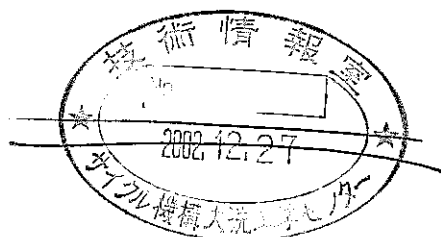


# FBR 炉心の経済性と物質収支評価

—平成 13 年度炉心の検討—



2002 年 11 月

核燃料サイクル開発機構

経営企画本部

FBR サイクル開発推進部

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

**Inquires 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)  
2002

# FBR 炉心の経済性と物質収支評価

## －平成 13 年度炉心の検討－

加藤 篤志<sup>\*1</sup>、佐藤 和二郎<sup>\*1</sup>、小野 清<sup>\*2</sup>

### 要 旨

本報告は、FBR 核燃料サイクルの経済性や環境負荷低減性などを評価する際の、原子炉の炉心特性の影響を定量的に把握することを目的とする。そのために、実用化戦略調査研究において平成 13 年度に設計が進められた炉心を対象として、経済性の評価及び U/Pu の物質収支解析を行い、炉心特性と核燃料サイクル諸量評価との関係を検討する。

FBR サイクルの経済性は、総合エネルギー調査会原子力部会の計算方法に準じて、発電単価（円/kWh）を算出することにより評価した。また、軽水炉から FBR への移行期間における U/Pu の物質収支は、計算ツール“FAMILY-EX”により評価した。

経済性評価の結果、平均燃焼度が向上すれば年間に必要な重金属量が減少し、燃料費の低減につながることを定量的に把握できた。一方、ガラス固化体の累積本数については、FBR サイクル間で大差ない結果となっており、サイクルプロセスの違いを考慮した今後の検討が必要であることが指摘された。また、サイクル諸量解析の結果、各炉型の特性と天然ウラン累積需要量との関係について、定量的に比較することができた。

---

\*1 経営企画本部 FBR サイクル開発推進部 FBR サイクルシステム統合 Gr

\*2 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

## Cost Estimation and Mass Flow Analysis for FBR Cycles - Characteristics of FBR cores designed in 2001 -

Atsushi Katoh<sup>\*1</sup>, Kazujiro Sato<sup>\*1</sup> and Kiyoshi Ono<sup>\*2</sup>

### Abstract

The estimations of power generation cost and radioactive waste release were conducted to study the effects of core performance on FBR (Fast Breeder Reactor) cycle system characteristics ; economic competitiveness and reduction of environmental burden. The representative five FBR cores were selected from the candidates in "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle System" designed in 2001.

The method adopted for calculating the power generation cost in this study is discounted and levelised cost method, which is similar to the METI's (Ministry of Economy, Trade and Industry) calculation manner. A material balance for U/Pu during a transition period from LWR (Light Water Reactor) to FBR was analyzed using the mass flow evaluation tool "FAMILY-EX" developed by JNC.

The quantitative cost estimation shows that the enhancement of average burnup results in the decrease of power generation cost due to the reduction of the annual amount of fuel charge. In the evaluations of the cumulative amount of vitrified HLW (High Level Waste), there are little or no differences among the FBR cycles because of the lack of detailed fuel cycle process data. Therefore the investigation for the fuel cycle reprocessing characteristics is needed for accurate evaluation. In addition , the relation between core characteristic and the cumulative natural uranium demand were compared quantitatively in each FBR core.

---

\*1 FBR Cycle System Integration Group, FBR Cycle System Development Office,  
Executive Office For the Policy Planning and Administration

\*2 FBR Cycle Analysis Group, System Engineering Technology Division, O-arai  
Engineering Center

## 目 次

第 1 章	はじめに .....	1
第 2 章	平成 13 年度炉心の特性 .....	2
第 3 章	経済性評価 .....	5
3. 1	発電単価及び燃料サイクル単価解析 .....	5
3. 2	解析結果の考察 .....	9
3. 3	定量化のための効用値評価 .....	11
第 4 章	物質収支解析 .....	13
4. 1	計算条件 .....	13
4. 2	解析結果と考察 .....	14
第 5 章	まとめ .....	21
[謝 辞]	.....	23
[参考文献]	.....	24

## 図表リスト

表 2.1	解析対象炉心の特性	25
表 3.1	発電単価内訳	26
表 3.2	発電単価の内訳 (Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心)	27
表 3.3	再処理；窒化物先進湿式ゲル化法の設計情報	27
表 3.4	燃料製造；窒化物湿式ゲル化法対応の被覆粒子燃料製造法	27
表 3.5	各装荷時の Pu フィッサイル重量比	28
表 3.6	他の平成 13 年度設計炉心の特性	29
表 4.1	U/Pu 物質収支解析前提条件	30
表 4.2	U/Pu 物質収支解析の炉特性データ	32
表 4.3	FBR サイクルの物質収支解析結果	34
図 2.1	累積炉心重金属量 (Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心)	35
図 2.2	累積炉心重金属量 (Na 冷却中型炉、均質金属燃料炉心)	35
図 2.3	累積炉心重金属量 (Pb-Bi 冷却中型炉、均質窒化物燃料炉心)	36
図 2.4	累積炉心重金属量 (He ガス冷却大型炉、均質窒化物被覆粒子燃料炉心)	36
図 2.5	累積炉心重金属量割合 (13 年度/12 年度の比)	37
図 3.1	耐用年平均発電単価 (Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心)	38
図 3.2	資本費 (Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心)	38
図 3.3	運転維持費 (Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心)	39
図 3.4	燃料費 (Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心)	39
図 3.5	耐用年平均発電単価 (Na 冷却中型炉、均質金属燃料炉心、200t/y サイクル)	40
図 3.6	耐用年平均発電単価 (Pb-Bi 冷却中型炉、均質窒化物燃料炉心、200t/y サイクル)	40
図 3.7	耐用年平均発電単価 (Pb-Bi 冷却中型炉、均質窒化物燃料炉心、50t/y)	41
図 3.8	耐用年平均発電単価 (He ガス冷却大型炉、均質窒化物被覆粒子燃料炉心、200t/y)	41
図 3.9	燃料サイクル単価	42
図 3.10	平均燃焼度と燃料費	42
図 3.11	平均燃焼度と年間必要重金属量 (1000MWe で規格化)	43
図 3.12	平均燃焼度と燃料サイクル単価	43
図 3.13	平均燃焼度とフロントエンド/バックエンド費用との関係	44
図 3.14	発電単価効用関数 (Na 冷却中型炉)	44
図 3.15	発電単価効用関数 (Pb-Bi 冷却中型炉)	45

図 3.16	発電単価効用関数 (He ガス冷却大型炉、200t/y) .....	45
図 4.1	Na 冷却中型炉の物質収支解析結果 (平成 13 年度設計 MOX 燃料炉心、径ブランケットなし) ...	46
図 4.2	Na 冷却中型炉の物質収支解析結果 (平成 13 年度設計 MOX 燃料炉心、径ブランケットあり) ...	47
図 4.3	Na 冷却中型炉の物質収支解析結果 (平成 13 年度設計金属燃料炉心) .....	48
図 4.4	Pb-Bi 冷却中型炉の物質収支解析結果 (平成 13 年度設計窒化物燃料炉心) .....	49
図 4.5	He 冷却大型炉の物質収支解析結果 (平成 13 年度設計窒化物被覆粒子燃料炉心) .....	50
図 4.6	Pb-Bi 冷却中型炉の物質収支解析結果 (平成 12 年度設計窒化物燃料炉心) .....	51
図 4.7	導入設備容量の差 (Na 冷却炉径ブランケット有を基準) .....	52
図 4.8	軽水炉から改良軽水炉/FBR への移行状況 (平成 13 年度 Na 冷却中型炉、MOX 燃料、径ブランケット有)	53
図 4.9	軽水炉から改良軽水炉/FBR への移行状況 (平成 13 年度 Na 冷却中型炉、金属燃料) .....	54
図 4.10	軽水炉から改良軽水炉/FBR への移行状況 (平成 13 年度 Pb-Bi 冷却炉、窒化物燃料) .....	55
図 4.11	ガラス固化体累積発生本数 .....	56
図 4.12	ガラス固化体累積発生量 (2200 年時) .....	56
図 4.13	累積再処理量 .....	57
図 4.14	1000MWe、1 年あたりのガラス固化体発生本数 (本) .....	57
図 4.15	天然ウラン累積需要量 .....	58
図 4.16	効用関数 (天然ウラン累積需要量) .....	58

## 第1章 はじめに

高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化戦略調査研究（FS）は、FBRサイクルの技術体系を確立して、2015年頃までに基本設計レベルのFBRサイクル概念を提示することを目指しており、平成11～12年度にそのフェーズⅠを終了した。続く平成13年度からはフェーズⅡを開始している。フェーズⅡは平成15年度の間報告を間に入れて、平成13～17年度の5年間を予定している。

フェーズⅠではナトリウムを始めとして、水、炭酸ガス、ヘリウムガス及び鉛-ビスマスなどの種々の冷却材や、酸化物、金属及び窒化物などの燃料形態、さらに革新的技術の採用を含めた幅広い技術選択肢の検討が行われた<sup>1)</sup>。フェーズⅡではFBRサイクル技術に対する総括と有望概念の抽出が行われ、複数のFBRサイクル候補概念を提示する予定である。FBRサイクル候補概念の抽出では、安全性を前提に、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性及び技術的実現性の多面的な観点から評価を行う。このため各評価視点において階層化した指標と、それに対する達成基準を設定し、FBRサイクルの特徴をより客観的に評価することを試みている。また、これらの技術的な検討に加えて、FBRサイクルに対する社会的受容性の視点からの分析も進められている<sup>2)</sup>。

フェーズⅡの初年度にあたる平成13年度にはフェーズⅠでの検討結果を受けて、炉心燃料、FBR、再処理及び燃料製造プラントのそれぞれに対する設計研究及び要素技術開発が進められている。炉心設計については各炉型の特徴を活かすことを目指し、増殖比や燃焼度に対してある程度の幅を持たせた柔軟な設計条件を設定している。これにより、出力密度が大きいといったFBR本来の特徴を活かしたコンパクトな炉心、中性子経済の良さを活かした内部転換比が高くかつ高燃焼度の炉心など、より魅力ある炉心の構築を目指した設計検討が進められ、平成13年度の成果として径ブランケットを削除した高内部転換型などの複数の炉心概念が提案された。

本報告書では平成13年度に検討された中の5つの炉心概念を対象に、炉心性能の改善が燃料サイクル費やFBR導入効果に及ぼす効果を定量的に把握することを目的として、発電単価を指標とした経済性評価及びU/PuのFBRサイクル内での物質収支評価を行った。



## 第2章 平成13年度炉心の特性

平成13年度の炉心設計情報を基に、その炉心を核燃料サイクルに組み込んだ際の経済性評価（発電単価や燃料サイクル費）と、U/Puの長期（2000年～2200年）にわたる物質収支解析を行った。解析対象とした平成13年度に設計された炉心は次の5ケースである。

- ケース1：Na冷却中型炉、均質MOX燃料炉心（径ブランケットなし）
- ケース2：Na冷却中型炉、均質金属燃料炉心
- ケース3：Pb-Bi冷却中型炉、均質窒化物燃料炉心
- ケース4：Heガス冷却大型炉、被覆粒子窒化物燃料炉心
- ケース5：Na冷却中型炉、均質MOX燃料炉心（径ブランケット有り）

ここでケース5の炉心は、ケース1に径ブランケットを外側1層に追加し、増殖性能の向上を図った炉心である。

表2.1にケース1～5の炉特性データを、同様な炉心概念の平成12年度の炉特性データとともに示す。平成12年度までは増殖比1.2を達成目標としていたため、ブランケット燃料の装荷量が多く、経済性を追求する場合の制約因子となっていた。平成13年度は増殖比に幅を持たせた設計を試み、平均燃焼度の向上を図り、より高い経済性を狙った。本報告では、この炉心燃料集合体及びブランケット燃料集合体の全てをあわせた、炉心全体の平均燃焼度の向上を図った炉心を対象とする。これは、FBR燃料サイクルは低除染サイクルを前提としており、ブランケット燃料集合体でも単位本数当たりの製造コストは炉心燃料集合体と同じとしているためである。図2.1～2.4にケース1～4の炉心に対する重金属インベントリの累積値について、平成12年度炉心と平成13年度炉心とを比較して示す。図2.5にはケース1～4のそれぞれの炉心について、平成13年度炉心に対する平成12年度炉心の重金属インベントリの累積値の割合を示す。Heガス冷却炉を除き、平成13年度炉心の累積炉心重金属量は全炉心平均の高燃焼度化により、平成12年度に比べ0.4～0.6程度と大幅に減少している。MOX燃料Na冷却炉は初装荷重金属量に違いはないものの、運転サイクル期間の長期化の効果により、経過年に従い累積炉心重金属量割合が全炉心平均の燃焼度の比（約0.5）まで減少している。以下に平成12年度炉心と比較した平成13年度炉心の特徴を述べる。

### （1）Na冷却中型炉、均質MOX燃料炉心

- ・燃料ピンの太径化（8.5mmから11.1mm）や炉心径の増大などによる炉

心燃料インベントリの 70%増加（径ブランケットを削除し炉心燃料を装荷）

- ・ 炉心燃料体積比の向上による高内部転換比（約 0.8）実現
- ・ 高内部転換比の実現により反応度の燃焼劣化特性が改善され、運転サイクル期間が長期化（517日から912日）
- ・ 炉心領域の追加と径ブランケットの削除による平均燃焼度の向上（約 5万 MWd/t から約 10万 MWd/t）
- ・ 炉心燃料体積比の増大による中性子効率の向上
- ・ 増殖比 1.2 から 1.04 への低下（外側 1 層に径ブランケットを追加することで増殖比に対して柔軟に対応可能：前述のケース 5 の炉心で増殖比 1.13）

(2) Na 冷却中型炉、均質金属燃料炉心

- ・ 径及び軸ブランケット削除による重金属インベントリの削減
- ・ 燃料体積比増加により平均燃焼度の向上
- ・ 3 つの炉心領域それぞれで燃料交換バッチ数が異なる変則バッチの採用による燃焼度の平坦化
- ・ 重金属密度が高いことを活かし、ブランケットなしでも増殖比 1 を確保した炉心の提案

（増殖比が 1 近傍であることから、燃料サイクルプロセスで Cd 陰極に析出した U-Pu 合金を計量分割する必要がなく、不足分の U を補うのみであるため、富化度調整するプロセスの工程削減効果を期待、なお共回収された Pu の計量と富化度調整工程のコスト評価が必要）

(3) Pb-Bi 冷却中型均質窒化物燃料炉心

- ・ 燃料集合体ラッパ管厚さを 3mm から 2mm、燃料被覆管肉厚を 0.54mm から 0.46mm などの炉心構造材設計の体積比の改善、かつ燃料要素束の圧力損失条件を 0.01MPa から 0.015MPa に緩和し、燃料被覆管径を 6.5mm から 8.5mm と増加させたことによって、燃料体積比が 21%から 25.6%に増えて内部転換比が向上
- ・ 径ブランケット削除により相対的に炉心燃料体積比が向上
- ・ 重金属インベントリの減少と内部転換比の向上により平均燃焼度が増加（約 4万 MWd/t から約 9万 MWd/t）

(4) He ガス冷却大型均質窒化物被覆粒子燃料炉心

- ・ パラメーターサーベイの結果を踏まえて、減圧反応度の減少を目指して燃料体積比の増加（9.15%から 16.2%：コンパートメント内径、外径、炉心高さ/直径比、内管ポロシティ<sup>\*</sup>調整）

- ・ 燃料体積比の増加で減圧反応度が  $1/2$  になったことにより、受動的炉停止機構無しでも「減圧事故+スクラム失敗+自然循環除熱」時の安全性確保
- ・ 燃料体積比の増加による増殖比の増加 (1.15 から 1.21)

\*横方向冷却のための内管及び外管のメッシュ構造の空孔率

## 第3章 経済性評価

### 3.1 発電単価及び燃料サイクル単価解析

表 3.1 に発電単価の構成の内訳及び諸条件を示す。発電単価の計算は、耐用年平均の現在価値換算法にて計算した。発電単価を構成する各項目の年あたりの費用を算出した後、原子炉の運開年に現在価値換算した上で合計し、同じく運開年に現在価値換算し合計した発電電力量で除して、単位発電電力量あたりの耐用年平均発電単価（円/kWh）を算出する<sup>3)</sup>。

ここでは第2章に示したケース1～5の平成13年度に検討した炉心と、平成12年度の原子炉プラント及び燃料サイクル施設を組み合わせたFBRサイクル概念に対する発電単価計算結果を示す。

#### (1) MOX燃料炉心

##### ・ケース a-1

炉心：均質 MOX 燃料炉心（径ブランケット無し、ケース1炉心）

原子炉プラント：Na冷却中型炉（電気出力50万kWe×3）

再処理施設：先進湿式法（処理容量200t/y）

燃料製造施設：簡素化ペレット法（処理容量200t/y）

##### ・ケース a-2

炉心：均質 MOX 燃料炉心（径ブランケットあり、ケース5炉心）

原子炉プラント：Na冷却中型炉（電気出力50万kWe×3）

再処理施設：先進湿式法（処理容量200t/y）

燃料製造施設：簡素化ペレット法（処理容量200t/y）

上記のケース a-1 及びケース a-2 の2つのサイクルと平成12年度炉心による同様のサイクルについて、発電単価及びその内訳（資本費、運転維持費及び燃料費）の算出結果をそれぞれ図 3.1～3.4 に示す。

FBRサイクルの発電単価はいずれも目標の4円/kWhを達成しているとともに、平成13年度炉心で構成したサイクルの発電単価は平成12年度炉心に比べて85%（ブランケット無し）～90%（ブランケットあり）程度にまで減少している。

表 3.2 の発電単価の内訳を見ると、燃料費が大幅に低下したことにより発電単価が減少しており、炉心燃料設計の方針により燃料費が大きく影響されることが分かる。

図 3.2 及び 3.3 に示した資本費及び運転維持費の内訳で、平成 12 年度と 13 年度の炉心を比べると、の資本費及び運転維持費は平成 12 年度の結果の 96%程度とわずかに低下している。これは平成 13 年度炉心の運転サイクル期間が、平成 12 年度の 517 日から 912 日へと長期化した炉心であるため、プラント稼働率が 3%改善したためである。なお、表 3.2 では事業税のみが対前年比 85%と低い。事業税は発電単価に税率を乗じて算出しているため、発電単価の平成 12 年度に対する平成 13 年度の比が 85%ならば事業税も 85%になる。

図 3.4 に燃料費の内訳を示す。平成 13 年度の径ブランケットなし炉心の場合、燃料費は各項目とも対前年度比 55%程度となっている。燃料交換 1 バッチあたりの重金属装荷量はあまり変わらないが、図 2.1 に示すように、単位年あたりに必要な重金属量が、運転サイクル期間の長期化により少なくなっているためである。

平成 12 年度と比較した平成 13 年度炉心は、1) 炉心径の増大、2) 燃料要素の太径化、3) 炉心燃料体積比の増加及び 4) 炉心高さの 10%増加の 4 項目により、炉心燃料物量が対前年比で 70%増加した炉心である。すなわち、炉心燃料体積比の増加が高内部転換比につながり、高内部転換比の実現により反応度の燃焼劣化特性が改善されている。径ブランケットを炉心燃料に置き換えたことに加え、燃焼劣化特性の改善により、運転サイクル期間が長期化したことで高平均燃焼度炉心が実現し、経済性の向上につながっている。

## (2) 金属燃料炉心と窒化物燃料炉心

### ・ ケース b

炉心 : 均質金属燃料炉心  
(軸、径ブランケットなし、ケース 2 炉心)  
原子炉プラント : Na 冷却中型炉 (電気出力 50 万 kWe×3)  
再処理施設 : 金属電解法 (処理容量 50t/y)  
燃料製造施設 : 射出成型法 (処理容量 50t/y)

### ・ ケース c-1

炉心 : 均質窒化物燃料炉心  
(径ブランケットなし、ケース 3 炉心)  
原子炉プラント : Pb-Bi 冷却中型炉 (電気出力 55 万 kWe×3)  
再処理施設 : 窒化物先進湿式法、(処理容量 200t/y)  
燃料製造施設 : 簡素化ペレット法 (処理容量 200t/y)  
<sup>15</sup>N 濃縮法 : 気相吸着法

- ・ ケース c-2

- 炉心 : 均質窒化物燃料炉心  
(径ブランケットなし、ケース 3 炉心)
- 原子炉プラント : Pb-Bi 冷却中型炉 (電気出力 55 万 kWe×3)
- 再処理施設 : 窒化物金属電解法 (処理容量 50t/y)
- 燃料製造施設 : 窒化物振動充填法 (処理容量 50t/y)
- <sup>15</sup>N 濃縮法 : 気相吸着法

図 3.5~3.7 にケース b、c-1 及び c-2 の発電単価及びその内訳を平成 12 年度と比較して示す。これらの 3 ケースでは、径ブランケット燃料の削除 (金属燃料炉心では軸ブランケットも削除) による炉心全体の平均燃焼度の向上を狙いとしているので、発電単価の傾向は前節の MOX 燃料炉心と同様の傾向を示す。平成 12 年度炉心に比べ、資本費及び運転維持費は、運転サイクル期間を若干短くしているため僅かな増加傾向にあるが、事業税の減少の効果が相殺して、ほぼ同等もしくは 1%以下の減少傾向にある。

燃料費が 50%程度と大幅に減少した理由は、運転サイクル期間はほぼ同等であるが、一回あたりの炉心インベントリが初装荷及び平衡装荷ともに半減していることによるものである。この効果は図 1.2 及び 1.3 の単位年あたりの必要インベントリを見ても明らかである。

また、平成 13 年度炉心でのケース c-1 及び c-2 のサイクルを比較すると、燃料サイクル処理能力 200t/y のサイクルは 50t/y のサイクルの 91% になっている。湿式再処理ではスケール効果が大きく、処理容量 200t/y 程度の規模では、乾式と同等以上の経済性が期待できることが分かる。

### (3) 窒化物被覆粒子燃料炉心

- ・ ケース d-1

- 炉心 : 均質窒化物被覆粒子燃料 (ケース 4 炉心)
- 原子炉プラント : He ガス冷却大型炉 (電気出力 112.4 万 kWe)
- 再処理施設 : 先進湿式ゲル化法 (処理容量 200t/y)
- 燃料製造施設 : 被覆粒子燃料製造法 (処理容量 200t/y)
- <sup>15</sup>N 濃縮 : 気相吸着法

- ・ ケース d-2

- 炉心 : 均質窒化物被覆粒子燃料 (ケース 4 炉心)
- 原子炉プラント : He ガス冷却大型炉 (電気出力 112.4 万 kWe)
- 再処理施設 : 先進湿式ゲル化法 (処理容量 200t/y)
- 燃料製造施設 : 被覆粒子燃料製造法 (処理容量 200t/y)
- <sup>15</sup>N 濃縮 : NITROX 化学交換法

上記の2ケースの計算では被覆粒子燃料の再処理及び燃料製造施設のプラント設計情報が必要となるが、平成12年度までのフェーズIでは未検討であったため、今回検討を行った。表3.3及び3.4に被覆粒子燃料の再処理及び燃料製造施設のプラント設計情報を、今回の検討のための暫定値として設定した値を示す。なお、再処理及び燃料製造技術については、先進湿式ゲル化法及びそれに対応した被覆粒子燃料製造法を前提としており、表中に示した設計情報以外の発電単価計算に必要なデータは、再処理については先進湿式法に準じて設定した。燃料製造法については、表3.4以外の必要なデータはプラントの設計条件として設定されている。なお、プラント人員数は他の概念の平均値を用いた。

