濃度の予測値と実績値の差



第5.4 軸方向中性子束分布(第28サイクル)

## 6. プルトニウム組成および補正方法について

### 6.1 概要

「ふげん」に装荷されるMOX燃料集合体のプルトニウムは、核燃料サイクル開発機構東海事業所において軽水炉の使用済燃料を再処理して供給されるため、再処理された燃料の種類、燃焼度、再処理時期、回収ウランの使用等により、プルトニウム組成比、ウラン組成比、 $^{241}\text{Am}$ 濃度などが異なってくる。「ふげん」のMOX燃料集合体は、製造時点での核分裂性プルトニウムと $^{235}\text{U}$ の合計が一定となるように製造されているが、プルトニウム組成比等は様々なものが存在している。

一方、「ふげん」の炉心管理および燃料管理のためには、燃料製造時の組成データ等が必要であり、特に炉心寿命のより正確な予測のためには、 $^{241}\text{Pu}$ の $\beta$ 崩壊(半減期14.4年)によるフィッサイル量の減少と、中性子吸収物質である $^{241}\text{Am}$ 蓄積の定量的な評価が必要になる。

このため、MOX燃料の燃料組成データを管理するプログラムシステム(MOFPS : Mixed Oxide Fuel Data Bank Processing System)を開発し運用している。また、MOFPSで計算された製造時のプルトニウム組成と標準組成の差に基づき、炉心解析コード(POLESTAR)の基本ライブラリ(格子定数)を補正し、燃料製造時から炉心装荷までの期間により格子定数の補正を行っている。定期検査等により数ヶ月原子炉を停止した時も同様の事象が発生するので、その期間により格子定数を補正している。

### 6.2 MOX燃料の標準組成

「ふげん」で装荷されるMOX燃料中のウランおよびプルトニウムの標準組成を表6.1に示すが、これは製造実績から求められたもので、タイプB燃料を初めて装荷した第4サイクルから第15サイクルまでのMOX燃料の平均値である。

### 6.3 MOFPSにおける補正方法

#### (1) データバンクの作成

ペレット単位の燃料組成データ(ペレット、ピン、集合体、粉末組成データ等)から成るデータベースを、燃料集合体の同一ピン内の複数ペレット個数を重みとして平均化し、ピン単位のMOX燃料組成データバンクを作成する方法を採用している。

この際、同一ピン内でペレットのウラン、プルトニウム同位体分離日が異なる場合は、その中で最も直近の同位体分離日をピン平均値として用い、分離日の差は $^{241}\text{Pu}$ 崩壊・ $^{241}\text{Am}$ 生成を考慮することにより燃料組成に整合性を持たせる。計算フローの概略を図6.1に示す。

## (2) データバンクの編集

データバンクの編集機能とは、MOX燃料組成データバンクを利用して、格子計算用入力データ、炉心解析用データおよび燃料組成一覧を編集・作成する機能である。データバンクの編集は、多様な格子計算、炉心解析が可能なように入力制御データの指定で選択ができる。データバンクの編集時の概略を図6.2に示す。

## (3) プログラムの計算概要

### ①ペレット組成から燃料ピン平均組成の算出

MOFPSのデータベースはペレット単位の燃料組成からできているため、この組成データを使用して燃料ピン1本の平均組成を算出しデータバンクに書き込む。この際、燃料ピンの同位体分離日としては、同一燃料ピン中におけるそれぞれの同位体分離日の中で、直近の同位体分離日を使用する。そして、燃料ピンの同位体分離日とそれぞれ $^{241}\text{Pu}$ 崩壊、 $^{241}\text{Am}$ 生成量を算出し考慮する。

### ②編集計算時の平均組成算出

データバンクから燃料ピン組成重量を算出し、次に指定した領域の燃料もしくは集合体番号の編集燃料リングにある燃料ピンすべての平均燃料組成を算出する。

### ③格子計算(WIMS-ATR)および炉心解析用入力データの算出(データバンク編集)

炉心解析(POLESTAR)用のデータとは、燃料集合体の製造から装荷までの期間(プルトニウム同位体分離日から燃料装荷までの期間)での $^{241}\text{Pu}$ 崩壊、 $^{241}\text{Am}$ 生成による格子特性変化を算出するために必要なデータである。

### ④燃料組成一覧表の算出

一覧表の算出とともに標準偏差の算出も行う。

⑤標準と集合体平均のプルトニウム、ウラン組成比の差の算出(データバンク編集)

炉心解析コード(POLESTAR)の入力データとして必要な標準プルトニウム、ウラン組成比と各集合体平均のプルトニウム、ウラン組成比の差を求め、燃料リング(内層・中間層・外層)毎の核分裂物質量を算出する。

## 6.4 炉心解析コードでの補正

### (1) プルトニウム同位体組成

現在までに「ふげん」に装荷されたMOX燃料のプルトニウム同位体組成を図6.3に示すが、プルトニウムを抽出した使用済燃料の燃焼度が高いほど核分裂性プルトニウムの割合、 $^{239}\text{Pu}$ 割合ともに減少する。また、再処理までに冷却期間によって $^{241}\text{Pu}$ が崩壊し、核分裂性プルトニウム割合は減少するが、相対的に $^{239}\text{Pu}$ は増加する。

「ふげん」が運転を開始した初期の炉心で使用していたタイプA-MOX燃料のプルトニウムは、核分裂性プルトニウム割合の比較的高いプルトニウムであったが、現在使用しているタイプB-MOX燃料のプルトニウムは、核分裂性プルトニウム割合が70数%のプルトニウムである。「ふげん」の使用済MOX燃料を再処理して得られたプルトニウムを用いたMOX燃料の核分裂性プルトニウム割合は、約64%であった。

このようなプルトニウム同位体組成の変動をカバーできるように、図6.3に示す点線で囲んだ範囲について、プルトニウム同位体組成の格子定数に与える影響を評価し、基準プルトニウム同位体組成の時の格子定数を補正している。「ふげん」はMOX燃料の母材として天然ウランだけでなく、回収ウランも使用しているので、それについても同様の補正を実施している。具体的には次式に示すように、任意のプルトニウム同位体組成の格子定数と、基準プルトニウム同位体組成時の格子定数の比で定義されるプルトニウム組成補正係数を導入し考慮している。母材ウラン濃縮度についても、任意のウラン濃縮度の格子定数と基準ウラン濃縮度、すなわち、天然ウラン時の核定数の比で定義されるウラン濃縮度補正係数を導入し考慮している。

また、これら補正係数は、プルトニウム組成の基準組成との差、燃焼度等の関数で表現している。

### プルトニウム組成補正係数

$$\eta_{Pu}(Pu, E) = \Sigma(Pu, E) / \Sigma(\text{基準Pu}, E)$$

$\Sigma(Pu, E)$  : 任意のプルトニウム組成、燃焼度Eの格子定数

$\Sigma(\text{基準Pu}, E)$  : 基準プルトニウム組成、燃焼度Eの格子定数

E : 燃焼度(GWd/t)

### ウラン濃縮度補正係数

$$H_U(U, Pu, E) = \Sigma(U, Pu, E) / \Sigma(\text{基準U}, Pu, E)$$

$\Sigma(U, Pu, E)$  : 任意のウラン濃縮度及びプルトニウム組成、燃焼度Eの格子定数

$\Sigma(\text{基準U}, Pu, E)$  : 基準ウラン濃縮度、任意のプルトニウム組成、燃焼度Eの格子定数

E : 燃焼度(GWd/t)

## (2) $^{241}\text{Pu}$ の崩壊と $^{241}\text{Am}$ の蓄積

新燃料の製造から装荷までの期間による燃料反応度の低下を図 6.4 に示す。再処理工程においてプルトニウムを分離した後、炉心に装荷されるまでに  $^{241}\text{Pu}$  の減少、 $^{241}\text{Am}$  の蓄積により、燃料反応度は低下する。一般に、使用済燃料から回収されたプルトニウムが成型加工され、炉心に装荷されるまで 2~3 年が経過するので、その大きさは約 2% 程度である。

また、定期検査等のため原子炉を長期間停止すると、同様に  $^{241}\text{Am}$  の蓄積により燃料反応度は低下する。MOX 燃料は全核分裂性物質に占める  $^{241}\text{Pu}$  の割合が大きいため、停止期間による燃料反応度の低下もウラン燃料に比較し全燃焼期間を通じて大きい。

これらの影響を考慮するために、製造から装荷までの期間 T、炉停止期間 Tc の履歴をもつ燃料の格子定数と基本核定数の比で定義される  $^{241}\text{Pu}$  崩壊・ $^{241}\text{Am}$  蓄積の影響補正係数 f を導入し考慮している。更に、この f は次式に示すように燃料の製造から装荷までの期間による影響補正係数  $f_1$ 、炉停止期間による影響補正係数  $f_2$ 、再起動後の燃焼による影響補正係数  $f_3$  を合わせたものとなっている。

### $^{241}\text{Pu}$ 崩壊・ $^{241}\text{Am}$ 蓄積の影響補正係数

$$f(T, T_c, E) = \Sigma_{\text{Am}}(T, T_c, E) / \Sigma(E)$$

$\Sigma_{\text{Am}}$  : T、 $T_c$  の履歴、燃焼度Eの格子定数

$\Sigma$  : 燃焼度Eの基本格子定数

E : 燃焼度(GWd/t)

$$f = \{1 + f_1(T)\} \{1 + f_2(E_s, T_c) + f_3(E_s, \Delta E, T_c)\}$$

$f_1$  : 燃料の製造から装荷までの期間(T)による影響補正係数

$f_2$  : 炉停止期間( $T_c$ )による影響補正係数

$f_3$  : 再起動後の燃焼による影響補正係数

$E_s$  : 炉停止時の燃焼度(GWd/t)

$\Delta E$  : 再起動後の燃焼度(GWd/t) ( $= E - E_s$ )

## 6.5 各サイクルにおけるウランおよびプルトニウム組成の変化

第1サイクルから第29サイクルまでに装荷されたMOX燃料の組成をまとめたものを表6.2に示す。第13サイクルには、「ふげん」で照射した34体を東海再処理工場で再処理し、得られたプルトニウムを用いて再び新MOX燃料4体を製造し、「ふげん」に装荷している。この4体のプルトニウム組成を表6.3に示す。

(4体の集合体番号: PPPPTF、PPPPTG、PPFPTH、PPFP TJ)

### (1) $^{235}\text{U}$ 割合

各サイクル装荷毎におけるMOX燃料中の $^{235}\text{U}$ 割合の推移を図6.5に示すが、当初は天然ウランを使用していたが、第10サイクルより再処理して取り出した回収ウランを使用している。また、第21~26サイクルにかけて $^{235}\text{U}$ 割合が増えているのは、「常陽」用FBR燃料のMOX回収粉を使用しているためである。

### (2) 核分裂性プルトニウム割合

各サイクルにおける核分裂性プルトニウム割合の推移を図6.6に示すが、サイクルの進行により核分裂性プルトニウムの割合が減少している。これは、主に再処理された軽水炉の燃料集合体の燃焼度が上昇していることによる。

### (3) $^{241}\text{Am}$ 割合

各サイクルにおける  $^{241}\text{Am}$ 割合の推移を図 6.7 に示すが、核分裂性プルトニウム割合の減少により  $^{241}\text{Am}$ 割合は増えている。

なお、「ふげん」のMOX燃料製造では、ウラン燃料とMOX燃料の核分裂物質(Pu + U)割合を一定にすることとしており、プルトニウムの組成が劣化(高次化)し、 $^{241}\text{Am}$ 割合が増えた場合でも、その反応度補償のために核分裂性物質の濃縮度を高めることは行っていない。

表6.1 MOX燃料の標準組成(タイプB)

		内層・中間層	外層
燃料要素本数		4本+8本	16本
Pu-f富化度(wt%)		1.57548	1.14121
Pu富化度(wt%)		2.17977	1.57893
核分裂物質量(wt%)		2.27	1.84
U同位体	234U(wt%)	0.00	
	235U(wt%)	0.71	
	236U(wt%)	0.00	
	238U(wt%)	99.29	
Pu同位体	238Pu(wt%)	1.00	
	239Pu(wt%)	67.00	
	240Pu(wt%)	23.00	
	241Pu(wt%)	6.00	
	242Pu(wt%)	3.00	
241Am密度(g/cm <sup>2</sup> )		0.01901	0.01377
O/M比		2.0	
不純物Fe(ppm)		750	

(タイプB MOX燃料を初めて装荷した第4サイクルから第15サイクルまでの平均組成値を標準組成としている。)

