

# FBRサイクル導入シナリオの検討（IV）

## －サイクル諸量の観点からのFBR導入シナリオの評価－

(研究報告)

2003年7月

核燃料サイクル開発機構  
大洗工学センター

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

電話：029-282-1122（代表）

ファックス：029-282-7980

電子メール：[jserv@jnc.go.jp](mailto:jserv@jnc.go.jp)

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Section,

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-Ken 319-1184, Japan

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

2003

## FBR サイクル導入シナリオの検討 (IV)

### —サイクル諸量の観点からの FBR 導入シナリオの評価—

小野 清, 久保田 貞衣\*, 辻田 正則\*,  
塩谷 洋樹, 平尾 和則

#### 要 旨

本報告書は、平成 13 年度から 14 年度にかけて実施した FBR サイクルの導入シナリオ評価に関する成果について報告するものである。

サイクル諸量の観点からの FBR 導入シナリオの議論においては、従来からの資源有効利用、エネルギー・セキュリティの視点に加えて、環境負荷低減の視点の重要性も年々増している。このため本研究では、国内を対象に、従来の天然ウラン累積需要量などに加えて、使用済燃料貯蔵量、マイナーアクチニド (MA) 貯蔵量、廃棄物発生量等のサイクル諸量についてワンスルー、プルサーマルおよび高速増殖炉サイクルの比較を行い、短期的視点からプルサーマルの必要性を検討するとともに、長期的視点から FBR の必要性を検討した。

この結果、短期的な視点（今後 20~30 年間）から見ると、プルサーマルの導入は FBR 導入以前における使用済燃料貯蔵量の削減や天然ウラン累積需要量削減の効果があることが分かった。

一方、長期的な視点（今後 100~200 年間）から見ると、FBR 導入は、ウラン資源有効利用やエネルギー・セキュリティ向上の効果のみならず、高レベル廃棄物（使用済燃料、ガラス固化体）発生量の低減、MA 蓄積量の低減など環境負荷低減の観点からも大きな効果があることが明らかになった。

---

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.

\*原子力システム株式会社

高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズ 2 WBS No.151110

Study on the FBR Cycle Introduction Scenario IV  
—Evaluation of the FBR Cycle Introduction Scenario  
from the Viewpoints of the Fuel Cycle Requirements—

Kiyoshi Ono, Sadae Kubota\*, Masanori Heta\*  
Hiroki Shiotani, Kazunori Hirao

Abstract

This report is intended to explain the outline of the scenario studies on FBR (Fast Breeder Reactor) cycle introduction. Recently, people value the reduction of environmental impact in addition to the recycle of energy resources and the energy security in these scenario studies. This report summarizes the analysis about the necessity of plutonium recycling in LWR (Light Water Reactor) from short-term view and about the necessity of FBR cycle introduction from a long-term view in Japan, by comparing "FBR scenario" with "LWR once-through scenario" and "Pu recycle in LWR scenario", from the viewpoints of cumulative uranium demand, spent fuel storage, radioactive waste arising, etc.

It becomes clear that the plutonium recycling in LWR has a good effect on the reduction of spent fuel storage and the cumulative natural uranium demand before FBR cycle introduction, from short-term view (20 - 30 years).

On the other hand, this analysis also shows that there is much effect of FBR deployment not only on saving amount of uranium use and energy security but also on reduction of high-level radioactive waste (spent fuels and vitrified waste) and minor actinide arising, from long-term view (100 - 200 years).

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 前提条件 .....	2
2.1 シナリオ解析の基本的考え方 .....	2
2.2 シナリオの設定 .....	3
2.3 原子炉関連の前提条件 .....	6
2.3.1 対象炉型 .....	6
2.3.2 水冷却高速炉のMA装荷炉心特性データの作成方法 .....	7
2.3.3 原子炉投入時期 .....	11
2.3.4 原子炉耐用年数（炉寿命） .....	11
2.3.5 原子炉設備利用率 .....	11
2.4 燃料サイクル関連の前提条件 .....	11
2.4.1 炉外サイクル時間 .....	11
2.4.2 ロス率 .....	12
2.4.3 濃縮施設 .....	12
2.4.4 再処理施設 .....	12
2.4.5 その他のサイクル施設 .....	13
2.5 計算開始時の諸量データ（初期値） .....	13
2.5.1 使用済燃料貯蔵量 .....	13
2.5.2 テイルウラン貯蔵量 .....	14
2.5.3 プルトニウム貯蔵量 .....	14
2.5.4 ガラス固化体発生本数 .....	14
2.6 その他前提条件 .....	14
3. 解析コードの概要 .....	15
4. 解析結果 .....	16
4.1 各シナリオの概要 .....	16
4.1.1 ワンススルーシナリオ .....	16
4.1.2 プルサーマル1回リサイクルシナリオ .....	16
4.1.3 プルサーマル多重リサイクルシナリオ .....	17
4.1.4 Na冷却型FBR導入シナリオ .....	18
4.1.5 水冷却型FBR導入シナリオ .....	20
4.1.6 57GWのケース .....	21
4.1.7 120GWのケース .....	22
4.2 短期的視点から見たシナリオの概要 .....	43
4.3 短期的視点から見たプルトニウムバランス .....	52
4.4 長期的視点から見たシナリオの概要 .....	57

5. おわりに .....	68
6. 参考文献 .....	69

## 付録目次

付録 1 世界を対象としたFBR導入シナリオ解析 .....	付-1 (1)
1.1 解析の概要 .....	付-1 (1)
1.2 前提条件 .....	付-1 (1)
1.3 解析手法 .....	付-1 (1)
1.4 解析結果 .....	付-1 (9)
付録 2 各種電源の経済性評価 .....	付-2 (1)
2.1 評価の概要 .....	付-2 (1)
付録 3 FAMILY-EX の改良点 .....	付-3 (1)
3.1 241Pu崩壊計算の概要 .....	付-3 (1)
3.2 高レベル廃棄物中の核種重量の計算 .....	付-3 (6)
3.3 ガラス固化体の発生本数の計算 .....	付-3 (9)
3.4 濃縮分離作業量およびテイルウラン貯蔵量の計算 .....	付-3 (10)
付録 4 短期的なプルトニウムバランス評価の前提条件 .....	付-4 (1)
付録 5 代表的なサイクル諸量図 .....	付-5 (1)

## 図 目 次

図 2.1.1 短期的および長期的視点から見たシナリオの全体像.....	3
図 2.2.1 代表的な原子力発電と燃料サイクル .....	4
図 2.2.2 今回設定した国内の原子力発電設備容量 .....	5
図 2.2.3 原子力発電設備容量のリプレースの状況 (70GW の場合) .....	5
図 4.1.1 ワンススルーシナリオの結果 (70GW) .....	24
図 4.1.2 プルサーマル1回リサイクルシナリオの結果 (70GW) .....	25
図 4.1.3 プルサーマル多重リサイクルシナリオの結果 (70GW) .....	26
図 4.1.4 Na 冷却型 FBR2030 年導入シナリオの結果 (70GW) .....	27
図 4.1.5 Na 冷却型 FBR2020 年導入シナリオの結果 (70GW) .....	28
図 4.1.6 Na 冷却型 FBR2050 年導入シナリオの結果 (70GW) .....	29
図 4.1.7 水冷却型 FBR2020 年導入シナリオの結果 (70GW, L 再 : 即時全量再処理) ....	30
図 4.1.8 水冷却型 FBR2020 年導入シナリオの結果 (70GW, L 再 : 800 トン/年) .....	31
図 4.1.9 ワンススルーシナリオの結果 (57GW) .....	32
図 4.1.10 プルサーマル1回リサイクルシナリオの結果 (57GW) .....	33
図 4.1.11 Na 冷却型 FBR2020 年導入シナリオの結果 (57GW) .....	34
図 4.1.12 Na 冷却型 FBR2030 年導入シナリオの結果 (57GW) .....	35
図 4.1.13 Na 冷却型 FBR2050 年導入シナリオの結果 (57GW) .....	36
図 4.1.14 ワンススルーシナリオの結果 (120GW) .....	37
図 4.1.15 Na 冷却型 FBR2020 年導入シナリオの結果 (120GW) .....	38
図 4.1.16 Na 冷却型 FBR2030 年導入シナリオの結果 (120GW) .....	39
図 4.1.17 Na 冷却型 FBR2050 年導入シナリオの結果 (120GW) .....	40
図 4.2.1 短期的視点から見たシナリオ .....	43
図 4.2.2 天然ウラン累積需要量 .....	44
図 4.2.3 テイルウラン貯蔵量 .....	44
図 4.2.4 使用済燃料及びガラス固化体中の全核種の蓄積量 .....	45
図 4.2.5 使用済燃料及びガラス固化体中のプルトニウム及びマカーアチドの蓄積量 .....	45
図 4.2.6 使用済燃料の貯蔵量 (炉サイドでの貯蔵量も含めた場合) .....	46
図 4.2.7 年間の使用済燃料 (SF) 発生量と再処理量 (プルサーマルシナリオの場合) ....	47
図 4.2.8 使用済燃料貯蔵量と累積再処理量 (プルサーマルシナリオの場合) .....	47
図 4.2.9 現在の日本の原子力発電を取り巻く姿 .....	49
図 4.2.10 2030 年頃の原子力発電を取り巻く姿 (ワンススルーの場合) .....	49
図 4.2.11 2030 年頃の姿 (プルサーマルの場合) .....	50
図 4.2.12 2020~2030 年頃の年間マスバランス (70GW : 軽水炉+プルサーマルの時代) ..	50
図 4.2.13 もしプルサーマルが導入されなかつた場合 (短期的視点) .....	51
図 4.2.14 近未来 (高速炉導入以前) における「プルサーマル導入」の必要性 .....	51
図 4.3.1 日本のプルトニウムバランス (近未来) .....	54

図 4.4.1 長期的視点から見たシナリオ .....	57
図 4.4.2 天然ウラン累積需要量 .....	58
図 4.4.3 テイルウラン貯蔵量（国内施設のみ） .....	59
図 4.4.4 使用済燃料の蓄積量 .....	60
図 4.4.5 使用済燃料の最終処分量 .....	60
図 4.4.6 ガラス固化体発生本数 .....	61
図 4.4.7 高レベル廃棄物の発生量（体積）（使用済燃料及びガラス固化体の合計） .....	62
図 4.4.8 使用済燃料及びガラス固化体中の全核種の蓄積量 .....	62
図 4.4.9 使用済燃料及びガラス固化体中のプルトニウム及びマカーアチドの蓄積量 .....	63
図 4.4.10 SF とガラス固化体中の Pu と MA 蓄積量の内訳（軽水炉+プルサーマル 1 回サイクル） ...	64
図 4.4.11 SF とガラス固化体中の Pu と MA 蓄積量の内訳（軽水炉+プルサーマル多重サイクル） ...	64
図 4.4.12 SF とガラス固化体中の Pu と MA 蓄積量の内訳（軽水炉+プルサーマル+Na 冷却型 FBR 導入） .....	65
図 4.4.13 高速炉導入が選択される理由（主にワنسスルーと比べて） .....	66

## 付録図目次

付図 1.1 原子力発電設備容量 .....	付-1 (6)
付図 1.2 原子力発電設備容量の内訳（WEC-B ケース、高速炉 2030 年導入） ...	付-1 (12)
付図 1.3 原子力発電設備容量の内訳（WEC-C2 ケース、高速炉 2030 年導入） ..	付-1 (12)
付図 1.4 天然ウラン累積需要量（WEC-B ケース） .....	付-1 (13)
付図 1.5 天然ウラン累積需要量（WEC-C2 ケース） .....	付-1 (13)
付図 1.6 使用済燃料貯蔵量（炉サブ貯蔵分除く）（WEC-B ケース） .....	付-1 (14)
付図 1.7 使用済燃料貯蔵量（炉サブ貯蔵分含む）（WEC-B ケース） .....	付-1 (14)
付図 1.8 高レベル廃棄物発生量（WEC-B ケース） .....	付-1 (15)
付図 1.9 使用済燃料貯蔵量（炉サブ貯蔵分除く）（WEC-C2 ケース） .....	付-1 (16)
付図 1.10 使用済燃料貯蔵量（炉サブ貯蔵分含む）（WEC-C2 ケース） .....	付-1 (16)
付図 1.11 ワンススルーシナリオ：WEC-B ケース .....	付-1 (18)
付図 1.12 プルサーマルシナリオ：WEC-B ケース .....	付-1 (19)
付図 1.13 FBR 導入シナリオ（増殖比 1.24, 炉外サイクル時間 5 年）：WEC-B ケース .....	付-1 (20)
付図 1.14 FBR 導入シナリオ（増殖比 1.29, 炉外サイクル時間 5 年）：WEC-B ケース .....	付-1 (21)
付図 1.15 FBR 導入シナリオ（増殖比 1.24, 炉外サイクル時間 3 年）：WEC-B ケース .....	付-1 (22)
付図 1.16 ワンススルーシナリオ：WEC-C2 ケース .....	付-1 (23)

付図 1.17 プルサーマルシナリオ：WEC-C2 ケース.....	付-1 (24)
付図 1.18 FBR 導入シナリオ（増殖比 1.24, 炉外サイクル時間 5 年）：WEC- C2 ケース .....	付-1 (25)
付図 2.1 各種電源の発電コストの比較（現状） .....	付-2 (2)
付図 2.2 各種電源の発電コストの比較（将来） .....	付-2 (3)
付図 3.1 分離 Pu(fissile)貯蔵量の計算における $^{241}\text{Pu}$ 崩壊の模擬方法.....	付-3 (1)
付図 3.2 修正前の $^{241}\text{Pu}$ 崩壊計算の例.....	付-3 (3)
付図 3.3 軽水炉+プルサーマル+高速炉シナリオの使用済燃料貯蔵量と再処理量...付-3 (4)	
付図 3.4 再処理待ち年数の修正前後の比較 .....	付-3 (5)
付図 3.5 再処理待ち年数修正前後の分離 Pu(fissile)貯蔵量の比較 .....	付-3 (5)
付図 3.6 FAMILY-EX(MA)の蓄積量計算のフロー (L-UO <sub>2</sub> ,L-MOX,FBR,ATR) ..付-3 (6)	
付図 3.7 高レベル廃棄物の計算のフロー (U,Pu,MA 核種) .....	付-3 (7)
付図 3.8 高レベル廃棄物の計算のフロー (FP 核種) .....	付-3 (8)
付図 3.9 濃縮施設モデル .....	付-3 (10)
付図 5.1 現状の核燃料サイクル（現状軽水炉, 常陽, ふげん） .....	付-5 (2)
付図 5.2 LWR と FBR の共存サイクル.....	付-5 (2)
付図 5.3 FBR サイクル (Na 冷却大型炉, 均質炉心) .....	付-5 (3)

## 表 目 次

表 2.2.1 解析対象ケースの一覧表.....	6
表 2.3.1 炉特性データ一覧表（1000MWに規格化、水冷却FBRを除く）.....	7
表 2.3.2 炉心部の装荷燃料におけるTRU組成.....	8
表 2.3.3 炉心部の取出燃料の重金属量における割合.....	9
表 2.3.4 簡易作成炉心特性データ（MA装荷の水冷却高速炉心）.....	10
表 2.4.1 再処理施設の前提条件 .....	13
表 4.3.1 各炉の導入計画（ケース1）.....	53
表 4.3.2 各炉の導入計画（ケース2）.....	53
表 4.3.3 各炉の導入計画（ケース3）.....	53
表 4.4.1 代表的なシナリオの特徴.....	67

## 付録表目次

付表 1.1 世界を対象とした諸量計算の計算ケース（概要） .....	付-1 (3)
付表 1.2 世界を対象とした諸量計算の計算ケース（詳細） .....	付-1 (4)
付表 1.3 世界を対象とした諸量計算の前提条件 .....	付-1 (5)
付表 1.4 原子力発電設備容量への換算方法 .....	付-1 (6)
付表 1.5 炉特性データ一覧表（1000MWに規格化） .....	付-1 (7)
付表 1.6 プルサーマル設備容量の実績 .....	付-1 (8)
付表 1.7 世界のシナリオ解析における天然ウラン累積需要量の概要 .....	付-1 (17)
付表 3.1 再処理待ち年数の算出（修正後） .....	付-3 (4)
付表 3.2 ガラス固化体発生源単位（FBRの場合） .....	付-3 (9)
付表 4.1 海外再処理委託分の返還プルトニウムについての試算.....	付-4 (1)
付表 4.2 六ヶ所再処理工場の回収プルトニウムについての試算.....	付-4 (2)
付表 4.3 東海再処理工場の回収プルトニウムについての試算.....	付-4 (3)
付表 4.4 各原子炉のプルトニウム需要についての試算(1/2) .....	付-4 (4)
付表 4.5 各原子炉のプルトニウム需要についての試算(2/2) .....	付-4 (5)