窒化物燃料では $^{14}\text{N}$ の放射化により長寿命の $^{14}\text{C}$ （半減期：5730年）が生成するため、 $^{14}\text{C}$ の生成がない $^{15}\text{N}$ 同位体を用いる必要がある。自然界における $^{14}\text{N}$ に対する $^{15}\text{N}$ の比率は0.37%しかないため、窒化物燃料では $^{15}\text{N}$ の濃縮コスト及び再利用のための回収コストを考慮する必要がある。 $^{15}\text{N}$ 濃縮方法の代表的なものとしては気相吸着法及びNITROX化学交換法がある。今回は濃縮法の違いにより、それぞれの方法に対して1.1万円/kgHM、16万円/kgHMを、燃料製造の部材費（5万円/kgHM）に加算することとした。ただし、ここに示したプラント情報は現時点での暫定値であり、特に濃縮については技術自体の工学的成立性が確認できておらず、情報の不確実性は大きい。よって、発電単価の計算結果は大まかなあたりをつける程度のレベルであることに注意する必要がある。

図3.8にケースd-1及びd-2の発電単価の内訳のグラフを示す。資本費及び運転維持費については炉心以外は同じ設計データを用い、かつ炉心設計情報で運転サイクル期間が同程度であるために特筆すべき差はない。

燃料費に関しては、燃料インベントリが減少しているために平成12年度に比べ、平成13年度は燃料費が0.2円ほど安い。 $^{15}\text{N}$ 濃縮方法における気相吸着法とNITROX化学交換法の違いは、発電単価において0.5円/kWh程度の大きな差として出ている。これから窒化物燃料では $^{15}\text{N}$ 濃縮・回収コストの低減が必要であることが分かる。

#### （4）燃料サイクル単価

図3.9に各サイクルの再処理単価及び燃料製造単価を示す。Pb-Bi冷却炉の窒化物燃料サイクル（ケースc-2、年間再処理容量50t/y）では燃料製造施設の建設費が相対的に大きくなっているため、また、ケースd-2では、NITROX化学交換法による $^{15}\text{N}$ 濃縮コストなどを燃料製造施設で負担しているため、燃料製造単価のほうが再処理単価よりも高い。窒化物燃料を選択する際、環境負荷の観点から $^{14}\text{C}$ の発生は極力抑える必要があるため、実用化において $^{15}\text{N}$ 濃縮及び回収コストの低減が重要である。

Pb-Bi 冷却炉サイクルについて、年間処理量が同じ 200t/y サイクルで、MOX 燃料と窒化物燃料とを比較すると、 $^{15}\text{N}$  濃縮費用のために窒化物燃料サイクルの方が燃料製造単価が 12%高い（参考：He ガス冷却炉サイクルの燃料製造単価については、MOX 燃料にくらべて、気相吸着法濃縮では 23%高く、NITROX 法濃縮では 133%高い）。フェーズ I における窒化物燃料の再処理は、窒化物を酸化する工程及び  $^{15}\text{N}$  の回収設備付加、オフガス中の  $^{14}\text{C}$  回収設備付加などの追加に伴う設備費の増加が 5%程度と概算されている。今回の評価で再処理単価としてみると、酸化物先進湿式に比べて 2%程度高くなっている。

年間処理能力が同じ 50t/y サイクルの金属燃料と窒化物燃料で比べると、 $^{15}\text{N}$  濃縮費用のため窒化物燃料の燃料製造単価は 17%高い。再処理単価は窒化物燃料を金属に転換する工程が付加するため、窒化物燃料金属電解法の方が金属燃料金属電解法に比べ 0.8%高い結果となった。

### 3. 2 解析結果の考察

#### [平均燃焼度の向上]

3.1 節で述べたように、平成 13 年度炉心は平均燃焼度の向上により燃料費が大幅に低減し、経済性が向上している。平成 12 年度と 13 年度の初装荷及び平衡装荷時の Pu フィッサイル量が炉心全体に占める重量割合を表 3.5 に示す。

MOX 燃料 Na 冷却炉の炉心では、Pu フィッサイルの装荷量を増やし、炉心に占める比率を高めたことにより、平均燃焼度を向上させたことが分かる。また、運転サイクル期間の長期化により年間に必要とされる重金属量が減少したために平均燃焼度が高まった。

金属燃料 Na 冷却炉の炉心では、装荷重金属量を減らすとともに、Pu フィッサイル量をほぼ維持したことによって、炉心に占める Pu フィッサイル率を相対的に増加させている。Pb-Bi 冷却炉においても、金属燃料 Na 冷却炉と同様の理由により平均燃焼度を高めた。

He 冷却炉では Pu フィッサイル比は低下しているが、燃料体積比の増加に伴う内部転換比の向上が平均燃焼度を若干上げ、かつ重金属装荷量が少ないために平均燃焼度が高まった。

平均燃焼度の向上による経済性の向上を目指し、3.1 節の結果のように燃料費の削減に大きな効果が確認できた。



### [平均燃焼度と燃料費]

燃料費と平均燃焼度の関係については、表 3.6 に示す Na 冷却大型炉の均質 MOX 燃料炉心の炉心特性データを基に検討した<sup>6)</sup>。図 3.10 は縦軸に燃料費 (円/kWh)、横軸に平均燃焼度 (MWd/t) をとり、今回の検討結果の一部も加えて各 FBR サイクルの燃焼度の違いによる燃料費の変化を示したものである。Na 冷却炉 MOX 燃料炉心のサイクルに注目すると、燃焼度の増加により燃料費は単調減少する。図中に平均燃焼度の異なる Na 冷却炉 MOX 燃料炉心のデータによる 2 次の近似曲線も示している。データ点は少ないものの、金属燃料や窒化物燃料炉心サイクルも同様の傾向を示していることが分かる。

また、図 3.11 に各炉心概念について、平均燃焼度の違いによる年間に必要な重金属インベントリを示す (1000MWe 出力あたり)。平均燃焼度が高くなると、必要となる重金属量は減少する。単位エネルギー発生あたりで見えた場合、この関係は炉心概念によらずほぼ同じ曲線上に分布する。年間に必要な重金属量は平衡装荷時のバッチあたりの装荷重量を基に、バッチの長さ (運転サイクル長さ) を 1 年単位に補正することによって求めている。また、平均燃焼度 (MWd/t) をその運転サイクル間 (d) に発生した出力であり、バッチ毎の装荷量 (t) によってもたらされると考えると、図 3.11 の平均燃焼度と必要重金属量とは反比例の関係がある。このために図 3.11 は炉型によらない分布を示す。また図 3.11 は電気出力を一定としており、原子炉プラント熱効率及び所内負荷率の違いを含んでいるため、熱効率に優れる He ガス炉のデータ点は、他の炉の分布から予想される重金属量よりも少なくなっている。図 3.10 の平均燃焼度の向上と燃料費の減少の相関は、図 3.11 の重金属量の減少との相関によってもたらされ、サイクルの違いによる燃料費の違いは、燃料サイクル単価に依存することになる。

### [燃料サイクル単価]

図 3.12 に各サイクルにおける平均燃焼度と燃料サイクル単価 (再処理単価及び燃料製造単価) との関係を示す。平均燃焼度の違いが燃料ピン径や本数などに影響し、それらにより部材費が異なってくるため、燃料サイクル単価は平均燃焼度で多少変化する。ただし、再処理及び燃料製造方式が同一ならばその影響は小さく、燃料サイクル単価は平均燃焼度によらずほぼ一定とみなせる。よって他のサイクルについては、図中の窒化物燃料である Pb-Bi 冷却炉サイクル及び He ガス冷却炉サイクルのように、今回は簡単のため平均燃焼度によらず部材費一定とした。

### [フロントエンド及びバックエンド費用]

図 3.13 に各サイクルのフロントエンド及びバックエンド費用を、平均燃焼度を横軸にプロットした図を示す。データ点は炉型を区別していない。ここでは、天然ウラン調達から新燃料輸送までをフロントエンドとし、使用済燃料の輸送費から処理・処分費までをバックエンド費用として計算した。FBR サイクルはウラン濃縮プロセスがないため、一般にバックエンド費用の方が高くなる。ただし、窒化物燃料で NITROX 化学交換法を用いたサイクルは、 $^{15}\text{N}$  濃縮費用のために燃料製造単価が高いためにフロントエンド費用が高くなっている。

平均燃焼度の増加にともない、フロントエンド及びバックエンド費用とも減少する。これは年間に要する燃料インベントリが少なくなったことにより、発生する使用済燃料量が減少したことによるものである。平均燃焼度の増加は、燃料サイクル費用の低減だけでなく、環境負荷低減の観点からは再処理施設から発生する廃棄物の発生量の抑制効果をもたらすことも期待できる。

以上より、平均燃焼度と年間必要重金属量の関係は炉心概念に依存せずほぼ同じ分布を示すが、各サイクルの燃料費は再処理及び燃料製造の単価により決まる。今回の評価対象範囲では、Na 冷却中型炉の均質 MOX 燃料炉心のサイクルが最も経済性を有するサイクル概念となっている。

## 3. 3 定量化のための効用値評価

### (1) 効用値による評価手法

FBR サイクルの実用化戦略調査研究のフェーズ II では、実現性を考慮した魅力ある複数の FBR サイクル概念を提案する。このため、炉心、原子炉プラント、再処理及び燃料製造プラントの各部門に対する技術的な総括や、サイクルとして組み合わせた場合の整合性検討を経てある程度の数に絞った FBR サイクル概念について多面的視点から評価を行う。その評価結果を実用化戦略調査研究において魅力ある FBR サイクル概念を抽出する際に、各候補概念の優劣を判断する材料の一つとする。

評価の視点としては、安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性及び技術的实现性の面から FBR サイクルを検討し、加えて社会的受容性についても技術面及び社会心理面について分析・考慮することとしている。各評価視点に対しては階層化指標を設定し、できるだけ定量評価を行う。各評価視点に対する物理単位の異なる定量評価結果を統一的に評価するために、ある一定の評価基準に基づいて効用関数を設定し、

評価者の価値観を 0～1 の範囲で正規化することを検討している。

効用関数の設定は、努力目標値、設計目標値、導入の意義がなくなるラインとしての許容値を設定し、それぞれに効用値 1.0, 0.5 及び 0 を与える。例えば、経済性は「発電単価 (円/kWh)」で評価されるが、努力目標値として 3.0 円/kWh (現時点で最廉価の米国における天然ガス火力発電方式による発電単価=効用値 1.0)、設計目標として 4.0 円/kWh (日本における将来の軽水炉の発電単価=効用値 0.5)、及び許容値として 10 円/kWh (風力発電による発電単価=効用値 0) を設定し、発電単価を横軸、効用値を縦軸として効用関数 (ここでは指数関数) を設定する。FBR サイクルの経済性に関する効用値は、発電単価計算結果を効用関数に代入することにより求められる。

## (2) 効用値の計算結果

図 3.14、15 及び 16 に経済性について、Na 冷却炉、Pb-Bi 冷却炉及び He ガス冷却炉それぞれにおける平成 12 年度及び 13 年度炉心の FBR サイクルの効用値の算出結果を示す。平均燃焼度の向上により、Na 冷却炉の平成 13 年度炉心のサイクルの経済性に関する効用値は、設計目標を大幅に超えた高い経済性を示している。Pb-Bi 冷却炉の平成 13 年度炉心のサイクルも設計目標を満足する見込みがあるが、窒化物燃料は  $^{15}\text{N}$  濃縮及び回収コストの負担が大きいため、全般的に低い値を示している。窒化物燃料で最も経済性を有するサイクルと、平成 13 年度の Na 冷却炉で最も経済性に劣る MOX 燃料 (径プラ有) サイクルを比較すると、効用値ベースで 30%程度の差がある。経済性の視点では、Na 冷却炉が最も高いポテンシャル示している。

## 第4章 物質収支解析

### 4.1 計算条件

表 2.1 に示した平成 13 年度の 5 つの炉心(ケース 1~5 及び平成 12 年度 Pb-Bi 冷却炉心ケース 3')について、U 及び Pu を中心とした物質収支解析を行った。解析には Excel ベースの諸量計算コード FAMILY-EX を用いた<sup>3)</sup>。軽水炉から高速炉への移行期間において、その移行状況、再処理量、天然ウラン累積需要量など、U 及び Pu の物質収支に着目して、評価対象炉心の FBR サイクルの特徴を把握する。主な計算条件を以下に挙げる。

- ・ 計算期間 2000~2200 年
- ・ FBR 導入：2030 年
- ・ 炉寿命：60 年
- ・ プルサーマル：FBR 導入まではプルサーマルで Pu を消費
- ・ 原子力発電設備容量：70GWe 一定（日本国内に限る）
- ・ 軽水炉再処理：800t/y 一定
- ・ FBR 再処理：炉サイトでの 4 年間冷却後全量即時再処理
- ・ 炉外サイクル期間：軽水炉 6 年、FBR 5 年
- ・ ロス率：評価サイクルシステム依存
- ・ FBR 導入単位：Pu 在庫が軽水炉の廃止分を補うに不十分なときのみ 100Mwe 単位で導入

その他の詳細な条件を表 4.1 に、使用した炉特性データを表 4.2 に示す。FAMILY-EX では解析結果として、以下の諸量が出力される。

- ・ 発電設備容量：日本における原子力発電の設備容量を 70GWe と仮定、軽水炉の廃炉の際に、Pu バランスにより FBR 導入に十分な Pu が確保可能な場合は FBR を導入し、不十分なら改良軽水炉 (A-LWR) を導入
- ・ 燃料加工量：FBR においては炉心燃料、軸ブランケット燃料及び径ブランケット燃料に分けて燃料加工量を計算。また、軽水炉においては UO<sub>2</sub> 燃料及びプルサーマル用 MOX 燃料に分けて燃料加工量を計算

- ・天然ウラン累積需要量：  
軽水炉で使用される天然ウランの需要量の累積値
- ・再処理量：軽水炉、プルサーマル、FBR サイクルでの年間再処理量。  
FBR は全量再処理とし、軽水炉は六ヶ所の再処理工場設備容量 800t/y 一定とする（但し、22 世紀後半では使用済み燃料発生量や蓄積量に応じて設備容量を下げることもある）
- ・使用済み燃料蔵量：再処理待ちの使用済み燃料量  
（炉サイトでの冷却中のものを除く）
- ・分離 Pu 貯蔵量：再処理を経て分離された Pu の量
- ・濃縮役務量：軽水炉で使用される  $UO_2$  燃料の濃縮役務量
- ・テイルウラン貯蔵量：  
ウラン濃縮プラントでの濃縮工程から出る劣化ウラン（天然ウランよりも  $^{235}U$  の同位体の含有量が少なくなったウラン）
- ・ガラス固化体発生本数：  
軽水炉、FBR サイクルからのガラス固化体発生本数の累積値。45000MWd/t の平均燃焼度の使用済み燃料 1t からガラス固化体 1.25 本が発生すると設定。平均燃焼度の増加に比例して使用済み燃料 1t あたりの発生量も増加

## 4.2 解析結果と考察

図 4.1～4.6 に評価対象 5 つの炉心及び平成 12 年度の Pb-Bi 冷却炉心に対する解析結果を示す。また、解析から得られた主な結果を表 4.3 にまとめた。図 4.1～4.6 までの各図は横軸 2000～2200 年までをとり、種々の諸量に関する推移を見たものである。以下で結果をまとめ、それぞれについて考察する。

### (1) FBR の導入

FBR 導入初期は 2030 年の FBR 導入以降およそ数十年間は軽水炉再処理からの Pu と FBR 再処理からの Pu の両方を利用することになるが、特に FBR

の初装荷用として軽水炉再処理から供給される Pu の役割は重要である。軽水炉のリプレースにあたっては、Pu 量が十分なら FBR を導入し、十分ではない場合は改良軽水炉を導入する。また、導入する FBR の導入単位は電気出力 100MWe とした。

図 4.7 は FBR の導入について、増殖比 1.13 で 2132 年に軽水炉から FBR への移行が完了する MOX 燃料（径ブランケット有）炉心の Na 冷却中型炉サイクルの導入ペースをレファレンスとし、その他の炉の導入ペースとの比較を示している。

Na 冷却 MOX 炉心（径ブランケット無）は増殖比を 1.04 とし、内部転換比を高めて運転サイクル期間の長期化と高平均燃焼度を図ったが、一方、軽水炉から FBR への移行完了時期は 2192 年に延びている。これは 1000MWe の炉心に年間に必要な装荷 Pu フィッサイル量はおよそ 0.67t/y であり、レファレンス炉心と同じであるが、増殖比が小さく複合システム倍増時間が 210 年とレファレンスの 67 年に比べ長いことから、FBR サイクルからの Pu 供給が少なく導入が遅れるためである。

平成 12 年度 Pb-Bi 冷却炉心は増殖比は 1.19 と比較的高いが、年間に必要な Pu フィッサイル量が 0.8t/y と多いことから、FBR への移行完了が 2192 年となっている。

He ガス冷却炉の炉心は、年間に必要な Pu フィッサイル量が 0.77t/y とレファレンスに比べ多いため初期導入は遅れるものの、増殖比 1.21 と大きく、複合システム倍増時間が 48 年と短いため、軽水炉から FBR への移行が順調に進み 2132 年に完了する。

Na 冷却炉の金属燃料炉心及び平成 13 年度 Pb-Bi 冷却炉の炉心は、必要 Pu フィッサイル量がそれぞれ 0.55 及び 0.6t/y と少ないために初期導入は早い。Pb-Bi 冷却炉の炉心は増殖比 1.22 であり、倍増時間が 36 年と短いことから、解析期間を通して導入ペースが早い。一方、Na 冷却炉の金属燃料炉心は増殖比が 1 近傍のため倍増時間が 910 年と長期であることから、初期導入は早いものの、2100 年頃から導入ペースが遅れはじめ、2200 年時点においても FBR への移行は完了しない。

現行の軽水炉は、Pu バランスにより改良軽水炉または FBR に置き換わる。図 4.8～図 4.10 に、平成 13 年度炉心のうち Na 冷却 MOX 炉心（径ブランケット有）、Na 冷却金属炉心及び Pb-Bi 冷却窒化物炉心の移行状況を、軽水炉の廃止状況、改良軽水炉の導入状況及び FBR の導入設備容量について表示する。

解析条件として、2000 年～2015 年頃にかけて軽水炉を増設して、設備容量 70GWe を達成すると想定している。そのため、1970 年頃から建設された既存の軽水炉は、炉寿命を 60 年と想定すると 2030～2060 年頃にリプレースを向かえ（期間 A）、2000 年以降に増設された軽水炉（計画分）は、

2060～2080年頃にリプレース時期となる(期間B)。全体として2030～2080年にリプレースの集中期間がある。

レファレンスとしたNa冷却MOX炉心(径ブランケット有)は期間Aのリプレース需要の42%がFBRで置き換わり、期間Bのリプレース需要の45%がFBRで置き換わり、2030～2080年の第一期のリプレース時期においては43%がFBRで置き換えることが可能となる。第1期でかなりの基数が置き換わるので、2090年頃から始まる第2期のリプレース期間でFBRへの移行が完了する。(図4.8参照)

Na冷却金属炉心はPuフィッサイルインベントリが少ないために、期間Aではリプレース需要の51%を占めるが、増殖性能に劣るために(BR=1程度)リプレースが進まず、期間Bではリプレース需要の41%を占める。2030～2080年の第1期では47%がFBRに置き換わり、初期におけるリプレースは進むが、やはり増殖性能に劣る理由から2090年以降の第2期リプレース期間でもFBRへのリプレースは完了しない。(図4.9参照)

Pb-Bi冷却窒化物炉心は、Puフィッサイルインベントリが少ないために期間Aでは需要の49%を占め、増殖性能が良いことから(BR=1.2程度)。期間Bで60%を占め、第1期リプレースで需要の53%がFBRに置き換わり、2090年以降の第2期リプレースで全てがFBRに置き換わる。(図4.10参照)

増殖比が1から1.2までの炉心でリプレースの傾向を分析した。この結果、2030～2060年の期間AではPuフィッサイルインベントリが少ない炉の導入が進むため、増殖比の影響は顕著に出てこない。2030～2060年の期間Aは全体のリプレース需要の56%を占め、Puフィッサイルインベントリが0.55～0.80t/年の今回の炉心燃料設計の範囲では期間Aのリプレース需要の40～60%程度を占めるに過ぎないために、今回解析したケースにおいては2120年時点で原子力の設備容量の80%以上のFBR導入は難しい。

期間Bでは増殖性能の良い炉であるほどリプレースが進む。しかし、増殖比1～1.2の範囲では期間Bにおいてもリプレース需要を100%満足できず、リプレースの完了は2130年以降に延びる。

今回の解析条件では、2000～2015年の軽水炉新規増設計画において、ある年度に偏っている年があるために、その年度近傍にリプレースが集中し、そのためにFBRの導入に必要なPuが足りず導入が進まない傾向がある。軽水炉の増設計画の最適化を図り、運転開始が特定の年度に偏らないようにすれば、リプレース完了年は大差ないとしても、FBRの導入割合は本解析よりは増えることが期待される。

## (2) ガラス固化体発生本数及び再処理量

図4.11に2100～2200年間の軽水炉、プルサーマル及びFBR再処理からのガラス固化体発生本数の累積値を示す。これから、2200年における累積

発生本数を多い順に以下に示す。

- ① 37.6 万本：Pb-Bi 冷却炉、窒化物燃料炉心
- ② 36.5 万本：Na 冷却炉、MOX 燃料炉心（径ブランケット無）
- ③ 36.4 万本：Na 冷却炉、MOX 燃料炉心（径ブランケット有）
- ④ 35.4 万本：Pb-Bi 冷却炉、窒化物燃料炉心（平成 12 年度）
- ⑤ 35.0 万本：Na 冷却炉、金属燃料炉心
- ⑥ 34.2 万本：He 冷却炉、窒化物被覆粒子燃料炉心

#### [ガラス固化体累積発生本数]

計算コードにおいてガラス固化体発生本数は、平均燃焼度 45000Mwd/t の時の使用済燃料 1t あたり 1.25 本発生するという条件をもとに、平均燃焼度が高く FP の含有量が多くなれば、それに比例して発生本数が多くなるように計算している。すなわち、平均燃焼度に対する比例計算で発生本数を求めている。

一般に、平均燃焼度が高ければ炉心の必要重金属量が減るために使用済燃料の発生量は減少するが、この計算方法では単位エネルギー発生あたりのガラス固化体発生本数は平均燃焼度によらず一定であり、送電端 1000MWe あたり 1 年間に必要重金属量を求める際に考慮しているプラント熱効率、所内負荷率及び燃料サイクルでの工程ロス率とガラス固化体発生本数に影響する。

図 4.12 に評価対象サイクルに対し、炉心の平均燃焼度を横軸にして、2200 年におけるガラス固化体の累積本数を示す。今回の計算では、ロス率以外は燃料製造プロセス及び再処理プロセスの違いによる発生量への影響についての考慮はしていないため、導入する FBR サイクル概念の違いによる発生量の差はほとんど表れない。2003 年のフェーズⅡの中間評価では、再処理プロセスの違いによる廃棄物発生量についての設計情報を得て、廃棄物発生量に関するサイクル概念の特徴を評価する予定である。

#### [再処理量]

図 4.13 に 2200 年時の各サイクル概念での LWR 累積再処理量、FBR 累積再処理量及びそれらの合計の累積再処理量を示す。平均燃焼度の高い FBR サイクルを導入したケースの累積再処理量は少なくなる傾向がある。これは年間に必要な重金属量が少ないために、発生する使用済燃料量が少なくなることが、累積再処理量にも影響するためである。したがって、リプレイス期間中においても、炉心の平均燃焼度の向上は再処理施設への負荷を減らすとともに、燃料サイクルプロセスで発生する二次廃棄物を減量する効果が期待できる。