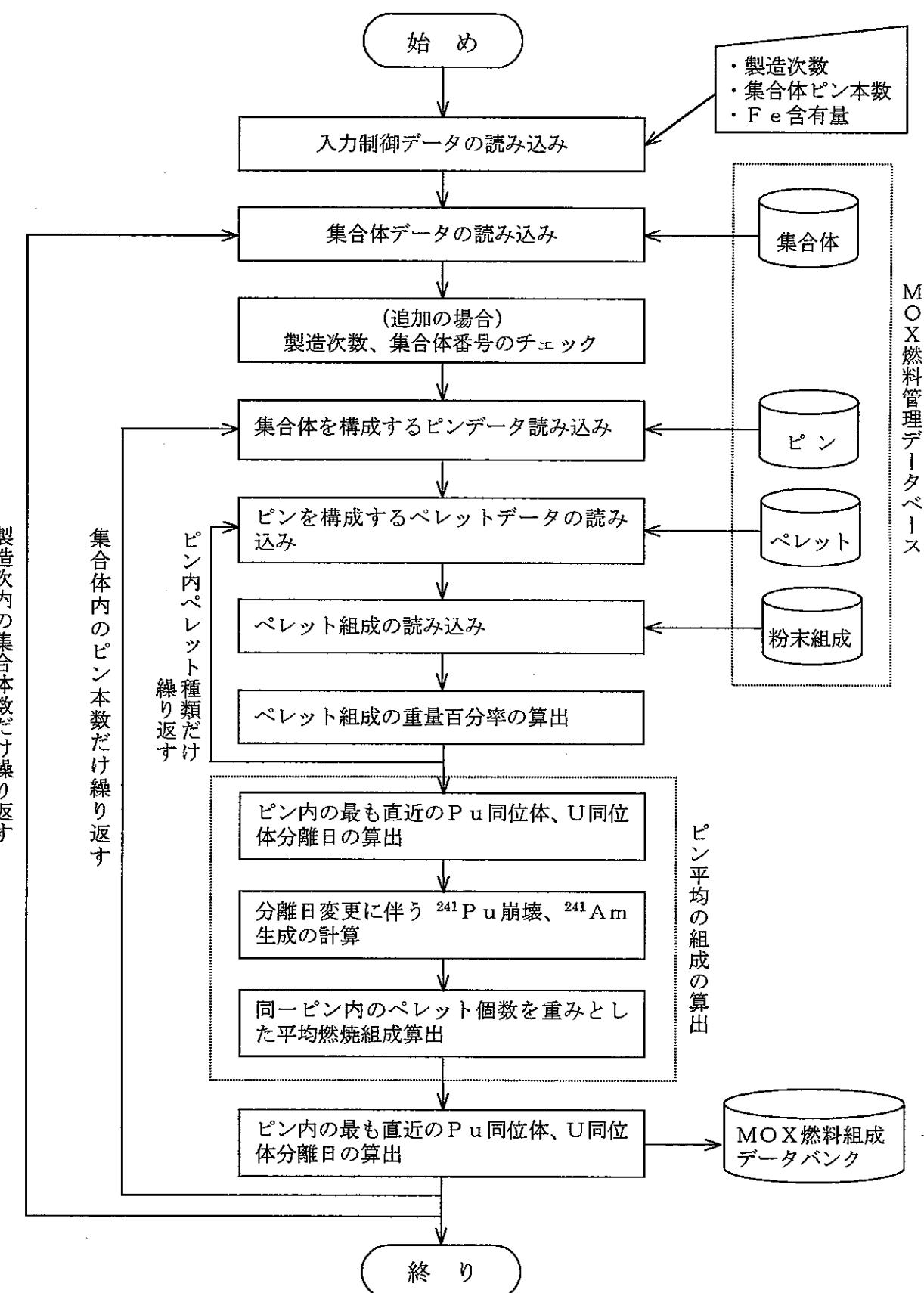


図 6.1 データバンク作成・追加時の計算フロー

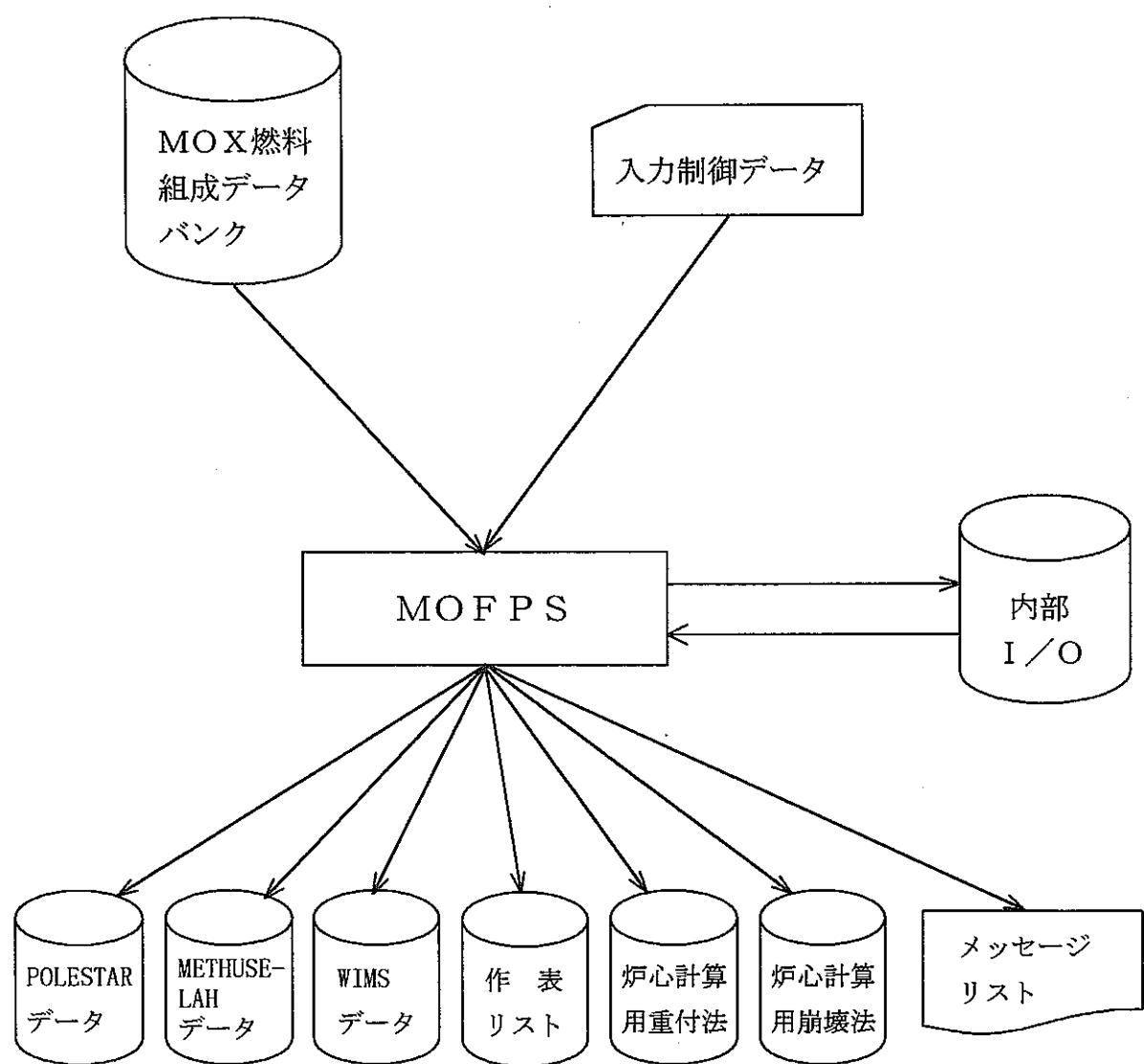


図 6.2 データバンク編集時の入出力概略

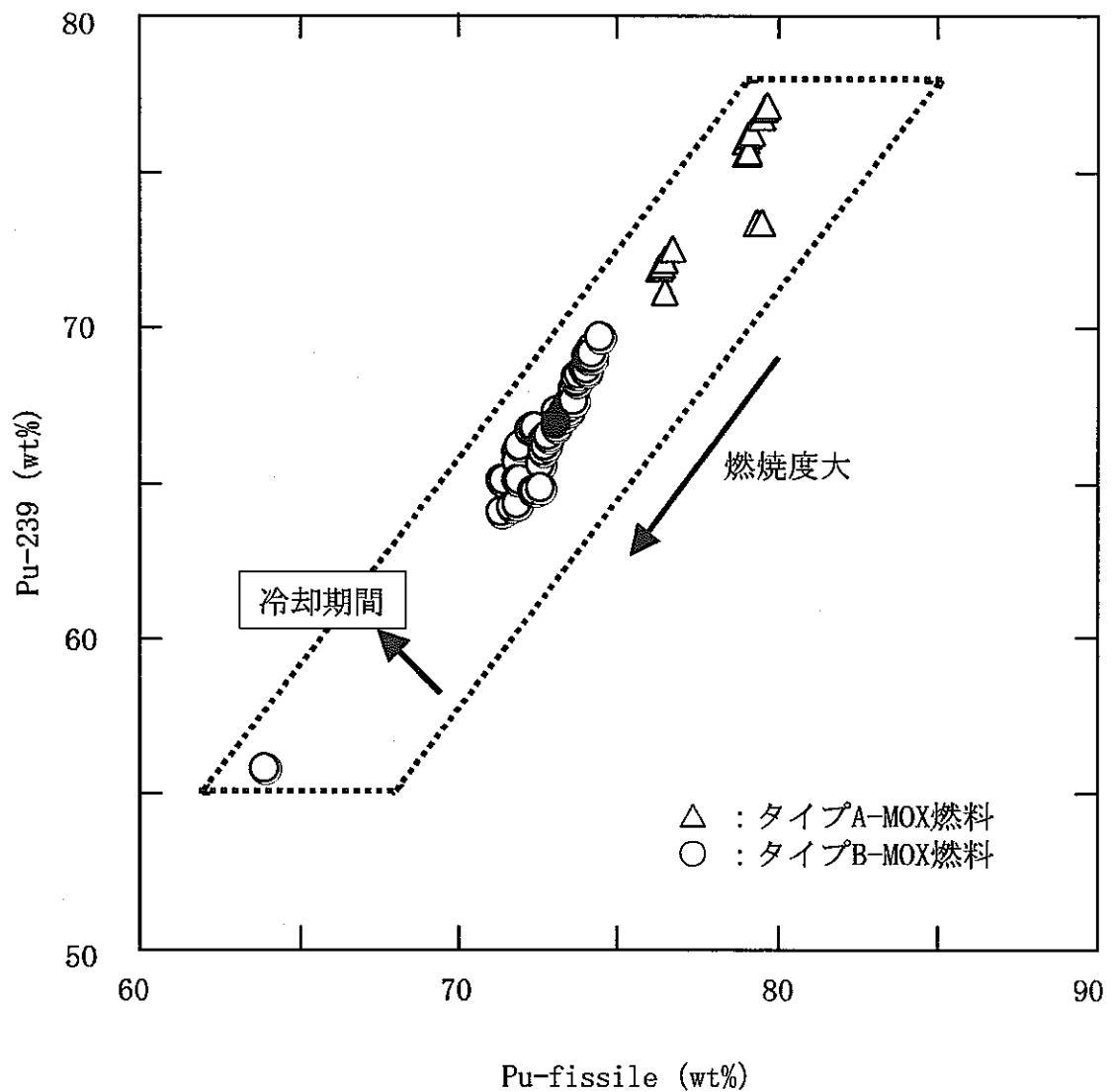


図6.3 プルトニウム同位体組成比実績値

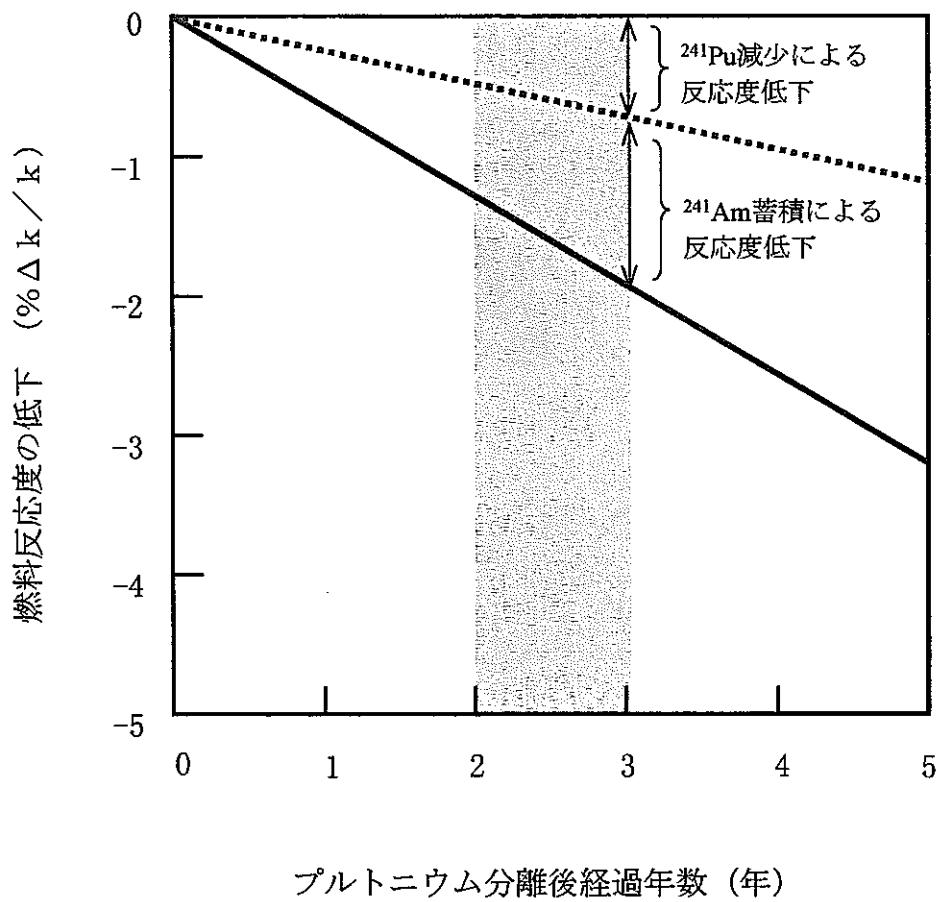


図6.4 燃料装荷前における燃料反応度の低下

表6.2 各サイクル毎のMOX燃料の組成（集合体平均）

(1 / 4)

(wt%)