## 1. はじめに

我が国の原子力政策はプルトニウム（Pu）利用を前提としているが、現状、天然ウラン資源需給バランスが緩和し、エネルギー効率性が世論の大きな争点となっていない。一方、当初の計画より多少の遅れはあったものの2005年には年間800トンの六ヶ所再処理施設が稼動しようとしており、これから回収されるプルトニウムは高速増殖炉（FBR）が導入されるまでの間、当面プルサーマルで利用することが計画されている。また、サイクル諸量の観点からのFBR導入シナリオの議論においては、従来からの資源有効利用、エネルギー効率性の視点に加えて、環境負荷低減の視点の重要性も年々増している。

こうした背景の下、本研究では、従来の天然ウラン累積需要量などの資源論的視点に加えて、使用済燃料貯蔵量、ティルウラン貯蔵量、マイナーアクチニド（MA）貯蔵量、廃棄物発生量等の環境負荷の視点も加えた検討を行った。また、ワンススルー、プルサーマルおよび高速増殖炉サイクルの比較を行い、短期的視点からプルサーマルの必要性を、長期的視点からFBRの必要性を検討した。

## 2. 前提条件

### 2.1 シナリオ解析の基本的考え方

プルトニウム利用の想定としては、短期的にはプルサーマルによる利用、長期的にはFBRによる利用を基本シナリオとし（軽水炉+プルサーマル+高速炉シナリオ）、プルサーマルとFBRの必要性を明らかにする。比較の対象として軽水炉ワンスルーシナリオや軽水炉+プルサーマルシナリオ等を取り上げる。

図2.1.1に短期的および長期的視点から整理したシナリオの全体像を示す。短期的視点からはプルサーマル利用を実施するか否かがポイントであり、長期的視点からはFBRを導入するか否かがポイントである。

「短期的視点」とは現在の軽水炉（LWR）中心の炉型構成からFBRによる本格的なプルトニウム利用が始まる前までの時期を対象とし、2030年頃までの時期を指す。一方、「長期的視点」とはFBR導入以降の時期を対象とし、およそ2030年以降を指す。FBRの導入時期については、パラメータ解析を行う。

短期的な視点では、なるべく現実性のある計画を前提として、発電設備容量や再処理計画（再処理施設の運開時期や処理能力）、MA回収の開始時期等を設定する一方、FBR導入以後の長期的な視点ではFBRの使用済燃料を一定期間冷却後、全量即時再処理を想定し、プルトニウムバランスを取りながらFBRの積極的な導入を図ることを基本とする。

評価の視点は、天然ウラン累積需要量や再処理量に加えて、濃縮からのティルウラン、プルトニウム、マイナーアクチニド（MA）、使用済燃料（SF）の貯蔵量や高レベル廃棄物（HLW）等の発生量を中心に比較評価を実施する。具体的なシナリオ設定を2.2節に、詳細な計算の前提条件を2.3～2.6節にまとめる。

また、本文では主にサイクル諸量の観点から国内を対象としたFBR導入シナリオの解析結果を取り上げたが、付録1には世界を対象としたFBR導入シナリオ解析の結果を、付録2には各種電源の経済性評価の結果をまとめた。

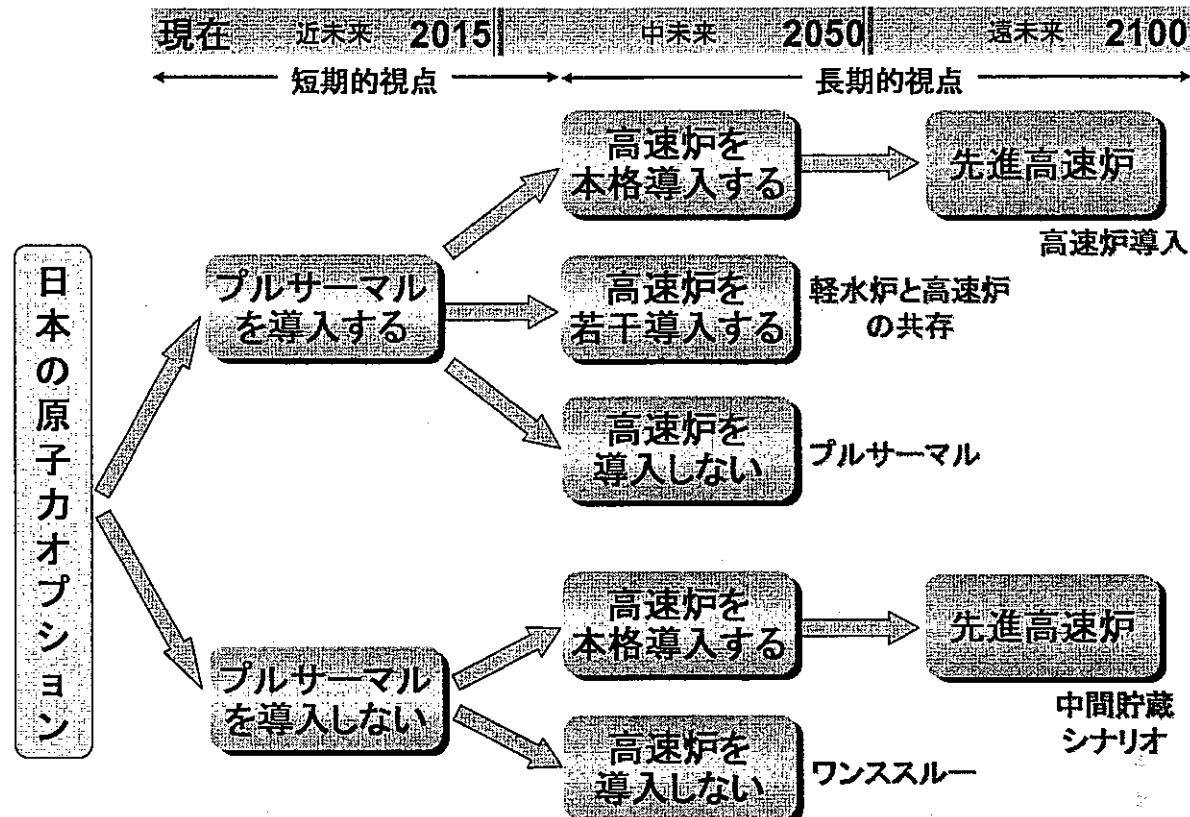


図 2.1.1 短期的および長期的視点から見たシナリオの全体像

## 2.2 シナリオの設定

前節の基本的考え方に基づいて、本解析の対象シナリオは、「軽水炉ワンススルーシナリオ」、「軽水炉+プルサーマルシナリオ」、「軽水炉+プルサーマル+高速炉シナリオ」に、Pu、高次Pu、MAを利用する将来の技術としてプルサーマル多重リサイクルおよび水冷却高速炉を想定した「軽水炉+プルサーマル多重リサイクルシナリオ」、「軽水炉+プルサーマル+水冷却高速炉シナリオ」を加えた5シナリオとした。

代表的なシナリオの概要を図2.2.1に示す。「軽水炉+プルサーマルシナリオ」においては、再処理しきれなかった使用済燃料（軽水炉使用済燃料とプルサーマル使用済燃料）は直接処分すると想定した。また、プルサーマル+高速炉シナリオについては、導入開始時期を2020年、2030年、2050年と変化させ、廃棄物発生量等のサイクル諸量への影響を把握した。

今回設定した国内の原子力発電設備容量を図2.2.2に示す。生産性原単位を用いた長期的一次エネルギー需要予測に基づく原子力発電設備容量の予測<sup>(1)</sup>を参考に70GWで2200年まで一定に推移する条件をレファレンスケースとし、パラメータケースとして、2050年に120GWに達し2200年まで一定に推移する条件、また、現在運転中または建設中および建設準備中の発電所の規模57GWで2200年まで一定に推移する条件を設定した。

70GWのケースについて、各年の原子力リプレース（建て替え）容量を含めたものを図2.2.3に示す。炉型によらず原子炉の寿命を60年と設定しているため、リプレースは2030年頃から発生し60年毎の周期で繰り返される。

基本とする 5 シナリオに上記原子力発電設備容量の推移と高速炉導入開始時期のパラメータを加味した本解析のパラメータサーベイ対象ケースの一覧表を表 2.2.1 に示す。なお、原子力発電設備容量 120GW の条件はワンススルーシナリオと軽水炉+プルサーマル+高速炉シナリオのみを対象とした。

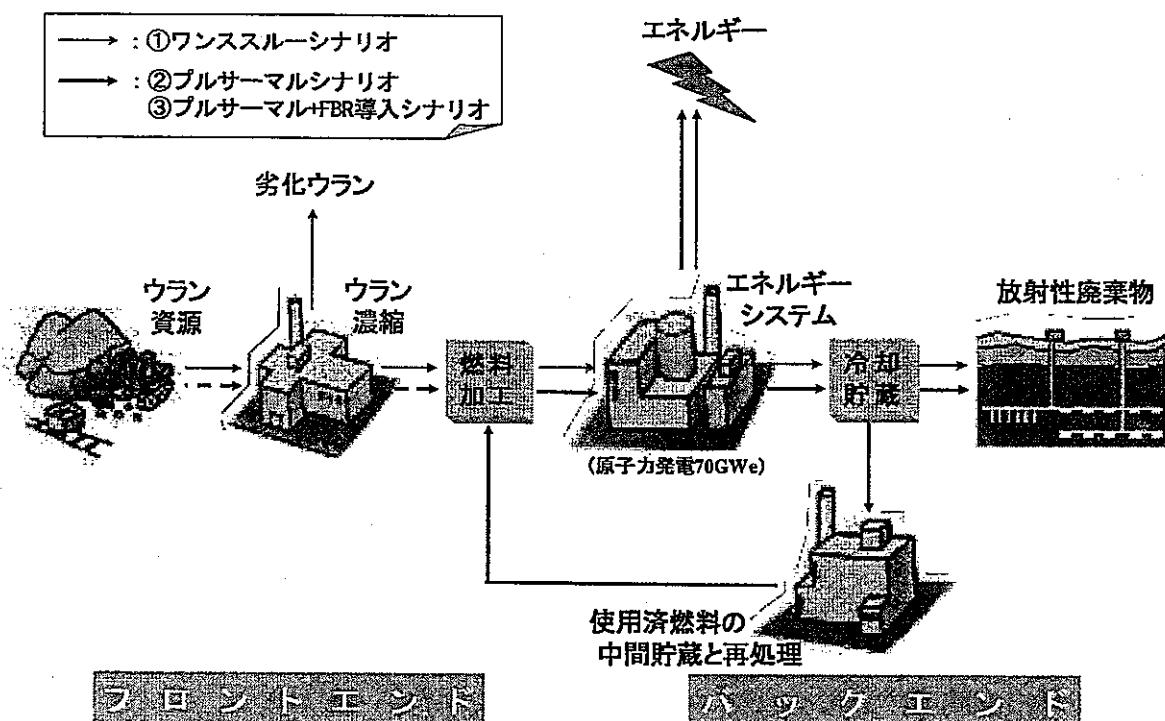


図 2.2.1 代表的な原子力発電と燃料サイクル

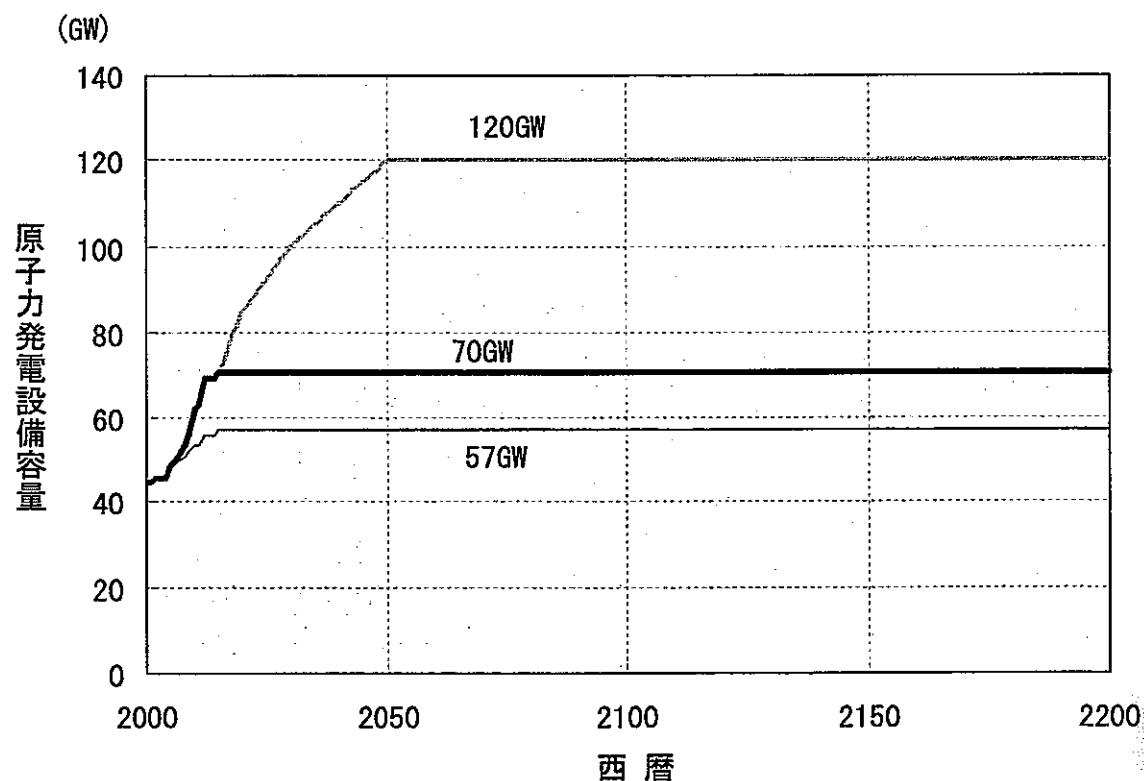


図 2.2.2 今回設定した国内の原子力発電設備容量

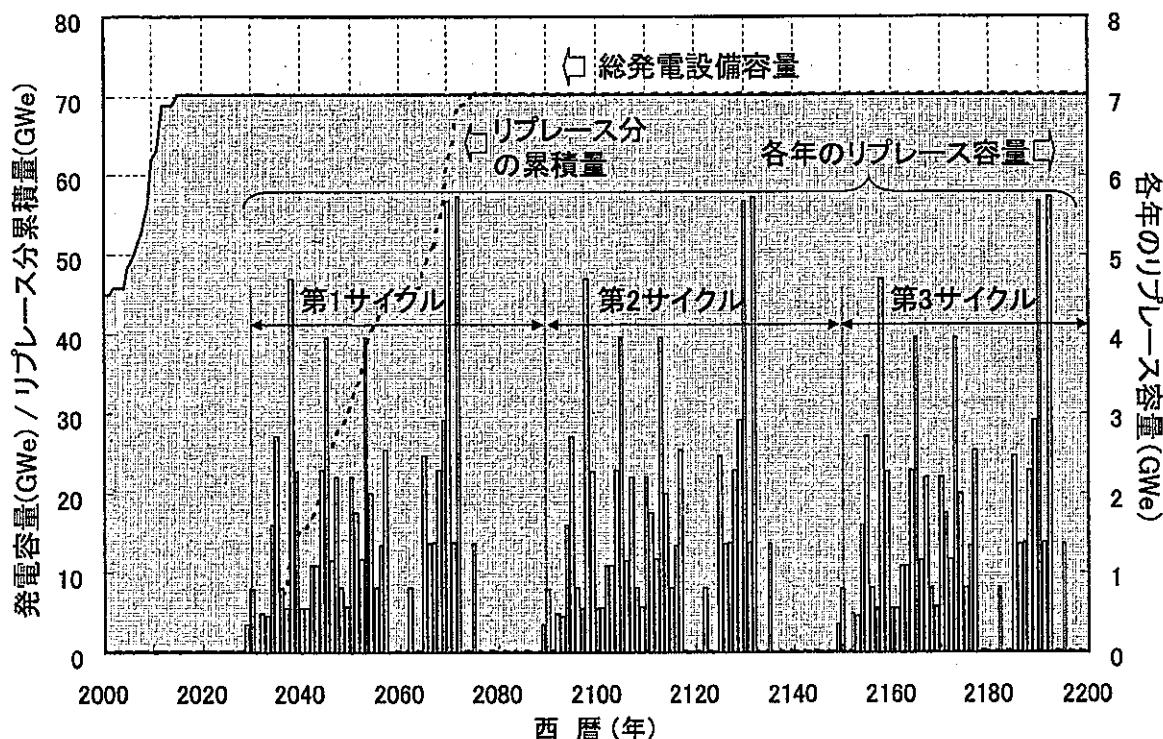


図 2.2.3 原子力発電設備容量のリプレースの状況 (70GW の場合)

表 2.2.1 解析対象ケースの一覧表

	シナリオ	原子力発電設備容量 (一定推移値)	Na 冷却高速炉, プルサーマル多重リサイクル, 水冷却高速炉導入開始時期
①	軽水炉ワンススルー	70GW	—
②		57GW	
③		120GW	
④	軽水炉+プルサーマル 1 回リサイクル	70GW	—
⑤		57GW	
⑥	軽水炉+プルサーマル多重リサイクル	70GW	2015 年
⑦	軽水炉+プルサーマル+Na 冷却高速炉	70GW	2020 年
⑧			2030 年
⑨			2050 年
⑪		57GW	2020 年
⑫		2030 年	
⑬		2050 年	
⑮	120GW	70GW	2020 年
⑯			2030 年
⑰			2050 年
⑲	軽水炉+プルサーマル+水冷却高速炉	70GW	2020 年