### [FBR サイクルの特性]

図 4.14 に送電端 1000MWe の原子炉を 1 年間運転した時の使用済燃料を再処理した際に発生するガラス固化体数と平均燃焼度との関係を示す。この場合、単位エネルギーあたりのガラス固化体発生量は、プラント熱効率及び工程ロス率の影響を受ける。

Na 冷却炉金属燃料は、経済性を備えた炉心の中で単位エネルギーあたりのガラス固化体発生本数が最も少ない。この炉では 2200 年までに移行が完了しなかったものの、より長いスパンで環境負荷を考えた際に、より高いポテンシャルを発揮し得る炉心と考えられる。また、FBR への移行が早いものの、Na 冷却炉 MOX 燃料（径ブランケット有）や平成 13 年度 Pb-Bi 冷却炉窒化物燃料の炉心では、単位エネルギーあたりのガラス固化体発生量が多いために、累積発生量が増えていく。また、両概念とも 2132 年に FBR への移行が完了するが、累積本数は Pb-Bi 冷却炉より Na 冷却炉の方が少なく、環境負荷の観点からはより好ましい移行が可能となる。

資源論の観点からは移行期間の短い方が良いことや、技術的なリードタイムを考慮すると、リプレース需要が大きい移行期には Na 冷却炉 MOX 燃料（径ブランケット有）を、リプレース完了以降は Na 冷却炉金属燃料を組み合わせる導入することが、長期的な環境負荷低減性の観点からは有利であると考えられる。He ガス炉や平成 12 年度 Pb-Bi 炉は環境負荷低減の観点からは好ましいが経済性を兼ね備えていないために導入炉として適さないと考えられる。しかし、今回の解析ではガラス固化体発生量の評価において再処理プロセスによる違いを考慮しておらず、また、以上の議論は解析対象とした 5 ケースに限った議論であるため、新たな炉心概念の提案により導入に最適な炉型は変わってくる可能性がある。

### (3) 天然ウラン累積需要量

天然ウラン累積需要量に関する計算結果を図 4.15 に示す。図より、天然ウラン累積需要量の多い順に、炉型とその累積値を抽出して以下に示す。

#### ①Pb-Bi 冷却炉、窒化物燃料炉心（平成 12 年度）

累積需要量 132 万 tU、増殖比 1.19、リプレース完了 2192 年

#### ②Na 冷却炉、MOX 燃料炉心（径ブランケット無）

累積需要量 124 万 tU、増殖比 1.04、リプレース完了 2192 年

#### ③Na 冷却炉、金属燃料炉心（移行未完了）

累積需要量 112 万 tU、増殖比 1.0、リプレース完了 2160 年

#### ④He 冷却炉、窒化物被覆粒子燃料炉心

累積需要量 104 万 tU、増殖比 1.21、リプレース完了 2132 年

#### ⑤Na 冷却炉、MOX 燃料炉心（径ブランケット有）

累積需要量 100 万 tU、増殖比 1.13、リプレース完了 2132 年

⑥Pb-Bi 冷却炉、窒化物燃料炉心

累積需要量 92 万 tU、増殖比 1.22、リプレース完了 2132 年

傾向としてリプレースが早いほど累積量は少ない。同じリプレース年の場合は、炉心の重金属インベントリが多いほど移行割合が小さくなるため累積量は多くなる。いずれのケースも究極資源の 5% (77 万 tU) から 10% (154 万 tU) の範囲に入っている。天然ウランの累積需要量を低減するには、できるだけ軽水炉から FBR への移行を早くするため、より高増殖で、短い増倍時間の炉心が必要である。

前項のガラス固化体発生本数の検討において、MOX 燃料-Na 冷却炉を導入し、続いて金属燃料-Na 冷却炉を導入するシナリオを提案した。MOX 燃料炉心-Na 冷却炉は、移行期間が短いサイクルの中で最もガラス固化体の発生量が少なく、金属燃料-Na 冷却炉は経済性を有するサイクルの中で最もガラス固化体の発生量が少ない。

天然ウラン累積需要量の面から考察すると、MOX 燃料-Na 冷却炉は累積値が 100 万 tU と 2 番目に少ない。加えて最も累積値の少ない平成 13 年度 Pb-Bi 冷却炉を凌ぐ経済性を有する。金属燃料-Na 冷却炉の累積値は 112 万 tU と多いが、これは今回の解析対象の金属燃料-Na 冷却炉は低増殖であり、リプレースを目的とする場合には不適當な条件の下の計算結果である。平成 12 年度設計の金属燃料-Na 冷却炉 (BR=1.2 程度) の結果を見ると、発電単価 4.08 円/kWh、移行完了 2132 年、ガラス固化体累積本数 35.7 万本及び天然ウラン累積需要量 87 万 tU であり、金属燃料の環境及び資源面でのポテンシャルは高いと考えられる。

#### (4) 効用値計算

ここでは 3.3 節における経済性評価と同様に、天然ウラン累積需要量に対する効用値を試算した。天然ウラン累積需要量に対する効用関数の設定は、既知及び究極の U 資源量と、我が国の原子力発電設備容量が世界の設備容量に占める現状 (10%程度) と将来 (5%程度) の割合から以下のように設定した。

努力目標 (効用値 1.0) : 20 万 tU (既知 U 資源量の 5%)  
 設計目標 (効用値 0.5) : 77 万 tU (究極 U 資源量の 5%)  
 許容値 (効用値 0) : 154 万 tU (究極 U 資源量の 10%)

図 4.16 に、効用関数と天然ウラン累積需要量に関する効用値の計算結果を示す。図より、資源的には逼迫した状態を想定した効用関数を設定しているため、どのサイクル概念においても設計目標を満たしていないが、計算結果は条件設定にある程度依存するので、必ずしも設計目標を満足することが絶対条件にはならない。

平均燃焼度の向上を狙った平成 13 年度の窒化物燃料 Pb-Bi 冷却炉は、資源的に見て平成 12 年度に比べて大幅に性能改善されていることが分かる。このような評価の定量化により、目標の明確化と改善効果がより具体的に示されることが期待できる。

## 第5章 まとめ

平成 13 年度炉心設計情報を基に、その炉心を FBR サイクルに組み込んだ際の経済性評価及び U/Pu に着目した物質収支評価を実施し、以下の成果が得られた。

### [経済性]

平均燃焼度の向上にともない、年間に必要な重金属インベントリが減少する。これにより平成 13 年度炉心の FBR サイクルは燃料費が減少し経済性が向上した。燃料費の減少割合は、電気出力が同程度ならば、熱効率の違いはあるものの炉型によらずほぼ同じ傾向を示す。発電単価については、炉心に対応した FBR サイクルの燃料サイクル単価、FBR プラント建設費などで異なるが、Na 冷却中型炉-MOX 燃料 (200t/y サイクル)、Na 冷却中型炉-金属燃料 (50t/y サイクル)、Pb-Bi 冷却中型炉-窒化物燃料 (200t/y サイクル) で、経済性の目標 4.0 円/kWh を達成できる見通しが得られた。

### [環境負荷低減性]

炉心の平均燃焼度が向上すると、必要重金属量が少なくなり、使用済燃料の再処理量が減少して、再処理にともなう二次廃棄物の発生量の低減が期待できる。一方、ガラス固化体については、今回の計算では軽水炉再処理におけるガラス固化体の発生量を基準としているため、燃料形態や再処理プロセスの違いによる廃棄物発生量に関する特性の違いが考慮されていない。したがって、サイクル概念による差はあまりない結果となっており、設計情報の充実による今後の改善が課題である。しかし、今回の解析では、経済性を備えかつ環境負荷低減の観点からはガラス固化体累積発生量が少なく、累積再処理が最小な Na 冷却金属燃料炉心サイクルが有望である。

### [資源有効利用性]

平成 13 年度の炉心平均燃焼度の向上を目指した炉心特性の見直しにより、上記の経済性や環境負荷低減性に加えて、軽水炉から FBR へのリプレイス率の向上や期間の短縮につながり、天然ウラン累積需要量といった資源的観点からの改善も期待できることを定量的に確認できた。

今回の平成 13 年度炉心の中で考えると、環境負荷低減性で Na 冷却金属炉心に劣るものの、FBR 導入初期には増殖性能が高く、経済性も備え、技術的実現性の高い Na 冷却 MOX 炉心 (径ブランケット有) を導入し、後に環

境負荷低減性の最も高い Na 冷却金属炉に切り替えるシナリオが描ける。但し、このシナリオは今回の解析ケースに限った議論であり、今後の炉心設計の進捗により新しい炉心概念が提案された場合、シナリオも変わってくる。

シナリオについては、経済性、FBR への移行完了性、Pu バランスなども考慮して、今後、具体化していく予定である。

## 謝 辞

本報告書の作成において、システム技術開発部の炉心・燃料システムグループの水野グループリーダーをはじめグループの皆様には炉心設計情報の提供、並びに炉心設計に関するご指導をいただいた。また、燃料製造グループの田中グループリーダー及び新開氏、再処理システムグループの佐藤グループリーダー及び高田氏には、He ガス冷却炉サイクルの評価に必要な設計情報を提供していただいた。さらに、久保田氏、塩谷氏をはじめ FBR サイクル解析グループの皆様には、物質収支解析及びサイクルの諸量評価の指導と数多くのご助言をいただいた。本報告書の作成にあたり、数多くの方々に協力いただいたことに謝意を表す。

## 参考文献

- 1) 核燃料サイクル開発機構、日本原子力発電株式会社：“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅠ報告書”、JNC TN1400 2001-006、(2001)
- 2) 核燃料サイクル開発機構、日本原子力発電株式会社：“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究（フェーズⅡ） 2001年度成果報告書”、JNC TN1400 2002-001、(2002)
- 3) 核燃料サイクル開発機構：“総合評価技術検討書 -実用化戦略調査研究（フェーズⅠ）成果報告-”、JNC TN9400 2001-061、(2001)
- 4) 日本ニュークリア・フュエル株式会社：“Pu利用技術に関する調査(5)”、JNC TJ9440 2000-007 (2000)
- 5) 新型炉技術開発株式会社：“プルトニウム利用技術に関する調査検討(3)”、JNC TJ9440 99-014 (1999)
- 6) 核燃料サイクル開発機構、：“平均燃焼度の経済性への影響の評価”、JNC TN9400 2002-044、(2001)

表 2. 1 解析対象炉心の特性

[炉特性データ]	ケース1	ケース1' (12年度)	ケース5	ケース2	ケース2' (12年度)	ケース3	ケース3' (12年度)	ケース4	ケース4' (12年度)
炉型	Na冷却 中型炉	Na冷却 中型炉	Na冷却 中型炉	Na冷却 中型炉	Na冷却 中型炉	Pb-Bi冷却 中型炉	Pb-Bi冷却 中型炉	Heガス冷却 大型炉	Heガス冷却 大型炉
燃料形態	均質MOX 燃料	均質MOX 燃料	均質MOX 燃料	均質金属 燃料	均質金属燃 料	均質窒化物 燃料	均質窒化物 燃料	均質窒化物 被覆粒子燃 料	均質窒化物 被覆粒子燃料
送電端電気出力(MWe)	1500	1500	1500	1500	1500	1600	1600	1124	1124
平均燃焼度(MWd/t)	102500	52000	77500	120000	60000	89200	39200	44400	34250
炉心取出燃焼度(MWd/t)	149000	143000	149000	116000	150000	155000	153000	92300	95000
増殖比	1.039	1.200	1.130	1.004	1.200	1.220	1.190	1.210	1.090
運転サイクル期間(日)	912	517	912	548	580	549	578	561	570
バッチ数	4	4	4	5.5	4	8	10	7	7
炉内滞在期間(日)	3648	2068	3648	3014	2320	4392	5780	3927	3990
HMインベントリ(初装荷)(t)	129.0	141.0	168.1	76.99	154.3	208.1	483.7	208.1	221.0
Uインベントリ(初装荷)(t)	110.2	129.6	150.0	65.70	142.5	188.2	449.0	190.8	200.2
Pu-fiインベントリ(初装荷)(t)	10.38	6.676	10.58	6.590	6.918	11.63	20.34	10.07	12.18
HMインベントリ(平衡装荷)(t)	31.99	35.247	42.02	16.58	35.09	26.01	48.37	29.67	31.58
Uインベントリ(平衡装荷)(t)	27.54	32.41	37.57	13.39	32.13	23.53	44.90	27.25	28.60
Pu-fiインベントリ(平衡装荷)(t)	2.596	1.669	2.645	1.340	1.730	1.450	2.030	1.440	1.740
年間必要HM量(t/年)	12.18	23.10	16.11	10.291	20.66	16.12	28.57	18.02	18.90
年間必要U量(t/年)	10.48	21.24	14.40	8.312	18.92	14.58	26.52	16.55	17.11
年間必要Pu-fi量(t/年)	0.988	1.094	1.014	0.832	1.018	0.899	1.199	0.875	1.041
炉心体積(m <sup>3</sup> )	8.30	4.90	8.30	6.47	4.70	11.3	12.3	44.9	79.3
ピン内径(炉心、径ブラ)(mm)	11.1   11.1	8.50   8.50	11.1   11.1	9.20   9.70   10.3	-	8.50	6.50	-	-
複合システム倍増時間(年)	210	-	67	910	-	36	-	48	-



表 3. 1 発電単価内訳

[分類]		[内容]			
資本費	減価償却費		定率法、償却期間16年、炉運転期間40年、残存価額割合10%。残存価額に土地代は含まず。		
	事業報酬		減価償却残存価額に事業報酬率を乗じて算出。支払利息、社債発行差金、配当金、利益準備金等をカバーできるように報酬率を設定。今回は平成9年の電気料金引き下げ時の算定根拠として4.4%。		
	固定資産税		減価償却残存価額に固定資産税率を乗じて算出。税率1.4%。		
	廃止措置費		原子炉解体費、解体廃棄物処理処分費など。プラント設計より算出し、運転期間中に一定額ずつ積み立てる。積立利率3%。		
運転維持費	直接費	人件費		運転役務要員や清掃作業員は委託費に含まれる。要員数は設計により求められ、900万円/人(厚生労働省発表の電気・ガス事業の全年齢平均賃金に、福利厚生などの諸経費を約2割見込んだ)で算出。	
		修繕費		建設費総額に対する比率で計上。比率はプラント設計より算定。固定資産を維持し、満足に移動させるための修繕に要する費用であり、固定資産の価額を増すことなく、当該事業年度に費用として計上されるもの。施設の更新は本来減価償却費として計上されるべきであるが、今回の評価では年割りに割り振り、修繕費として計上。	
		諸費	消耗品費	潤滑油脂費、作業服、什器用品費、事業用品、水道費、光熱費など。	
			委託費など	廃棄物処理費	燃料サイクル施設では別途独立計算。
			補償費	建設費に対する比率で計上。エネ研95年評価にしたがって1.5%/年とした。	契約、協定、覚書などに基づいて定期的または臨時的に支出する費用や人、ものに対する損害賠償金。ただし送配電線下補償は賃借料に、漁業補償やダムの水没補償は建設費に含む。
	賃借料				
			委託費	設備の運転委託、点検委託、その他雑委託。	
			損害保険費	火災保険、運送保険、原子力財産保険等。	
			諸費	通信運搬費、旅費、雑費等。	
	関連費	業務分担費		一般管理費(本社関連費用)。平成10年度の9電力の実績を基に、全電源の直接費に対する比率で計算し、39.2%。	
事業税		事業税以外の経費に対する比率。税率1.5%。			
燃料費		天然ウラン購入費、転換費、ウラン濃縮費、燃料製造費、SF輸送費、再処理費、廃棄物処理処分費など。			

表3. 2 発電単価の内訳 (Na冷却中型炉、均質MOX燃料炉心)

[資本費](円/kWh)	H12年度	H13年度	H13年度(径ブラ追加)	H13/H12
減価償却費	0.80	0.78	0.78	0.96
事業報酬	0.31	0.30	0.30	0.96
固定資産税	0.10	0.10	0.10	0.96
廃止措置費	0.09	0.08	0.08	0.96
[運転維持費](円/kWh)				
人件費	0.10	0.10	0.10	0.96
修繕費	0.50	0.48	0.48	0.96
諸費	0.36	0.35	0.35	0.96
事業分担費	0.38	0.37	0.37	0.97
事業税	0.06	0.05	0.05	0.85
[燃料費](円/kWh)				
加工費	0.38	0.23	0.30	0.60
新燃料輸送費	0.04	0.03	0.04	0.60
SF輸送費	0.04	0.02	0.03	0.55
再処理費	0.39	0.22	0.28	0.55
HLW貯蔵費	0.07	0.04	0.05	0.55
HLW処分費	0.05	0.03	0.04	0.55
その他処理費	0.05	0.03	0.04	0.55
その他貯蔵費	0.02	0.01	0.01	0.55
その他処分費	0.03	0.02	0.02	0.55

表3. 3 再処理；窒化物先進湿式ゲル化法の設計情報

建設費 (建屋) (億円)	892
建設費 (設備) (億円)	2830
建設費 (所有者費用) (億円)	357
修繕費率 (%)	3.43
消耗品費率 (%)	1.24

表3. 4 燃料製造；窒化物湿式ゲル化法対応の被覆粒子製造法

[処理能力]	200 t/y プラント	50 t/y プラント
建設費 (建屋) (億円)	1187	472
建設費 (設備) (億円)	1144	615
修繕費率 (%)	1.5	1.7
消耗品費率 (%)	1.8	1.9
不燃性廃棄物 HLW (m <sup>3</sup> )	10.4	2.6
不燃性廃棄物 LLW (m <sup>3</sup> )	37.6	9.4

表 3. 5 各装荷時のPuフィッサイル重量比

	炉型	平成 12 年度	平成 13 年度
MOX燃料初装荷	Na冷却中型	4.74%	8.05%
平衡装荷	Na冷却中型	4.73%	8.13%
金属燃料初装荷	Na冷却中型	4.48%	8.56%
平衡装荷	Na冷却中型	4.93%	8.54%
窒化物燃料初装荷	Pb-Bi冷却中型	4.21%	5.59%
平衡装荷	Pb-Bi冷却中型	4.20%	5.57%
窒化物被覆粒子燃料初装荷	Heガス冷却大型	5.51%	4.84%
平衡装荷	Heガス冷却大型	5.51%	4.85%

表 3. 6 他の平成13年度設計炉心の炉特性データ

[炉特性データ]	A炉心; 増殖比一定	B炉心; 増殖比一定	C炉心; 増殖比一定	D炉心; 増殖比一定	A'炉心; 軸ブラ長さ一定	B'炉心; 軸ブラ長さ一定	C'炉心; 軸ブラ長さ一定
電気出力(MWe)	1500	1500	1500	1500	1500	1500	1500
取出実効燃焼度(MWd/t)	6.2	7.7	8.8	9.1	4.4	6	7.7
炉心取出燃焼度(MWd/t)	9	12	15	18	9	12	15
増殖比	1.101	1.103	1.113	1.109	1.278	1.229	1.177
運転サイクル期間(日)	635	567	534	490	644	574	548
バッチ数	2	3	4	5	2	3	4
炉内滞在期間(日)	1270	1701	2136	2450	1288	1722	2192
HMインベントリ(初装荷)(t)	73.54	78.91	86.88	95.85	105.3	103.3	101.5
Uインベントリ(初装荷)(t)	63.30	68.51	76.26	84.78	95.05	92.88	90.85
Pu-fiインベントリ(初装荷)(t)	5.984	6.075	6.204	6.465	5.960	6.060	6.224
HMインベントリ(平衡装荷)(t)	36.77	26.30	21.72	19.17	52.63	34.42	25.38
Uインベントリ(平衡装荷)(t)	31.65	22.84	19.07	16.96	47.53	30.96	22.71
Pu-fiインベントリ(平衡装荷)(t)	2.992	2.025	1.551	1.293	2.985	2.020	1.556
年間必要HM量(t/年)	19.88	15.82	13.81	13.20	28.08	20.46	15.75
年間必要U量(t/年)	17.11	13.73	12.12	11.68	25.36	18.41	14.10
年間必要Pu-fi量(t/年)	1.618	1.218	0.986	0.890	1.593	1.201	0.966
ピン内径(炉心、径ブラ)(mm)	7.75, 12.0	7.66, 12.0	7.58, 12.0	6.62, 12.0	7.75, 12.0	7.66, 12.0	7.58, 12.0
ペレットL/D(炉心、径ブラ)	1.35,1.27	1.35,1.27	1.35,1.27	1.35,1.27	1.35,1.27	1.35,1.27	1.35,1.27
集合体当ピン本数	271	271	271	331	271	271	271
スタック長	1280	1040	1140	1500	1280	1040	1140

表4. 1 U/Pu物質収支解析前提条件 (1/2)

発電設備容量		2020年に約70GWeに達し、以降一定	<ul style="list-style-type: none"> <li>平成14年度供給計画(運開変更: 福島7号2008年、福島8号2009年、大間2009年、敦賀3・4号2010年)考慮</li> <li>敦賀1号2010年廃止考慮</li> <li>2020年FBR先行導入炉考慮</li> <li>もんじゅ2005年運開、ふげんは考慮しない</li> </ul>
新設炉型構成	～2015年	BWR、PWRの計画値、もんじゅ2005年	
	2016～FBR導入開始(2030年)まで	2020年:FBR先行導入炉(導入開始の10年前に0.5GWe、炉特性データは各ケースの実用炉と同じと想定)	
	FBR導入開始(2030年)以降	LWRのリプレイスとしてFBRが新設される。FBRの新設にプルトニウムが足りない場合はLWRを新設。(毎年のリプレイス容量合計のうちプルトニウムが足りる分はFBR新設容量(10万kWe単位)となり、残りの容量はLWRとなる)。	
プルスーマル導入量	プルスーマル	2014年まで16～18基のLWRで実施(電事連計画)(大間フルMOX(BWR:2009～2068年)については、計算ツール上1/3MOX、PWR 3.9GWeで代替する。) 2001～2003年: 1.6、3.6、3.6GWe(電事連の4基は炉が特定されているため) 2004～2009年: 段階的に約16GWeまで拡大(電事連の16～18基を目安に) 2010～2024年: 約16GWeを継続 2025～2029年: 約6GWeに縮小(FBR導入開始に伴い縮小) 2009～2068年: 3.9GWe(大間分として、通常のプルスーマル容量とは別扱い)	
炉寿命		全炉型60年、但しもんじゅのみ40年	
炉特性データ	BWR	2019年まで新設対象、燃焼度45,000MWD/t、所内率3.5% (表4.2)	炉特性データについては表4.2参照。
	PWR	2019年まで新設対象、燃焼度49,000MWD/t、所内率3.5% (表4.2)	
	ABWR	2020年以降新設対象、燃焼度60,000MWD/t、所内率4.5% (表4.2)	
	APWR	2020年以降新設対象、燃焼度60,000MWD/t、所内率4.5% (表4.2)	
	FBR	もんじゅ:平成12年度のD-1炉特性で代替 (表4.2)	
炉稼働率	LWR	80%	
	ALWR	90%	
	FBR	もんじゅ71%、平成13年度炉心については表4.2参照	
計算開始年以前の諸量(1996年度末)	使用済燃料	BWR:3,183tHM、PWR:2,299tHM、その他:0	原産マンズリー(1997.7)より
	Pu質量	34.32 tPu-f	原子力白書 平成10年度版より
	天然ウラン累積需要量	0tU	
	テイルウラン量	5,000tU	
	ガラス固化体発生本数	3,600本	「高レベル放射性廃棄物の処分費」、総合エネルギー調査会・原子力部会、(1998.10)
計算開始年以前の既設容量(1996年度末)		BWR:25,551MWe、PWR:19,366MWe (原電東海ガス炉(1998年廃止)は考慮しない)	
計算開始年以前の既設容量の廃止時期(1996年度末)		敦賀1号(BWR)2010年廃止、その他は既設炉を炉寿命60年として算出	