	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	第6サイクル	第7サイクル	第8サイクル
	タイプA	タイプA	タイプA	タイプA	タイプB	タイプB	タイプB	タイプB	タイプB
U-232	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
U-233	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
U-234	0.005	0.005	0.005	0.005	0.005	0.005	0.005	0.005	0.005
U-235	0.715	0.715	0.715	0.715	0.715	0.715	0.715	0.715	0.715
U-236	0.001	0.001	0.001	0.001	0.001	0.001	0.001	0.001	0.001
U-238	99.279	99.279	99.279	99.279	99.279	99.279	99.279	99.279	99.279
Pu-238	0.119	0.120	0.181	0.436	0.759	0.628	0.588	0.634	0.691
Pu-239	76.019	76.124	75.509	73.637	67.460	69.475	70.367	70.038	68.610
Pu-240	20.204	20.307	20.450	18.655	21.345	20.714	20.422	20.599	21.300
Pu-241	3.022	2.813	3.006	5.578	7.518	6.845	6.495	6.454	6.890
Pu-242	0.636	0.636	0.854	1.693	2.917	2.338	2.129	2.275	2.509
Pu-f	0.648	0.643	0.647	0.652	1.305	1.307	1.304	1.302	1.292
Pu+U	88.076	88.107	88.117	88.100	88.121	88.132	88.138	88.145	88.130
O-16	11.895	11.887	11.881	11.895	11.871	11.860	11.852	11.843	11.843
Am-241	0.004	0.006	0.008	0.006	0.012	0.013	0.013	0.015	0.017
装荷体数	96	16	12	24	20	12	24	24	56

$$\text{Pu-f} : (\text{Pu-239} + \text{Pu-241}) \div (\text{Pu+U}) \times 100.0$$

$$\text{Pu+U} : (\text{Pu+U}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

$$\text{O-16} : (\text{O-16}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

$$\text{Am-241} : (\text{Am-241}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

表6.2 各サイクル毎のMOX燃料の組成（集合体平均）

	(wt%)									
	第9サイクル タイプB	第10サイクル タイプB	第11サイクル タイプB	第12サイクル タイプB	第13サイクル タイプB	第14サイクル タイプB	第15サイクル タイプB	第16サイクル タイプB	第17サイクル タイプB	
U-232	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
U-233	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
U-234	0.006	0.006	0.006	0.007	0.009	0.010	0.010	0.010	0.010	0.010
U-235	0.715	0.716	0.730	0.756	0.755	0.760	0.760	0.751	0.739	
U-236	0.002	0.006	0.014	0.030	0.021	0.038	0.036	0.030	0.014	
U-238	99.277	99.272	99.250	99.206	99.215	99.192	99.194	99.208	99.237	
Pu-238	0.771	1.018	0.970	0.848	0.904	1.114	1.160	1.124	1.001	
Pu-239	68.173	65.890	66.461	67.678	64.822	65.145	64.337	64.729	65.668	
Pu-240	21.418	22.042	22.034	21.840	24.044	23.154	23.724	23.418	23.313	
Pu-241	6.926	7.711	7.299	6.702	7.045	7.092	7.025	7.045	6.547	
Pu-242	2.713	3.340	3.236	2.933	3.185	3.495	3.754	3.684	3.471	
Pu-f	1.290	1.294	1.281	1.251	1.250	1.243	1.242	1.239	1.278	
Pu+U	88.130	88.121	88.128	88.135	88.113	88.125	88.108	88.114	88.162	
O-16	11.855	11.863	11.855	11.848	11.874	11.858	11.871	11.876	11.829	
Am-241	0.023	0.025	0.027	0.027	0.019	0.023	0.029	0.032	0.031	
装荷体数	21	8	16	29	22	31	44	3	10	

$$\text{Pu-f} : (\text{Pu-239} + \text{Pu-241}) \div (\text{Pu} + \text{U}) \times 100.0$$

$$\text{Pu+U} : (\text{Pu} + \text{U}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

$$\text{O-16} : (\text{O-16}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

$$\text{Am-241} : (\text{Am-241}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

表6.2 各サイクル毎のMOX燃料の組成（集合体平均）

(3/4)

(wt%)

	第18サイクル タイプB	第19サイクル タイプB	第20サイクル タイプB	第21サイクル タイプB	第22サイクル タイプB	第23サイクル タイプB	第24サイクル タイプB	第25サイクル タイプB	第26サイクル タイプB
U-232	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
U-233	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
U-234	0.010	0.007	0.010	0.010	0.010	0.010	0.010	0.010	0.010
U-235	0.735	0.737	0.767	0.999	1.034	0.968	0.777	0.713	1.048
U-236	0.021	0.018	0.018	0.010	0.002	0.004	0.000	0.001	0.002
U-238	99.235	99.237	99.205	98.982	98.954	99.018	99.213	99.276	98.940
Pu-238	1.037	0.954	1.067	0.857	0.746	0.900	0.990	1.095	1.075
Pu-239	65.403	67.012	66.969	68.388	69.315	67.139	65.302	64.447	64.994
Pu-240	23.695	22.985	22.860	22.514	22.406	23.486	24.425	24.255	24.090
Pu-241	6.349	5.857	5.816	5.225	4.712	5.267	5.677	6.366	6.078
Pu-242	3.516	3.192	3.288	3.016	2.820	3.208	3.606	3.837	3.764
Pu-f	1.278	1.298	1.256	1.028	0.996	1.088	1.258	1.314	0.993
Pu+U	88.155	88.131	88.139	88.116	88.122	88.140	88.179	88.131	88.105
O-16	11.835	11.860	11.852	11.875	11.871	11.853	11.812	11.859	11.882
Am-241	0.037	0.043	0.041	0.039	0.040	0.042	0.054	0.045	0.036
装荷体数	10	18	22	28	22	23	18	18	20

$$\text{Pu-f} : (\text{Pu-239} + \text{Pu-241}) \div (\text{Pu} + \text{U}) \times 100.0$$

$$\text{Pu+U} : (\text{Pu} + \text{U}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

$$\text{O-16} : (\text{O-16}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

$$\text{Am-241} : (\text{Am-241}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

表6.2 各サイクル毎のMOX燃料の組成（集合体平均）

(4 / 4)

(wt%)

	第27サイクル	第28サイクル	第29サイクル						
	タイプB	タイプB	タイプB						
U-232	0.000	0.000	0.000						
U-233	0.000	0.000	0.000						
U-234	0.010	0.007	0.007						
U-235	0.817	0.753	0.755						
U-236	0.000	0.001	0.001						
U-238	99.173	99.239	99.238						
Pu-238	1.196	1.209	1.179						
Pu-239	62.431	62.309	62.739						
Pu-240	25.378	25.558	25.557						
Pu-241	6.638	6.477	6.146						
Pu-242	4.358	4.447	4.379						
Pu-f	1.225	1.276	1.273						
Pu+U	88.120	88.022	87.950						
O-16	11.870	11.970	12.039						
Am-241	0.045	0.050	0.053						
装荷体数	18	6	22						

$$\text{Pu-f} : (\text{Pu-239} + \text{Pu-241}) \div (\text{Pu+U}) \times 100.0$$

$$\text{Pu+U} : (\text{Pu+U}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

$$\text{O-16} : (\text{O-16}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

$$\text{Am-241} : (\text{Am-241}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

表6.3 再処理プルトニウムにより製造されたMOX燃料の組成(集合体平均)

集合体番号	PPFPTF	PPFPTG	PPFPTH	PPFPTJ	備 考
	タイプB	タイプB	タイプB	タイプB	
U-232	0.000	0.000	0.000	0.000	
U-233	0.000	0.000	0.000	0.000	
U-234	0.010	0.010	0.010	0.010	
U-235	0.724	0.724	0.724	0.724	
U-236	0.010	0.010	0.010	0.010	
U-238	99.256	99.256	99.256	99.256	
Pu-238	0.763	0.763	0.763	0.763	
Pu-239	56.205	56.205	56.206	56.206	
Pu-240	31.295	31.294	31.293	31.294	
Pu-241	7.765	7.765	7.765	7.765	
Pu-242	3.973	3.973	3.973	3.973	
Pu-f	1.299	1.297	1.297	1.298	
Pu+U	88.110	88.109	88.094	88.094	
O-16	11.884	11.885	11.900	11.900	
Am-241	0.012	0.012	0.012	0.012	

$$\text{Pu-f} : (\text{Pu-239} + \text{Pu-241}) \div (\text{Pu} + \text{U}) \times 100.0$$

$$\text{Pu+U} : (\text{Pu} + \text{U}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

$$\text{O-16} : (\text{O-16}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

$$\text{Am-241} : (\text{Am-241}) \div (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2) \times 100.0$$

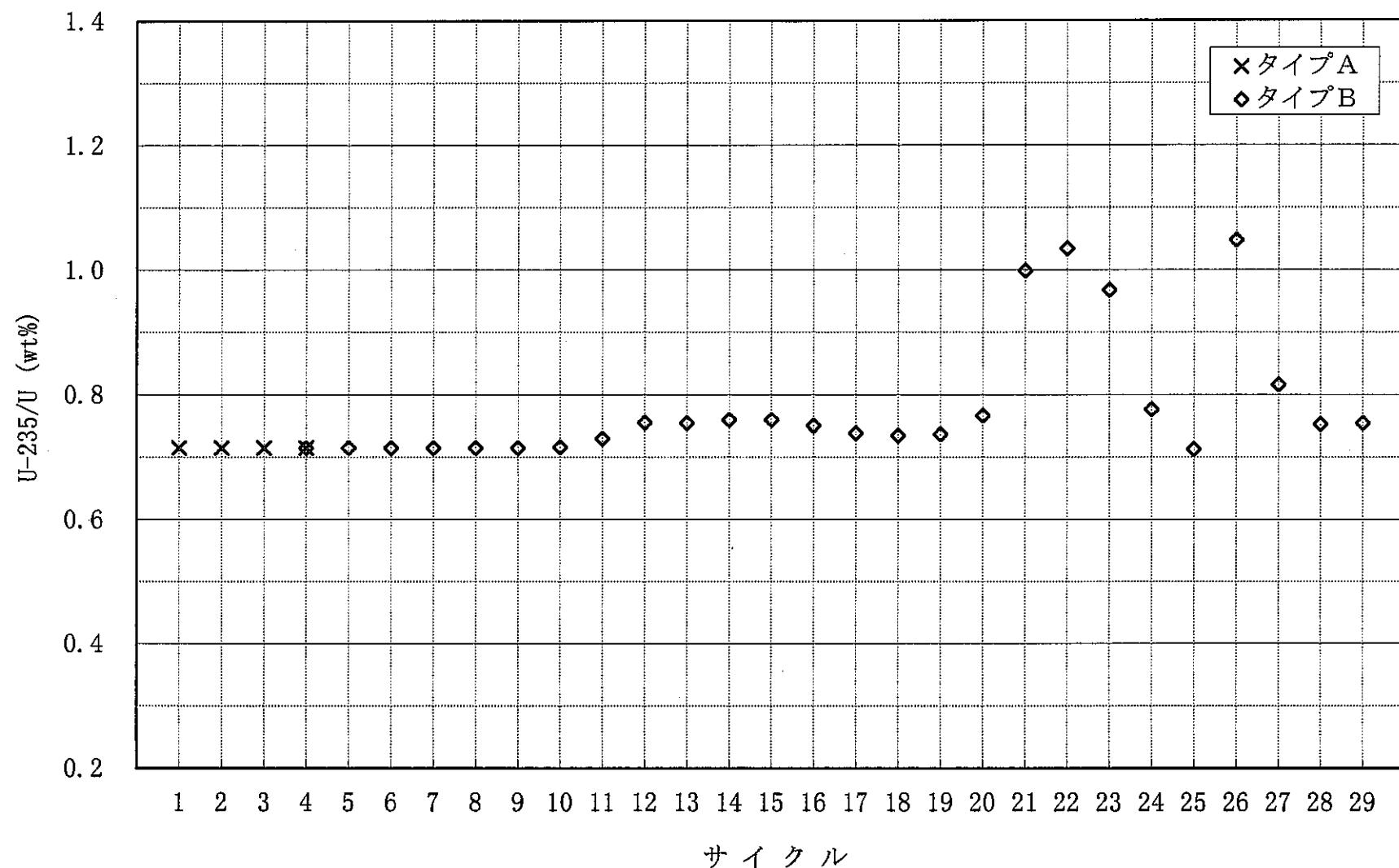


図6.5 各サイクル毎のU-235割合(集合体平均)

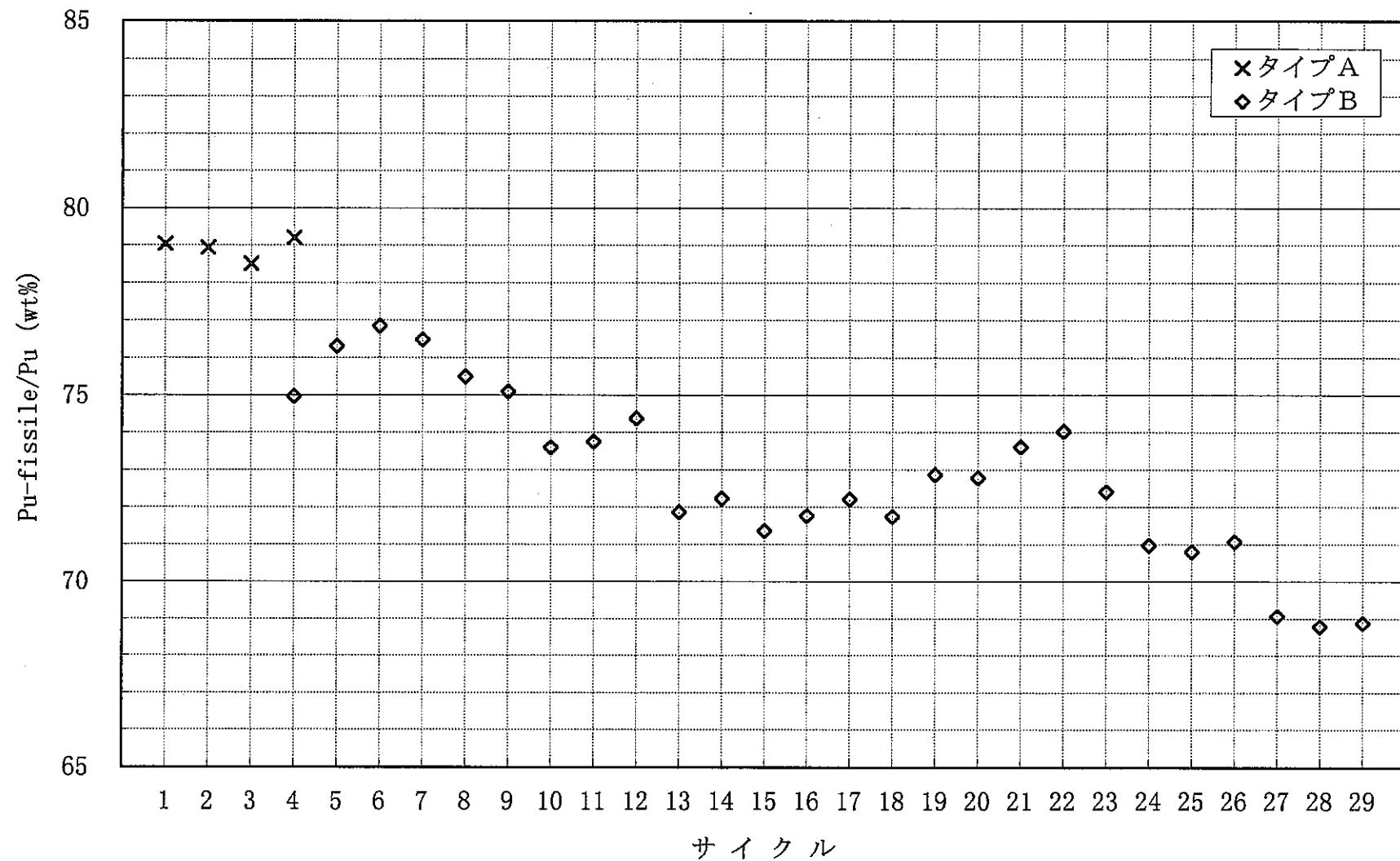


図6.6 各サイクル毎のPu-fissile割合(集合体平均)