## 2.3 原子炉関連の前提条件

### 2.3.1 対象炉型

BWR, BWR (プルサーマル), PWR, PWR (プルサーマル), ABWR, ABWR (プルサーマル), APWR, APWR (プルサーマル), CORAIL (PWR プルサーマル多重リサイクル), Na 冷却高速炉 ('もんじゅ' 含む), 水冷却高速炉の 11 炉型とした。炉特性データの一覧を表 2.3.1 に示す。但し、水冷却高速炉の炉特性データおよびその作成方法については 2.4 節に示す。

ABWR (フル MOX (混合酸化物燃料) 炉心) については、サイクル諸量計算ツール (FAMILY-EX) が対応していないため、PWR3 基におけるプルサーマル (1/3MOX 炉心) で代替することとした。(PWR で代替する理由は次の通り。BWR プルサーマル燃料および PWR プルサーマル燃料はそれぞれアイランド型燃料集合体、ディスクリート型燃料集合体を想定している。ABWR (フル MOX 炉心) を BWR3 基で代替すると 2/3 部分の濃縮 U 燃料がプルサーマル再処理施設で再処理され、PWR3 基で代替するとそれが軽水炉再処理施設で再処理される計算ロジックとなっている。このため、2/3 部分の濃縮 U 燃料が軽水炉再処理施設で再処理させるため PWR を想定した。

CORAIL は、CEA (仏国原子力庁) で検討している現行 PWR 燃焼集合体配置で実現可能な燃料集合体概念を用いたプルサーマル多重リサイクルの 1 つである。現行 MOX 燃料集合体に濃縮 U 燃料ピンを非均質に配置して MOX 燃料ピンを低減することによりスペクトル硬化および Pu(fissile) 必要量の増大を防ぎ、Pu の多重リサイクルを可能とする概念である。炉

特性データとしては、CEA が GROBAL 2001 で発表した資料<sup>(2)</sup>を元に作成した炉特性データを用いた。

高速炉データとしては、Pu, 高次 Pu, MA (軽水炉から回収した MA 含む) 燃焼を想定した実用化戦略調査研究フェーズ I の検討データ<sup>(3)</sup>を用いる。「もんじゅ」については現状技術では Pu 燃焼、将来技術では Pu, 高次 Pu, MA 燃焼を想定しているが、計算ツール (FAMILY-EX) が耐用年内の途中から平衡燃料に MA を添加する解析に対応していないため、今回は「もんじゅ」の炉特性データも実用化戦略調査研究フェーズ I の検討データ<sup>(3)</sup>を用いることとした。

表 2.3.1 炉特性データ一覧表 (1000MW に規格化、水冷却 FBR を除く)

炉型	BWR	PWR	A-BWR	A-PWR	BWR フルサーマル	PWR フルサーマル	A-BWR フルサーマル	A-PWR フルサーマル	CORAIL	Na冷却FBR (BR=122)		Na冷却低増殖FBR (鈴布拉削除)	
	(1)	(2)	(1)	(3)	(1)	(3)	(1)	(3)	(4)	(5)	(6)	(5)	(5)
電気出力(MWe)	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000
燃焼度(MWd/t)	45000	48000	60000	60000					45000	147,600		147,600	
稼働率(%)	80	80	90	90					90	92.7		92.7	
所内負荷率(%)	3.5	4.5	3.5	4.5					4.5	4.1		4.1	
プラント寿命(年)	60	60	60	60					60	60		60	
					1/3MOX	1/3MOX	1/3MOX	1/3MOX	MOX	UD2	炉心 熱プラ 径+内フラ	炉心 熱プラ 径+内フラ	
1.初装荷											33.32	26.80	36.92
重金属(トン)	115.93	80.73	115.93	80.73							23.68	26.80	36.92
ウラン(トン)	115.93	80.73	115.93	80.73							8.41	0.00	0.00
プルトニウム(トン)	0.00	0.00	0.00	0.00							5.18	0.00	0.00
核分裂性プル(トン)	0.00	0.00	0.00	0.00							0.3	0.3	0.3
ウラン濃縮度(%)	3.4	3.2	4.5	3.8							0.3	0.3	0.3
2.平衡荷											33.32	26.80	36.92
重金属(トン/年)	19.40	18.10	16.43	16.68	6.47	6.04	5.48	5.55	7.12	15.27	4.94	3.95	8.12
ウラン(トン/年)	19.40	18.10	16.43	16.68	6.04	5.88	5.02	5.16	6.55	15.27	3.51	3.95	8.12
プルトニウム(トン/年)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.42	0.38	0.46	0.40	0.57	0.00	1.25	0.00	1.25
核分裂性プル(トン/年)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.28	0.24	0.28	0.27	0.27	0.00	0.77	0.00	0.77
ウラン濃縮度(%)	3.8	4.6	4.9	5.3	1.3	0.2	1.3	0.2	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
3.初期取出											4.75	3.94	8.08
重金属(トン/年)	22.94	18.34	18.93	15.99							3.39	3.90	7.98
ウラン(トン/年)	21.92	17.33	18.72	15.82							1.19	0.04	0.12
プルトニウム(トン/年)	0.20	0.17	0.19	0.16							0.71	0.03	0.12
核分裂性プル(トン/年)	0.12	0.13	0.11	0.11							0.3	0.3	0.3
ウラン濃縮度(%)	0.7	0.9	0.8	0.9							0.3	0.3	0.3
4.平衡取出											4.18	3.92	8.04
重金属(トン/年)	18.54	17.25	15.40	15.69	6.18	5.78	5.16	5.23	21.34		3.03	3.77	7.74
ウラン(トン/年)	18.34	17.04	15.21	15.49	5.88	5.49	4.81	4.98	20.71		0.58	1.01	0.29
プルトニウム(トン/年)	0.18	0.19	0.17	0.18	0.30	0.25	0.32	0.22	0.28		0.53	0.13	0.28
核分裂性プル(トン/年)	0.11	0.13	0.10	0.12	0.14	0.14	0.14	0.11	0.1		0.1	0.2	0.2
ウラン濃縮度(%)	0.6	1.1	0.8	1.0	0.6	0.1	0.5	0.1			0.2	0.2	0.2
5.残炉取出											30.03	26.50	36.72
重金属(トン)	112.90	78.19	111.89	77.59							21.63	25.89	35.80
ウラン(トン)	112.11	77.49	110.98	76.88							7.34	0.60	0.92
プルトニウム(トン)	0.75	0.68	0.87	0.67							4.08	0.57	0.87
核分裂性プル(トン)	0.54	0.48	0.61	0.49							0.2	0.2	0.2
ウラン濃縮度(%)	1.7	2.0	2.0	2.1									
備考										第7回目リサイクル時	実用化戦略フェーズIのデータ NORL/UL(D-1)	左欄のNORL/UL(D-1)の 熱プラ削除のデータ	

\* 各データは設備利用率を考慮したものである。

(1) JNC TJ9440 2000-007「Pu利用技術に関する調査(5)(2000年3月)日本ニューヨーククリア・フェュエル株式会社

(2) JNC TJ9440 99-014 「プルトニウム利用技術に関する調査検討(3)(1999年3月)新型炉技術開発株式会社

(3) サイクル機構調べ

(4) J.P.Grouiller, et al. 'Different Possible Scenarios for Plutonium Recycling in PWRs', GROBAL 2001, Paris, France, 9-13 September 2001

(5) JNC TN9400 2001-061「総合評価技術検討書-実用化戦略調査研究(フェーズI)成果報告書」

### 2.3.2 水冷却高速炉の MA 装荷炉心特性データの作成方法

実用化戦略調査研究のフェーズ I で検討された水冷却高速炉（高転換比 BWR 型炉：WOHL/B）は、MA の一種であるアメリシウム 241 ( $^{241}\text{Am}$ ) が約 0.2wt%程度混入しているが、これはプルトニウムに付随するものであって MA を燃料として装荷したものではない（以下、「基準炉心」と称す）。今回のシナリオ解析においては、高速炉サイクルでは基本的に MA 装荷を想定しているため、再処理時に軽水炉のウラン使用済燃料 ( $\text{UO}_2$  燃料) から MA を除去しない燃料組成を装荷する水冷却高速炉の炉心特性データを簡易的に作成する必要がある。

簡易的に MA を装荷した場合の水冷却高速炉における炉心特性データ作成のために仮定した内容は以下の通り。

- 炉心特性データの炉心部は簡易的に作成するものとし、ブランケット部は基準炉心と同一とした。
- 装荷・取出燃料の重金属量は、基準炉心と同一とした。
- 炉心部（内部ブランケット込み）の装荷燃料における平均プルトニウム富化度は、16.5wt%である。但し、軽水炉ウラン使用済燃料 ( $\text{UO}_2$  燃料) をリサイクルとした場合。
- 炉心部の装荷燃料における超ウラン元素 (TRU) 組成は、表 2.3.2 の通りとした。
- 炉心部の装荷燃料における MA 装荷率は、約 2.1wt%とした。（炉心特性データの作成結果としての値。）
- 炉心部の取出燃料の重量組成は、高転換比 BWR 型炉心(マルチリサイクル炉心)を参考に、表 2.3.3 の通りとした。
- 炉心部の取出燃料中の核分裂生成物(FP)は、基準炉心の値と同一とした。

簡易的に作成した炉心特性データを

表 2.3.4 に示す。

表 2.3.2 炉心部の装荷燃料における TRU 組成

単位:wt%

$^{237}\text{Np}$	5.6
$^{238}\text{Pu}$	2.4
$^{239}\text{Pu}$	42.9
$^{240}\text{Pu}$	27.2
$^{241}\text{Pu}$	8.6
$^{242}\text{Pu}$	7.6
$^{241}\text{Am}$	3.9
$^{242m}\text{Am}$	0.1
$^{243}\text{Am}$	1.3
$^{244}\text{Cm}$	0.4
$^{245}\text{Cm}$	0.0
合 計	100.0

出典： 水炉検討会 2000 年度報告書<sup>(4)</sup>より

表 2.3.3 炉心部の取出燃料の重金属量における割合

核種	重量割合(wt%)	
	初期・平衡取出	廃止炉心
<sup>235</sup> U	0.077	0.100
<sup>236</sup> U	0.022	0.017
<sup>238</sup> U	80.703	80.858
<sup>238</sup> Pu	0.520	0.507
<sup>239</sup> Pu	8.738	8.775
<sup>240</sup> Pu	7.025	6.895
<sup>241</sup> Pu	0.946	0.890
<sup>242</sup> Pu	0.813	0.796
<sup>241</sup> Am	0.607	0.633
<sup>242</sup> Am	0.000	0.000
<sup>242m</sup> Am	0.032	0.031
<sup>243</sup> Am	0.208	0.203
<sup>242</sup> Cm	0.025	0.024
<sup>243</sup> Cm	0.002	0.002
<sup>244</sup> Cm	0.156	0.146
<sup>245</sup> Cm	0.042	0.040
<sup>237</sup> Np	0.084	0.083
合計	100.0	100.0

出典：炉心・燃料(燃料形態)の技術検討書－実用化戦略調査研究(フェーズⅠ)  
成果報告－<sup>(5)</sup>より

表 2.3.4 簡易作成炉心特性データ (MA 装荷の水冷却高速炉心)

炉心名称	基準炉心			マルチリサイクル炉心			簡易作成MA装荷炉心					
	軽水 MOX 軸方向非均質炉心			軽水 MOX 軸方向非均質炉心			軽水 MOX 軸方向非均質炉心					
	炉心	軸プラ	径プラ	内部プラ	炉心	軸プラ	径プラ	内部プラ	炉心	軸プラ	径プラ	内部プラ
電気出力	MWe	1,000	-	-	1,000	-	-	-	1,000	-	-	-
熱出力	MWth	3,926	-	-	3,926	-	-	-	3,926	-	-	-
熱効率	%	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
運転日数	日	730	-	-	730	-	-	-	730	-	-	-
定換	日	41.0	-	-	41.0	-	-	-	41.0	-	-	-
燃焼度	MWD/t	60,000(1B込)	19,000	-	55,000(1B込)	?	-	-	60,000(1B込)	19,000	-	-
燃料炉内滞在時間	年	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
バッテ数		3.4	3.4	-	3.4	3.4	-	-	3.4	3.4	-	-
増殖比		-	1.05 (残存比)	-	-	1.05 (残存比)	-	-	-	1.05 (残存比)	-	-
所内負荷率	%	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
設備利用率	%	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉耐用年数	年	-	94.7	-	-	93.4	-	-	-	94.7	-	-
初HM	t/y	100.288	58.968	-	14.646	31.255	-	-	100.288	58.968	-	-
第U	t/y	82.761	58.968	Pu富化度	96.809	30.628	Pu富化度	-	81.633	58.968	Pu富化度	-
荷Pu	t/y	17.353	0.000	17.3%	21.091	0.669	17.6%	-	16.548	0.000	16.5	-
燃Puf	t/y	10.088	0.000	10.1%	17.497	0.408	9.6%	-	9.608	0.000	-	-
料MA-ratio	%	0.174	0.000	-	1.923	0.030	-	-	2.102	0.000	-	-
FP-ratio	%	0.000	0.000	-	2.280	0.207	-	-	-	0.000	-	-
U-enr.	%	0.200	0.200	-	0.347	0.123	-	-	0.200	0.200	-	-
平均HM	t/y	13.928	8.191	-	16.884	4.108	-	-	13.928	8.191	-	-
第U	t/y	11.412	8.191	Pu富化度	12.924	4.108	Pu富化度	Pu241/Puf	11.337	8.191	Pu富化度	Pu241/Puf
荷Pu	t/y	2.491	0.000	17.3%	2.759	0.000	17.4%	-	2.298	0.000	16.5	-
燃Puf	t/y	1.447	0.000	10.4%	1.511	0.000	9.5%	8.410E-02	1.334	0.000	-	1.670E-01
料MA-ratio	%	0.181	0.000	-	1.148	0.000	-	-	2.102	0.000	-	-
FP-ratio	%	0.000	0.000	-	0.537	0.000	-	-	-	0.000	-	-
U-enr.	%	0.200	0.200	-	0.200	0.200	-	-	0.200	0.200	-	-
初HM	t/y	13.674	8.142	-	14.991	3.983	-	-	13.674	8.142	-	-
第U	t/y	11.173	8.066	Pu富化度	12.097	3.826	Pu富化度	-	11.319	8.066	Pu富化度	-
荷Pu	t/y	2.458	0.075	17.7%	2.707	0.154	17.0%	-	2.214	0.075	16.2	-
燃Puf	t/y	1.411	0.065	10.1%	1.452	0.128	9.1%	-	1.188	0.065	-	-
料MA-ratio	%	0.310	0.015	-	1.086	0.085	-	-	1.036	0.015	-	-
FP-ratio	%	1.808	0.666	-	6.131	3.040	-	-	-	0.666	-	-
U-enr.	%	0.170	0.165	-	0.095	0.052	-	-	0.095	0.165	-	-
平均HM	t/y	13.066	8.024	-	14.991	3.983	-	-	13.066	8.024	-	-
第U	t/y	10.598	7.764	Pu富化度	12.097	3.826	Pu富化度	Pu241/Puf	10.815	7.764	Pu富化度	Pu241/Puf
荷Pu	t/y	2.381	0.256	17.1%	2.707	0.154	17.0%	-	2.115	0.256	16.2	-
燃Puf	t/y	1.325	0.221	9.5%	1.452	0.128	9.1%	9.772E-02	1.135	0.221	9.772E-02	-
料MA-ratio	%	0.620	0.052	-	1.086	0.304	-	-	1.036	0.052	-	-
FP-ratio	%	6.148	1.997	-	6.131	3.040	-	-	-	1.997	-	-
U-enr.	%	0.091	0.076	-	0.095	0.052	-	-	0.095	0.076	-	-
平均HM	t/y	96.226	58.187	-	178.134	31.023	-	-	96.226	58.187	-	-
第U	t/y	78.279	56.854	Pu富化度	195.153	30.182	Pu富化度	-	79.375	56.854	Pu富化度	-
荷Pu	t/y	17.440	1.314	17.4%	21.018	0.726	17.6%	-	15.822	1.314	16.4	-
燃Puf	t/y	9.875	1.152	9.8%	12.372	0.705	9.5%	-	8.561	1.152	-	-
料MA-ratio	%	0.504	0.031	-	1.108	0.049	-	-	1.070	0.031	-	-
FP-ratio	%	4.089	1.331	-	3.078	0.879	-	-	-	1.331	-	-
U-enr.	%	0.116	0.099	-	0.124	0.080	-	-	0.168	0.099	-	-
ランプ化FP	t	4.17E+00	7.60E-01	-	5.02E+00	5.94E-01	-	-	4.17E+00	7.60E-01	19.0	-
備考	・基準炉心 ・マルチリサイクル炉心 ・実用化路線調査研究の基準炉心をベースに簡易的に作成した炉特性データ。 ・電気出力送電端1000MWeに規格化（もともとの電気出力発電端1356MWe） ・原本：実用化路線調査研究 注：内部プラのデータは炉心部に含まれる											
	・電気出力送電端1000MWeに規格化（もともとの電気出力発電端1356MWe） ・原本：実用化路線調査研究 注：内部プラのデータは炉心部に含まれる											