表 4. 1 U/P u物質収支解析前提条件 (2/2)

濃縮施設		1998～2009年:1050tSWU/年、2010～2019年:1500tSWU/年まで段階的に増加、2020年以降:1500tSWU/年、施設能力を超える需要は海外委託を想定する。	
燃料製造施設		処理能力の制限なし	
再処理施設	LWR	(JNC東海[TRP])2001～2010年90t/y、 (六ヶ所)2005年320t/y(40%)、2006年480t/y(60%)、2007年640t/y(80%)、2008年以降800t/y	
	プルサーマル	FBR導入開始(2030年)以降150tNHM/y	
	FBR	導入開始(2030年)以降全量再処理	
ガラス固化体発生単位		使用済燃料TbNHMの再処理につき、BWR:1.25本、PWR:1.36本、ABWR:1.67本、APWR:1.67本、もんじゅ:1.57本 FBRは各ケース、Naループ中型均質MOX(NOHM/H):2.85本、Naループ中型均質MOX径アラ追加(NOHM/R):2.15本、Naループ中型均質金属(NMHM/B):3.33本、Pb-Bi中型均質窒化物(PNHM):2.48本、Heガス大型均質被覆粒子(HNPL):1.23本	六ヶ所再処理工場の設計仕様(平均燃焼度45,000Mwd/tの使用済燃料を年間800tU再処理した場合、ガラス固化体が1000本発生)に基づき、平均燃焼度に発生本数が比例すると想定し算出
ロス率	LWR系	濃縮0%、転換0.5%、燃料製造1.0%、再処理2.0%	OECD/NEA'94より
	FBR系	各ケース再処理ロス、燃料製造ロスの順で記す。 Naループ中型均質MOX (フェーズ I のE-2を参考) 0.2097%、0.10% Naループ中型均質MOX径アラ追加 (フェーズ I のE-2を参考) 0.2097%、0.10% Naループ中型均質金属 (フェーズ I のE-3を参考) 0.4841%、0.50% Pb-Bi中型均質窒化物 (フェーズ I のF-1を参考) 0.2084%、0.10% Heガス大型均質被覆粒子 (フェーズ I のA-1で代替) 0.2095%、0.10%	
炉外サイクル時間	LWR系	6年(燃料加工1年、取出燃料の冷却4年、再処理1年)	
	FBR系	5年(取出燃料の冷却4年、再処理と燃料加工合わせて1年)	
テイル濃度		0.30%	
回収ウラン利用		有	
対象期間		2000年～2200年(計算は1997年～2210年まで行う)	

表4. 2 U/Pu 物質収支解析、炉特性データ (1/2)

炉型	BWR	PWR	A-BWR	A-PWR	BWR Puサーマル		PWR Puサーマル		A-BWR Puサーマル		A-PWR Puサーマル	
出典	参考文献:4)	参考文献:5)	参考文献:4)	—	参考文献:4)	参考文献:4)	—	参考文献:5)	参考文献:4)	参考文献:4)	—	—
電気出力(万kWe)	100	100	100	100	100		100		100		100	
熱出力(MWth)												
熱効率(%)	34.50	34.40	34.50	34.40								
燃焼度(MWd/t)	45000	49000	60000	60000								
炉内滞在時間(年)	5.49	4.09	7.05	5.01	5.49		4.09		7.05		5.01	
運転/定検(月)												
稼働率(%) / 所内負荷率(%)	80/3.5	80/4.5	90/3.5	90/4.5								
増殖比					1/3MOX	UO2	1/3MOX	UO2	1/3MOX	UO2	1/3MOX	UO2
初装荷												
重金屬(トン)	115.93	80.73	115.93	80.73								
ウラン(トン)	115.93	80.73	115.93	80.73								
プルトニウム(トン)	0.00	0.00	0.00	0.00								
核分裂性プルト(トン)	0.00	0.00	0.00	0.00								
ウラン濃縮度(%)	3.40	3.20	4.50	3.80								
平衡装荷												
重金屬(トン/年)	19.40	18.10	16.43	16.68	6.47	12.93	6.04	12.07	5.48	10.95	5.56	11.12
ウラン(トン/年)	19.40	18.10	16.43	16.68	6.04	12.93	5.68	12.07	5.02	10.95	5.16	11.12
プルトニウム(トン/年)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.42	0.00	0.36	0.00	0.46	0.00	0.40	0.00
核分裂性プルト(トン/年)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.26	0.00	0.24	0.00	0.28	0.00	0.27	0.00
ウラン濃縮度(%)	3.80	4.60	4.90	5.30	1.30	3.80	0.20	4.60	1.30	4.90	0.20	5.30
初期取出												
重金屬(トン/年)	22.94	18.34	18.93	15.99								
ウラン(トン/年)	21.92	17.33	18.72	15.82								
プルトニウム(トン/年)	0.20	0.17	0.19	0.16								
核分裂性プルト(トン/年)	0.12	0.13	0.11	0.11								
ウラン濃縮度(%)	0.67	0.94	0.80	0.92								
平衡取出												
重金屬(トン/年)	18.54	17.25	15.40	15.69	6.18	12.36	5.76	11.50	5.16	10.27	5.23	10.46
ウラン(トン/年)	18.34	17.04	15.21	15.49	5.86	12.23	5.49	11.36	4.81	10.14	4.98	10.33
プルトニウム(トン/年)	0.18	0.19	0.17	0.18	0.30	0.12	0.25	0.13	0.32	0.11	0.22	0.12
核分裂性プルト(トン/年)	0.11	0.13	0.10	0.12	0.14	0.07	0.14	0.09	0.14	0.07	0.11	0.08
ウラン濃縮度(%)	0.62	1.05	0.61	0.97	0.60	0.62	0.09	1.05	0.54	0.61	0.07	0.97
廃炉取出												
重金屬(トン)	112.90	78.19	111.89	77.59								
ウラン(トン)	112.11	77.49	110.96	76.86								
プルトニウム(トン)	0.75	0.66	0.87	0.67								
核分裂性プルト(トン)	0.54	0.48	0.61	0.49								
ウラン濃縮度(%)	1.70	2.00	2.00	2.12								

表4. 2 U/Pu 物質収支解析、炉特性データ (2/2)

炉型	FBR(H12年度D-1) NORL/UL			FBR(H13年度NOHM/H) Na冷却MOX均質中型炉心 (高内部転換)			FBR(H13年度NOHM/R) Na冷却MOX均質中型炉心 (高内部転換)径ブラ追加			FBR(H13年度NMHM/B) Na冷却金属均質中型炉心 (BREST型)			FBR(H13年度PNHM) 鉛ビスマス冷却MN均質中 型炉心			FBR(H13年度HNPL) ヘリウム冷却MN被覆粒子均 質大型炉心		
	出典	参考文献:3)			-			-			-			-				
電気出力(万kWe)	100			100			100			100			100					
熱出力(MWth)	2380			2380			2380			2380			2636					
熱効率(%)													2135					
燃焼度(MWd/t)				149,000			145,500			116,000			155,000					
炉内滞在時間(年)													92,300					
運転/定検(月)	4.9/2.0			30/1.5			30/1.5			18/1.5			18/1.8					
稼働率(%) / 所内負荷率(%)	71.2/5.0			95.1/4.5			95.1/4.5			92.1/4.5			90.7/2.8					
増殖比	1.17			1.04			1.13			1.00			1.22					
	炉心	軸ブラ	径+内ブラ	炉心	軸ブラ	径ブラ	炉心	軸ブラ	径ブラ	炉心1-3	軸ブラ	径ブラ	炉心	軸ブラ	径ブラ	炉心	軸ブラ	径ブラ
初装荷																		
重金屬(トン)	33.64	26.86	37.27	57.57	31.76	0.00	57.579	31.755	28.006	56.85	0.00	0.00	67.61	66.21	0.00	77.76	48.15	64.51
ウラン(トン)	23.90	26.86	37.27	45.16	31.76	0.00	44.930	31.755	28.006	48.34	0.00	0.00	54.81	66.21	0.00	61.99	48.15	64.51
プルトニウム(トン)	8.49	0.00	0.00	11.85	0.00	0.00	12.080	0.000	0.000	8.13	0.00	0.00	12.23	0.00	0.00	15.07	0.00	0.00
核分裂性プル(トン)	5.23	0.00	0.00	7.25	0.00	0.00	7.387	0.000	0.000	4.97	0.00	0.00	7.48	0.00	0.00	9.21	0.00	0.00
ウラン濃縮度(%)	0.30	0.30	0.30	0.30	0.30	0.00	0.300	0.300	0.300	0.30	0.00	0.00	0.30	0.30	0.00	0.30	0.30	0.30
平衡装荷																		
重金屬(トン/年)	3.83	3.06	6.29	5.48	3.02	0.00	5.479	3.022	2.665	7.10	0.00	0.00	5.10	4.99	0.00	6.72	4.16	5.58
ウラン(トン/年)	2.72	3.06	6.29	4.30	3.02	0.00	4.275	3.022	2.665	6.04	0.00	0.00	4.13	4.99	0.00	5.36	4.16	5.58
プルトニウム(トン/年)	0.97	0.00	0.00	1.13	0.00	0.00	1.149	0.000	0.000	1.02	0.00	0.00	0.92	0.00	0.00	1.30	0.00	0.00
核分裂性プル(トン/年)	0.60	0.00	0.00	0.69	0.00	0.00	0.703	0.000	0.000	0.62	0.00	0.00	0.56	0.00	0.00	0.80	0.00	0.00
ウラン濃縮度(%)	0.30	0.30	0.30	0.30	0.30	0.00	0.300	0.301	0.299	0.30	0.00	0.00	0.30	0.30	0.00	0.30	0.30	0.30
初期取出																		
重金屬(トン/年)	3.69	3.05	6.27	5.26	3.01	0.00	5.271	3.010	2.659	6.90	0.00	0.00	5.00	4.98	0.00	6.04	4.04	5.54
ウラン(トン/年)	2.63	3.03	6.17	4.12	2.97	0.00	4.102	2.973	2.635	5.84	0.00	0.00	4.04	4.94	0.00	4.73	3.89	5.40
プルトニウム(トン/年)	0.92	0.03	0.10	1.09	0.04	0.00	1.112	0.038	0.024	1.01	0.00	0.00	0.91	0.04	0.00	1.24	0.15	0.14
核分裂性プル(トン/年)	0.55	0.03	0.09	0.66	0.04	0.00	0.674	0.035	0.023	0.62	0.00	0.00	0.55	0.03	0.00	0.73	0.14	0.13
ウラン濃縮度(%)	0.26	0.28	0.27	0.26	0.27	0.00	0.257	0.274	0.280	0.26	0.00	0.00	0.28	0.28	0.00	0.14	0.15	0.21
平衡取出																		
重金屬(トン/年)	3.24	3.04	6.23	4.63	2.97	0.00	4.647	2.977	2.642	6.18	0.00	0.00	4.27	4.88	0.00	6.04	4.04	5.54
ウラン(トン/年)	2.35	2.93	6.00	3.58	2.82	0.00	3.584	2.826	2.545	5.16	0.00	0.00	3.41	4.57	0.00	4.73	3.89	5.40
プルトニウム(トン/年)	0.78	0.11	0.23	0.99	0.16	0.00	1.001	0.150	0.097	0.98	0.00	0.00	0.82	0.30	0.00	1.24	0.15	0.14
核分裂性プル(トン/年)	0.41	0.10	0.21	0.58	0.15	0.00	0.587	0.138	0.092	0.63	0.00	0.00	0.49	0.28	0.00	0.73	0.14	0.13
ウラン濃縮度(%)	0.12	0.22	0.22	0.10	0.18	0.00	0.105	0.189	0.219	0.10	0.00	0.00	0.09	0.17	0.00	0.14	0.15	0.21
廃炉取出																		
重金屬(トン)	30.32	26.75	37.07	51.90	31.50	0.00	52.026	31.518	27.884	52.34	0.00	0.00	61.28	65.52	0.00	73.16	47.40	64.29
ウラン(トン)	21.84	26.14	36.14	40.36	30.42	0.00	40.292	30.489	27.230	43.96	0.00	0.00	49.22	63.10	0.00	57.70	46.31	63.33
プルトニウム(トン)	7.41	0.61	0.93	10.93	1.08	0.00	11.105	1.024	0.652	7.99	0.00	0.00	11.46	2.42	0.00	14.69	1.09	0.96
核分裂性プル(トン)	4.12	0.58	0.88	6.52	1.01	0.00	6.611	0.964	0.626	5.07	0.00	0.00	6.93	2.29	0.00	8.78	1.00	0.91
ウラン濃縮度(%)	0.18	0.25	0.24	0.16	0.22	0.00	0.163	0.229	0.248	0.16	0.00	0.00	0.16	0.22	0.00	0.20	0.20	0.25
備考	もんじゅの炉特性として使用			No.2 電気出力50万kWeを100万kWeに換算			No.3 電気出力50万kWeを100万kWeに換算			No.4 (炉心は炉心1~3の和) 電気出力50万kWeを100万kWeに換算			No.5 電気出力55万kWeを100万kWeに換算			No.6 電気出力112.4万kWeを100万kWeに換算		



表4. 3 FBRサイクルの物質収支解析結果 (1/2)

	Na 冷却 MOX (径ブラなし)	Na 冷却 MOX (径ブラ有り)	Na 冷却金属炉心
リプレース完了年	2192 年	2132 年	未飽和 (2200 年時点 63GWe)
天然 U 累積需要量 (2200 年時)	124t	100t	112t(未飽和)
テイル U 貯蔵量 ピーク量	39 万 tHM (2185 年)	27 万 tHM (2126 年)	41 万 tHM (2197 年)
ガラス固化体総量 (2200 年時)	36.5 万本	36.4 万本	35.0 万本
SF 貯蔵量ピーク量	2.6 万 tHM (2076 年)	2.6 万 tHM (2076 年)	2.4 t HM (2076 年)
必要 FBR 再処理 設備容量 (処理量の最大値)	790 t/y	1320 t/y	560 t/y

表4. 3 FBRサイクルの物質収支解析結果 (2/2)

	Pb-Bi 冷却窒化物 (H12 年度)	Pb-Bi 冷却窒化物 (H13 年度)	He ガス冷却 窒化物被覆粒子
リプレース完了年	2192 年	2132 年	2132 年
天然 U 累積需要量 (2200 年時)	132 t U	92 t U	104 t U
テイル U 貯蔵量 ピーク量	37 t HM (2186 年)	26 t HM (2124 年)	26 t HM (2127 年)
ガラス固化体総量 (2200 年時)	35.4 万本	37.6 万本	34.2 万本
SF 貯蔵量ピーク量	2.9 万 tHM (2076 年)	2.4 万 tHM (2076 年)	2.3 万 tHM (2076 年)
必要 FBR 再処理 設備容量 (処理量の最大値)	2400 t/y	1320 t/y	1670 t/y

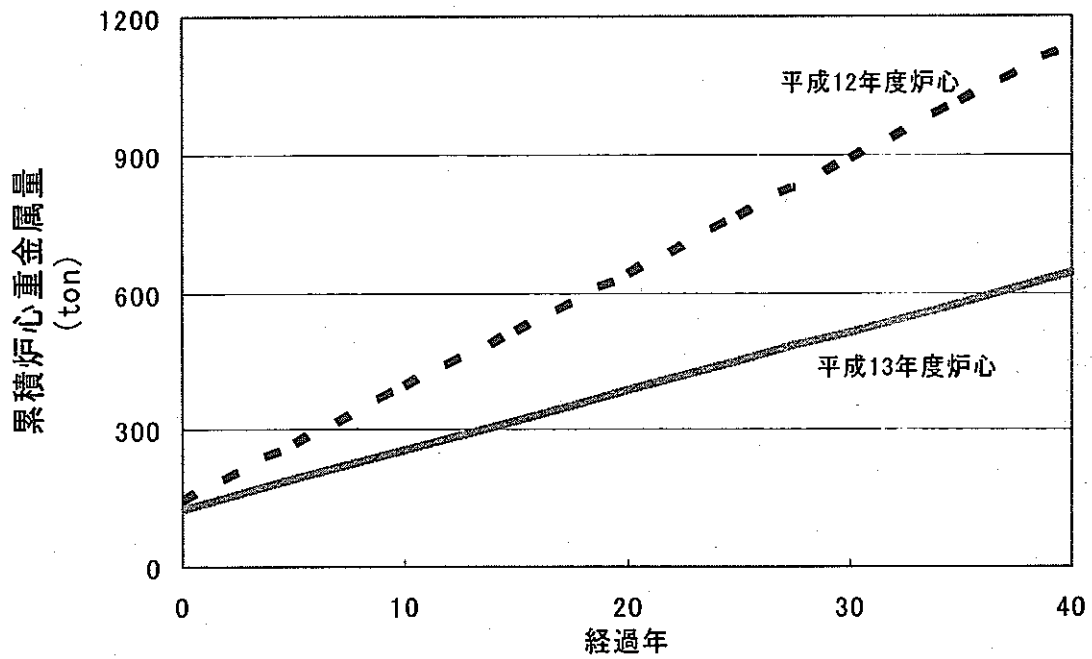


図 2.1 累積炉心重金属量 (Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心)

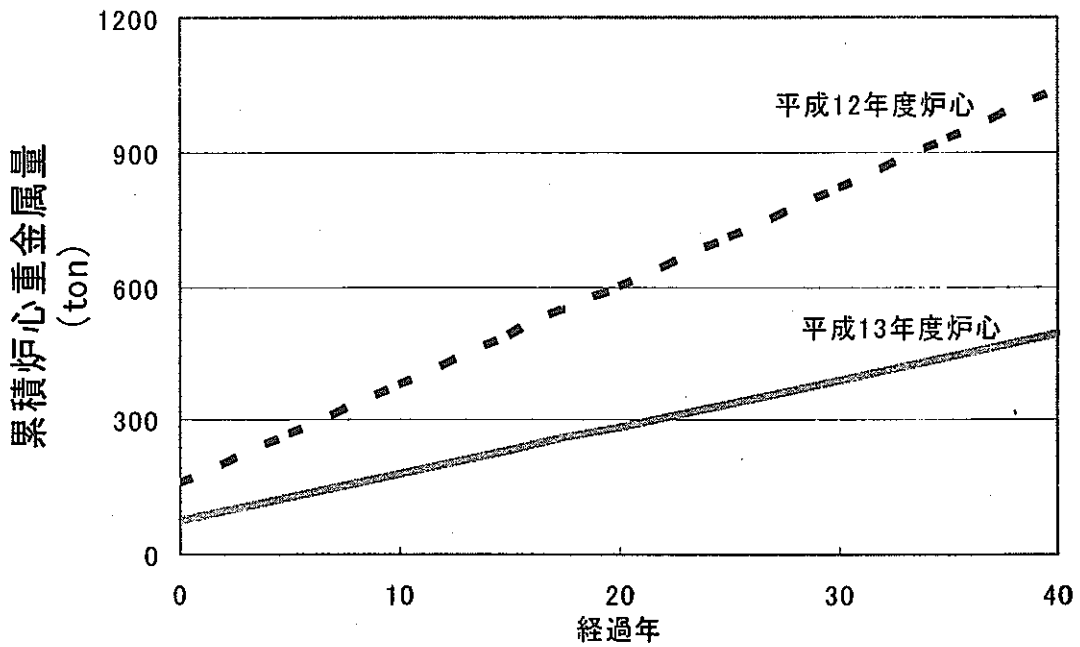


図 2.2 累積炉心重金属量 (Na 冷却中型炉、均質金属燃料炉心)

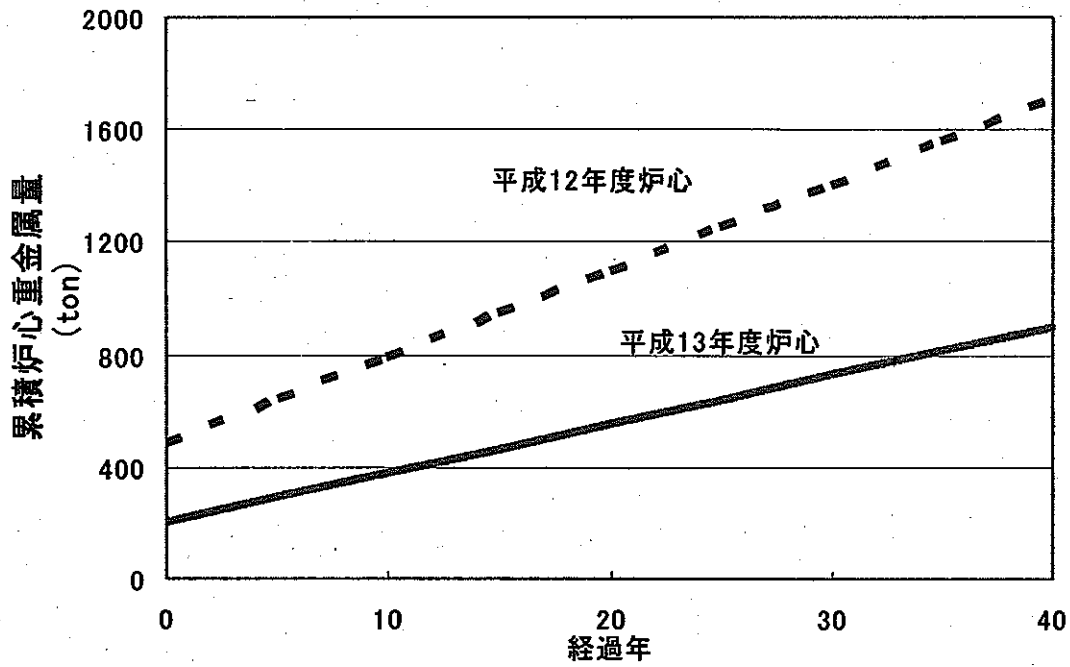


図 2.3 累積炉心重金属量 (Pb-Bi 冷却中型炉、均質窒化物燃料炉心)

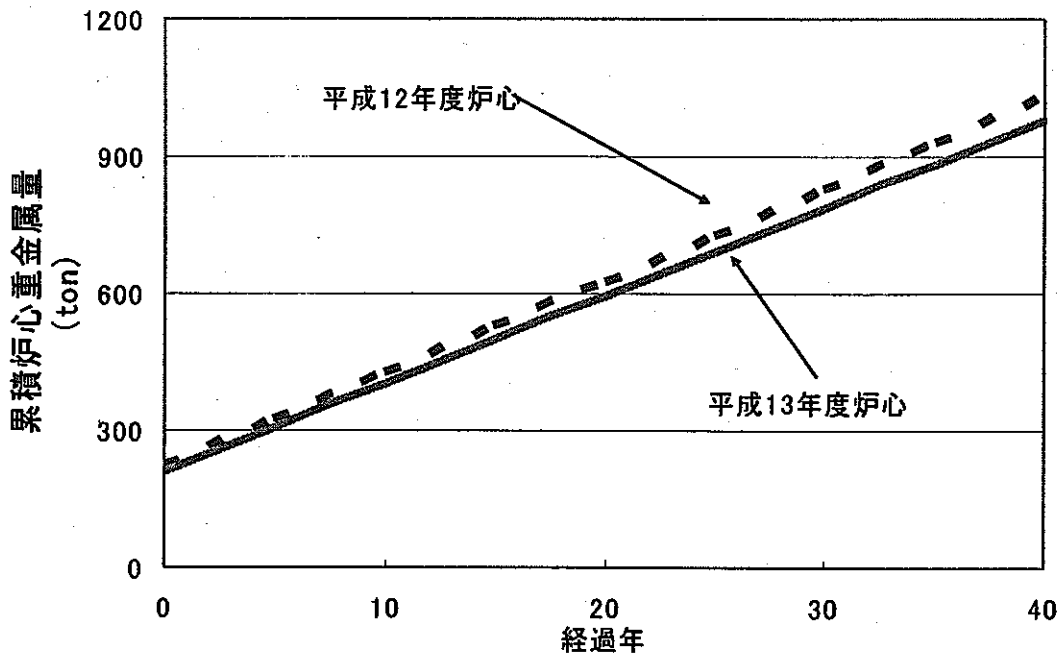


図 2.4 累積炉心重金属量 (He 冷却大型炉、均質窒化物被覆粒子燃料炉心)