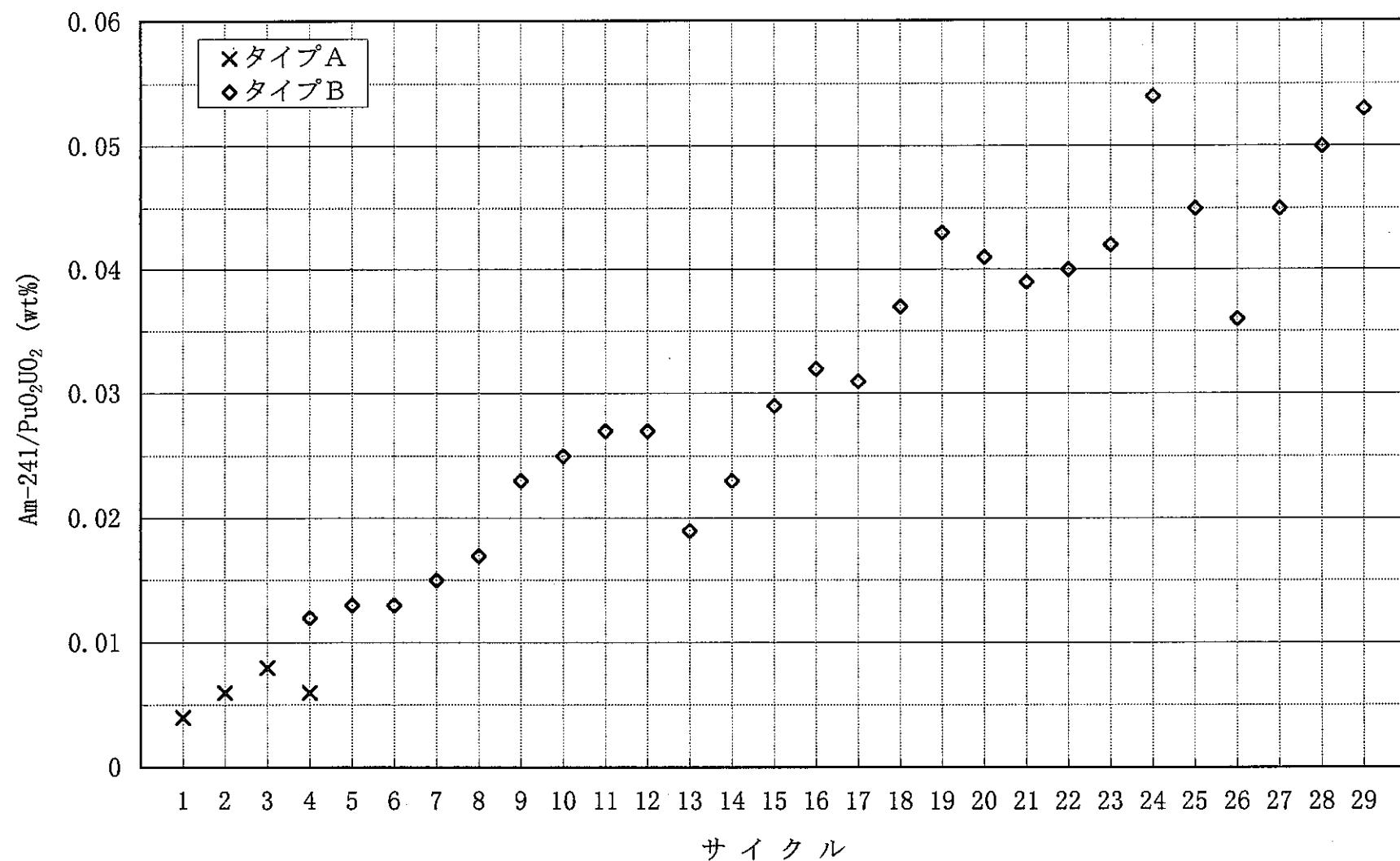


図6.7 各サイクル毎のAm-241割合（集合体平均）

## 7. MOX燃料集合体の設計、構造、種類

### 7.1 設計基準

#### (1) 热設計基準

- ① 限界熱流束(CHF : Critical heat flux)の関しては、過渡時においても熱流束と CHF の比(CHFR)が炉心内のいかなる点でも 1.5 以上であること。  
(設計目標値は 1.9 以上 : 定常時)
- ② 通常運転時及び過渡状態においても、燃料ペレット最高温度は融点未満であること。

#### (2) 機械設計基準

- ① 燃料の寿命期間中にわたって、被覆管の円周方向平均塑性歪が 1 %以下であること。
- ② 被覆管は、ペレットによる支持及び内圧を無視しても、通常の運転状態及び過渡状態において外圧に耐え、座屈を起こさないこと。また、外圧を無視しても被覆管は通常の運転状態及び過渡状態において F P ガス等による内圧により破損しないこと。
- ③ 通常の運転状態及び過渡状態において、照射効果、腐食、変動荷重等の燃料の寿命期間中にわたる影響を考慮しても、被覆管の著しい損傷、過度のフレッティング腐食等を生じないこと。
- ④ 被覆管の応力については、ASME. Sec. IIIに準拠して応力の分類を行い、その結果が基準を満たしていること。
- ⑤ 通常の運転状態及び過渡状態において予想される出力変動のもとで、被覆管は疲労による破損を起こさないこと。

### 7.2 設計条件

#### (1) プラント側条件

- ① 燃料体発熱量 : 3.93MW
- ② 冷却材流量 : 8.6kg/sec
- ③ 冷却材入口温度 : 279°C
- ④ 冷却材出口温度 : 286°C
- ⑤ 冷却材出口蒸気重量率 : 26wt%
- ⑥ 冷却材圧力 : 72.0kg/cm<sup>2</sup>·g

## ⑦冷却材水質

- pH : 5.5~8.5 (25°C)
- 電導度 :  $1.0 \mu\text{S}/\text{cm}$  以下
- SiO<sub>2</sub> : 2ppm 以下
- Cl<sup>-</sup> : 0.2ppm 以下
- 溶存酸素 : 0.4ppm 以下
- BO<sub>3</sub><sup>3-</sup> : 2.0ppm 以下 (B量換算)
- 不溶性不純物 : 1.0ppm 以下

## (2)核的条件

- ①過剰反応度 0.16Δk/k 以下
- ②停止余裕 0.02Δk/k 以上 (全制御棒挿入時)
- ③最大線出力密度

- BOC (0~5 GWd/t) : 57.4 kW/m
- MOC (5~13 GWd/t) : 49.2 kW/m
- EOC (13~20 GWd/t) : 42.7 kW/m

## ④燃焼度

- 燃料体最高 : 20,000MWd/t
- 燃料要素最高 : 23,000MWd/t
- ペレット最高 : 29,000MWd/t

- ⑤炉内滞在日数 : 1,500 日 (ただし、低温停止期間は含まない)

## (3)その他の条件

- ①耐震設計 : 耐震Aクラス
- ②過渡状態 : 燃料体の設計で考慮する定常時及び過渡時は、プラント側の条件から次のとおりとしている。

条件 状態	熱出力 (%)	炉内圧力 (kg/cm <sup>2</sup> ·g)	備 考
通常状態	100	72.0	定格運転
過渡状態 (圧力高)	103	82.0	タービントリップ (バイパス弁不動作) 負荷しや断 (バイパス弁不動作) *1
過渡状態 (出力高)	114	73.2	出力運転中制御棒引き抜き *2

\*1：タービントリップ又は負荷しや断により原子炉はスクラムするが、ここでは蒸気ドラム圧力高によるスクラムとした。

\*2：定格出力運転中に制御棒を引き抜く際、誤操作により出力が上昇した場合、制御棒引き抜き阻止により 114%以上の出力の上昇が阻止される。

## 7.3 MOX燃料の構造

### (1)集合体

ふげんの燃料集合体は、MOX燃料及びウラン燃料とも同一構造であり、燃料要素 28 本、スペーサタイロッド 4 本、スペーサ 12 個、上部及び下部タイプレート各 1 個より構成され、燃料要素 28 本を 3 層クラスタ状に束ね、同心円周上に内層 4 本、中間層 8 本、外層 16 本が配列された円筒型の燃料である。燃料集合体はタイプレート及びスペーサによって保持され、中間層の 8 本をタイロッドとして固定し、他の 20 本はコイルばねにより下方に抑える以外、上下端とも自由としており、各燃料要素間の膨張差等による伸びの差を吸収できる構造となっている。標準燃料集合体の構造を図 7.1 に示す。

### (2)燃料要素

各燃料要素は、ディッシュ及びチャンファを施したウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットのスタックを、燃料被覆管にヘリウム雰囲気で封入したものである。燃料スタック上部及び下部には、照射に伴いウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットから放出される核分裂生成ガスにより、燃料要素の圧力上昇が過大にならないようプレナム部が設けてある。

上部プレナム部には、二酸化ウラン断熱ペレットとアルミナ断熱ペレットを介してプレナムスプリングが設けられ、ペレットを下方に押し付けることにより、燃料取扱時や輸送時等のスタックの移動を防止する。

下部プレナム部には、アルミナ断熱ペレットを介してプレナムスプリングが設けられ、燃料スタックを支えている。

### (3)燃料材

燃料体には機械混合、冷間成型および焼結することにより製造された円柱状のウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットを使用する。

ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットは、その核分裂物質量が 1.84wt%ないし 2.27wt%程度であり、物性的には二酸化ウランペレットとほぼ同一とみなしうる。

ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットのペレット形状については、両端面にディッシュおよびチャンファ設ける。ディッシュは、ペレット内の径方向温度分布に基づく軸方向熱膨張差を吸収するため、端面中央部に球面状に設けてある。チャンファは、炉内使用下で有害な影響を及ぼすペレットコーナー部の欠けの発生を抑えることを主な目的として設ける。また、ペレットの高さと外径の比は燃料製造の容易さをも考慮して約 1.3 とした。

ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットの酸素対ウラン・プルトニウム比(0/M 比)は、燃料の化学的安定性の観点から、仕様として  $2.00 \pm 0.05$  に定める。全不純物量は、熱中性子吸收断面積がほう素等価濃度で 4ppm 相当以下に抑えられる。不純物のうち、特にジルカロイ被覆管の健全性に有害な影響を及ぼすと予想されるフッ素および塩素については、それぞれ 25ppm 以下とする。

なお、再処理回収ウランを使用してウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットを製造する場合においても、同等に製造可能である。

#### (4) スペーサ

スペーサは、2 方向の固定突起と 1 方向の板ばね型突起により燃料要素を支持している。これにより、燃料要素相互の位置を保持し、十分な冷却水流路断面積を確保している。更に燃料要素支持部及びスペーサ支持部は、炉内使用条件における燃料要素の熱膨張、照射成長による軸方向伸び及びスペーサタイロッドと燃料要素の熱膨張差吸収できる構造となっている。

### 7.4 MOX 燃料の種類

#### (1) 標準燃料

##### ① タイプ A 燃料

初装荷燃料および取替燃料(第 1 サイクル～第 4 サイクル)として装荷したが、現在では使用していない。タイプ A 燃料は合計 148 体を使用し、そのうち 147 体を東海再処理工場に使用済燃料として輸送し、残りの 1 体については照射後試験燃料として日本原子力研究所に輸送している。

## ②タイプB燃料

タイプA燃料と同一構造の燃料で、濃縮度または核分裂物質量を若干高めたものであり、第4サイクル以降～現在まで使用している燃料である。照射後試験として1体を日本原子力研究所に輸送した。それ以外のタイプB燃料はすべて「ふげん」に保管している。

### (2)照射用36本燃料

最高燃焼度を伸長した燃料の性能を確認するためのMOX燃料であり、標準燃料と比較して集合体当たりの燃料棒本数(標準燃料は28本)および外径等が異なり、最大線出力密度は低くなるようにしている。また、標準燃料と比較して燃焼度は高く、核分裂生成ガス放出量も多くなるためプレナム部を大きくするとともに、ペレットと被覆管の間隙に封入するヘリウムガス圧力を高くし、核分裂生成物等の影響が小さくなるように配慮してある。3体を装荷し、うち2体を照射後試験として日本原子力研究所に輸送している。