### 2.3.3 原子炉投入時期

軽水炉については、2019年までに運転開始する軽水炉は燃焼度4.5万(BWR)～4.9万(PWR)MWd/tの現行軽水炉を想定し、2020年以降に運転開始する軽水炉は高燃焼度(燃焼度6万MWd/t)のABWRとAPWRを想定した。

プルサーマルは、2010年までに16～18基で実施するという現行の計画<sup>(6)</sup>に基づくものとし、2010年以降はプルトニウムバランスを考慮しながら導入を図るものとする。軽水炉+プルサーマル+高速炉シナリオではFBR導入開始以前を中心に導入する。

ABWR(フルMOX炉心)である大間原子力発電所は、2009年に運転開始する計画<sup>(7)</sup>に基づき<sup>\*1</sup>、耐用年60年間稼動を想定した。

プルサーマル多重リサイクルは、2015年に導入を開始し、稼動中の軽水炉の平衡燃料および新設炉にCORAIL燃料を装荷する。

「もんじゅ」は、2005年に運転開始、40年稼動を想定した。

高速炉については、燃焼度約15万MWd/t(炉心燃料部取出平均)、増殖比は約1.1～約1.2とし、前述の通り導入開始年をパラメータとした。また、2020年導入開始ケースを除いて、導入開始年の10年前に先行導入炉として出力規模50万kWe(炉特性データは本格導入後の実用炉と同じと想定し、出力換算のみを行った)を1基導入すると仮定した。また、水冷却高速炉はBWR型の炉心を想定し、燃焼度約6万MWd/t(炉心)、増殖比は約1.0～約1.05で、2020年導入開始を前提とした。

### 2.3.4 原子炉耐用年数(炉寿命)

原子炉耐用年数は、原子炉の高経年化対策等が図られ長寿命化すると仮定し、特に断りのない場合は炉型に関係なく一律60年とした。(cf.「もんじゅ」は40年)

### 2.3.5 原子炉設備利用率

ここ数年の国内原子力発電所の設備利用率は80%程度となっている。<sup>(8)</sup>これを参考に2019年までに運転開始する現行軽水炉では設備利用率を80%とした。また、2020年以降に運転開始する軽水炉は、高燃焼度による長期運転のため設備利用率が高くなると予想されるため90%とした。

2015年以降導入されるプルサーマル多重リサイクルにおける設備利用率も高燃焼度軽水炉と同様に90%とした。

「もんじゅ」の設備利用率は71%、高速炉は先行導入炉を含めて実用化戦略調査研究フェーズIの検討データ<sup>(3)</sup>より93%とした。水冷却高速炉も同じく実用化戦略調査研究フェーズIの検討データ<sup>(3)</sup>より95%とした。

## 2.4 燃料サイクル関連の前提条件

### 2.4.1 炉外サイクル時間

\*1 2003年3月末に2010年7月運転に変更

軽水炉サイクル（プルサーマル多重リサイクル含む）では、燃料加工 1 年、取出燃料の冷却 4 年、再処理 1 年の合計 6 年とした。一方、高速炉サイクル（水冷却高速炉含む）では、取出燃料の冷却 4 年、再処理と燃料加工を合わせて 1 年の合計 5 年とした。

#### 2.4.2 口ス率

軽水炉サイクル（プルサーマル多重リサイクル含む）では OECD/NEA 報告<sup>(9)</sup>を参考に、再処理については独自に 1.0%と仮定して 2.5%（転換：0.5%，燃料加工：1.0%，再処理：1.0%）とした。

高速炉サイクル（水冷却高速炉含む）では、実用化戦略調査研究フェーズ I の検討データ<sup>(3)</sup>を参考に、0.2%（燃料加工および再処理共に 0.1%）とした。

#### 2.4.3 濃縮施設

国内では六ヶ所濃縮工場が 2020 年までに 1050 トン SWU/年から 1500 トン SWU/年の規模に達し、2020 年以降は 1500 トン SWU/年を継続するものとした。同工場規模以上の濃縮需要については海外に委託処理をすることとし、海外委託処理分に制限はないものとした。従って、濃縮施設の規模が炉型サイクル戦略に影響を及ぼすことはない。

なお、今回評価する濃縮工程で発生するティルウランの貯蔵量は、国内の濃縮工場から発生する量のみを対象としている。なお、ティルウラン濃度は 0.8%とした。

#### 2.4.4 再処理施設

軽水炉再処理については、東海再処理工場（90 トン HM/年）が 2010 年まで運転し、六ヶ所再処理工場が 2005 年運転開始、2008 年に 800 トン HM/年の定格規模に達し、以降 800 トン HM/年の処理を継続すると想定した。再処理工場の寿命は 40 年とした。軽水炉再処理について、軽水炉+プルサーマルシナリオでは MA を回収しないものとし、水冷却高速炉を含む軽水炉+プルサーマル+高速炉シナリオでは、六ヶ所再処理工場では MA を回収しないものの、同工場リプレース後の 2045 年以降は MA を回収すると想定した。

プルサーマル再処理については、軽水炉+プルサーマルシナリオではプルサーマル使用済燃料は再処理せずに、中間貯蔵後直接処分するものとする。また、軽水炉+プルサーマル多重リサイクルでは、プルサーマル使用済燃料と軽水炉使用済燃料を軽水炉再処理工場で混合再処理し Pu の多重リサイクルを行い、MA は回収しない。その規模は、前述の六ヶ所再処理工場に民間第二再処理工場 800 トン HM/年を加えた合計 1600 トン HM/年とし、民間第二再処理工場は 2020 年に運転開始するものとする。水冷却高速炉を含む軽水炉+プルサーマル+高速炉シナリオでは、高速炉導入開始以降 150 トン HM/年の規模で主に高速炉再処理工場で処理し MA を回収する。

一方、高速炉再処理については処理能力に制限を設けず、使用済燃料冷却後即時に全量を再処理することを想定した。

表 2.4.1 再処理施設の前提条件

シナリオ	原子力発電設備容量	フルサーマル多重リサイクル、高速炉導入開始時期	軽水炉再処理	フルサーマル再処理	高速炉再処理(水冷却高速炉含む)
① 軽水炉	70GW	—	再処理せず (直接処分)	再処理せず (直接処分)	—
② ワンスルー	57GW				
③	120GW				
④ 軽水炉+フルサーマル	70GW	—	800トン/年 (MA回収無)	再処理せず (直接処分)	—
⑤	57GW				
⑥ 軽水炉+フルサーマル多重リサイクル	70GW	2015年	2005～2020年： 800トン/年 2021年～：1600トン/年 (MA回収無)	軽水炉再処理工場で混合処理	—
⑦		2020年			
⑧		2030年			
⑨ 軽水炉+フルサーマル	70GW	2050年			
⑪		2020年			
⑫		2030年			
⑬ Na冷却	57GW	2050年	800トン/年 (2045年以降 MA回収有)	150トン/年 (MA回収有)	全量再処理
⑭ 高速炉		2020年			
⑮		2030年			
⑯		2050年			
⑯ 軽水炉+フルサーマル+水冷却高速炉	120GW				
⑰					
⑱					
⑲					
⑲ 軽水炉+フルサーマル+水冷却高速炉	70GW	2020年	同上	同上	同上

#### 2.4.5 その他のサイクル施設

燃料加工工場および使用済燃料貯蔵施設等、他のサイクル施設については、それらの導入計画が炉型サイクル戦略上特に重要な影響を与えることはないと考え、今回の解析では設備容量の制限を設けなかった。

### 2.5 計算開始時の諸量データ（初期値）

#### 2.5.1 使用済燃料貯蔵量

計算開始時（1996年度末時点）に発電所内に貯蔵されている使用済燃料（4年間冷却貯蔵中の使用済燃料も含む）はBWR約3,200トンHM、PWR約2,300トンHM<sup>(10)</sup>とする。

### 2.5.2 テイルウラン貯蔵量

国内濃縮施設（六ヶ所工場および人形峠工場）より発生したテイルウランは計算開始時に約 5,000 トン U 貯蔵されているものとする。<sup>(11) (12)</sup>

### 2.5.3 プルトニウム貯蔵量

海外委託再処理の返還分約 30 トン Pu-f について計算ツール（FAMILY-EX）機能の都合上計算開始時に国内に存在するものとし、計算開始時の国内のプルトニウム貯蔵量は合計約 34 トン Pu-f とする。<sup>(11)</sup>

### 2.5.4 ガラス固化体発生本数

計算開始時のガラス固化体累積発生本数は、海外再処理委託分約 3,500 本と東海再処理工場 62 本を合わせた約 3,600 本とする。<sup>(13)</sup>

## 2.6 その他前提条件

軽水炉再処理より回収したウランが天然ウラン濃度以上の場合は再濃縮して利用し、天然ウラン需要を節約するものとした。また、高速炉再処理より回収したウランは再び高速炉用 MOX 燃料の母材として利用し、不足分は濃縮工場より発生するテイルウランを利用するものとした。

天然ウランの既知資源量および究極資源量は、OECD(NEA)/IAEA の通称レッドブック 2001 年版<sup>(14)</sup>より、各々 393 万トン U, 1,620 万トン U とした。

また、解析対象期間は 2000 年～2200 年とした。解析にあたっては、核燃料サイクル諸量簡易計算ツール FAMILY-EX バージョン 4.8 を使用した。

### 3. 解析コードの概要

本解析に用いた FAMILY-EX (バージョン 4.8) は、FBR 導入シナリオを構築するために簡易的なサイクル諸量計算を行う機能を汎用表計算ソフト上で実現した計算コードである。対象期間は 1997 年～2110 年で、タイムステップは 1 年単位である。対象とする炉型は BWR×4 (その内プルサーマル×2), PWR×4 (その内プルサーマル×2), HWR×1, FBR×4 の最大 13 炉型であり、FBR の導入規模についてはプルトニウム貯蔵量に基づき自動的に設定する機能を有している。再処理計画は、LWR, プルサーマル, HWR および FBR の各炉型から発生する使用済燃料に対応して、別々に設定することができる。但し、プルサーマル使用済燃料については、LWR 再処理施設または FBR 再処理施設の中で処理すると想定して計算することも可能である。また、 $^{241}\text{Pu}$  から  $^{241}\text{Am}$  への β 崩壊を考慮した物質収支計算が可能である他、回収ウランのリサイクルの有無や FBR 系の炉外冷却時間を任意に時間変化させることができる機能を有している。

主な入力項目は、総発電設備容量、炉特性データ、各サイクル施設の設備計画、リード・ラグタイム、ロス率などである。また、出力項目としては、各炉型の発電設備容量、燃料加工量、天然ウラン累積需要量、燃料製造量、再処理量、使用済燃料貯蔵量、核分裂性プルトニウム貯蔵量などである。

今回、より計算精度を上げることを目的に FAMILY-EX の改良を行った。改良点は以下の 3 点である。詳細は付録 3 を参照のこと。

- (1)  $^{241}\text{Pu}$  崩壊計算の精度向上
- (2) MA および FP の同位体核種計算フローの改良、追加
- (3) ガラス固化体発生本数計算機能の追加

## 4. 解析結果

### 4.1 各シナリオの概要

#### 4.1.1 ワンススルーシナリオ

ワンススルーシナリオの結果を図 4.1.1 に示す。天然 U 累積需要量は、2055 年頃には究極資源<sup>(14)</sup>の 5%（約 81 万トン U）を、2110 年頃には同 10%（約 162 万トン U）を超える、右肩上がりで上昇し続ける。2100 年時点で、日本がこれまでに輸入した天然ウラン累積量（約 17 万トン U）のおよそ 8 倍に相当する量を、今後さらに輸入しなければならない。

軽水炉用ウラン燃料加工量は、2020 年以降、現在の約 1.2~1.5 倍の 1,300 トン HM（重金属量）/年前後でほぼ一定となり、濃縮役務量も、2050 年以降、現在の約 2 倍の 9,000 トン SWU/年で一定となる。国内の濃縮工場の設備能力を 1,500 トン SWU/年一定と仮定すると、日本が必要とする濃縮役務量のおよそ 80%は、相変わらず海外へ依存することとなる。また、国内の濃縮工場から発生するテイルウランの貯蔵量は、天然ウラン累積需要量と同様右肩上がりで上昇し続け、2100 年時点で約 22 万トン U に達する。

ワンススルーシナリオでは再処理を行わないため、原子炉から取り出した使用済燃料（SF）は 4 年間炉サイトで貯蔵した後、さらに約 40 年間の中間貯蔵の後、最終処分する。最終処分せずにそのまま貯蔵し続けたと仮定した場合、使用済燃料貯蔵量（炉サイトでの 4 年間貯蔵分は除く）は、2100 年時点で約 12.5 万トンに達する。ちなみに、2001 年現在の炉サイトの管理容量（実際の貯蔵容量から、緊急用として 1 炉心 + 1 取替え燃料分を除いた容量）は約 1.4 万トン、六ヶ所再処理工場の貯蔵能力は約 0.3 万トンで、国内には両者を合わせて約 1.7 万トンの貯蔵能力がある。一方、2001 年 3 月末現在の使用済燃料貯蔵量は約 0.9 万トン（内訳は、炉サイトでの 4 年間貯蔵分が約 0.4 万トン、炉サイト貯蔵期間をオーバーしているものが約 0.5 万トン）であり、およそ 0.8 万トンの余剰貯蔵能力があると推測される。<sup>(16)</sup> ただし、各発電サイトで事情が異なり、既に貯蔵量が限界に近いサイトもある。

使用済燃料の蓄積（炉サイトでの 4 年間貯蔵分を含む）に伴って、その中に含まれる Pu と MA の蓄積量は、2100 年時点で各々約 1,220 トン HM、約 280 トン HM に達する。

#### 4.1.2 プルサーマル 1 回リサイクルシナリオ

プルサーマル 1 回リサイクルシナリオの結果を図 4.1.2 に示す。六ヶ所再処理工場（800 トン/年）から回収する Pu を利用した結果、全原子力発電設備容量に占めるプルサーマル炉の割合は、2010 年以降 20~30%程度で推移する。

天然ウラン累積需要量は、2065 年頃には究極資源の 5%を、2130 年頃には同 10%を超える、ワンススルーシナリオよりは 10~20 年程度各ラインを超える時期が遅くなるものの、右肩上がりで上昇し続ける。2100 年時点で、ワンススルーより約 15%少なく、日本がこれまでに輸入した天然ウラン累積量のおよそ 7 倍に相当する量を、今後さらに輸入しなければならない。

燃料加工量は、2020 年以降、UO<sub>2</sub>燃料と MOX 燃料を合わせて現在の約 1.2~1.5 倍の 1,300 トン HM/年前後でほぼ一定となり、濃縮役務量はワンススルーよりも若干減少するものの、2050 年以降、現在の約 2 倍の 9,000 トン SWU/年弱で一定となる。日本が必要とする濃縮役

務量のおよそ 80%は、相変わらず海外へ依存することとなり、国内の濃縮工場から発生するテイルウランの貯蔵量は、天然ウラン累積需要量と同様右肩上がりで上昇し続け、2100 年時点で約 22 万トン U に達する。

プルサーマル 1 回リサイクルシナリオでは 800 トン/年の LWR 再処理を導入するため、再処理しきれずに残った使用済燃料は蓄積していく（プルサーマル使用済燃料は再処理しない）。最終処分せずにそのまま貯蔵し続けたと仮定した場合、使用済燃料貯蔵量（炉サイトでの 4 年間貯蔵分は除く）は、2100 年時点で約 5 万トンと、ワンススルー時の半分以下に抑えられる。

使用済燃料の蓄積（炉サイトでの 4 年間貯蔵分を含む）およびガラス固化体の発生に伴って、それらの中に含まれる Pu と MA の蓄積量は、2100 年時点で各々約 810 トン HM、約 290 トン HM に達する。プルサーマル 1 回リサイクルシナリオでは、ワンススルーシナリオに比べて Pu の利用が進むため、Pu 蓄積量は 2/3 程度まで削減される。MA 蓄積量は MOX 燃料を利用するため、若干増加する。今回想定したプルサーマル 1 回リサイクルシナリオでは、再処理されずに残っている使用済燃料は最終的には廃棄物として直接処分することを前提としているため、使用済燃料中の Pu と MA は廃棄物として取扱う。

#### 4.1.3 プルサーマル多重リサイクルシナリオ

プルサーマル多重リサイクルシナリオの結果を図 4.1.3 に示す。多重リサイクルを成立させるために、2005 年の六ヶ所再処理工場に続いてプルサーマルの使用済燃料も処理できる第 2 再処理工場（800 トン/年）を 2020 年に導入し、Pu を軽水炉に供給する。この結果、全原子力発電設備容量に占めるプルサーマル炉の割合は、導入開始直後から徐々に増加し、2050 年以降ほぼ 90%で一定となった。