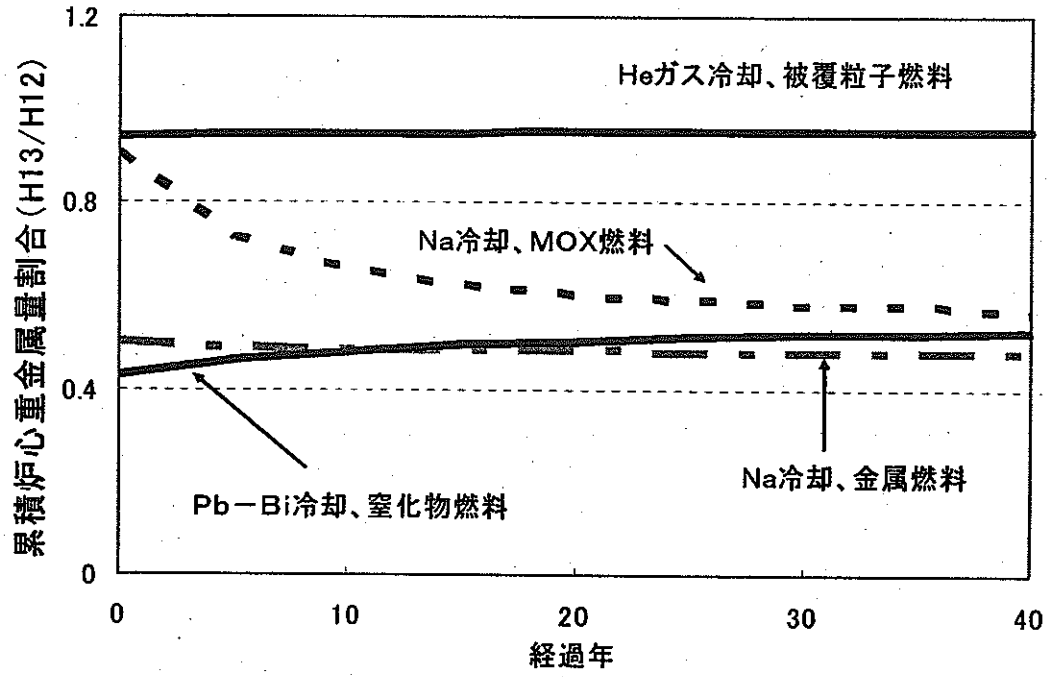


図 2.5 累積炉心重金属量割合 13年度/12年度の比

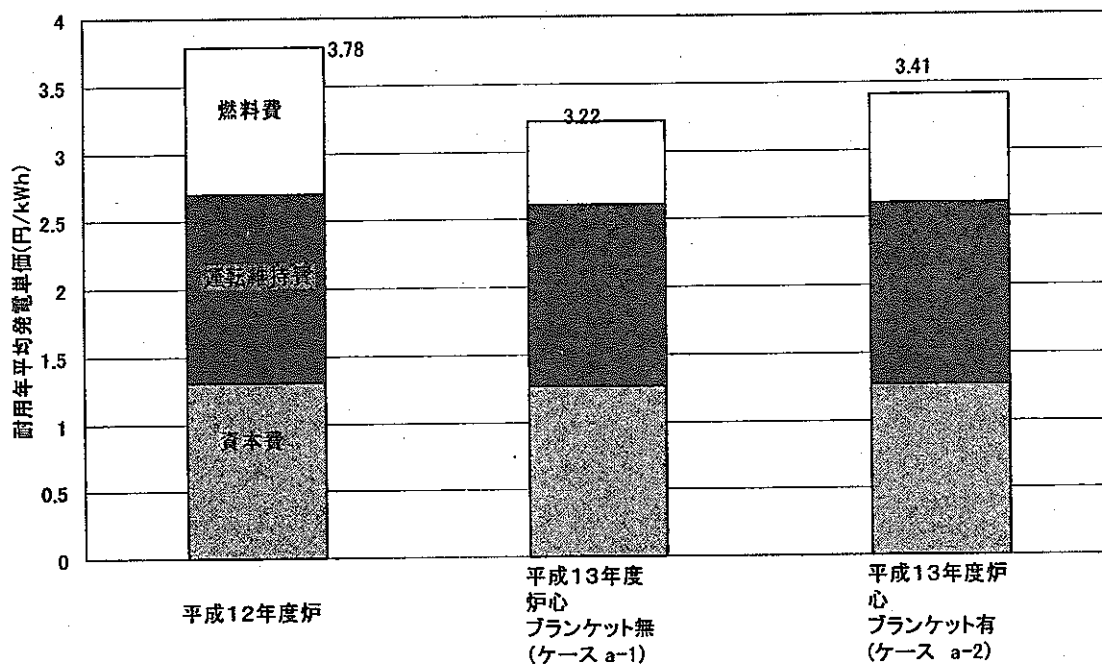


図 3.1 耐用年平均発電単価  
(Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心 200t/y サイクル)

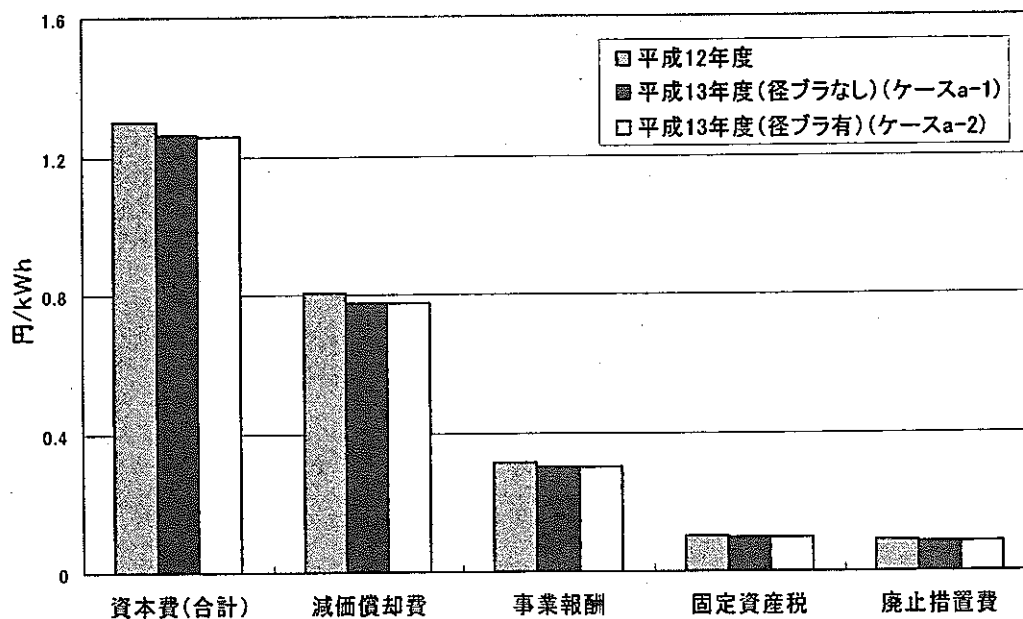


図 3.2 資本費 (Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心)

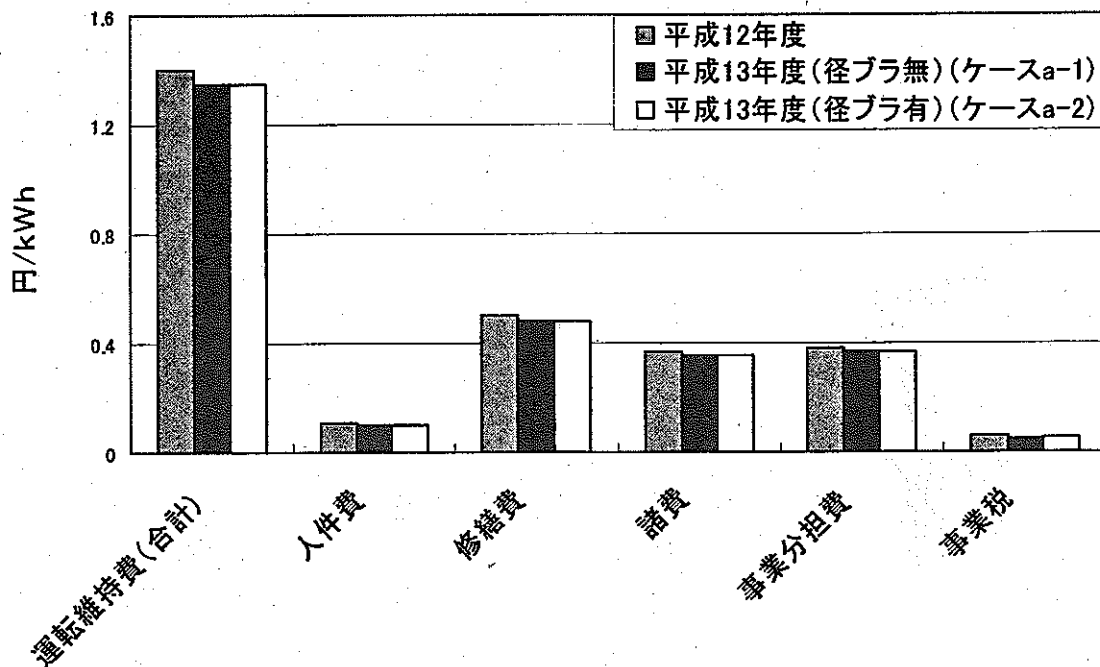


図 3.3 運転維持費 (Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心)

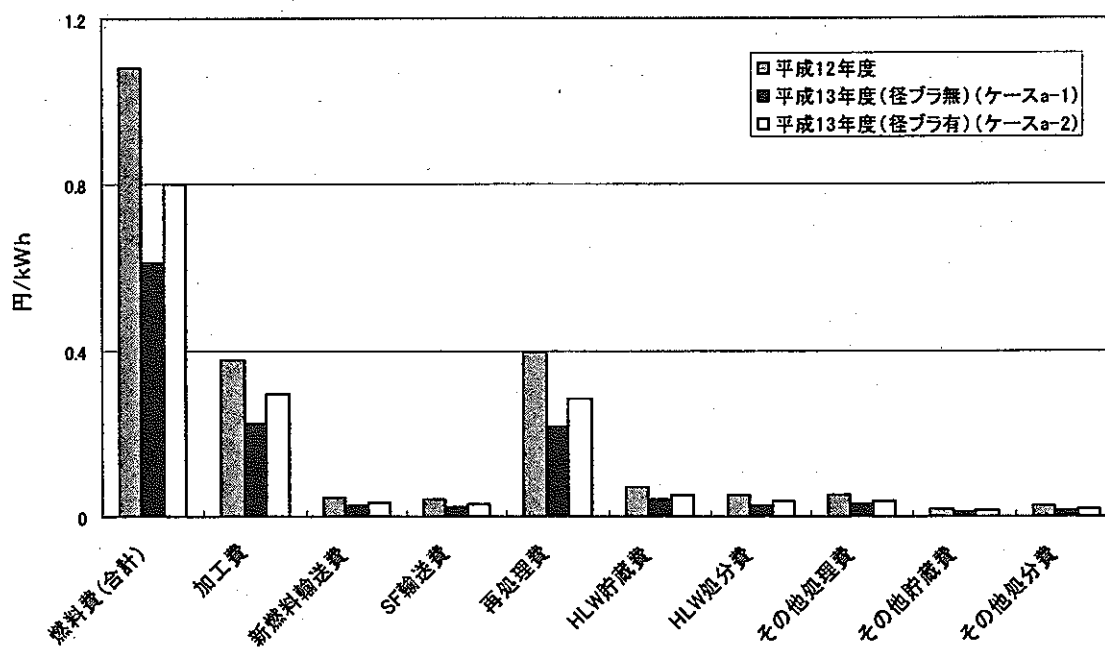


図 3.4 燃料費 (Na 冷却中型炉、均質 MOX 燃料炉心)

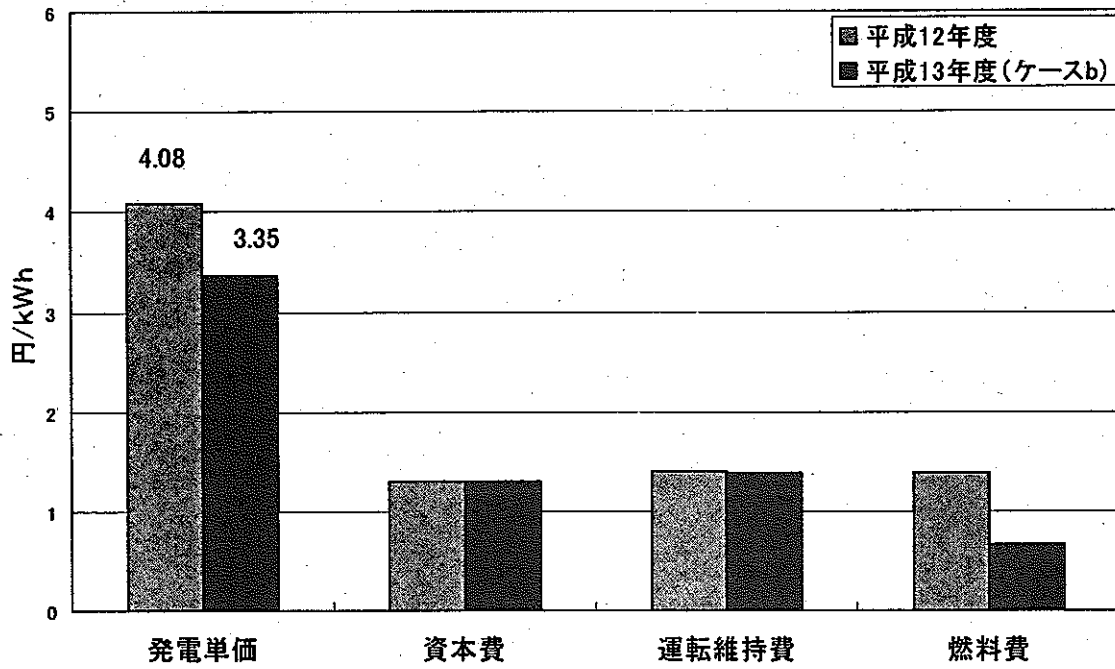


図 3.5 耐用年平均発電単価  
(Na 冷却中型炉、均質金属燃料炉心、50t/y サイクル)

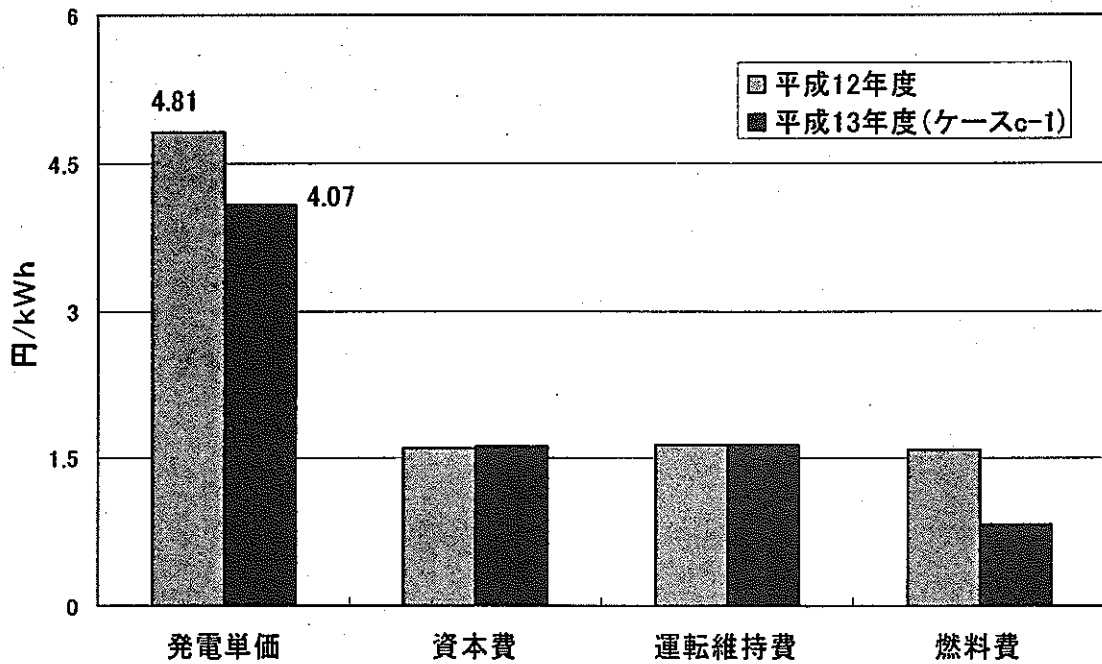


図 3.6 耐用年平均発電単価  
(Pb-Bi 冷却中型炉、均質窒化物燃料炉心、200t/y サイクル)

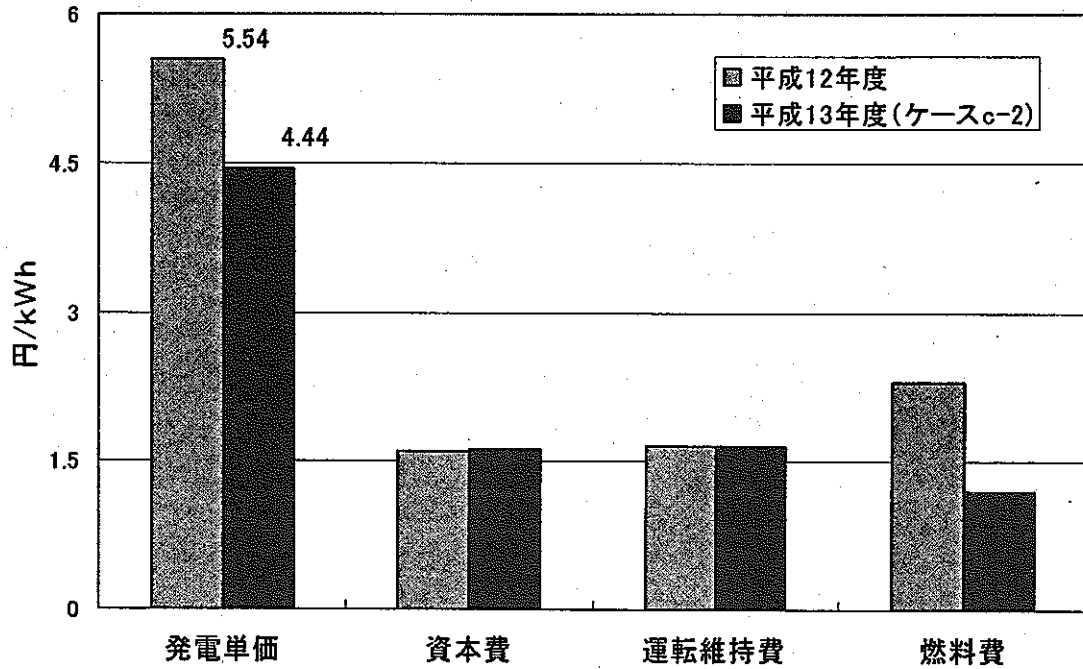


図 3.7 耐用年平均発電単価  
(Pb-Bi 冷却中型炉、均質窒化物燃料炉心、50t/y サイクル)

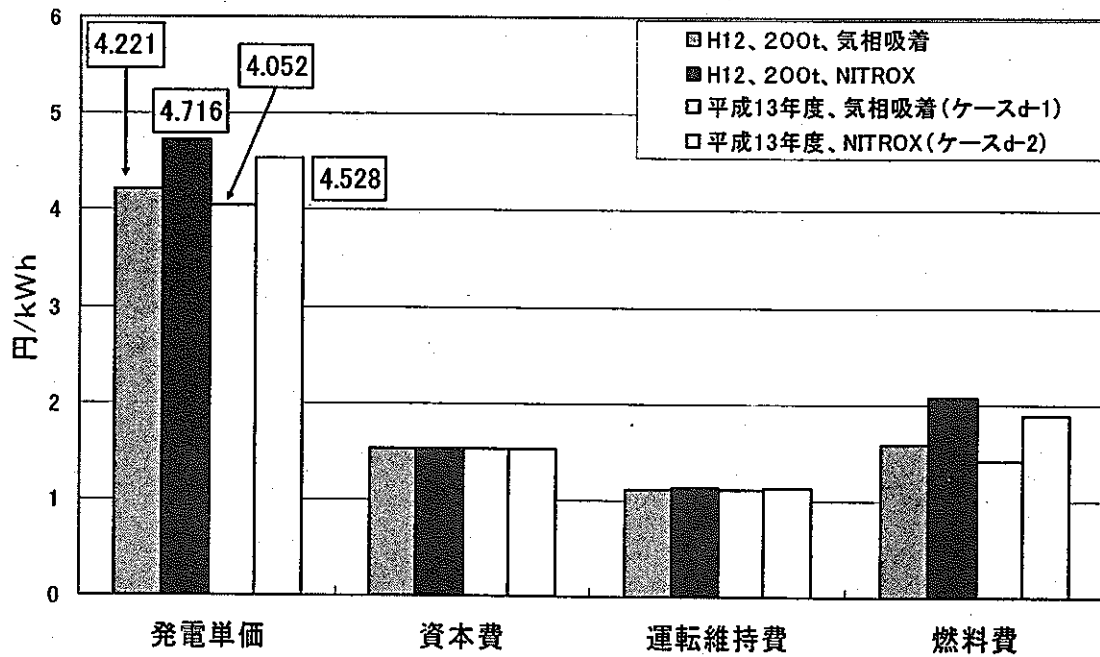


図 3.8 耐用年平均発電単価  
(He 冷却大型炉、均質窒化物被覆粒子燃料炉心、200t/y サイクル)