### (3)照射用セグメント燃料

高性能燃料の一環として開発したものであり、一部のペレットは中心に数mmの貫通孔を設けている(中空ペレット)。被覆管はジルカロイ-2製であるが、一部には内面に数10 $\mu\text{m}$ のジルコニウム・ライナ層を設けた被覆管を採用し、燃料棒は長尺燃料棒とセグメント燃料棒の2種類ある。セグメント燃料2体を装荷した後、2体とも照射後試験として日本原子力研究所に輸送している。

### (4)照射用ガドリニア燃料

高燃焼度燃料開発の一環としてガドリニウムの燃焼特性および高燃焼度における構造の健全性を確認するために開発した燃料であり、Gd燃料棒本数の違いでタイプI(4本)、タイプII(3本)に区分され、初期濃縮度および燃焼度はタイプIが高く設定されている。

タイプIは2体、タイプIIは4体装荷したが、現在では照射を終了し、すべて「ふげん」で保管している。照射用ガドリニア燃料(タイプI)の構造を図7.2に示す。

MOX標準燃料(タイプB)の主要仕様を表7.1に、各燃料集合体の仕様の比較を表7.2に示す。

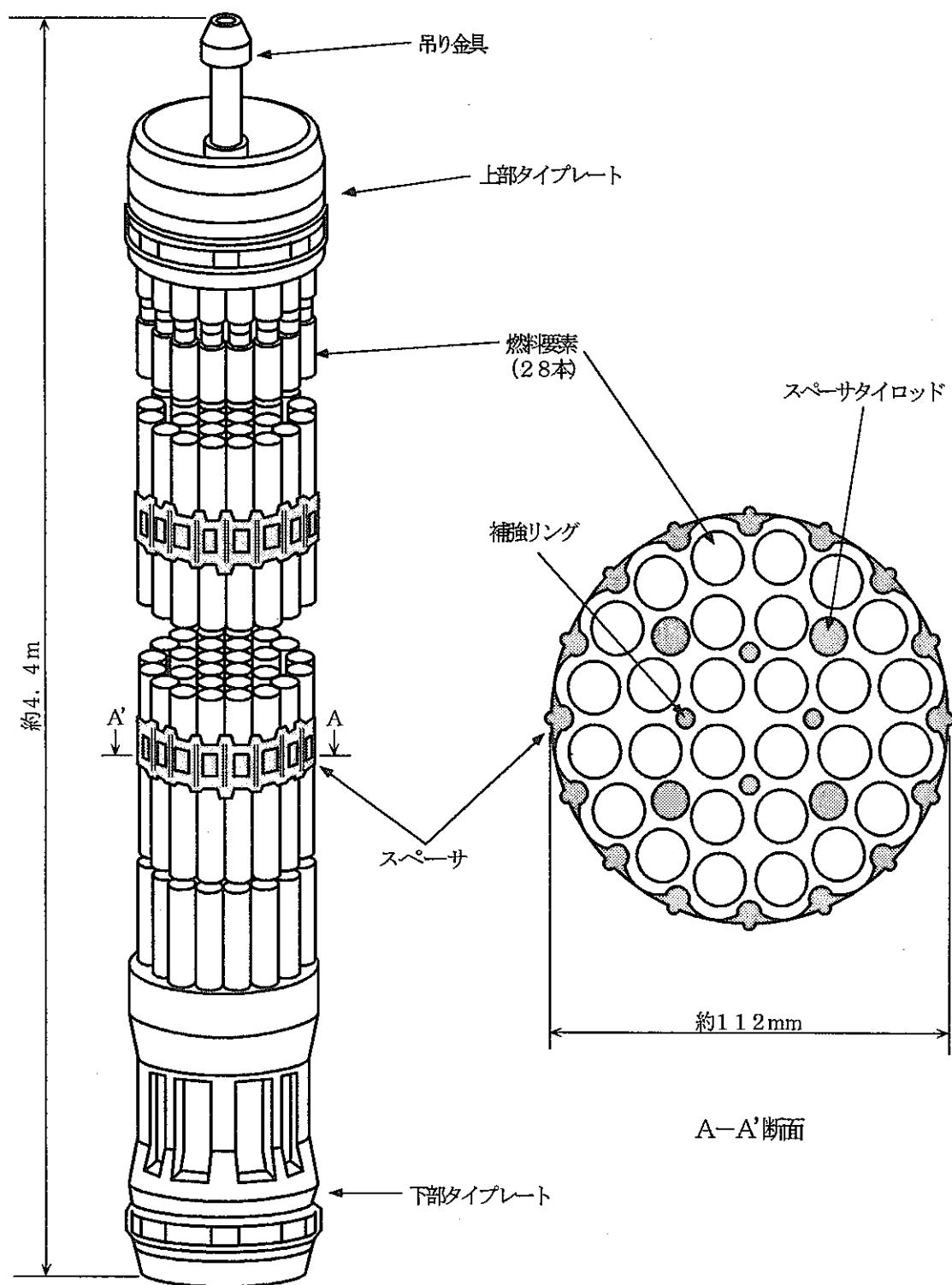


図7.1 標準燃料集合体構造図

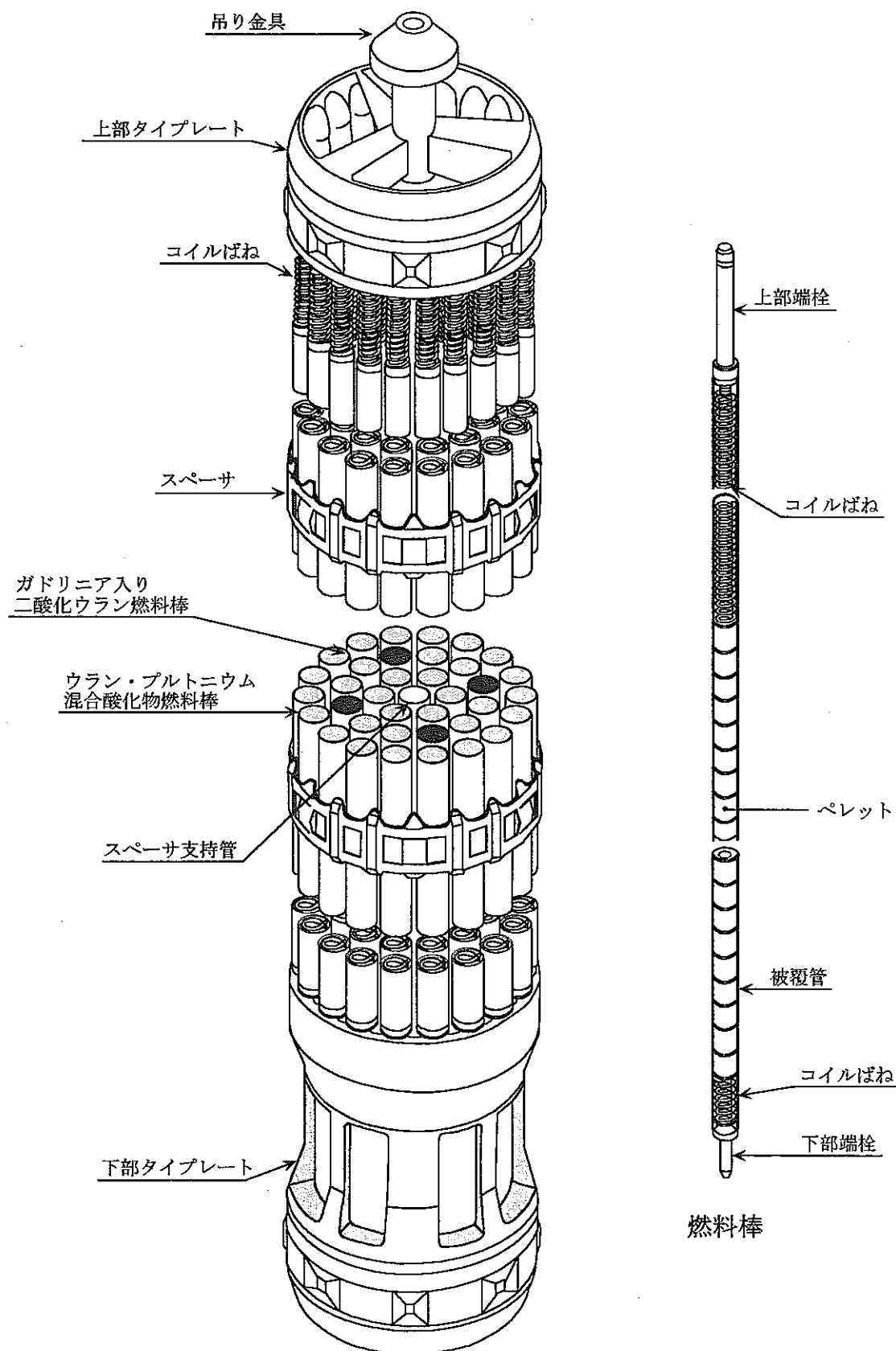


図7.2 照射用ガドリニア燃料集合体構造図(タイプI)

表 7.1 MOX燃料集合体の主要仕様

燃料の種類		ウラン・プルトニウム混合酸化物
初期濃縮度	燃料体平均	2.02wt%
	内層・中間層	2.27±0.09wt% (核分裂物質量)
	外層	1.84±0.08wt% (核分裂物質量)
	ウラン	0.65~1.44wt%
プルトニウム富ッサイル 富化率(公称値)	高富化率	0.83~1.62wt% (内層・中間層燃料要素)
	低富化率	0.40~1.19wt% (外層燃料要素)
燃焼率	燃料体最高	20,000MWd/t
	燃料要素最高	23,000MWd/t
	ペレット最高	29,000MWd/t
燃料材の種類		ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット
〃 組成		酸素対ウラン・プルトニウム比 $2.0^{+0.02}_{-0.08}$
〃 組織		焼結により作られた単一相からなる酸化プルトニウム酸化ウラン固溶体多結晶組織
燃料被覆材		Sn-Fe-Cr-Ni系ジルコニア合金(ジルカロイ-2)
端栓		Sn-Fe-Cr-Ni系ジルコニア合金(ジルカロイ-2)
二酸化ウラン断熱ペレット		二酸化ウラン焼結体(天然ウラン)
アルミナ断熱ペレット		アルミナ焼結体( $\text{Al}_2\text{O}_3$ )
上部プレナムスプリング		ステンレス鋼(SUS304)
下部プレナムスプリング		析出硬化型ニッケル基合金(インコネルX)
スペーサ		析出硬化型ニッケル基合金(インコネル718)
上部・下部タイプレート		ステンレス鋼鋳鋼(SCS13、SUS304)
スペーサタイロッド		Sn-Fe-Cr-Ni系ジルコニア合金(ジルカロイ-2)
燃料体の全重量		約225kg
燃料材の重量		約174kg
燃料要素の重量		約7.6kg
燃料要素の燃料材重量		約6.2kg
炉内滞在日数		1500日(ただし、冷温停止は含まない)
運転有効日数		886日

$$\text{核分裂物質量(wt\%)} = \frac{\text{Pu} + \text{Pu} + \text{U}}{\text{Pu 重量} + \text{U 重量}} \times 100\text{wt\%}$$

表 7.2 各燃料集合体の仕様比較<sup>1)</sup>(1/2)

燃料集合体の種類		標準燃料集合体				セグメント燃料集合体		
		MOX燃料		ウラン燃料				
		タイプA	タイプB	タイプA	タイプB			
ペレット	種類	ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット		二酸化ウラン焼結ペレット		ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット		
	ウラン濃縮度(wt%)	天然ウラン	約0.7~1.4	約1.5	約1.9	約0.7~1.4		
	核分裂物質量(wt%)	外層	約1.3	約1.8	—	約2.2		
		中間層	約1.5	約2.3	—	約3.7		
		内層	約1.5	約2.3	—	約3.7		
	平均	約1.4	約2.0	—	—	約3.0		
	プルトニウム組成比	原子炉級		—		原子炉級		
	初期密度	理論密度の約95%				同左		
	形状	両端球面ディッシュ・チャンファ付				同左及びチャンファ付中空ペレット		
	外径(mm)	約14.4				約12.4		
燃料要素	高さ(mm)	約18				約13		
	材質	ジルカロイ-2				同左及びジルコニウム・ライ付ジルカロイ-2		
	外径(mm)	約16.5				約14.5		
	肉厚(mm)	約0.86				約0.90		
	全長(mm)	約4,100				約4,070		
	有効長さ(mm)	約3,700				長尺:約3,647、上部短尺:752 中間短尺:365、下部短尺:660		
	ヘリウム封入圧	約1 kg/cm <sup>2</sup> ·a				約3 kg/cm <sup>2</sup> ·a		
燃料集合体	数量	28本(外層16、中間層8、内層4本)				36本(外層18、中間層12、内層6本)		
	外径(mm)	約111.6(外径燃料棒外接円直径)				同左		
	全長(mm)	約4,388				約4,398		
	最高燃焼度(MWd/t)	集合体	20,000	20,000	—	約30,000		
		ペレット	29,000	29,000	—	約43,000		
	最大線出力密度	574W/cm(17.5kW/ft)				394W/cm(12kW/ft)		

表 7.2 各燃料集合体の仕様比較(2/2)