天然ウラン累積需要量は、プルサーマル 1 回リサイクルシナリオとほとんど変わらない。2065 年頃には究極資源の 5%を、2125 年頃には同 10%を超える、ワンススルーシナリオよりも 10~15 年程度各ラインを超える時期が遅くなるものの、プルサーマル 1 回リサイクルシナリオとほぼ同様に右肩上がりで上昇し続ける。プルサーマル 1 回リサイクルシナリオに比べて累積需要量が若干増える原因是、多重リサイクルを維持するために通常の UO<sub>2</sub> 燃料（燃焼度 4.9 万 MWd/t で 4.6%）より若干高目の 4.8% 濃縮度の UO<sub>2</sub> 燃料（燃焼度 4.5 万 MWd/t）を採用しているためである。2100 年時点で、ワンススルーより約 13%少なく、日本がこれまでに輸入した天然ウラン累積量のおよそ 7 倍に相当する量を、今後さらに輸入しなければならない。

燃料加工量は、2020 年以降、UO<sub>2</sub> 燃料と MOX 燃料を合わせて現在の約 1.5~1.8 倍の 1,700 トン HM/年前後で推移する。MOX 燃料の加工量は UO<sub>2</sub> 燃料の 1/3 弱となる。濃縮役務量はワンススルーよりも若干減少するものの、2050 年以降、現在の約 2 倍の 9,000 トン SWU/年弱で推移し、日本が必要とする濃縮役務量のおよそ 80%は、相変わらず海外へ依存することとなる。国内の濃縮工場から発生するテイルウランの貯蔵量は、天然ウラン累積需要量と同様右肩上がりで上昇し続け、2100 年時点で約 20 万トン U に達する。プルサーマル 1 回リサイクルシナリオに比べてテイルウラン貯蔵量が若干減るのは、多重リサイクルシナリオで

はプルサーマル導入量が増え、MOX 燃料母材用のティルウランの消費量が相対的に多くなるためである。

多重リサイクルシナリオでは合計 1,600 トン/年の LWR 再処理を導入し、プルサーマル使用済燃料も再処理する（再処理の図の中のプルサーマル燃料は、UO<sub>2</sub> ピンも MOX ピンも同時に再処理することを想定して、2/3 を占める UO<sub>2</sub> 燃料も含めて表示している）。このため、使用済燃料はほとんど冷却後即時に処理され、貯蔵量（炉サイトでの 4 年間貯蔵分は除く）は低く抑えられる。2020 年頃に約 1.1 万トンのピークを迎えた後、2040 年以降 0.5 万トン以下で推移し、現在の使用済燃料の貯蔵能力 1.3 万トン（現時点の炉サイト貯蔵をオーバーしている貯蔵量約 0.5 万トンに余剰能力約 0.8 万トンを加えた数値）以内に収まる可能性がある。

使用済燃料（炉サイトでの 4 年間貯蔵分を含む）およびガラス固化体中に含まれる Pu と MA の蓄積量は、2100 年時点で各々約 240 トン HM、約 340 トン HM となる。ワンスルーシナリオに比べて、Pu 蓄積量は 1/5 程度まで削減され増加のペースもかなり小さくなる一方、MA 蓄積量は逆に増加している。今回想定したプルサーマル多重リサイクルシナリオでは、最終的には使用済燃料は全て再処理することを前提としているため、ガラス固化体中に含まれる Pu と MA の蓄積量のみに着目すると、2100 年時点で各々約 60 トン HM、約 320 トン HM と少なくなる。

#### 4.1.4 Na 冷却型 FBR 導入シナリオ

Na 冷却型 FBR 2030 年導入ケースの結果を図 4.1.4 に示す。FBR 導入当初の数十年間においては、主に軽水炉再処理工場から回収された Pu を利用し、その後は次第に FBR 再処理工場から回収された Pu を中心に利用する。このため、導入当初は初装荷 Pu インベントリーが、その後は増殖比が、各々 FBR 導入ペースを支配する主な因子となる。FBR 導入開始後およそ 40 年間は、増殖比が 1.2 程度の高増殖性能の FBR を導入する。その後、仮想的に軸方向ブランケットを削除した低増殖性能の FBR を導入し、分離 Pu 貯蔵量を極力低く抑える。2130 年には LWR が全て FBR に置き換わる。なお、プルサーマル炉は、FBR 導入までの Pu 利用を担うものとした。図 4.1.18 に、各年のリプレース容量の中で FBR がどの程度置き換わるかを示す。軽水炉再処理工場（800 トン/年、年間約 4.8 トン PuF 回収）および高速炉再処理工場から回収する Pu とバランスを取りながら FBR を導入することになるが、第 1 サイクルの中で全ての LWR リプレース分を置き換えることはできず、全て FBR に置き換わるまでには第 2 サイクルの後半まで待たなければならない。

天然ウラン累積需要量は、ワンスルーシナリオやプルサーマル 1 回リサイクルシナリオと比較して大きく抑え込まれ、2100 年以降ほぼ 85 万トン U（究極資源の 5% 程度）で飽和する。2100 年時点で、日本がこれまでに輸入した天然ウラン累積量のおよそ 5 倍に相当する量を今後さらに輸入しなければならないが、2100 年以降、海外の U 資源からほぼ脱却し、日本のエネルギー・セキュリティ上大きなメリットとなる。

LWR の燃料加工量は、プルサーマル燃料も含めて 2020 年の約 1,400 トン/年（現在の約

1.5 倍) をピークに減少し、2130 年にはゼロになる。一方、FBR の燃料加工量 (プランケット燃料も含む) は 2030 年以降徐々に増加し、最終的に約 1,000 トン/年の規模とほぼ現在の LWR サイクル施設の規模の水準で収まる。

濃縮役務量も LWR 導入量の減少に合わせて、2020 年の約 7000 トン SWU/年をピークに減少し 2130 年にはゼロとなる。日本が必要とする濃縮役務量のおよそ 70% は海外へ依存することとなる。国内の濃縮工場から発生するティルウランの貯蔵量は、2130 年以降濃縮の必要が無くなるため、26 万トン U をピークに頭打ちとなる。なお、FBR 用 MOX 燃料の母材の補給分としてのティルウラン需要が発生するため、2130 年以降わずかながら減少の傾向が見られる。

Na 冷却型 FBR 導入シナリオでは、800 トン/年の LWR 再処理を導入し、FBR 再処理は全量即時再処理を想定している。FBR 再処理の処理量は、FBR 導入と同時に増加し、22 世紀半ば以降ほぼ 1,000 トン/年で飽和する。使用済燃料の貯蔵量 (炉サイトでの 4 年間貯蔵分は除く) は、プルサーマル多重リサイクルシナリオほどではないが低く抑えられる。FBR 再処理は全量即時再処理を仮定しているため、この使用済燃料は全て LWR サイクル (プルサーマル炉を含む) から発生したものであり、2070 年頃に約 2.3 万トンのピークを迎えた後、徐々に減少する。2070 年のピークに対応して、5,000 トン規模の貯蔵施設が 2ヶ所必要となる。

使用済燃料 (炉サイトでの 4 年間貯蔵分を含む) およびガラス固化体中に含まれる Pu と MA の蓄積量は、2100 年時点できれいに約 380 トン HM、約 100 トン HM となる。ワンスルーシナリオに比べて、Pu 蓄積量および MA 蓄積量共に 1/3 程度まで削減される上、2100 年以降もほとんど増加せずほぼ一定となっている。今回想定した Na 冷却型 FBR 導入シナリオでは、最終的には使用済燃料は全て再処理することを前提としているため、ガラス固化体中に含まれる Pu と MA の蓄積量のみに着目すると、2100 年時点で各々約 10 トン HM、約 40 トン HM とさらに少なくなる。

Na 冷却型 FBR を 2020 年および 2050 年から導入したケースの結果を図 4.1.5～図 4.1.6 に示す。

2020 年から導入したケースでは (図 4.1.5)，2020 年から 2030 年の 10 年間はリプレース分も含めて新規の原子炉建設が無いため、実質 2030 年から FBR 導入を開始したものと変わらない。このため、天然ウラン累積需要量等の全てのサイクル諸量は、2030 年導入ケースとほとんど同じ傾向を示す。

2050 年から導入したケースでは (図 4.1.6)，2130 年には LWR が全て FBR に置き換わるもの、導入が 20 年遅れた分 LWR による発電電力量が増加する。このため、天然ウラン累積需要量は 2030 年 FBR 導入ケースと比較して約 30% 増加し、2100 年以降ほぼ究極資源の 7% 程度 (約 110 万トン U) で飽和する。2100 年時点で、日本がこれまでに輸入した天然ウラン累積量のおよそ 6 倍に相当する量を今後さらに輸入する必要がある。また、LWR の発電電力量の増加により、LWR 燃料加工、濃縮役務および LWR 再処理の各累積量は 2030 年 FBR 導入ケースに比べて増加する。この結果、ティルウラン貯蔵量や LWR 使用済燃料貯蔵量の

ピーク値は、各々27万トン（2130年頃）、3.3万トン（2080年頃）と増加する。一方、FBRの燃料加工量および再処理量の最終的な規模は、2030年FBR導入ケースと同じである。使用済燃料（炉サイトでの4年間貯蔵分を含む）およびガラス固化体中に含まれるPuとMAの蓄積量は、LWR使用済燃料貯蔵量の増加に伴い、2030年FBR導入ケースに比べて2100年時点でも各々約480トンHM、約130トンHMと増加する。但し、2100年以降もほとんど増加せずほぼ一定となっている。ガラス固化体中のみでは、2100年時点で各々約10トンHM、約40トンHMとさらに少なくなる。

Na冷却型FBRの導入時期をパラメータとした天然ウラン累積需要量の比較を図4.1.19に示す。導入時期が遅くなるにつれ、天然ウラン累積需要量が増加する様子が分かる。

#### 4.1.5 水冷却型FBR導入シナリオ

BWR型水冷却FBRの2020年導入ケースの結果を図4.1.7に示す。水冷却型FBRはLWR技術を活用できることから、Na冷却型FBRよりも早い時期に導入可能という前提で2020年導入を基準とした。<sup>(16)</sup> また、他の冷却型FBRのシナリオと違って、LWR再処理は全量即時再処理を基準ケースとした。（参考として、800トン/年のケースも実施した。）水冷却型FBRは、Na冷却型FBRに比べて初装荷Puインベントリーが大きく（約2倍）、増殖比も小さい（MAの装荷を仮定しているため1.0～1.05程度）ためFBRの導入ペースが遅く、2200年時点においてもLWR全体の約70%が置き換わる程度である。

天然ウラン累積需要量はNa冷却型FBR導入シナリオと比較して大きく増加し、2200年時点でも145万トンU（究極資源の約9%）に達し、その後も増加し続ける。

LWRの燃料加工量は、プルサーマル燃料も含めて2020年の約1,400トン/年（現在の約1.5倍）をピークに減少し、2200年には400トン/年になる。一方、FBRの燃料加工量（ブランケット燃料も含む）は2020年以降徐々に増加し、2200年には約1,100トン/年（約50GWのFBRに対応した量）となり、LWRの燃料加工量と合わせて合計約1,500トン/年の規模は、Na冷却型FBR導入シナリオのほぼ1.5倍に相当する。

濃縮役務量もLWR導入量の減少に合わせて、2020年の約7,000トンSWU/年をピークに減少し2200年には約3,000トンSWU/年となる。日本が必要とする濃縮役務量のおよそ70%は海外へ依存することとなる。国内の濃縮工場から発生するテイルウランの貯蔵量は、天然ウラン累積需要量と同様右肩上がりで上昇し続け、2200年時点で約42万トンUに達し、Na冷却型FBR導入シナリオの約1.6倍になる。

水冷却型FBR導入シナリオでは、なるべく多くのFBR導入を狙って、LWR再処理とFBR再処理は共に全量即時再処理を想定している。LWR再処理は水冷却型FBRの導入に合わせて、2020年頃に400トン/年規模の第2再処理工場を導入し、一時期ではあるが年間1,200トンの処理体制が必要である。一方、FBR再処理の処理量は、FBR導入と同時に増加し、2200年時点で約1,100トン/年（約50GWのFBRに対応した量）に達する。LWRの再処理量と合わせた合計約1,500トン/年の規模は、Na冷却型FBR導入シナリオのほぼ1.5倍に相当する。使用済燃料の貯蔵量（炉サイトでの4年間貯蔵分は除く）は、LWR再処理および

FBR 再処理共に全量即時再処理を仮定しているため、全く発生しない。このため、使用済燃料貯蔵施設の導入は不要である。

使用済燃料（炉サイトでの 4 年間貯蔵分を含む）およびガラス固化体中に含まれる Pu と MA の蓄積量は、2100 年時点で各々約 320 トン HM、約 50 トン HM となる。Na 冷却型 FBR 導入シナリオに比べて使用済燃料の貯蔵量が少ない分、Pu 蓄積量および MA 蓄積量共に 50 トン程度削減されている。ガラス固化体中のみでは、2100 年時点で各々約 10 トン HM、約 30 トン HM と少なくなる。

図 4.1.8 に LWR 再処理を 800 トン/年に設定した場合の結果を参考までに示す。

「LWR 再処理の全量即時再処理」のケースに比べ、LWR 再処理工場からの Pu の回収量が少なくなるため、多少、水冷却型 FBR の導入ペースが落ちる。2200 年時点においては LWR 全体の約 63% が置き換わり、全量即時再処理ケースの 70% よりやや低くなる。

天然ウラン累積需要量は「LWR 再処理全量即時」ケースよりも約 25 万トン U 増加し、2200 年時点で 170 万トン U（究極資源の約 11%）に達し、その後も増加し続ける。LWR と FBR の合計の燃料加工量は、「LWR 再処理全量即時」ケースとほぼ同様の約 1,500 トン/年の規模に達する。年間の濃縮役務量は、「LWR 再処理全量即時」ケースに比べて LWR が若干多く生き残っている分、わずかに増加する（2200 年には約 3,400 トン SWU/年）。国内の濃縮工場から発生するテイルウランの貯蔵量は、「LWR 再処理全量即時」ケースとほぼ同様、2200 年時点で約 42 万トン U に達する。

LWR 再処理は年間 800 トン再処理を想定している一方、FBR 再処理の処理量は、FBR 導入と同時に増加し、2200 年時点で約 1,000 トン/年（約 45GW の FBR に対応した量）に達する。LWR の再処理量と合わせた合計約 1,800 トン/年の規模は、Na 冷却型 FBR 導入シナリオのほぼ 1.8 倍に相当する。使用済燃料の貯蔵量（炉サイトでの 4 年間貯蔵分は除く）は、「LWR 再処理全量即時」ケースとは異なり 2120 年頃をピークに約 3.1 万トン蓄積する。FBR 再処理は全量即時再処理を仮定しているため、この使用済燃料は全て LWR サイクル（プルサーマル炉を含む）から発生したものである。2120 年のピークに対応して、5,000 トン規模の貯蔵施設が 4ヶ所必要となる。

使用済燃料（炉サイトでの 4 年間貯蔵分を含む）およびガラス固化体中に含まれる Pu と MA の蓄積量は、2100 年時点で各々約 500 トン HM、約 120 トン HM となる。「LWR 再処理全量即時」ケースに比べて LWR 使用済燃料の貯蔵量が増加する分、Pu 蓄積量および MA 蓄積量共に大きく増加している。ガラス固化体中のみでは、2100 年時点で各々約 10 トン HM、約 40 トン HM と少なくなる。

「LWR 再処理 800 トン/年」ケースは「LWR 再処理全量即時」ケースと比較すると、LWR サイクルからの Pu 供給量の減少に伴い、FBR 導入量の減少、天然ウラン累積需要量の増加、使用済燃料貯蔵量の増加など差は見られるものの、ほぼ同じ傾向を示す。

#### 4.1.6 57GW のケース

原子力発電設備容量を 57GW に設定した場合の結果を図 4.1.9～13 に示す。

原子力発電設備容量 57GW の場合、天然ウラン累積需要量、燃料加工量、および濃縮役務量は、各シナリオ（ワنسスルー、プルサーマル、Na 冷却型 FBR 導入）ごとに原子力発電設備容量 70GW のケースと比較して、およそ 2~3 割程度少なくなっている。この減少分は、ほぼ原子力発電設備容量の比 ( $57\text{GW}/70\text{GW}=81\%$ ) に相当する。テイルウラン貯蔵量は、国内施設 (1500 トン SWU/年) のみを対象としているため、ワنسスルーとプルサーマル 1 回リサイクルシナリオでは同じ、Na 冷却型 FBR 導入シナリオでは約 1 割減少する程度である。

FBR 再処理量 (Na 冷却型 FBR 導入シナリオの場合) は、FBR 導入と同時に増加し、約 800 トン/年で飽和する。これは 70GW ケースの 1,000 トン/年に比べてほぼ原子力発電設備容量の比と同じ約 2 割減となっている。

使用済燃料の貯蔵量 (炉サイトでの 4 年間貯蔵分は除く) は、ワنسスルーおよびプルサーマル 1 回リサイクルシナリオでは右肩上がりで上昇し 2100 年時点でき々約 10.3 万トン、約 2.8 万トンに達するのに比べて、Na 冷却型 FBR 導入シナリオでは低く抑えられる。特に 2020 年導入および 2030 年導入の場合、現在の貯蔵能力の範囲内で収まり、新たな貯蔵施設建設の必要性は低い。(各発電サイト間の融通が利くと想定した場合)