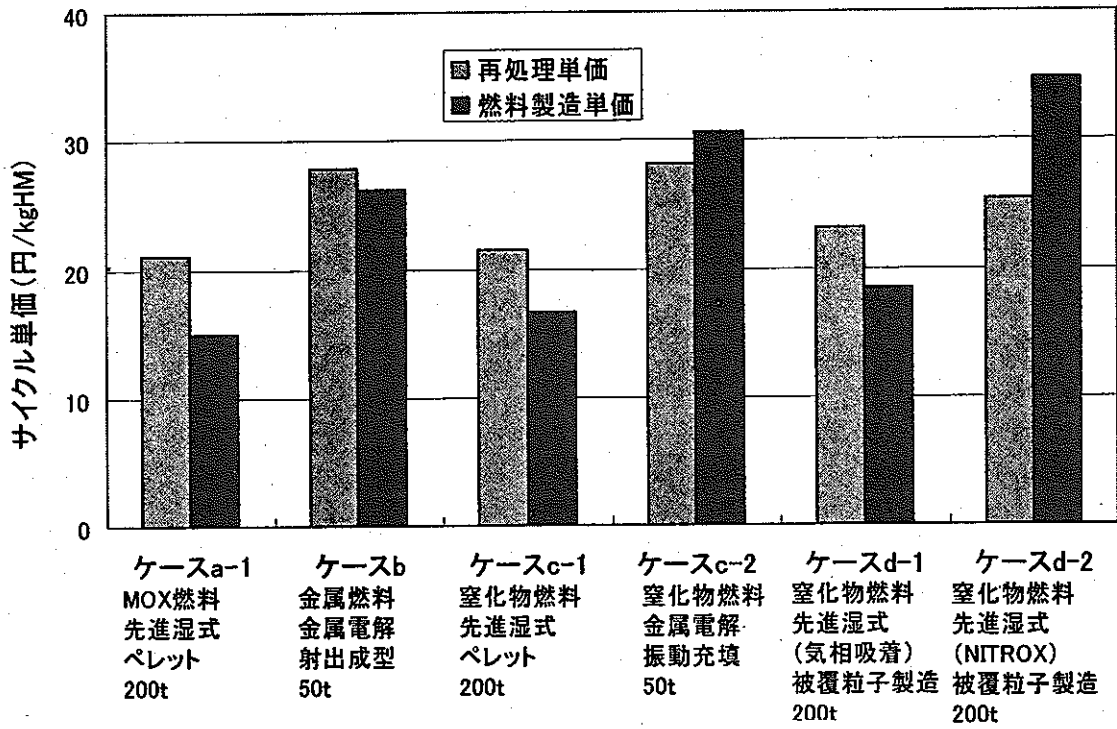


図 3.9 燃料サイクル単価

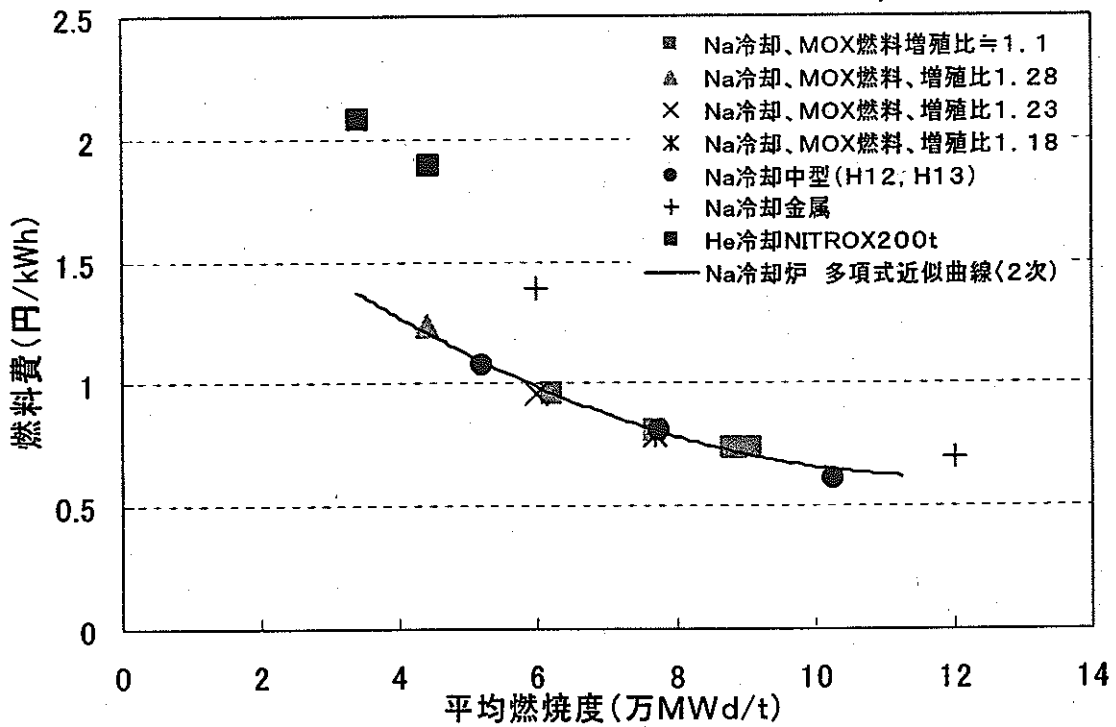


図 3.10 平均燃焼度と燃料費

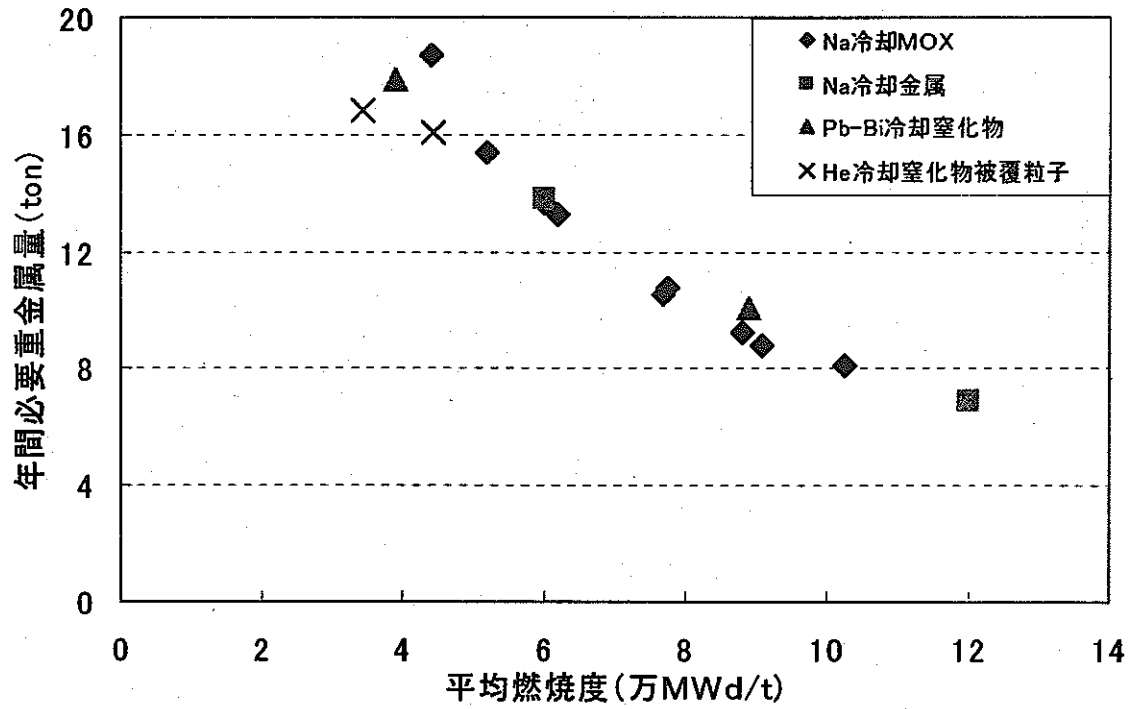


図 3.11 平均燃焼度と年間必要重金属量 (1000MWe で規格化)

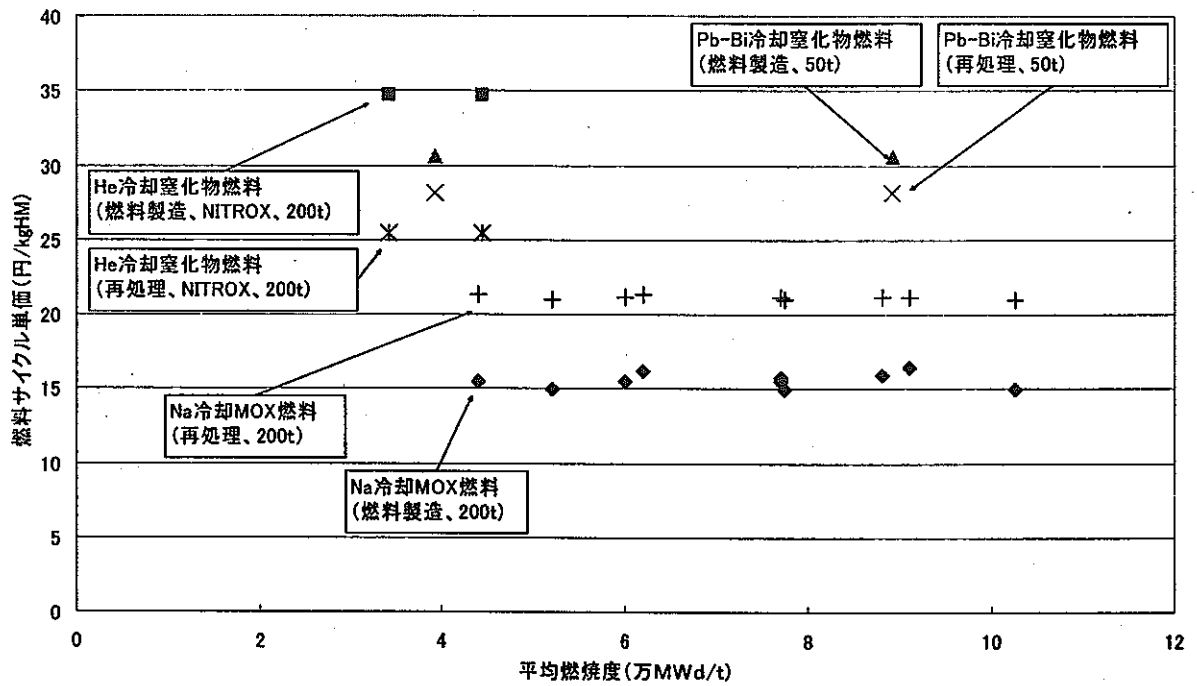


図 3.12 平均燃焼度と燃料サイクル単価

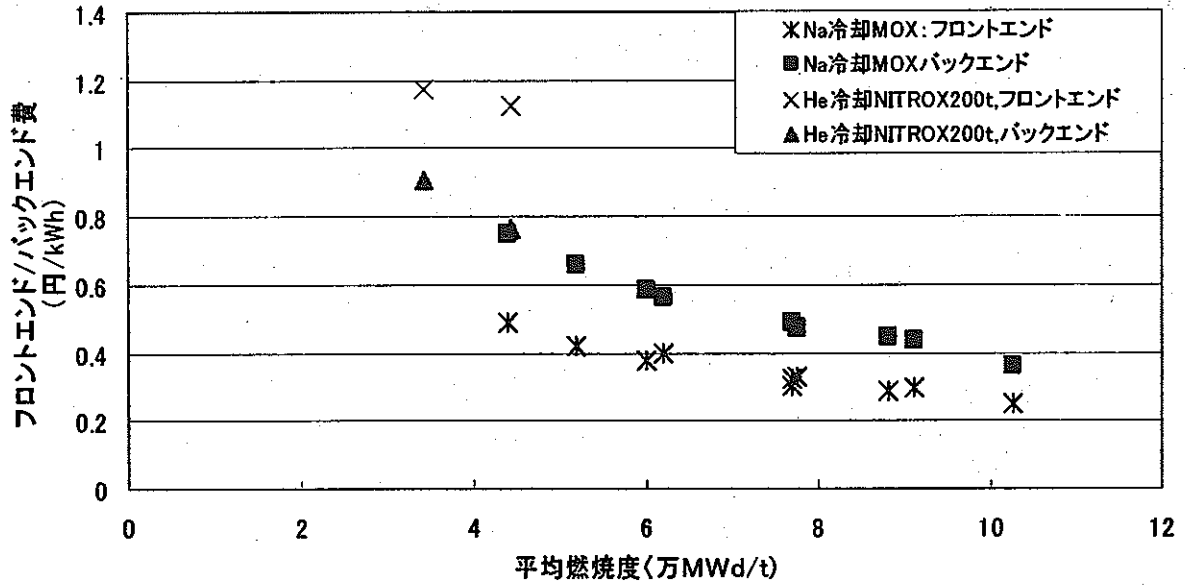


図 3.13 平均燃焼度とフロントエンド/バックエンド費用との関係

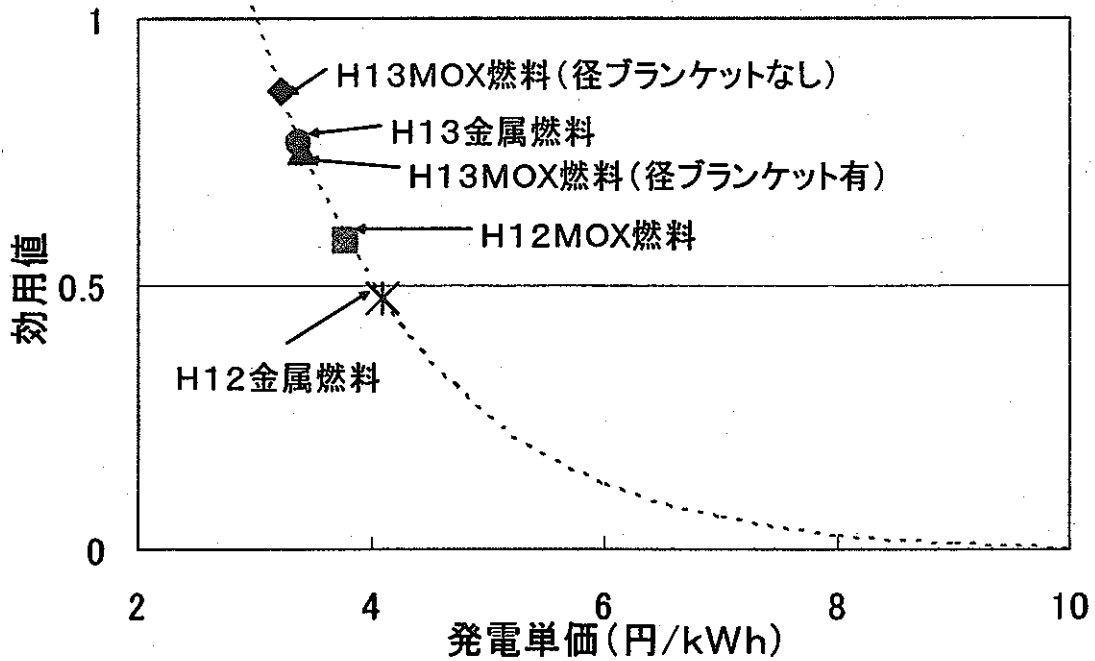


図 3.14 発電単価効用関数 (Na 冷却中型炉)

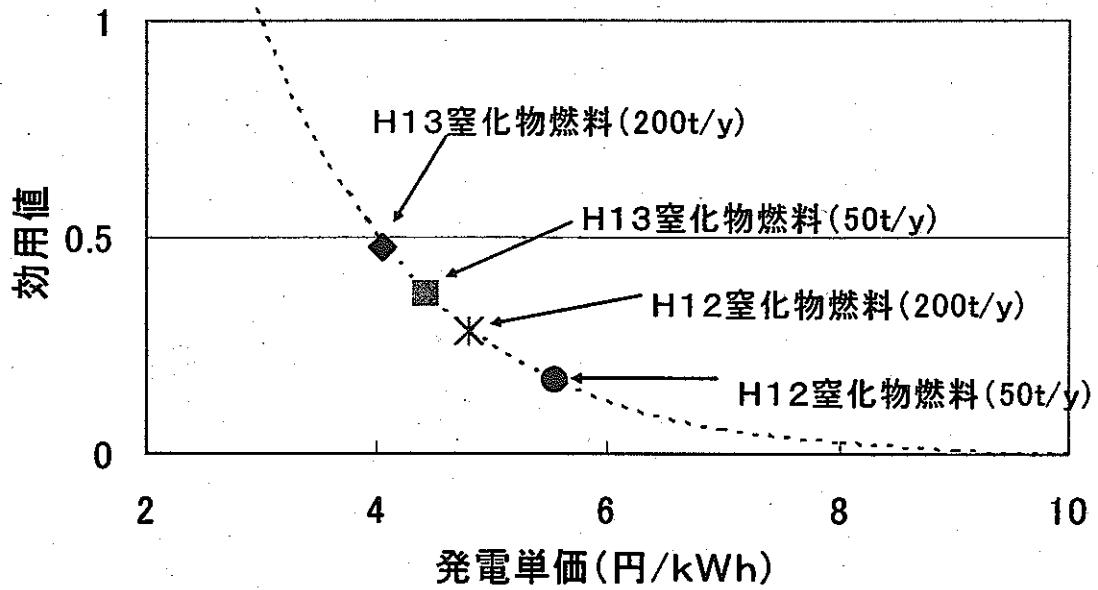


図 3.15 発電単価効用関数 (Pb-Bi 冷却中型炉)

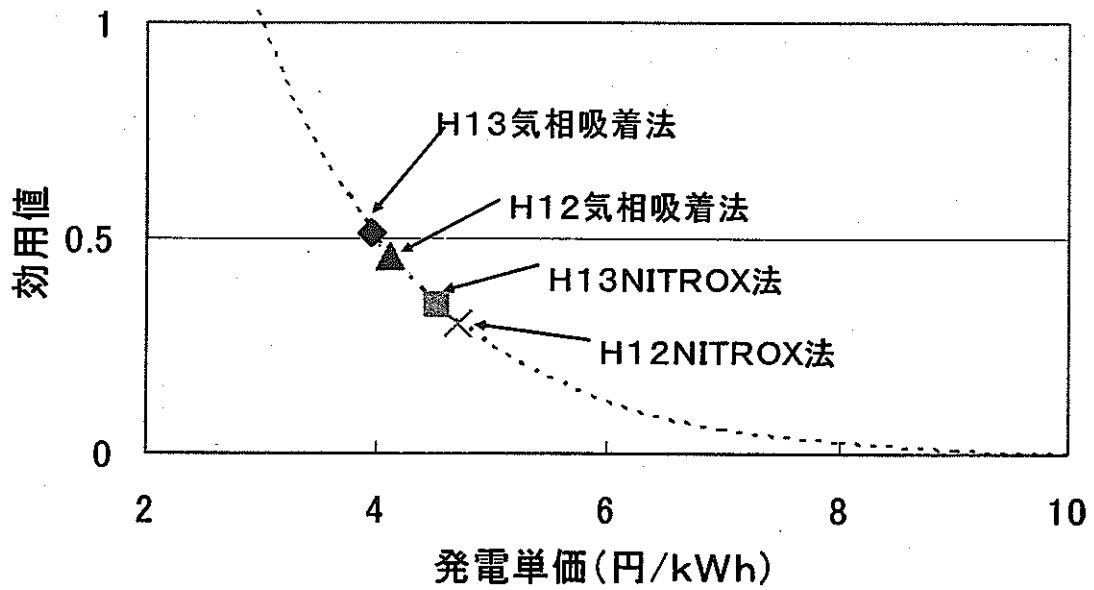


図 3.16 発電単価効用関数 (He ガス冷却大型炉、200t/y サイクル)