燃料集合体の種類		ガドリニア入り燃料(タイプI)		ガドリニア入り燃料(タイプII)	
		MOX燃料	ウラン燃料	MOX燃料	ウラン燃料
ペレット	種類	U・Pu 混合酸化物 焼結ペレット	Gd 入り二酸化ウラン焼結ペレット	U・Pu 混合酸化物 焼結ペレット	Gd 入り二酸化ウラン焼結ペレット
	ウラン濃縮度(wt%)	約 0.7~1.4	上下部:約 3.8、中央部:約 3.4	約 0.7~1.4	上下部:約 3.6、中央部:約 3.3
	核分裂物質量 (wt%)	外層	上下部:約 3.0 中央部:約 2.6	上下部:約 2.4 中央部:約 2.1	——
		中間層	上下部:約 5.0	上下部:約 4.8	——
		内層	中央部:約 4.3	中央部:約 4.1	——
	平均	約 3.5		約 3.2	
	ガドリニウム濃度(中間層)	——	上下部:約 0.8、中央部:約 1.4	——	上下部:約 0.7、中央部:約 1.2
	プルトニウム組成比	原子炉級	——	原子炉級	——
	初期密度	理論密度の約 95%		同左	
	外径(mm)	約 12.4		同左	
燃料素	高さ(mm)	約 13		同左	
	材質	ジルコイ-2 及びジルコニウム・ライ付ジルコイ-2		ジルコニウム・ライ付ジルコイ-2	
	外径(mm)	約 14.5		同左	
	肉厚(mm)	約 0.90 (内、ライ管はジルコニウム内張約 0.07mm)		約 0.90 (内、ライ管はジルコニウム内張約 0.07mm)	
	全長(mm)	約 4,061		同左	
	有効長さ(mm)	約 3,640		同左	
	ヘリウム封入圧	約 3 kg/cm <sup>2</sup> ·a		同左	
	数量	36 本 (外層 18、中間層 12、内層 6 本) ガドリニア入りは中間層 12 本の内 4 本 (ウラン燃料棒)		36 本 (外層 18、中間層 12、内層 6 本) ガドリニア入りは中間層 12 本の内 3 本 (ウラン燃料棒)	
燃料集合体	外径(mm)	約 111.6 (外径燃料棒外接円直径)		同左	
	全長(mm)	約 4,393		同左	
	最高燃焼度 (MWd/t)	集合体 約 40,000		約 30,000	
		ペレット 約 54,000		約 41,000	
	最大線出力密度	492W/cm (15kW/ft)		427W/cm (13kW/ft)	

## 8. MOX燃料の使用実績

### 8.1 使用実績

(1) 「ふげん」は昭和53年3月15日から燃料装荷を開始し、3月20日にはMOX燃料22体で最小臨界を達成した。その後、1年間の起動試験を経て昭和54年3月20日より本格運転に入り、以後、順調な運転を継続している。また、「ふげん」は世界に先駆けてMOX燃料利用を本格的に進めてきた熱中性子炉であり、その実績を表8.1に示す。

表8.1 ふげんにおけるMOX燃料使用実績

(2000年1月現在)

MOX燃料装荷体数(体)	704
プルトニウム量(kg)	約1,650
核分裂性プルトニウム量(kg)	約1,220

このMOX燃料集合体の総数は、これまで全世界で使用されたMOX燃料体数の約1/4を占めており、世界でも群を抜いた実績を残している。表8.2に各国におけるMOX燃料の装荷実績を示す。

表8.2 各国におけるMOX燃料装荷実績

(1998年11月現在)

国名	MOX燃料装荷体数
フランス	1006体
ドイツ	678体
ベルギー	207体
アメリカ	97体
スイス	100体
イタリア	70体
オランダ	12体
スウェーデン	3体
日本	PWR(美浜1号機) BWR(敦賀1号機)
	4体 2体
	合計 2179体

(2) 第 1 サイクルから現在までのMOX燃料、ウラン燃料別の装荷体数を表 8.3 に示すが、MOX燃料の装荷割合は平均で約 55%であり、第 15 サイクルでは約 72%に達している。図 8.1 に「ふげん」におけるMOX燃料の装荷体数および割合を示す

(3) 現在までの取出体数と平均燃焼度を図 8.2 に、取出時の最高燃焼度を図 8.3 示す。MOX燃料では PPFP6W 燃料(第 14 サイクル後に取出)が約 19,300MWd/t まで燃焼しているのが最高である。(ウラン燃料の最高燃焼度は約 19,900MWd/t)

なお、照射用燃料を含むMOX燃料の取出時最高燃焼度は約 40,000MWd/t (照射用ガドリニア燃料 タイプ I) である。

## 8.2 核燃料の多様性の実証

「ふげん」では、核燃料の多様性を実証するために以下の各種MOX燃料を装荷し、その健全性を確認している。

- ・ MOX燃料(軽水炉燃料の回収プルトニウムを使用)：昭和 56 年 9 月
- ・ ウラン燃料(人形峠で濃縮したウランを使用)：昭和 57 年 12 月
- ・ MOX燃料(軽水炉燃料の回収ウランを使用)：昭和 59 年 5 月
- ・ MOX燃料(ふげんMOX燃料の回収プルトニウムを使用)：昭和 63 年 6 月

なお、「ふげん」用のMOX燃料は、東海事業所のプルトニウム燃料第 2 開発室で製造されており、平成 10 年 12 月末現在で約 127 トンMOXの製造実績を有している。ウラン燃料および照射試験カプセルを組み込む特殊燃料については、原子燃料工業(株)東海製造所にて製造されている。

## 8.3 使用済燃料の搬出実績

使用済燃料は、2000 年 1 月末までに試験用燃料を含む 1,115 体を取り出し、そのうち 510 体を東海事業所へ輸送している。使用済燃料の搬出実績を表 8.4 に示すが、特に、昭和 63 年には「ふげん」の使用済MOX燃料 34 体を東海事業所で再処理し、ここで得られたプルトニウムを用いてMOX燃料 4 体を製造し、更にこのMOX燃料を再び「ふげん」に装荷するといった我が国の核燃料サイクルの完結を実証している。

このように、「ふげん」は順調な運転実績をあげつつ、我が国における再処理技術、MOX燃料製造技術等のプルトニウム利用技術の確立とその実証に大きく貢献した。

なお、取替炉心でのMOX燃料とウラン燃料の装荷割合は、MOX燃料の製造量に応じて弾力的に運用することとしている。

#### <東海再処理工場の概要>

東海再処理工場は昭和46年6月に建設を開始し、日米再処理交渉妥結後の昭和52年9月には使用済燃料を用いたホット試験を開始し、昭和56年1月から本格運転に入った。これまでの運転実績を通じて再処理設備の開発および改良技術を確立するとともに、軽水炉使用済燃料再処理技術を実証している。現在は、平成9年3月に発生したアスファルト固化処理施設火災爆発事故により運転を停止しているが、ホット試験開始以来の累積再処理量は、平成10年9月末現在で約935.9トンに達している。

表 8.3 「ふげん」におけるMOX燃料装荷体数

(体)

サイクル	タイプA			タイプB			照射燃料(*)			MOX割合 (%)
	MOX	UO <sub>2</sub>	特殊	MOX	UO <sub>2</sub>	特殊	36本	Seg	Gd	
1	96	124	4							43
2	92	128	4							41
3	80	140	4							36
4	56	144	4	20						34
5	56	116	4	32	16					39
6	36	84	4	56	44					41
7	28	56	4	80	56					48
8	4	20		124	72	4				57
9		16		129	72	4	3			59
10		16		117	84	4	3			54
11		8		113	94	4	3	2		53
12		4		121	90	4	3	2		56
13		4		133	78	4	3	2		62
14				137	78	4	3	2		63
15				155	60	4	3	2		71
16				151	59	4	2	2	6	72
17				147	64	4	2	1	6	70
18				131	80	4	2	1	6	63
19				125	88	4		1	6	59
20				112	102	4			6	53
21				118	96	4			6	55
22				112	102	4			6	53
23				117	98	4			5	54
24				116	103	4			1	52
25				121	98	4			1	54
26				124	96	4				55
27				130	90	4				58
28				108	112	4				48
29				103	117	4				46