ワنسスルーおよびプルサーマル 1 回リサイクルシナリオの使用済燃料 (炉サイトでの 4 年間貯蔵分を含む) およびガラス固化体中に含まれる Pu と MA の蓄積量は、原子力発電設備容量 70GW のケースと比較して、ほぼ原子力発電設備容量の比 ( $57\text{GW}/70\text{GW}$ ) に応じておよそ 2~3 割程度少なくなっている。一方、Na 冷却型 FBR 導入シナリオの場合、ガラス固化体中のみに含まれる Pu と MA の蓄積量は、どの FBR 導入ケース (2020 年、2030 年、2050 年導入) においても、2100 年時点ででき々約 10 トン HM、約 40 トン HM となる。

#### 4.1.7 120GW のケース

原子力発電設備容量を 120GW に設定した場合の結果を図 4.1.14~17 に示す。

原子力発電設備容量 120GW の場合、燃料加工量、および濃縮役務量は、シナリオ (ワنسスルー、Na 冷却型 FBR 導入) 每に原子力発電設備容量 70GW のケースと比較して、およそ 6~7 割程度多くなっている。この増加分は、ほぼ原子力発電設備容量の比 ( $120\text{GW}/70\text{GW}=170\%$ ) に相当する。天然ウラン累積需要量については、ワنسスルーシナリオでは 6 割程度多くなっているが、Na 冷却型 FBR 導入シナリオでは 2~6 割程度多くなる。Na 冷却型 FBR 導入シナリオについて、原子力発電設備容量の天然ウラン累積需要量に与える影響を図 4.1.19 にまとめる。FBR2020 年導入、2030 年導入、2050 年導入ケースでは、70GW のケースと比較して 2~3 割程度しか天然ウラン累積需要量が増加しないのは、LWR 再処理量を最大 1,600~2,000 トン/年まで増設し (70GW のケースでは 800 トン/年) FBR 導入ペースを上げていること、発電設備容量が 2050 年までかけて 120GW まで徐々に増加するため LWR の累積の存在量 (基・年) が正確には 70GW と 120GW の比より小さくなるためと考えられる。

テイルウラン貯蔵量は、国内施設 (1,500 トン SWU/年) のみを対象としているため、ワنسスルーでは同じである。Na 冷却型 FBR 導入シナリオでは、原子力発電設備容量 120GW に増えたにも拘わらず、LWR から FBR に完全に置き換わるまでの期間が逆に若干短くなっ

たことに伴う国内濃縮施設の稼動期間短縮の結果、約2割減少する。

FBR 再処理量 (Na 冷却型 FBR 導入シナリオの場合) は、FBR 導入と同時に増加し、約 1,600 トン/年で飽和する。これは 70GW ケースの 1,000 トン/年に比べてほぼ原子力発電設備容量の比と同じ約 6 割増となっている。

使用済燃料の貯蔵量 (炉サイトでの 4 年間貯蔵分は除く) は、70GW の場合と同様、ワンスルーシナリオでは右肩上がりで上昇し 2100 年時点で約 18.1 万トンに達するのに比べて、Na 冷却型 FBR 導入シナリオでは低く抑えられる。特に 2020 年導入の場合、ほぼ現在の貯蔵能力の範囲内で収まる。2030 年導入の場合でも 2030 年頃に約 1.8 万トンのピークを迎えた後、徐々に減少するため、2030 年のピークに対応して、5,000 トン規模の貯蔵施設が 1ヶ所必要となる程度である。

ワンスルーシナリオの使用済燃料 (炉サイトでの 4 年間貯蔵分を含む) およびガラス固化体中に含まれるプルトニウムとマイナーアクチニドの蓄積量は、原子力発電設備容量 70GW のケースと比較して、ほぼ原子力発電設備容量の比 (120GW/70GW) に応じておよそ 5 割程度多くなっている。一方、Na 冷却型 FBR 導入シナリオの場合、ガラス固化体中のみに含まれるプルトニウムとマイナーアクチニドの蓄積量は、どの FBR 導入シナリオ (2020 年、2030 年、2050 年導入) においても、2100 年時点で各々 10~20 トン HM、40~50 トン HM 程度となる。

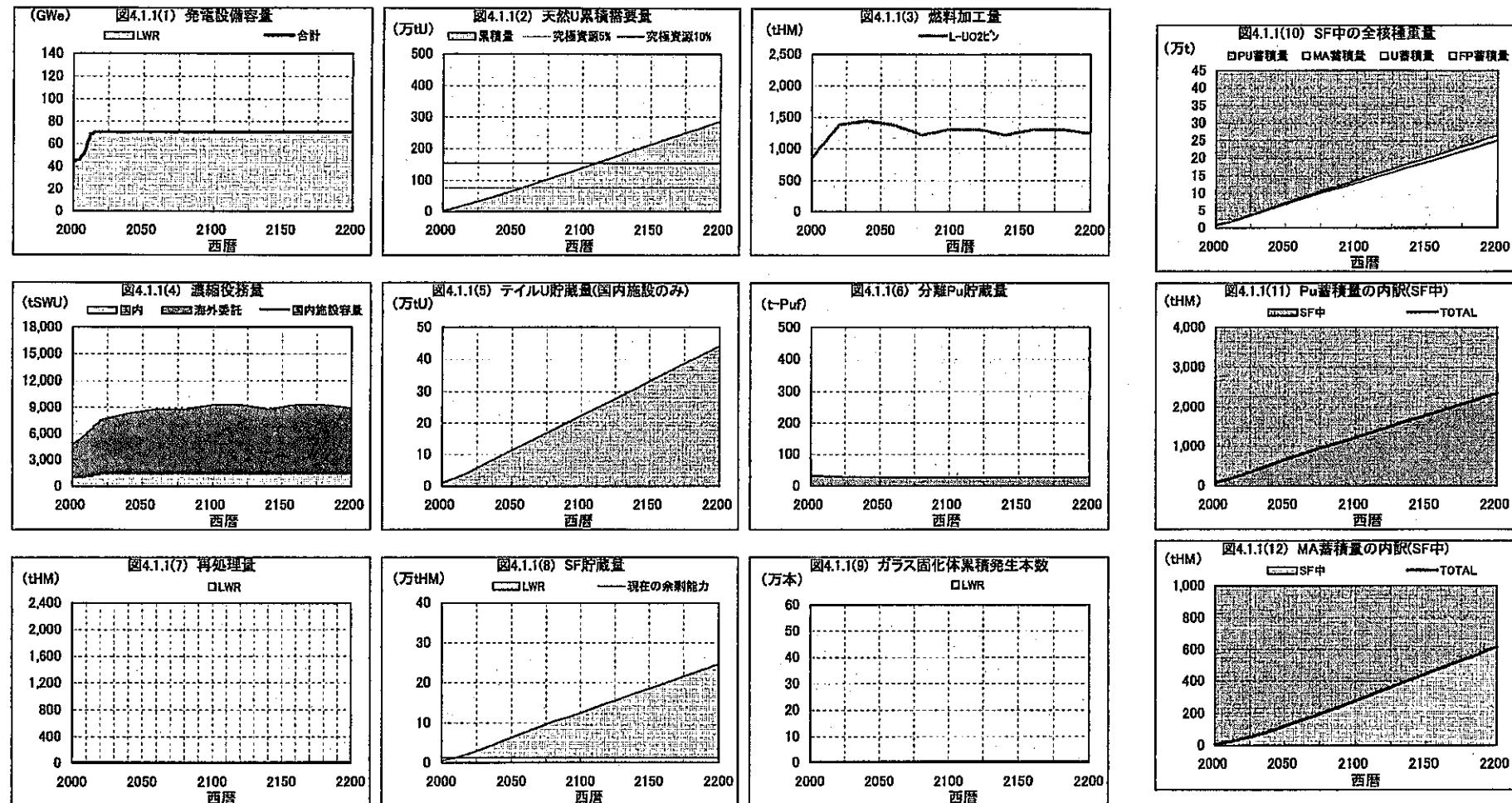


図 4.1.1 ワンスルーシナリオの結果 (70GW)

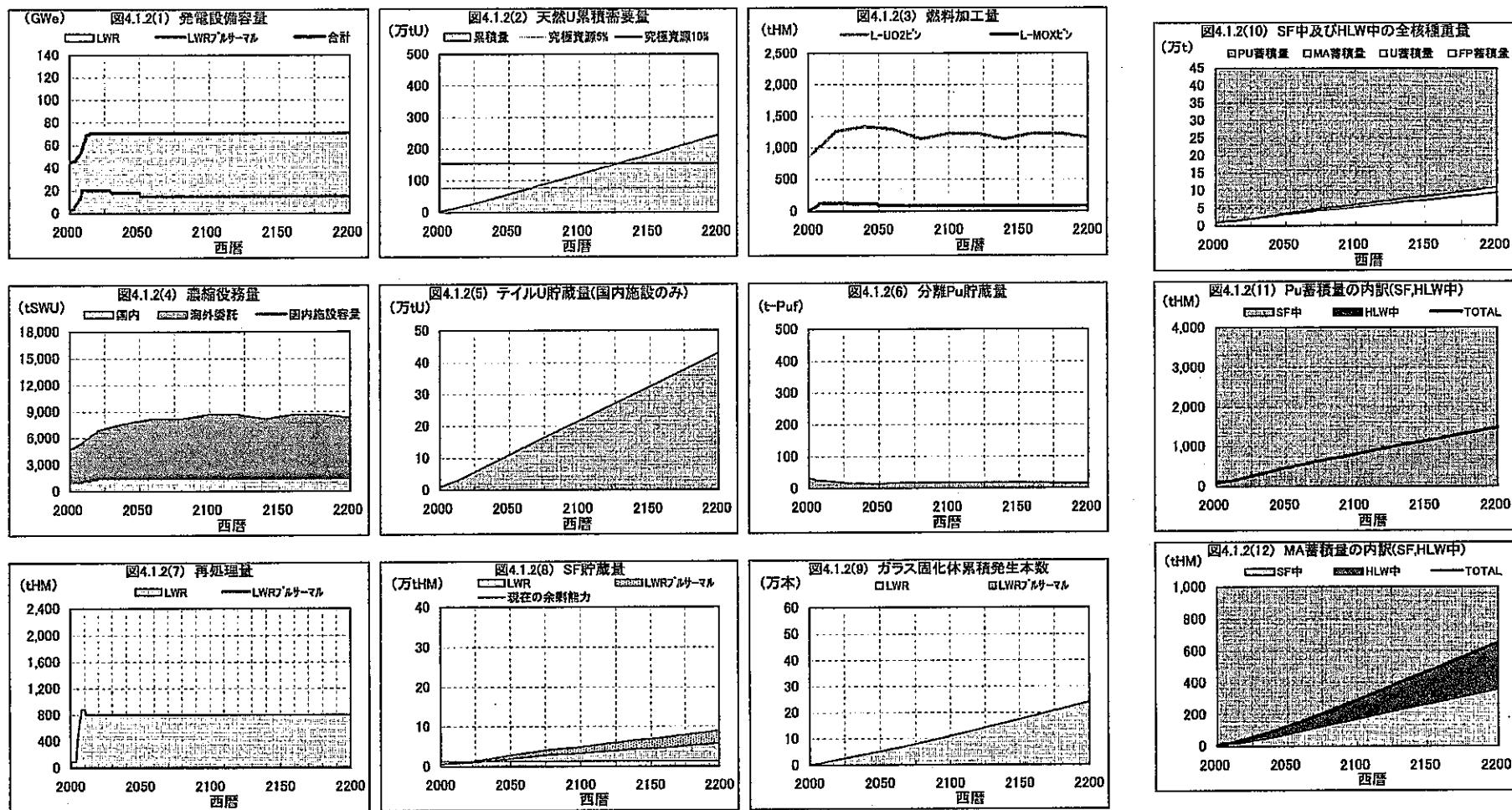


図 4.1.2 ブリーマル1回リサイクルシナリオの結果 (70GW)

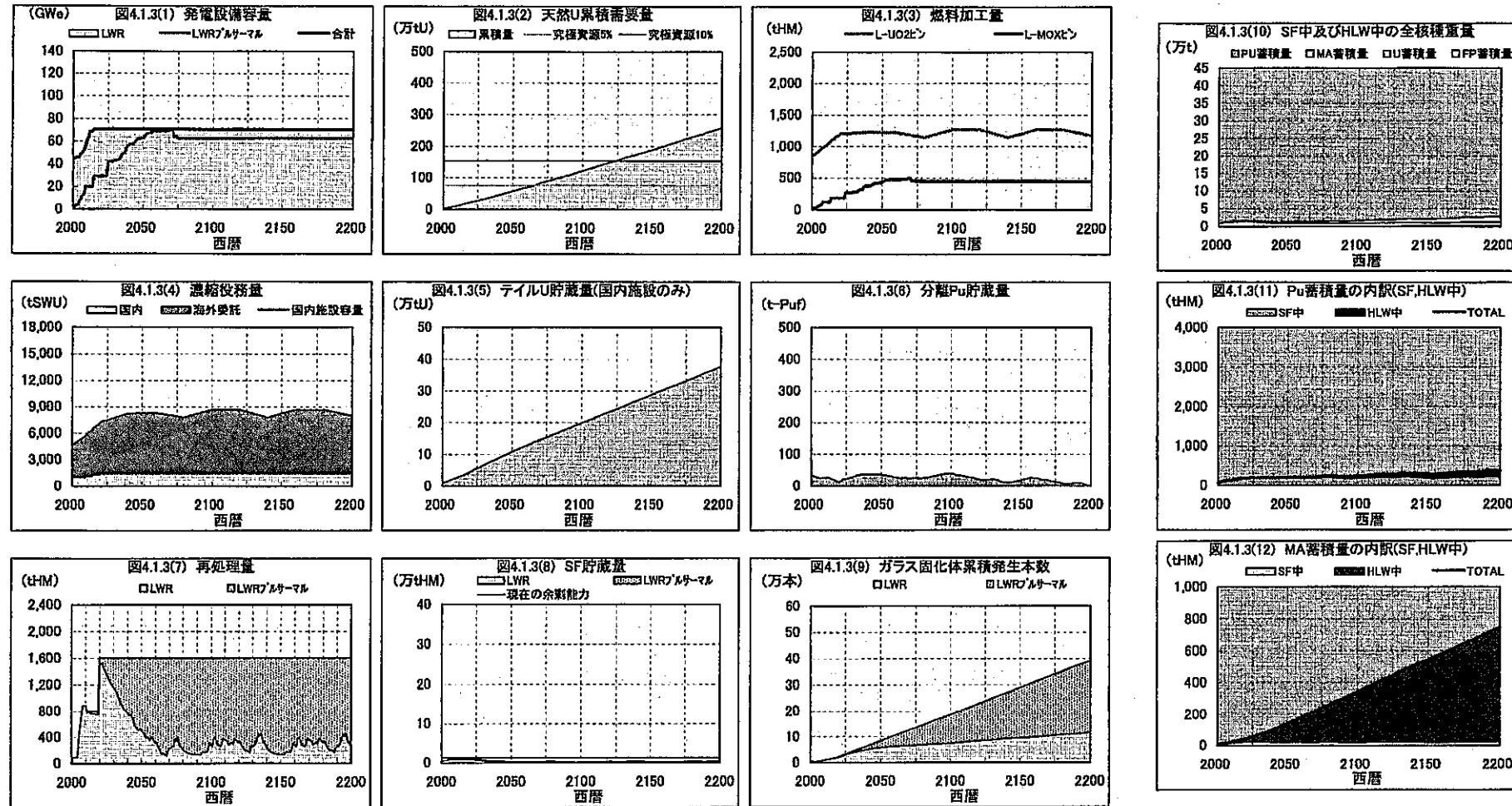


図 4.1.3 プルサーマル多重リサイクルシナリオの結果 (70GW)