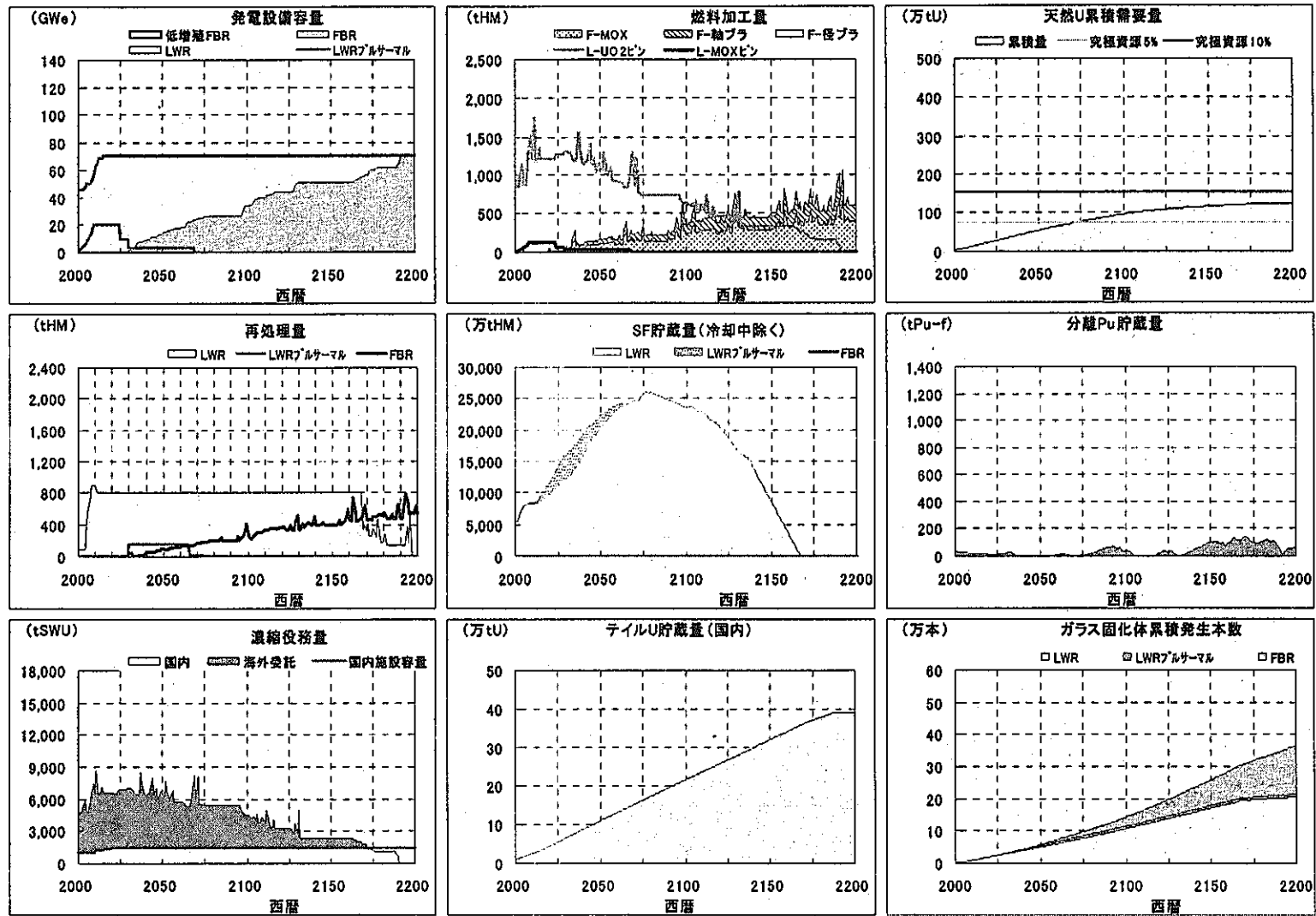


図 4.1 Na 冷却中型炉の物質収支解析結果  
 -平成 13 年度設計 MOX 燃料炉心、径ブランケットなし-

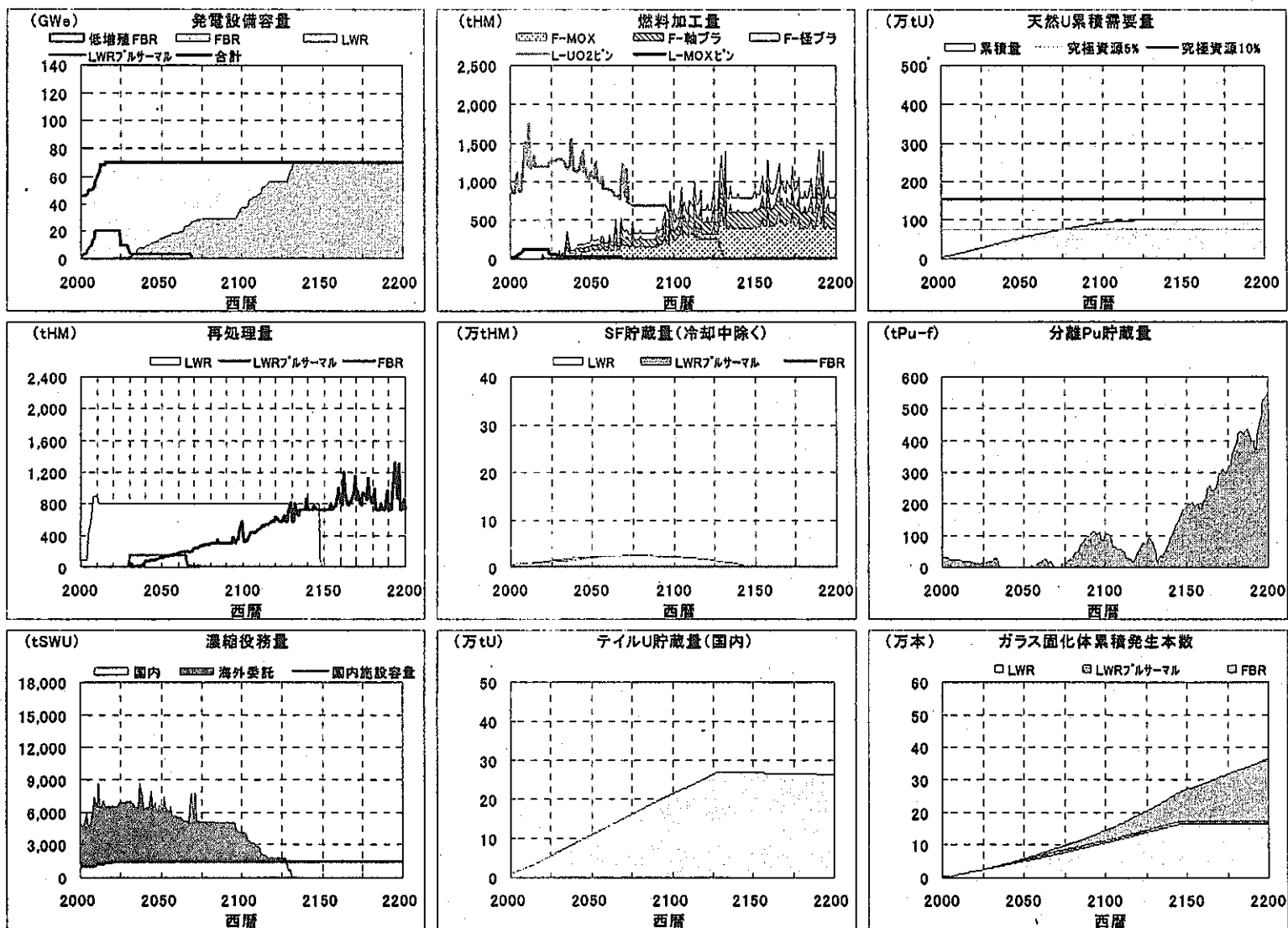


図 4.2 Na 冷却中型炉の物質収支解析結果  
 -平成 13 年度設計 MOX 燃料炉心、径プランケットあり-

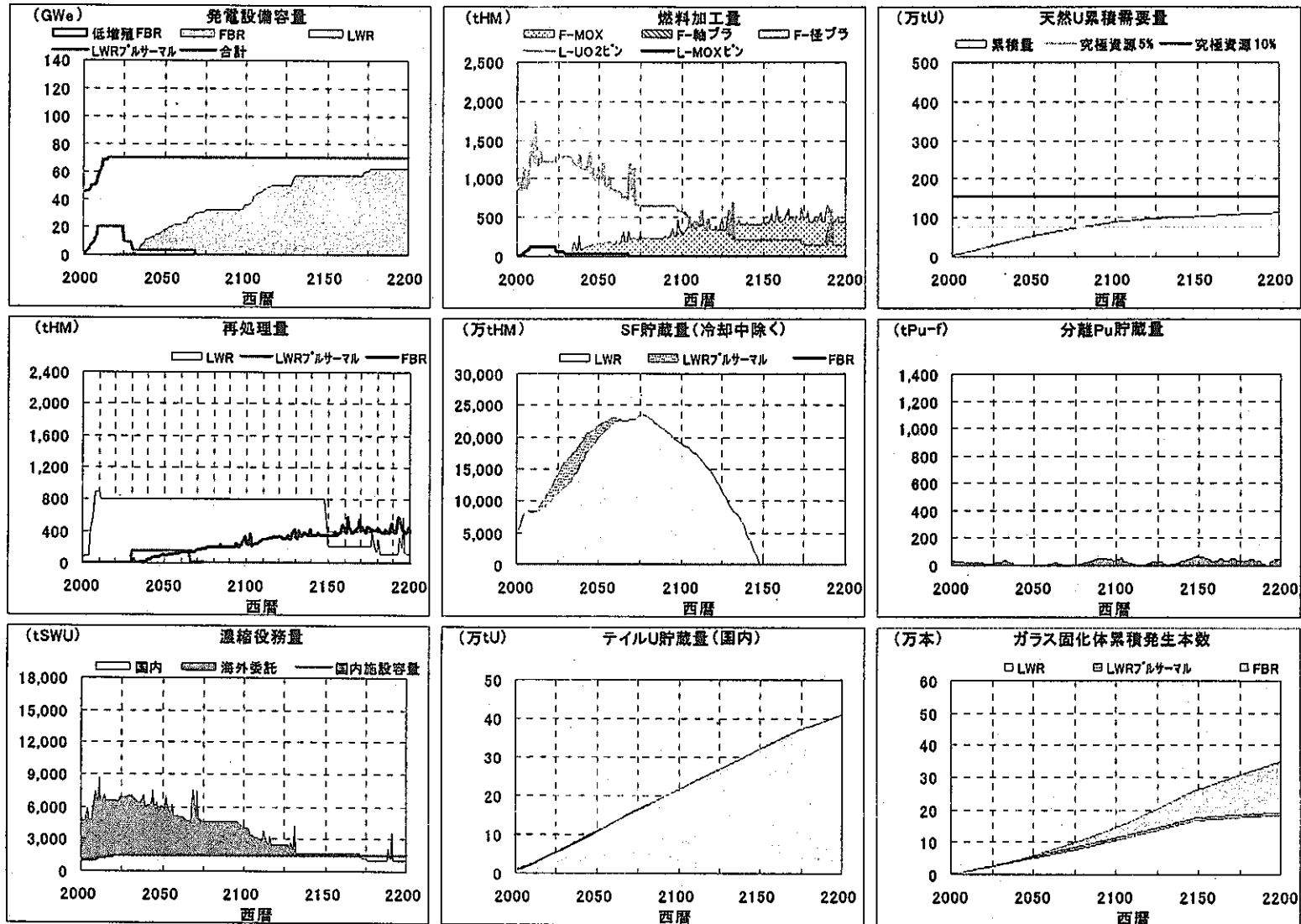


図 4.3 Na 冷却中型炉の物質収支解析結果  
(平成 13 年度設計金属燃料炉心)

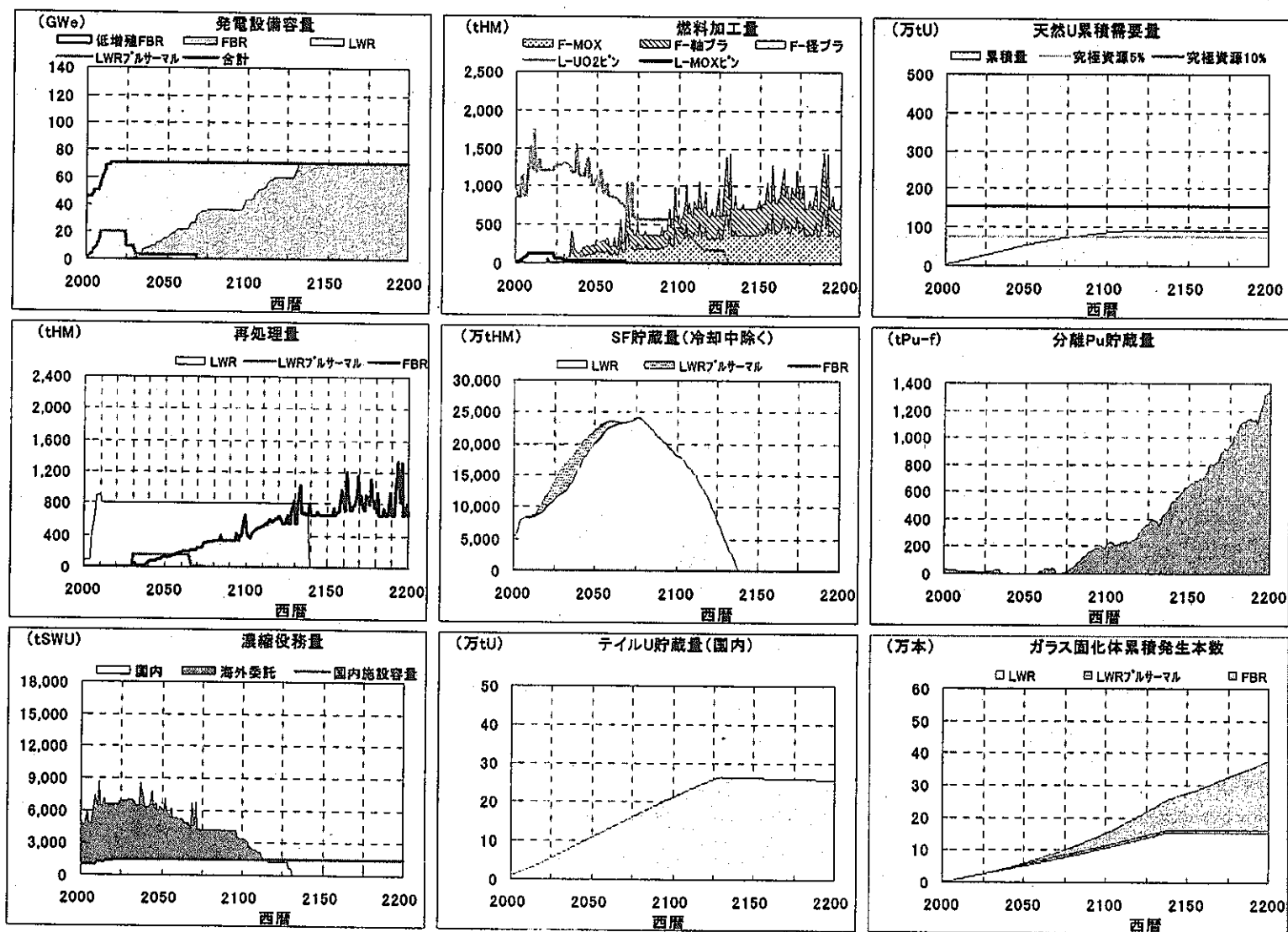


図 4.4 Pb-Bi 冷却中型炉の物質収支解析結果  
(平成 13 年度設計室化物燃料炉心)



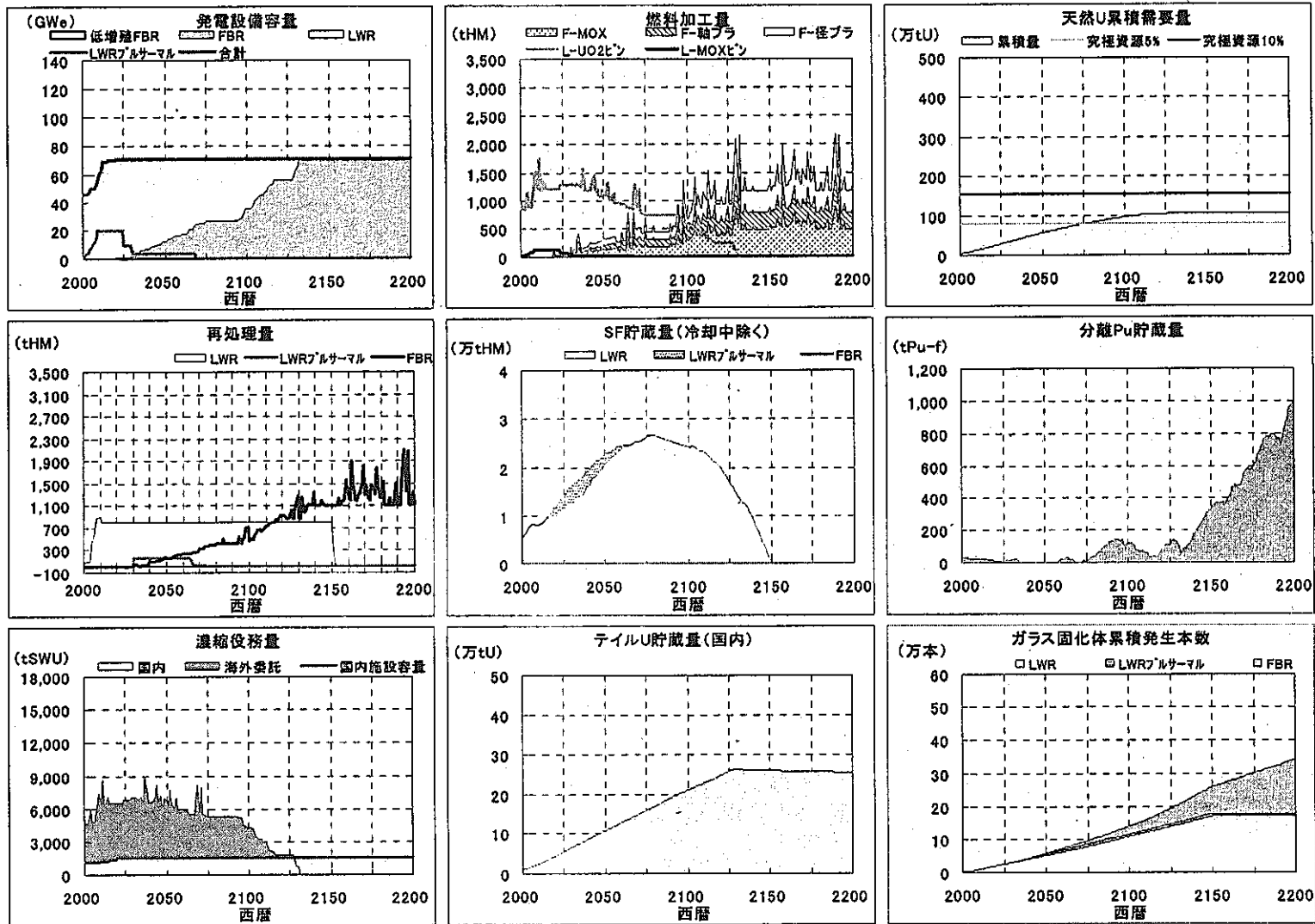


図 4.5 He 冷却大型炉の物質収支解析結果  
(平成 13 年度設計窒化物被覆粒子燃料炉心)

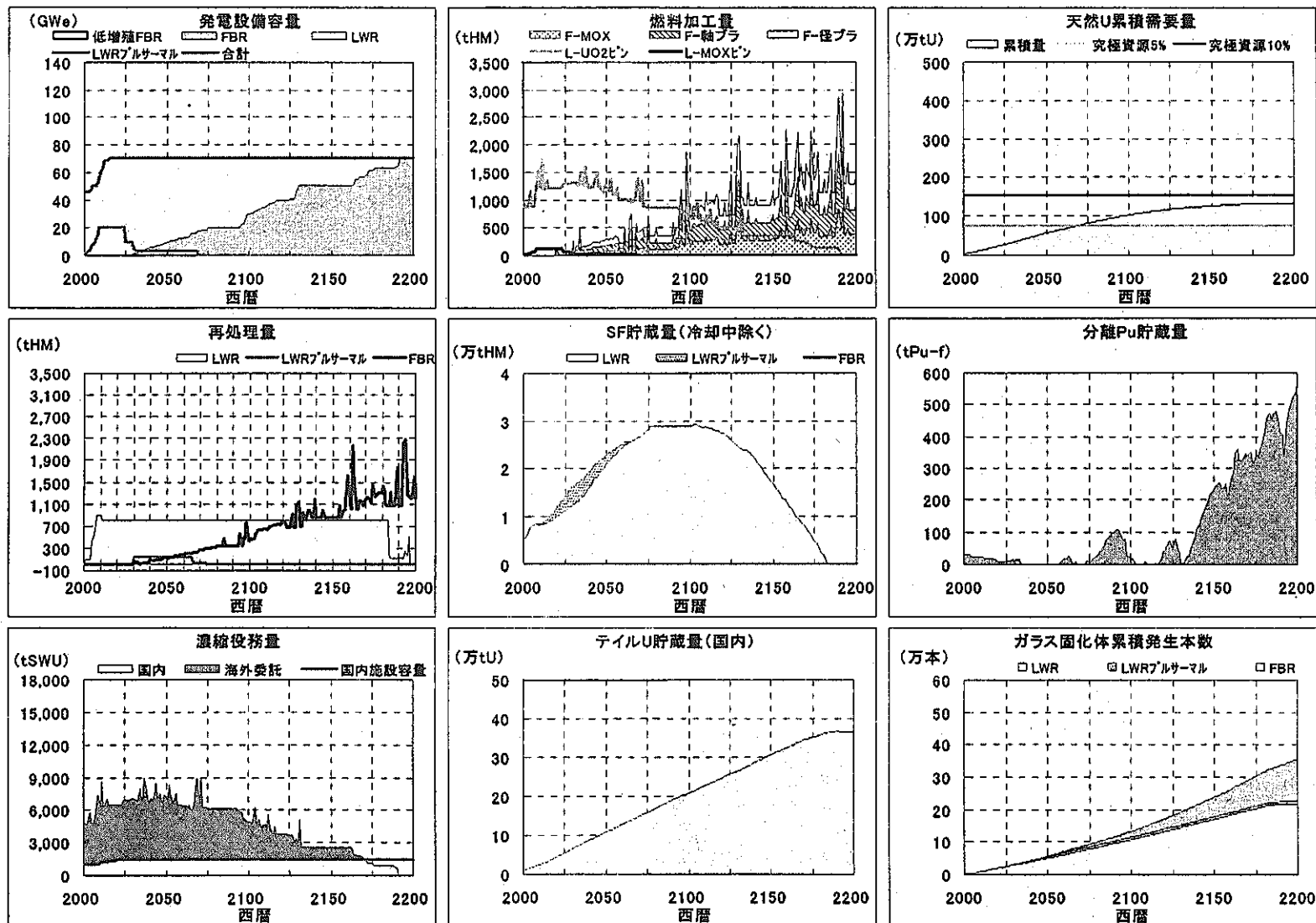


図 4.6 Pb-Bi 冷却中型炉の物質収支解析結果  
(平成 12 年度設計窒化物燃料炉心)

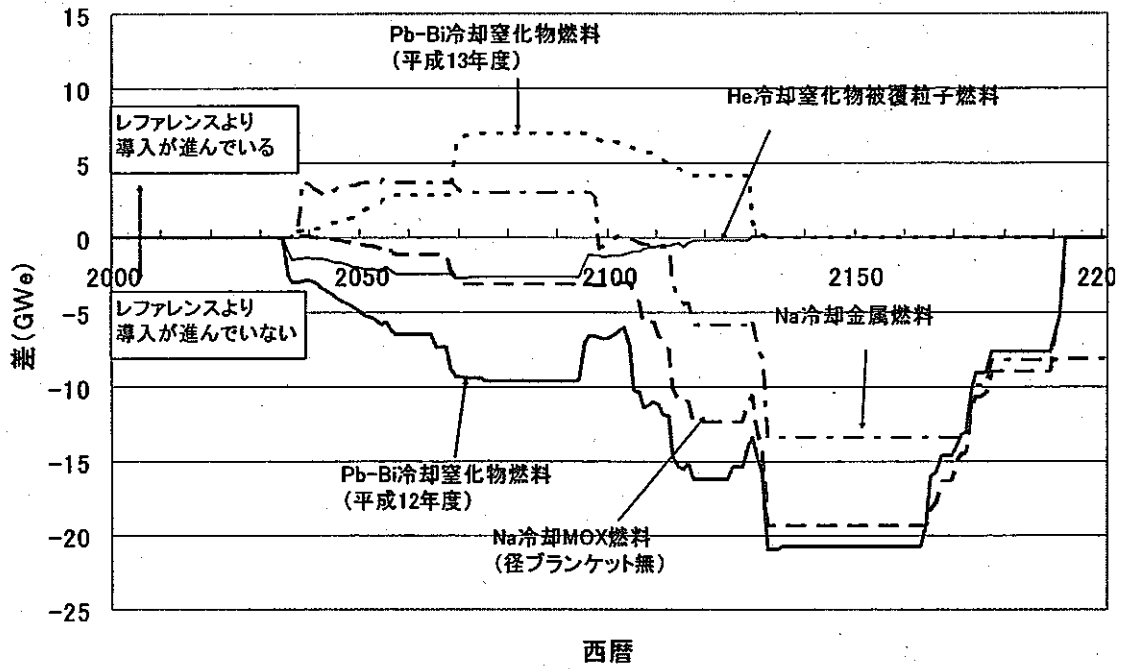


図 4.7 導入設備容量の差  
(Na 冷却炉、MOX 燃料炉心 (径ブランケット有) を基準)

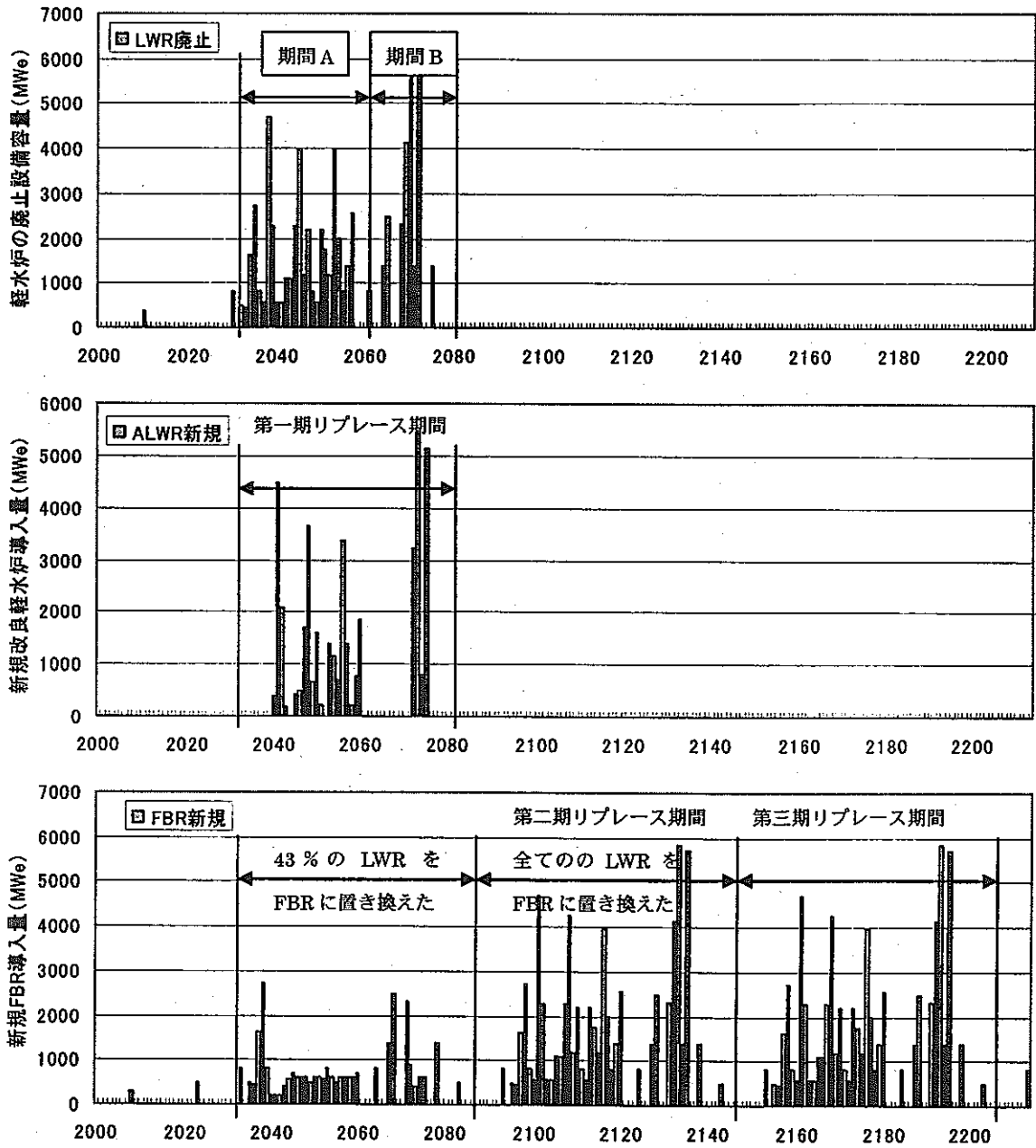


図 4.8 軽水炉から改良軽水炉/FBR への移行状況  
(平成 13 年度 Na 冷却中型炉、MOX 燃料、径ブランケット有)