(\*) 照射燃料

- ・ 36本 : 照射用 36 本燃料(高燃焼度用)
- ・ Seg : 照射用セグメント燃料
- ・ Gd : 照射用ガドリニア燃料

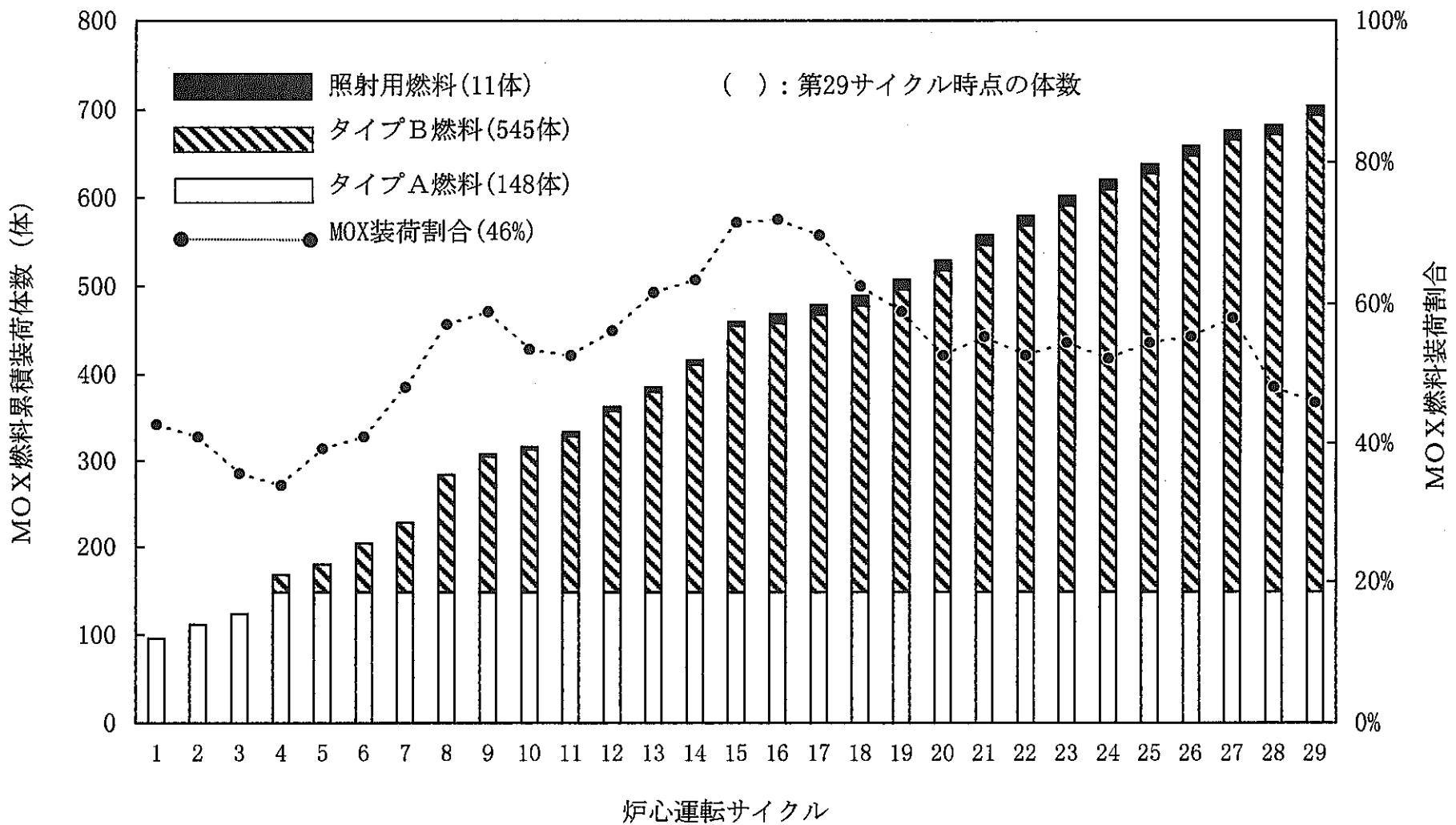


図8.1 「ふげん」におけるMOX燃料使用実績

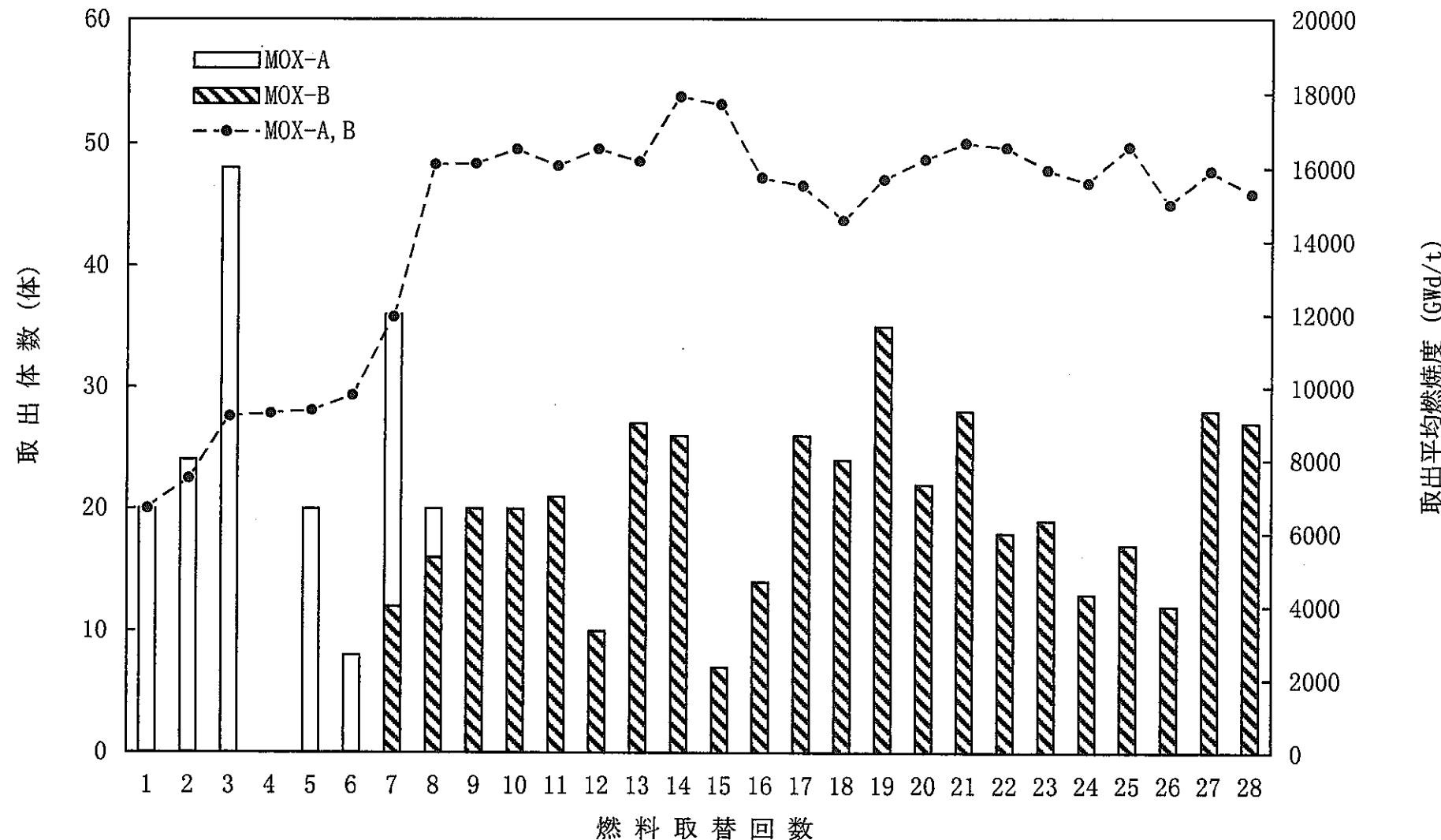


図8.2 MOX燃料の取出体数(タイプ別)と平均燃焼度

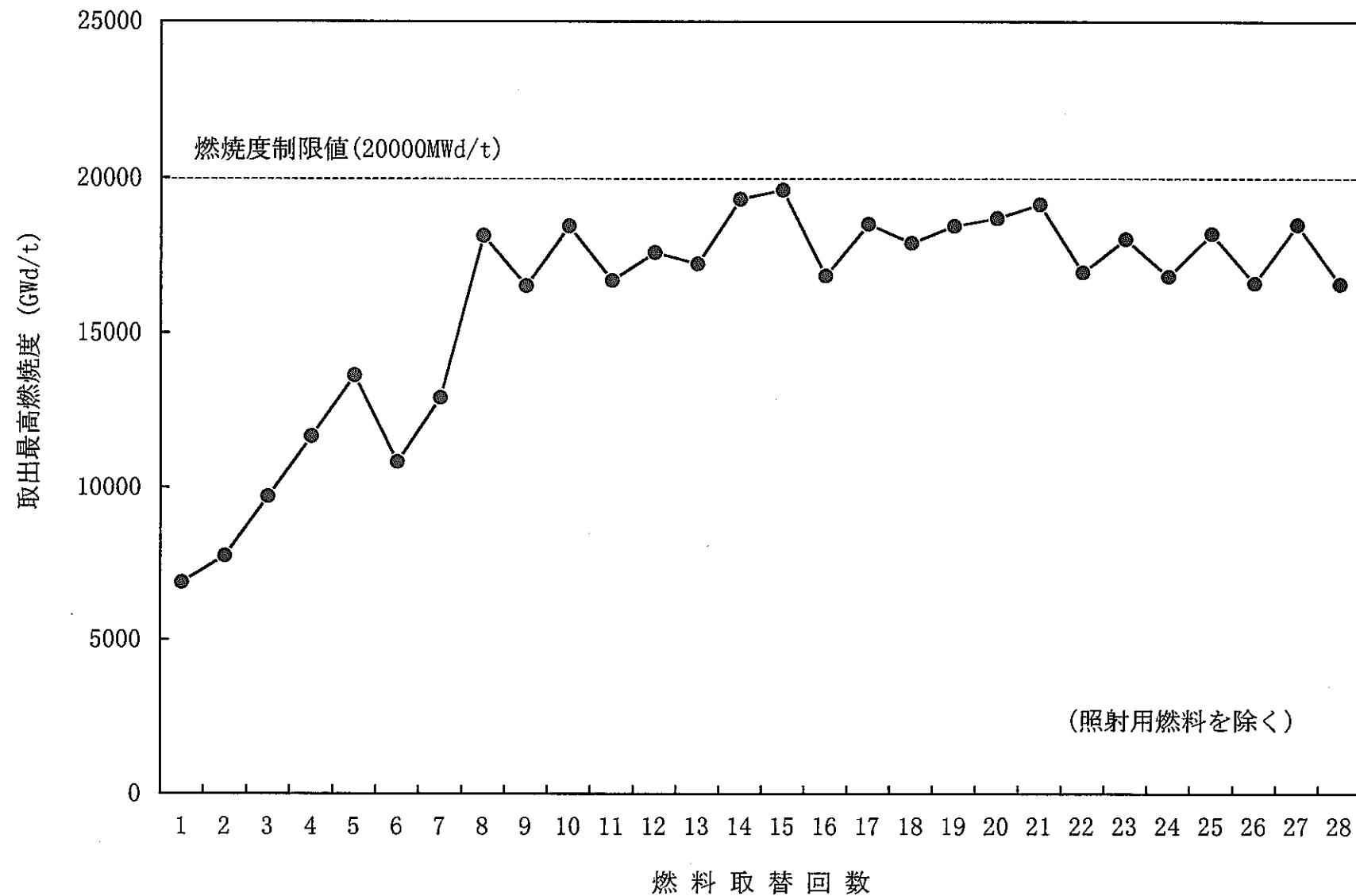


図8.3 MOX燃料の取出最高燃焼度

表 8.4 使用済燃料輸送実績(東海再処理工場向け)

(2000年1月現在)

回数	輸送時期	燃料の種類および輸送体数			
		MOX燃料		ウラン燃料	
		タイプA	タイプB	タイプA	タイプB
1	昭和 60 年 11 月	34	—	—	—
2	昭和 61 年 5 月	—	—	34	—
3	昭和 63 年 7 月	—	—	34	—
4	平成 2 年 3 月	—	—	14	20
5	平成 2 年 5 月	—	—	18	16
6	平成 2 年 10 月	—	—	18	16
7	平成 3 年 5 月	—	—	30	4
8	平成 4 年 4 月	—	—	34	—
9	平成 4 年 11 月	—	—	20	14
10	平成 5 年 9 月	—	—	4	30
11	平成 6 年 5 月	—	—	14	20
12	平成 6 年 7 月	34	—	—	—
13	平成 7 年 5 月	34	—	—	—
14	平成 8 年 6 月	34	—	—	—
15	平成 8 年 10 月	11	—	—	23
合計	510 体	147	0	220	143

(照射後試験用燃料は含まない)

## 9. 燃料検査結果

### 9.1 照射燃料検査結果

「ふげん」では一般の軽水炉と同様に、水中検査装置等により燃料集合体の外観検査および寸法検査等を実施している。これまでに検査した燃料は、シャフリング燃料および一時に取り出した燃料も含めると 1000 体を超えており、これらの燃料検査では当初、使用済燃料貯蔵プール内に設置した水中燃料検査装置(寸法検査は測定子接触型)を使用していたが、長期間の使用による経年変化のため、平成元年 7 月からは受渡プールに新たに設置した検査装置(非接触型)により実施している。

#### (1) 燃料集合体からの漏えい

燃料集合体の漏えいの有無を確認するため、原子炉運転中に定期的に蒸気ドラムから原子炉冷却水をサンプリングし、炉水のよう素を測定している。また、原子炉停止後、燃料集合体が装荷されているそれぞれの圧力管内の炉水をサンプリングし、よう素濃度を測定している。運転中におけるよう素(<sup>131</sup>I)濃度は 0.1Bq/cm<sup>3</sup>以下であり、これまでに燃料集合体の漏えいは 1 体もない。

#### (2) 外観検査

燃料集合体を上下移動および回転させて、燃料棒の表面状態、上下タイプレートの案内ばねやスペーサの取付状態および表面状態を水中燃料検査装置のペリスコープにより観察し、表面に異常な変化が観察されないことを確認している。燃料棒表面はクラッドに覆われており、集合体上部はジルカロイの光沢を確認できる程度に非常に薄く付着しているだけであったが、中央部から下部には比較的に厚いクラッドが付着していた。

クラッドの性状を調べるために、採取装置により燃料集合体に付着したクラッド採取した結果、化学形態は主に  $\alpha$ -Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>(ヘマタイト)が約 90%を占めていた。上下部タイプレート、スペーサには極めて薄く赤褐色のクラッドが付着しているが、案内ばね、スペーサ等の取付状態にも異常は認められていない。

### (3) 寸法検査

#### ①燃料棒ギャップ

照射に伴う燃料棒ギャップの変化を、水中燃料検査装置の測定端子を燃料棒間に挿入し測定した。測定は炉心より取り出された燃料集合体について、外層燃料棒の間隔を軸方向に 13 箇所、周方向に 16 箇所実施し、これまでに約 60000 点の測定を行っている。燃料棒ギャップの測定結果は、運転日数の増加とともに狭くなってきてているが、これは燃料棒表面に付着したクラッドの影響によるものであることが、照射後試験での詳細測定により明らかになっている。

#### ②燃料集合体の伸び

使用済燃料貯蔵プールでの燃料集合体移送時に用いる燃料移送機のグリッパが、燃料集合体と結合する位置を新燃料集合体と使用済燃料集合体について測定し、燃料集合体の伸びを求める。これまでに取出した MOX 燃料集合体およびウラン燃料集合体について測定した結果、燃料集合体の伸びは約 3~5mm の差異を有しているが、燃焼度に比例して増加する傾向にある。その伸びは約 0.6~0.9mm/GWd/t であり、最大値においても設計予測値の範囲内であった。また、MOX 燃料集合体とウラン燃料集合体との間に有意な差は認められていない。

## 9.2 $\gamma$ スキャニング測定

### (1) 概 要

$\gamma$ スキャニング測定は、炉心から取り出した燃料集合体の出力分布および燃焼度分布の測定を行うとともに、炉心解析コード(POLESTAR)等の精度向上に資することを目的としており、「ふげん」では昭和 62 年度に装置の機能確認を行い、昭和 63 年度に燃料集合体(P3M)1 体の燃焼度測定を実施した。

平成 2 年 5 月~6 月には、標準燃料の出力分布測定 6 体、燃焼度分布測定 6 体の計 12 体について行い、平成 3 年 1 月にはガドリニア入り 36 本燃料 6 体および比較のためにウラン燃料 2 体の合計 8 体について測定を行っている。いずれも、軸方向出力分布および外層-中間層-内層間比等の評価を実施している。

## (2) $\gamma$ スキャニング装置と測定方法について

$\gamma$ スキャニング装置は図 9.1 に示すように、サイト内の使用済燃料プール内で使用するもので、測定の都度、装置をプール内の特殊燃料取扱架台上にセットし、プールサイドより遠隔操作でデータ収集やコリメータスリットの選択等の作業を行うものである。測定対象燃料集合体は燃料検査装置にセットされ、この検査装置で燃料集合体を上下移動や回転をさせて測定するようになっている。

また、コリメータはスライド機構と首振り機能の 2 つの機能を有している。スライド機構を使用してスリットの選択を行い、首振り機構により燃料集合体の中心方位合わせ等の微妙なコリメータの位置調整を行う。コリメータについては、1mm ピッチの幅で動かすことが可能である。

## (3) 測定核種

測定核種は出力分布測定が短半減期の  $^{140}\text{La}$ 、燃焼度分布測定が長半減期の  $^{137}\text{Cs}$  である。短半減期核種(La)は原子炉停止直前の核分裂状態を示しており、過去の燃焼履歴とは無関係であることから、停止直前の出力分布を表している。これに対し、長半減期核種(Cs)は燃焼期間を通じ、燃料集合体内に蓄積していくことになるので、一時的な出力分布には左右されず、過去の出力分布の積分値である燃焼度を表している。

なお、出力分布測定には  $^{95}\text{Zr}$  を測定する方法があるが、実測した結果では、カウント数が  $^{140}\text{La}$  に比べかなり低いので、この時は実施していない。

## (4) 測定対象燃料の選定

測定対象とした燃料集合体は、計画停止時の燃料取替計画を考慮した上で燃料の種類、燃焼度、制御棒の影響、炉心内装荷位置についてできるだけ照射条件の異なったものとなるよう選定している。出力分布測定対象燃料は出力ミスマッチ、制御棒隣接位置、径方向出力分布および重水反射体の影響が分かるような炉心位置から選定され、燃焼度分布測定対象燃料は、長半減期核種である  $^{137}\text{Cs}$  を精度よく測定するため、冷却期間が 1 年間以上で比較的燃焼度の低いものと高いもの等が選定された。

## (5) 炉心解析コード(POLESTAR)の精度評価

POLESTAR コードは、炉心の燃料配置、運転時の制御棒位置、重水中  $^{10}\text{B}$  濃度等の情報をもとに運転状況を追跡し、炉心の出力分布および燃焼度分布を算出するコードである。

軸方向相対出力分布の測定結果例を図 9.2 に、軸方向方向相対燃焼度分布の測定結果例を図 9.3 に示す。測定体数が少ないので結論づけることはできないが、 $\gamma$ スキン測定結果との比較によると、POLESTAR コードの軸方向出力分布予測精度は平均二乗誤差で約 2.3%以下、径方向出力分布予測精度については約 2.2%である。軸方向燃焼度分布予測精度は平均二乗誤差で約 2.2%以下、径方向燃焼度分布は炉心最外周部に装荷された燃料を除くと約 2.5%である。

### 9.3 照射後試験結果

#### (1) 照射後試験について

ホットラボにおける照射後試験は、燃料の健全性確認、炉内照射挙動の把握および燃料設計手法の妥当性確認等を目的としており、2000 年 1 月末現在、「ふげん」で照射した MOX 燃料 6 体を日本原子力研究所(東海研究所)に輸送している。照射後試験を行った MOX 燃料を表 9.1 に示す。