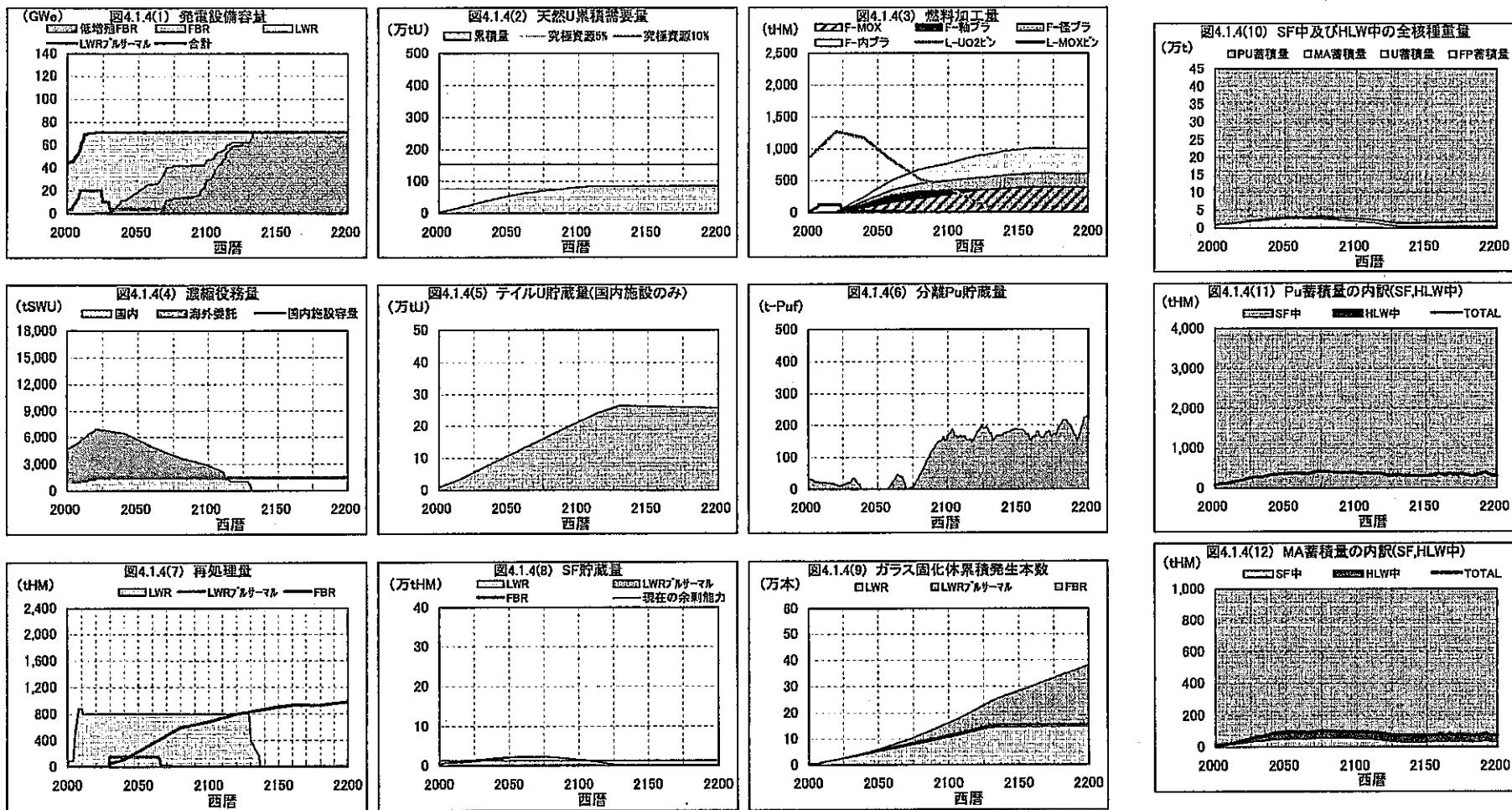


図 4.1.4 Na 冷却型 FBR2030 年導入シナリオの結果 (70GW)

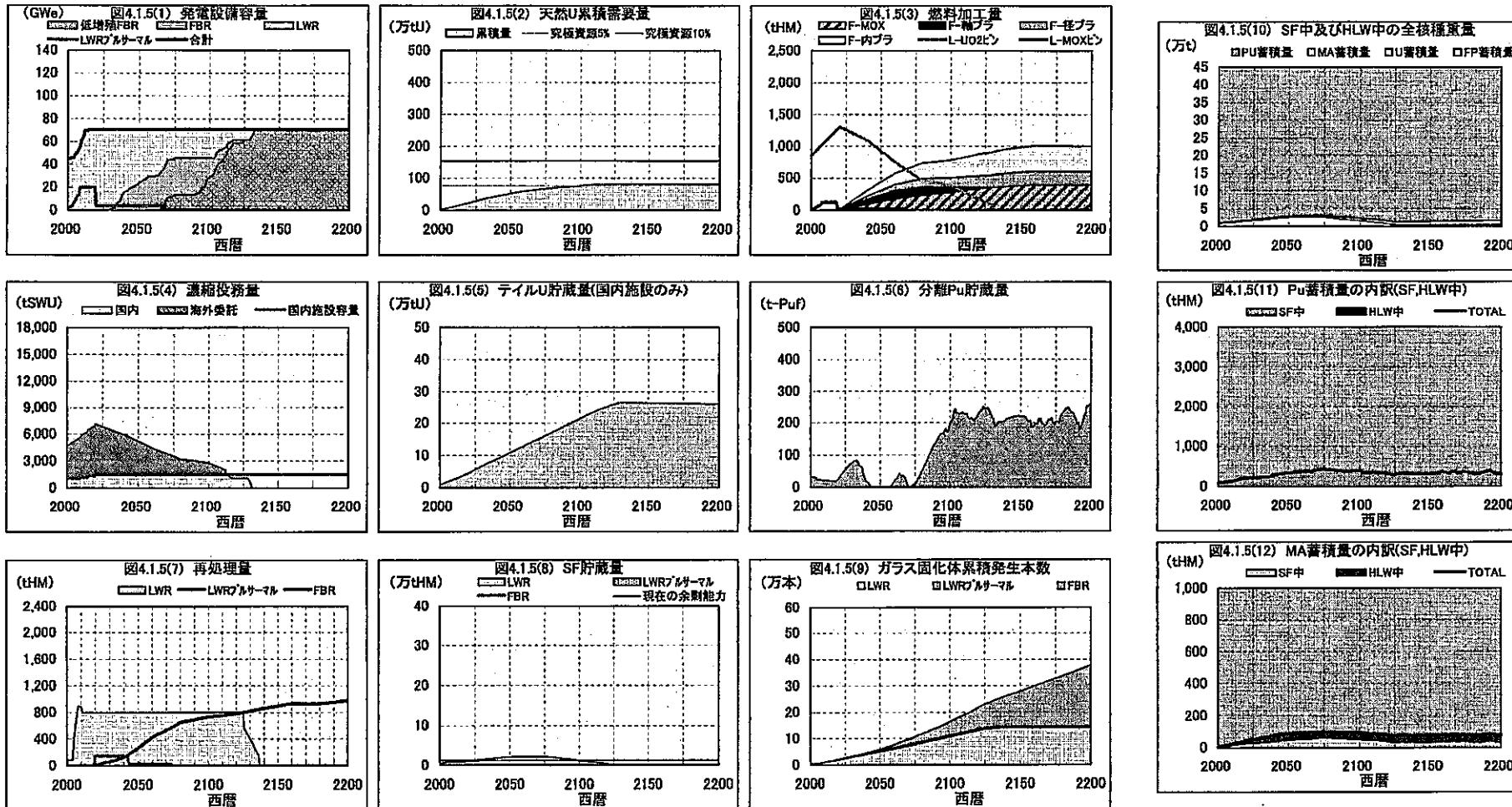


図 4.1.5 Na 冷却型 FBR2020 年導入シナリオの結果 (70GW)

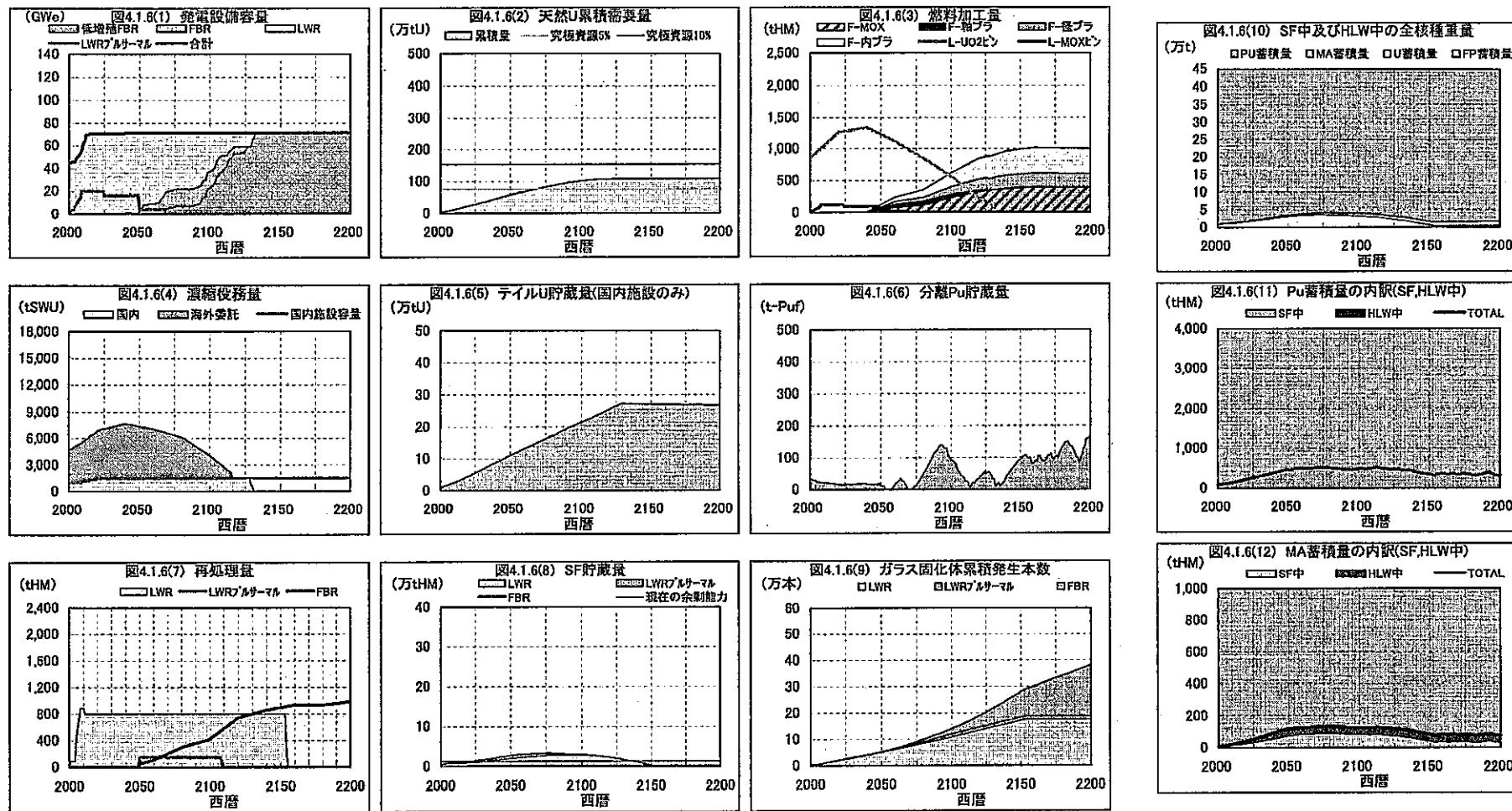


図 4.1.6 Na 冷却型 FBR2050 年導入シナリオの結果 (70GW)

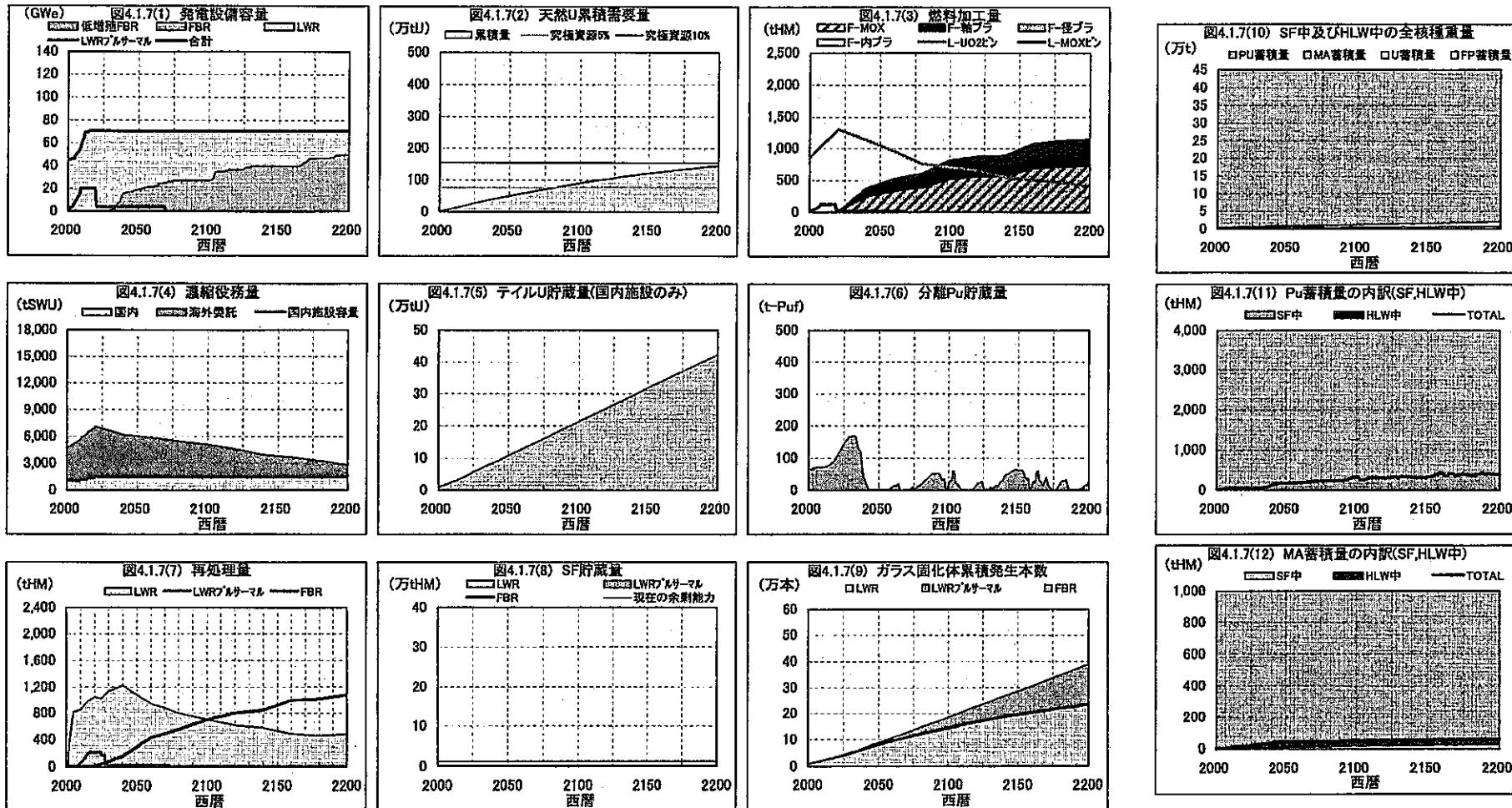


図 4.1.7 水冷却型 FBR2020 年導入シナリオの結果 (70GW, L 再 : 即時全量再処理)

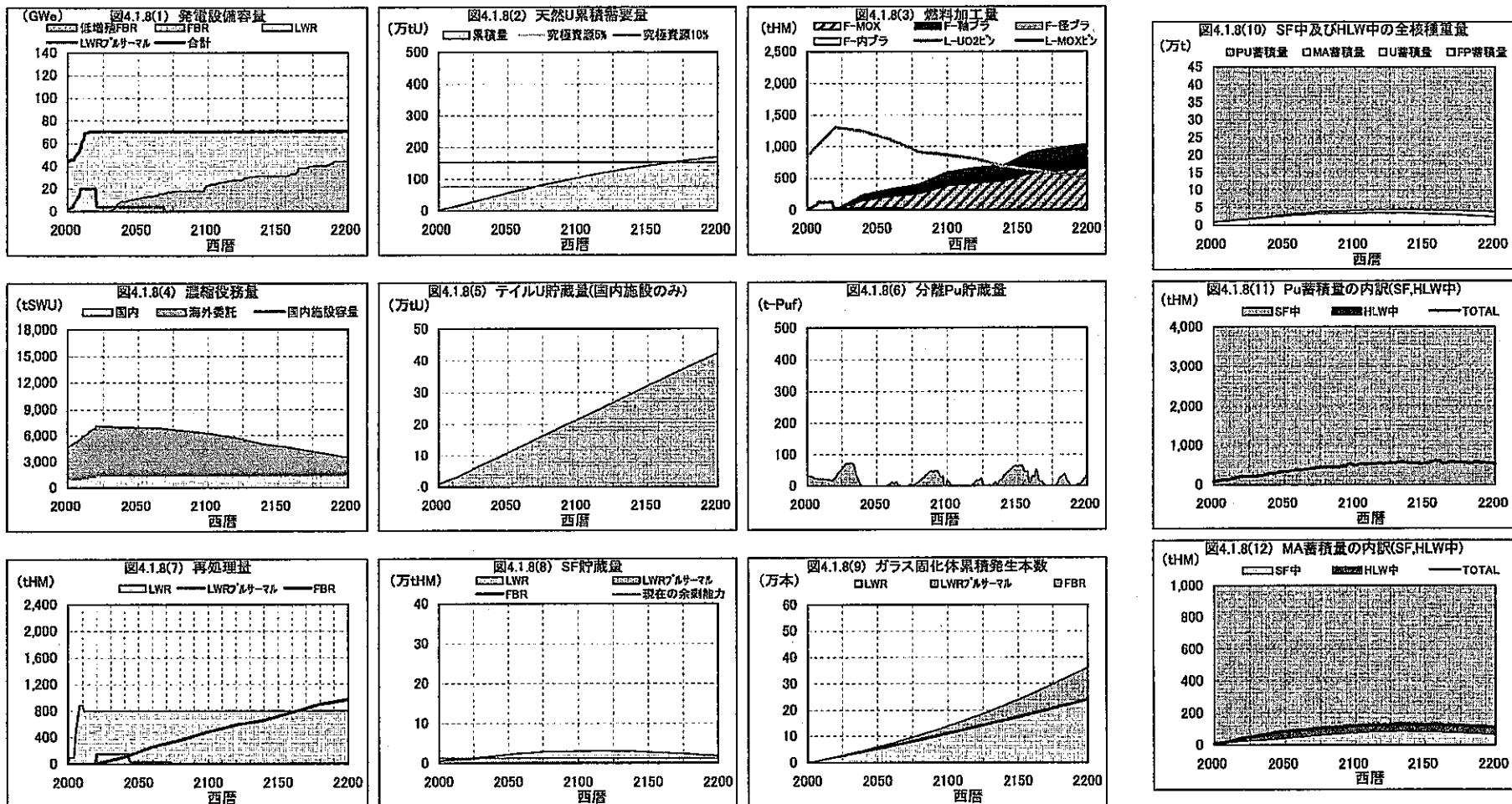


図 4.1.8 水冷却型 FBR2020 年導入シナリオの結果 (70GW, L 再 : 800 トン/年)