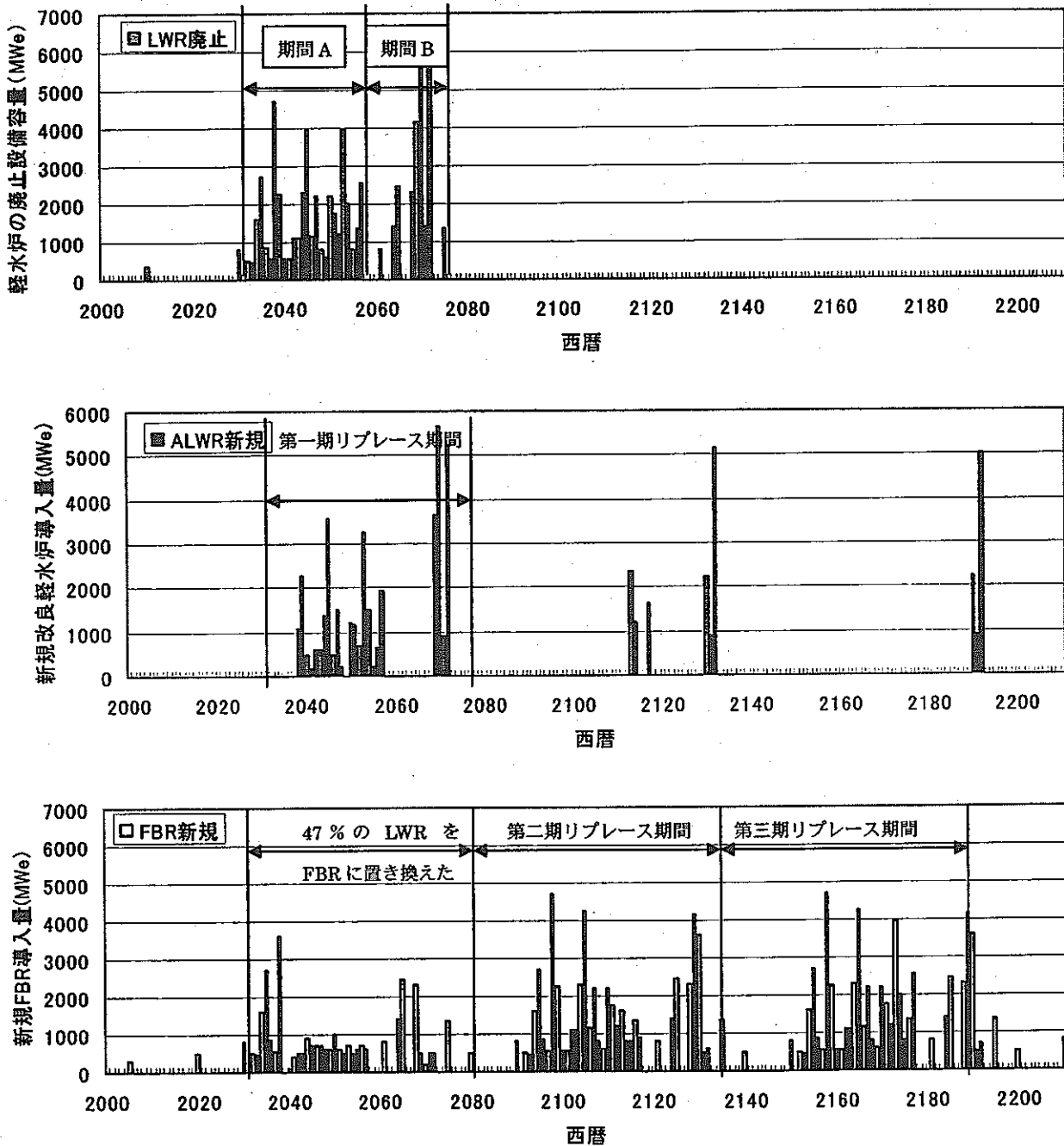


図 4.9 軽水炉から改良軽水炉、FBR への移行状況  
(平成 13 年度 Na 冷却中型炉、金属燃料)

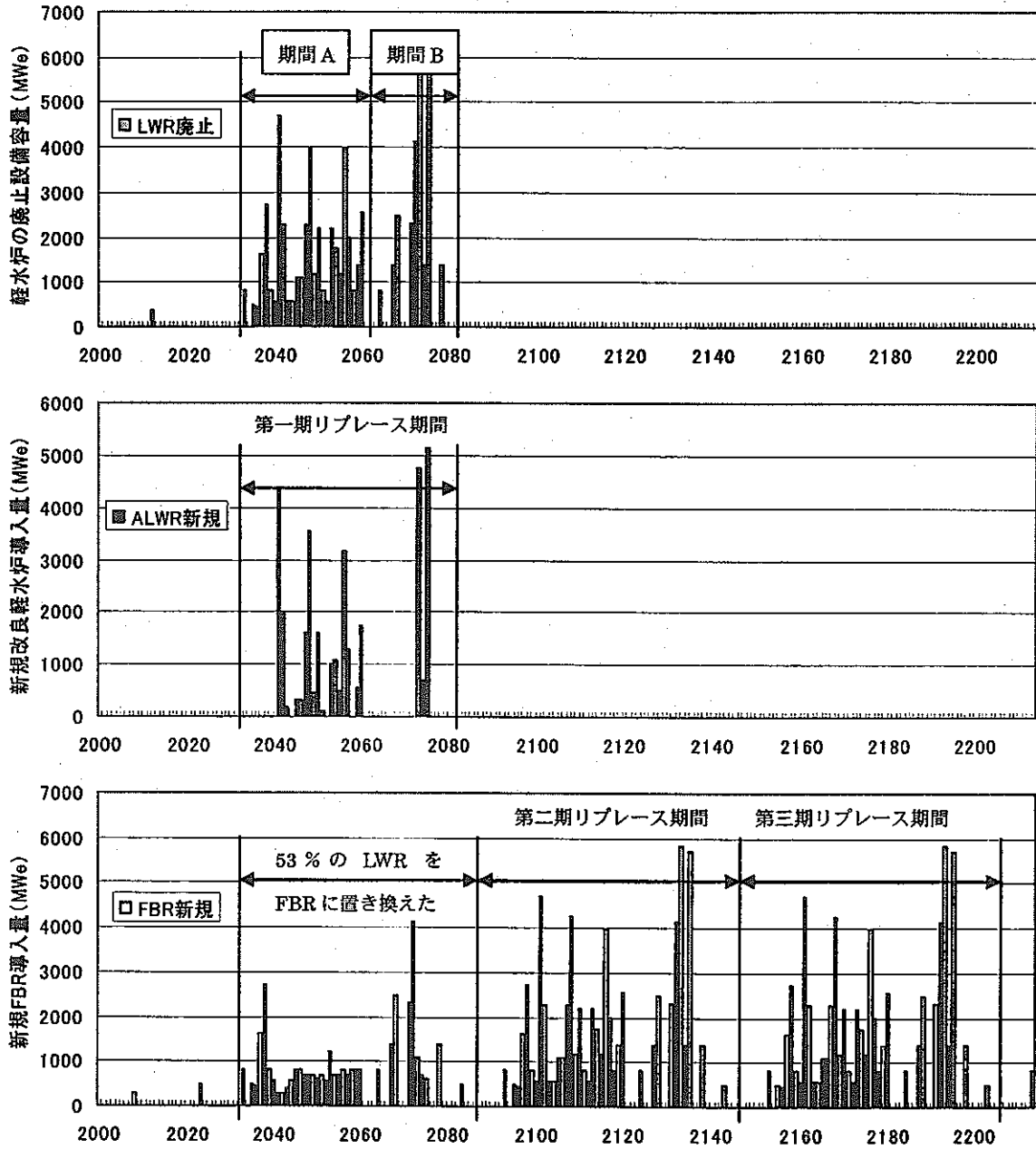


図 4.10 軽水炉から改良軽水炉、FBR への移行状況  
(平成 13 年度 Pb-Bi 冷却中型炉、窒化物燃料)

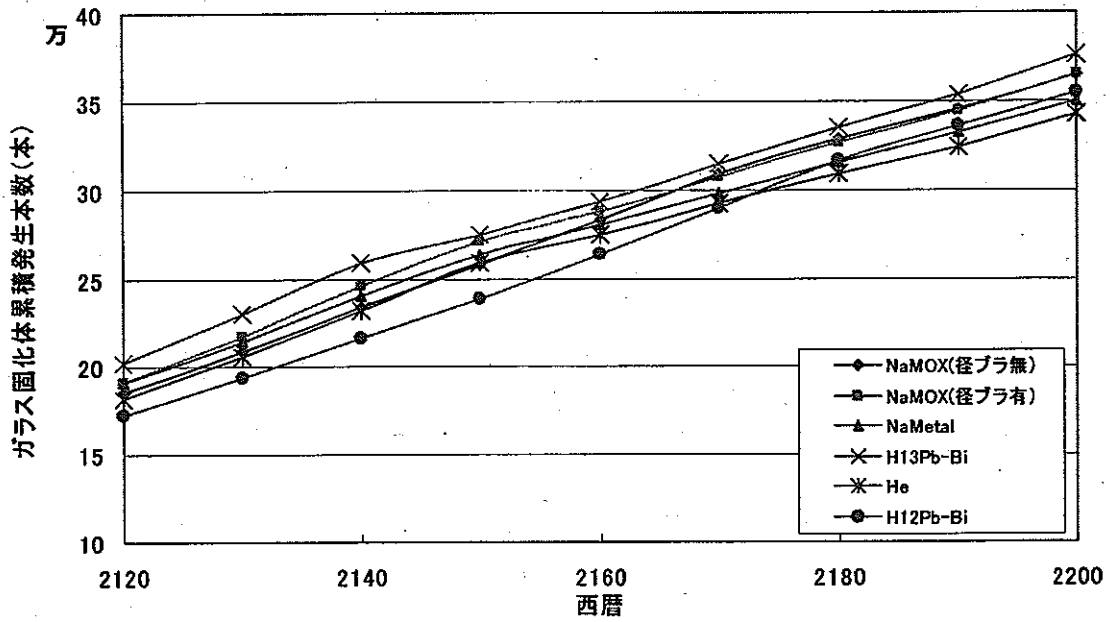


図 4.11 ガラス固化体累積発生本数

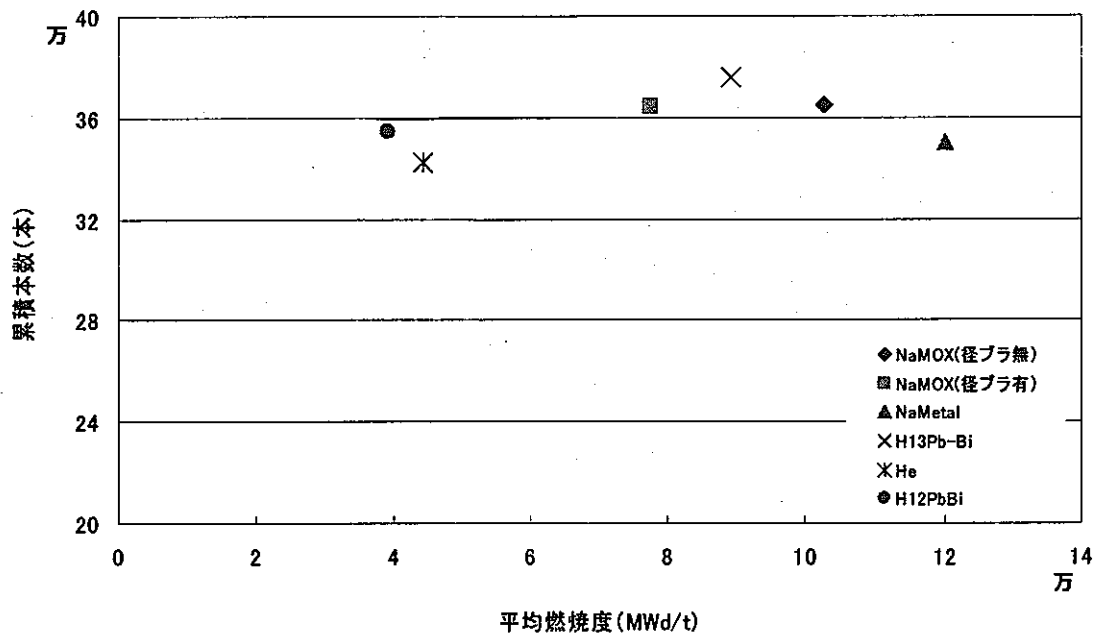


図 4.12 ガラス固化体累積発生量 (2200 年時)

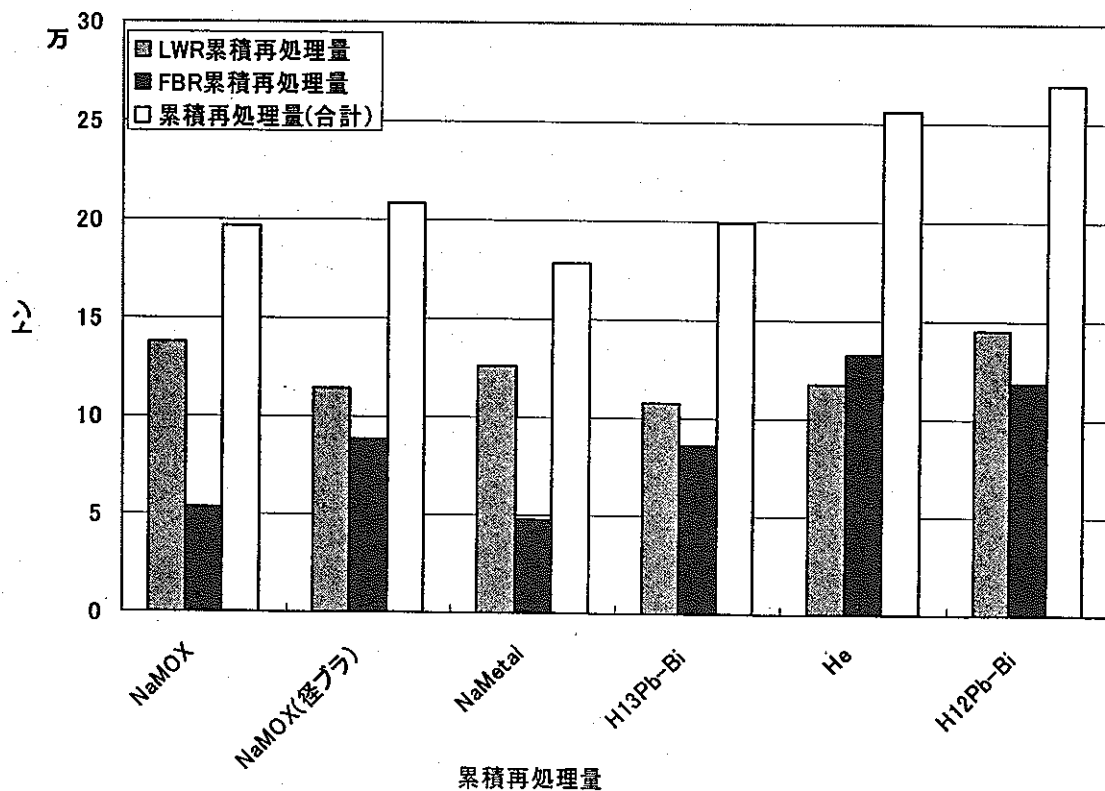


図 4.13 累積再処理量

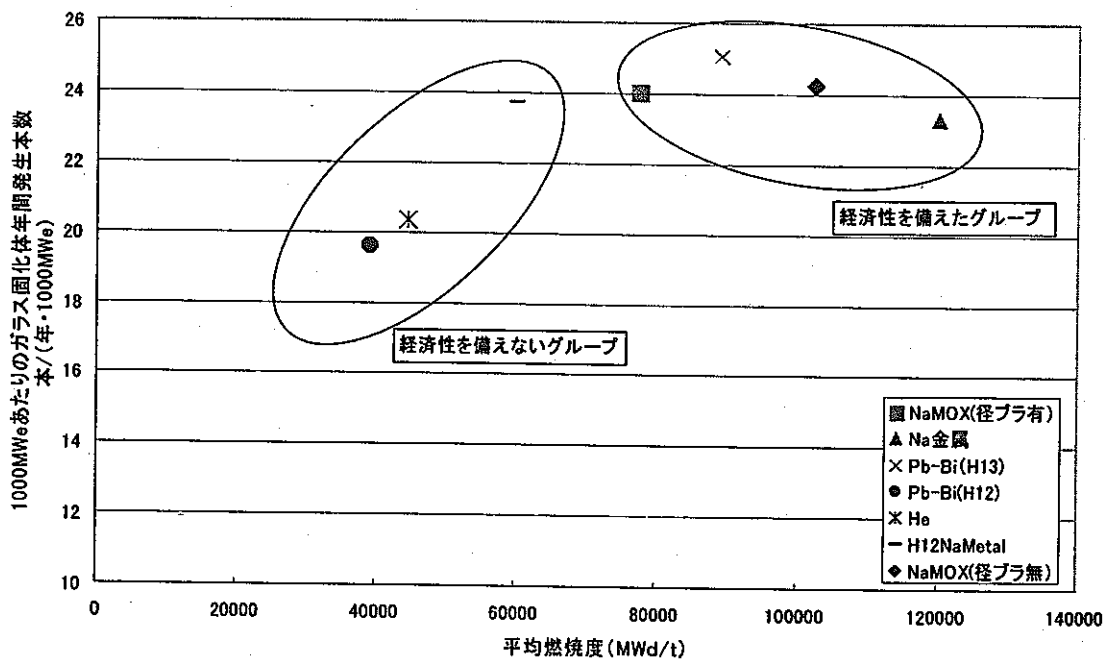


図 4.14 1000MWe、1年あたりのガラス固化体発生本数



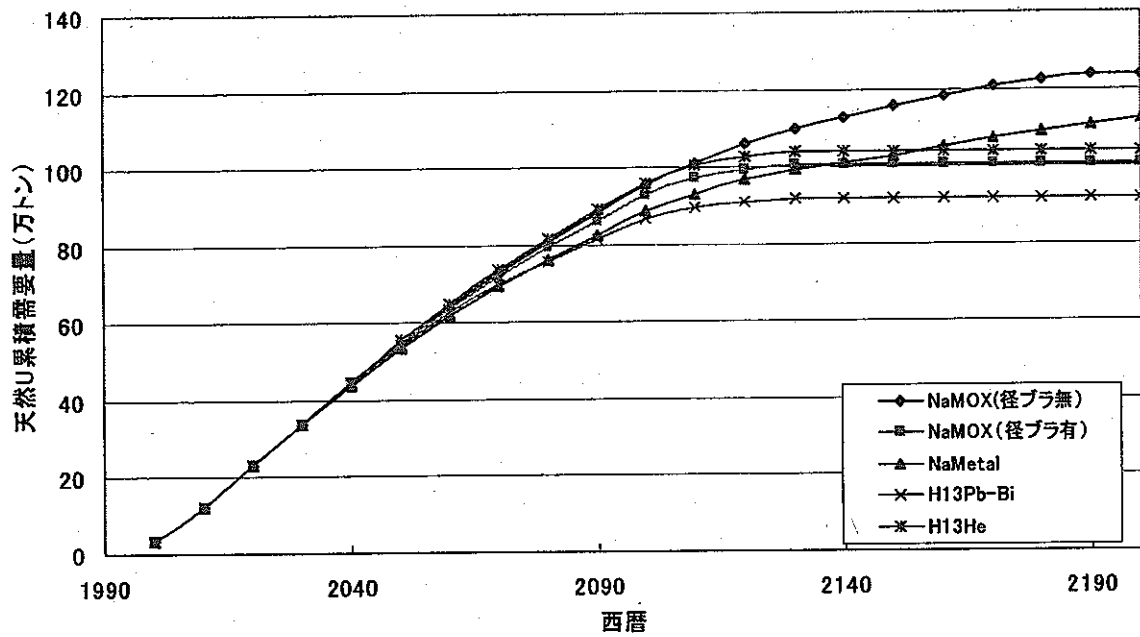


図 4.15 天然ウラン累積需要量

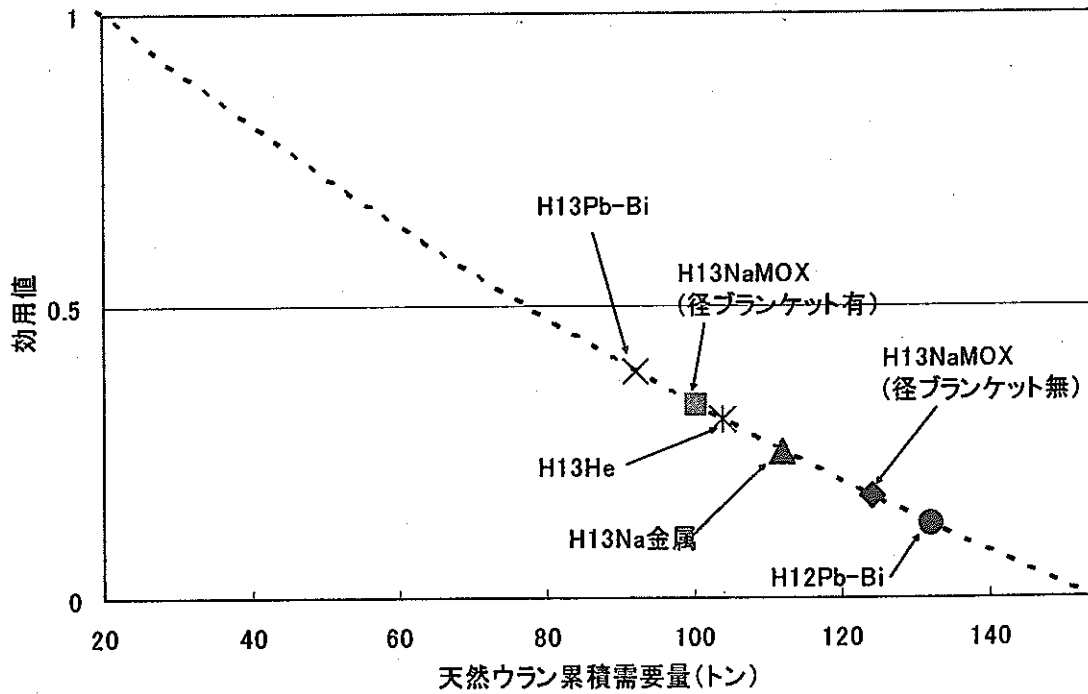


図 4.16 効用関数 (天然ウラン累積需要量)