表 9.1 照射後試験燃料一覧表

燃料番号	燃料の種類	輸送時期	輸送先	備考
PPFP06	タイプA燃料	昭和 58 年 10 月	原研東海	
PPFP2R	タイプB燃料	昭和 61 年 5 月	"	
PPFE04	36 本燃料	平成 3 年 5 月	"	高燃焼度燃料
PPFE07	セグメント燃料	平成 4 年 4 月	"	高性能燃料
PPFE05	36 本燃料	平成 6 年 7 月	"	高燃焼度燃料
PPFE06	セグメント燃料	平成 7 年 5 月	"	高性能燃料

#### (2) サイクル機構での照射後試験

日本原子力研究所(東海研究所)で照射後試験を行った燃料集合体のうち 2 体については燃料棒の一部を切断して、サイクル機構大洗工学センターに輸送し、照射後試験が行われている。大洗工学センターでは、融点・熱伝導等の物性試験、 $\gamma$ -スキャントモグラフィ、被覆管バースト、水素濃度測定、金相試験等を実施し、「ふげん」で照射された燃料集合体の健全性および設計の妥当性を確認している。

なお、この2体(PPFP06およびPPFP2R燃料)は、「ふげん」の運転初期に照射されたものである。照射履歴を表9.2に示す。

表9.2 燃料集合体の照射履歴

燃料集合体番号	PPFP06	PPFP2R
燃料集合体の種類	タイプA-MOX	タイプB-MOX
照射サイクル	第1～第5サイクル	第4～第8サイクル
照射期間	S53.3～S57.9	S56.10～S60.7
最大線出力密度	41.5 kW/m	40.3 kW/m
燃焼度	集合体平均	13,600 MWd/t
	ペレット平均	14,520 MWd/t
	ペレット最大	17,140 MWd/t
		18,100 MWd/t
		19,450 MWd/t
		23,310 MWd/t

この2体の照射後試験結果は、予測どおりの照射挙動を示しており、異常な変形および破損等は発生しておらず、燃料設計の妥当性が確認された。これらは、燃料製造技術、品質管理、輸送、「ふげん」での燃料管理および運転管理技術が適切であり、かつ信頼性のあることを示している。

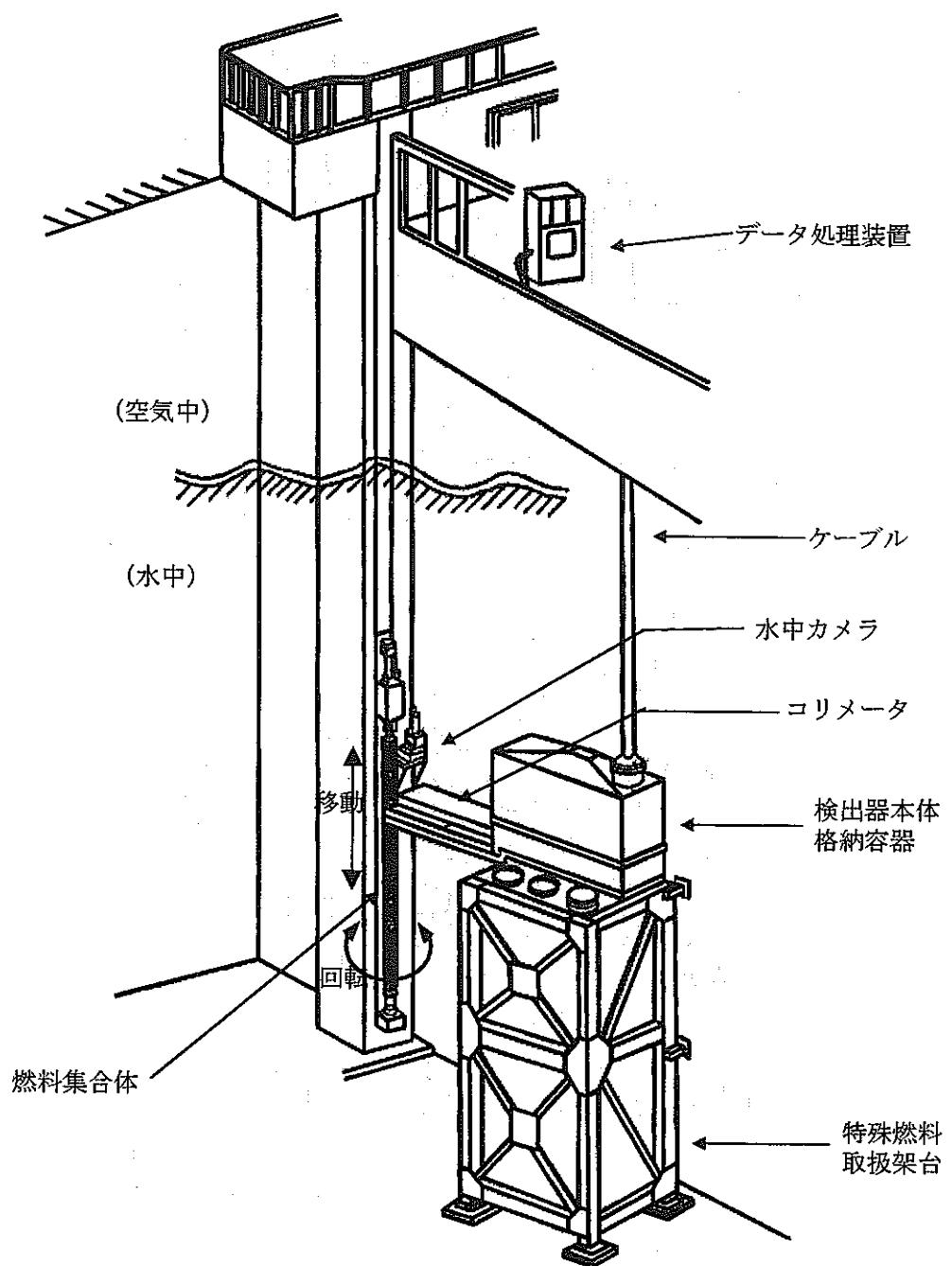


図9.1 ゲスキャニング装置

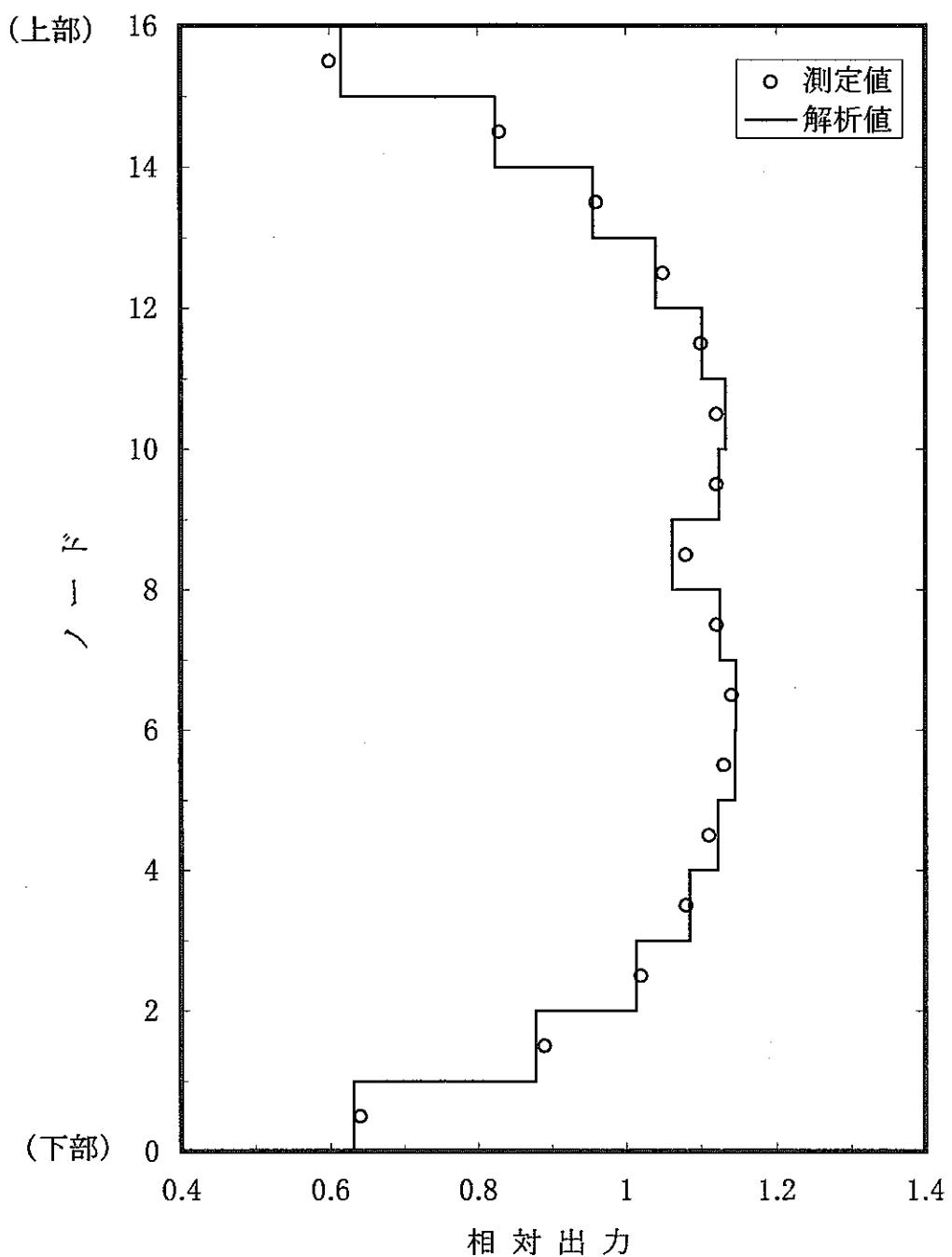


図9.2 軸方向出力分布の比較  
(PAX燃料、11,683MWd/t)

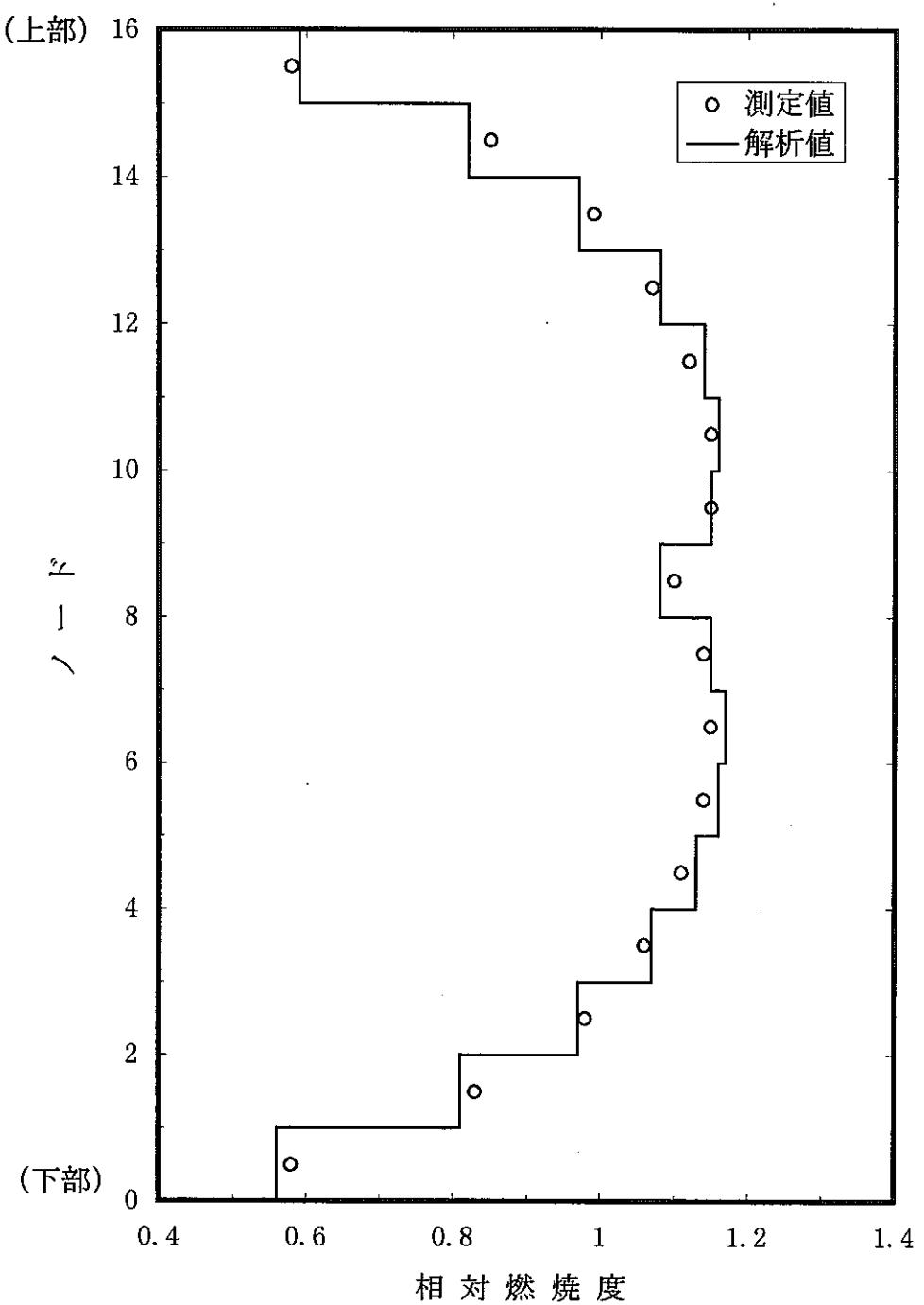


図9.3 軸方向燃焼度分布の比較  
(POX燃料、18, 168MWd/t)

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたり、業務多忙の中、本社 安全推進本部 緊急時支援・研修準備室 松本光雄技術主席、ふげん発電所 環境保全課 白鳥芳武氏に多大のご指導ご教示を頂いた。

ここに記して感謝します。