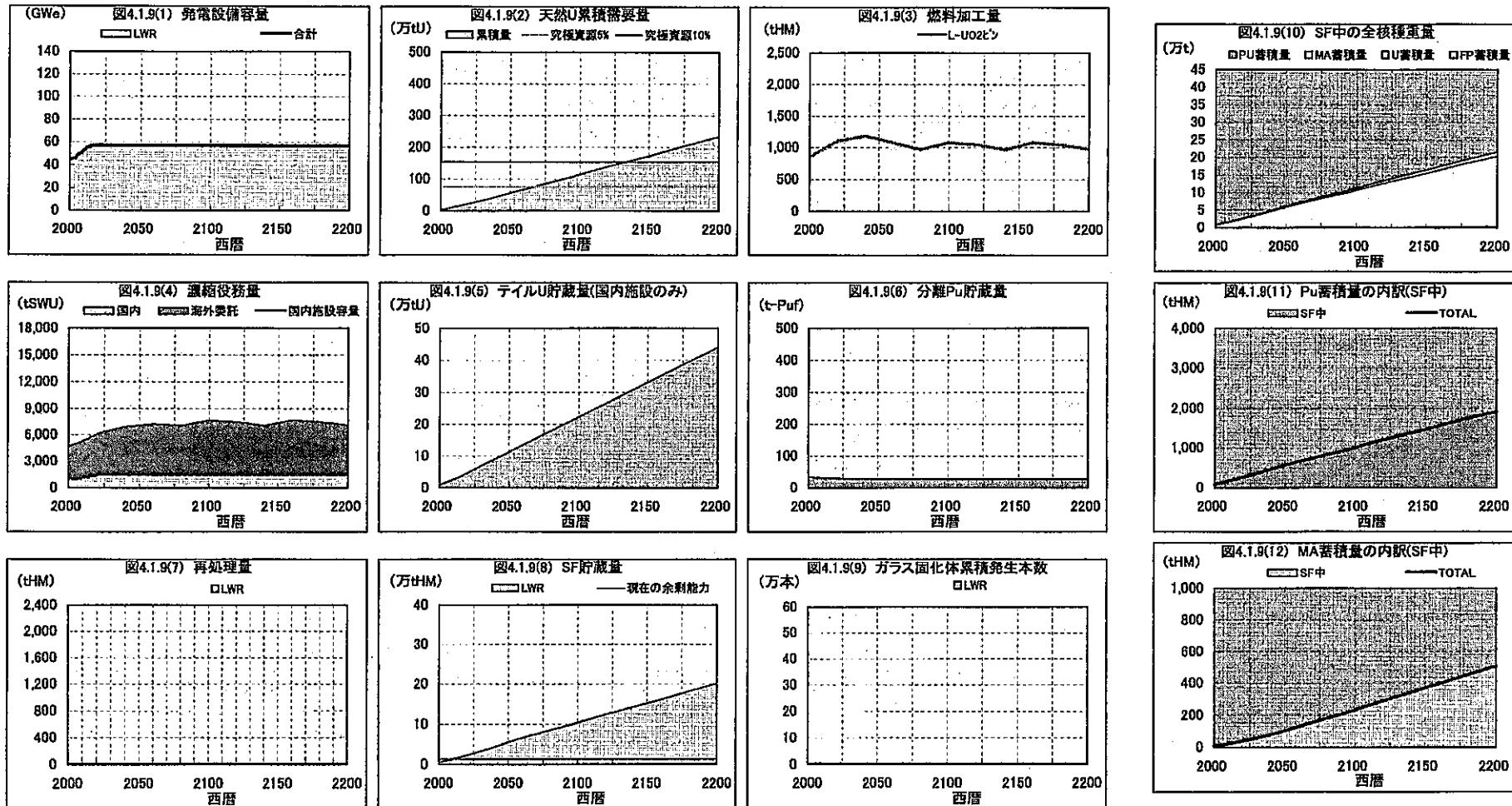


図 4.1.9 ワンスルーシナリオの結果 (57GW)

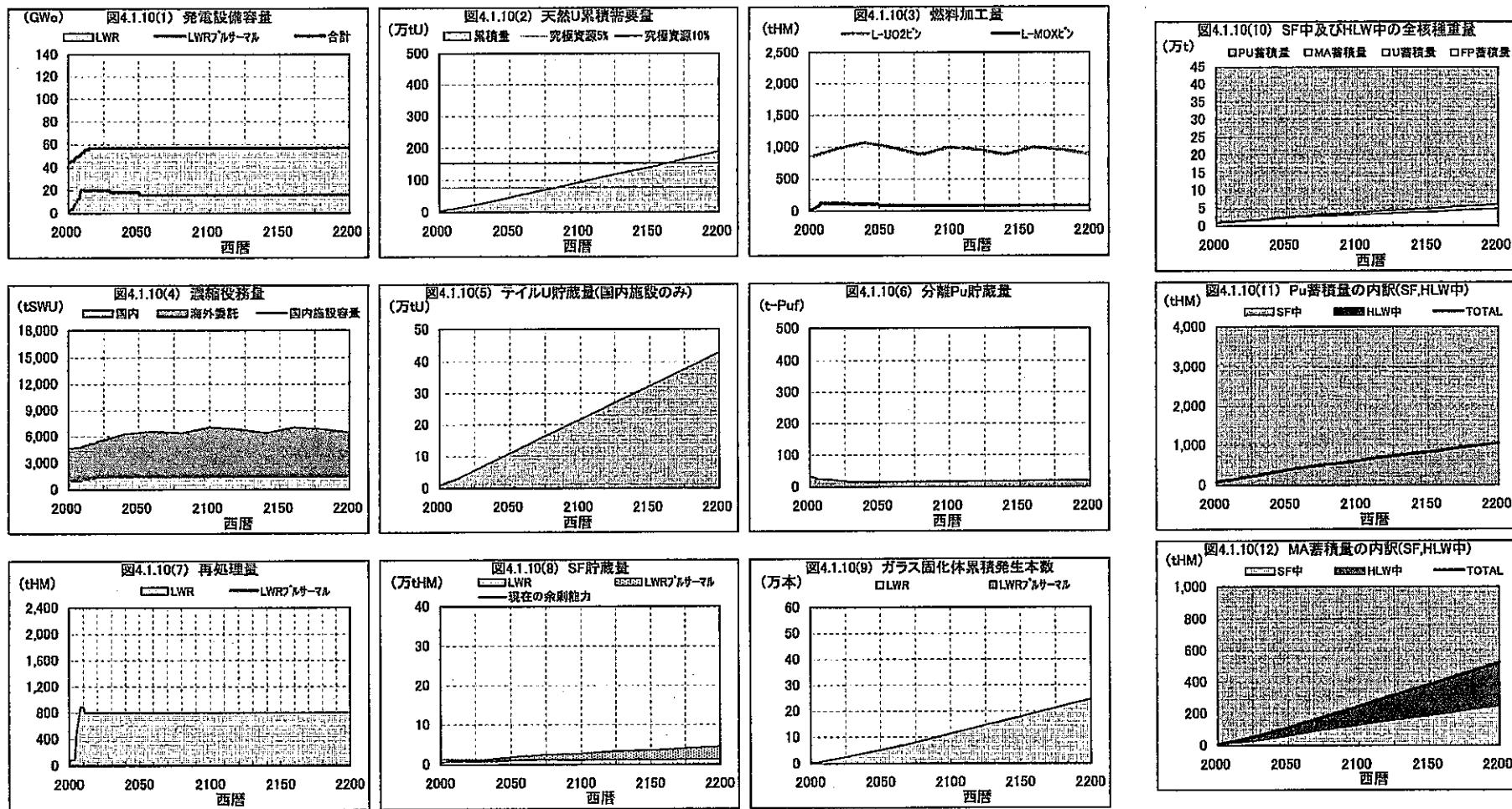


図 4.1.10 プルサーマル 1 回リサイクルシナリオの結果 (57GW)

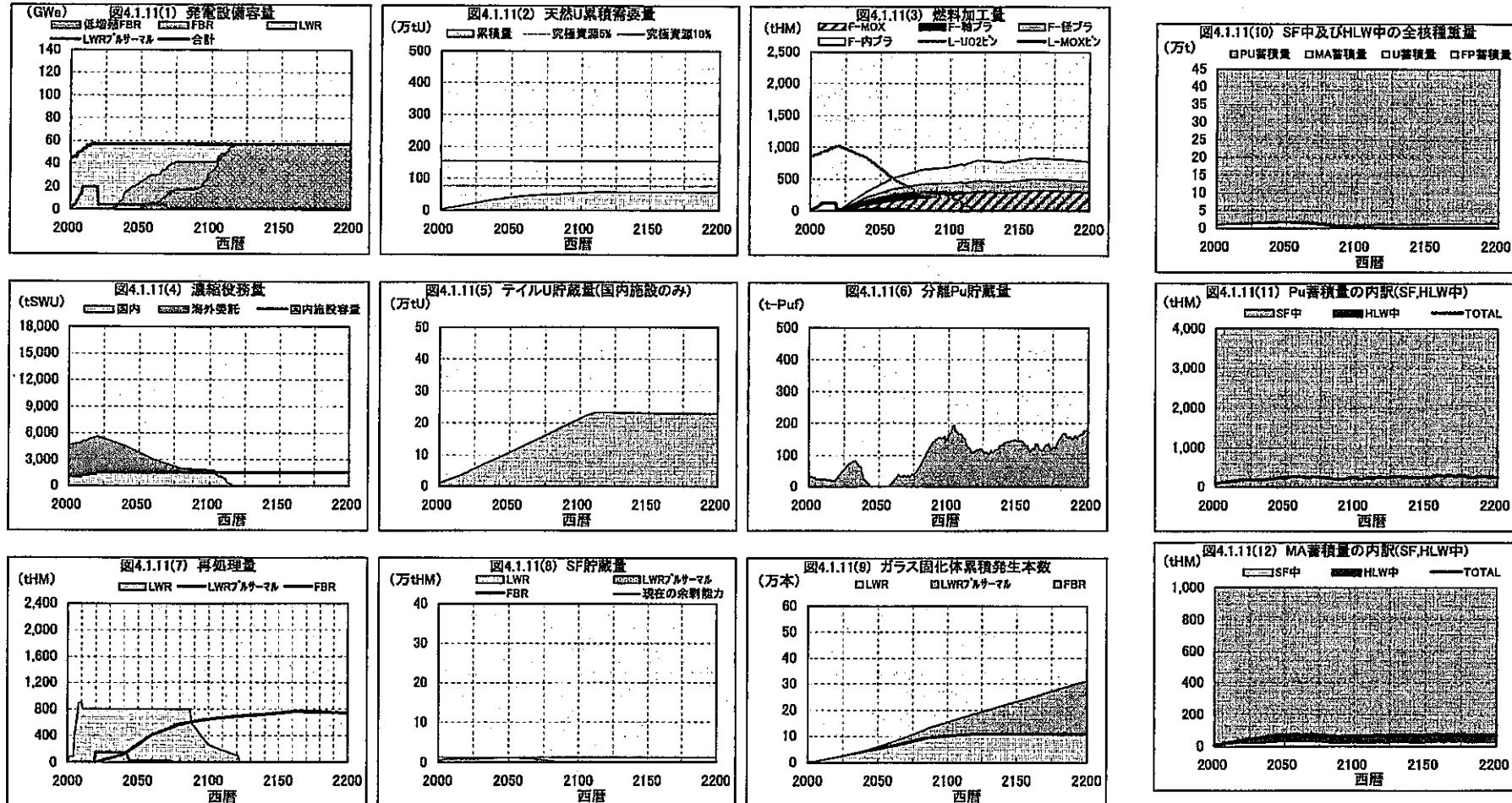


図 4.1.11 Na 冷却型 FBR2020 年導入シナリオの結果 (57GW)

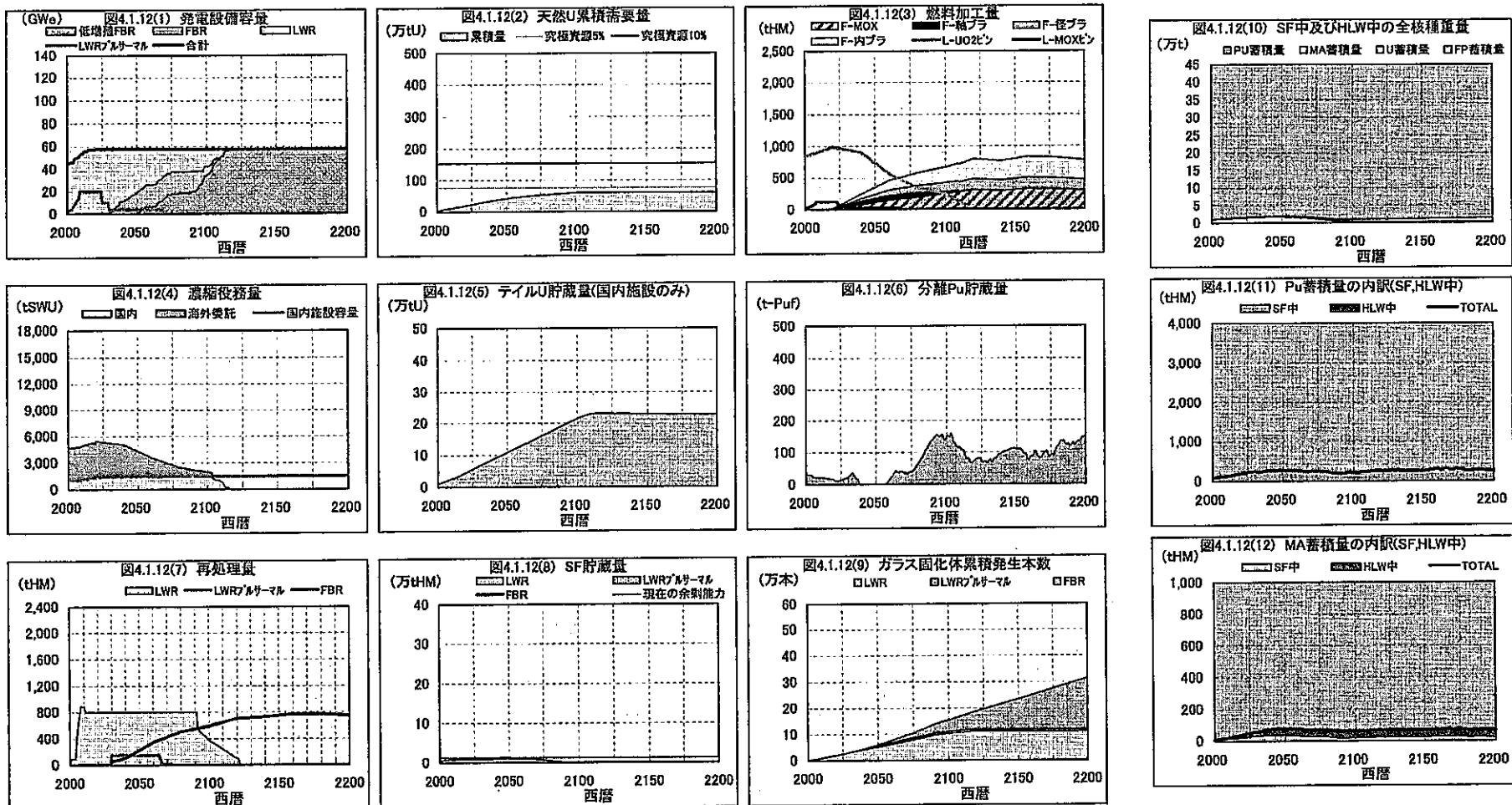


図 4.1.12 Na 冷却型 FBR2030 年導入シナリオの結果 (57GW)

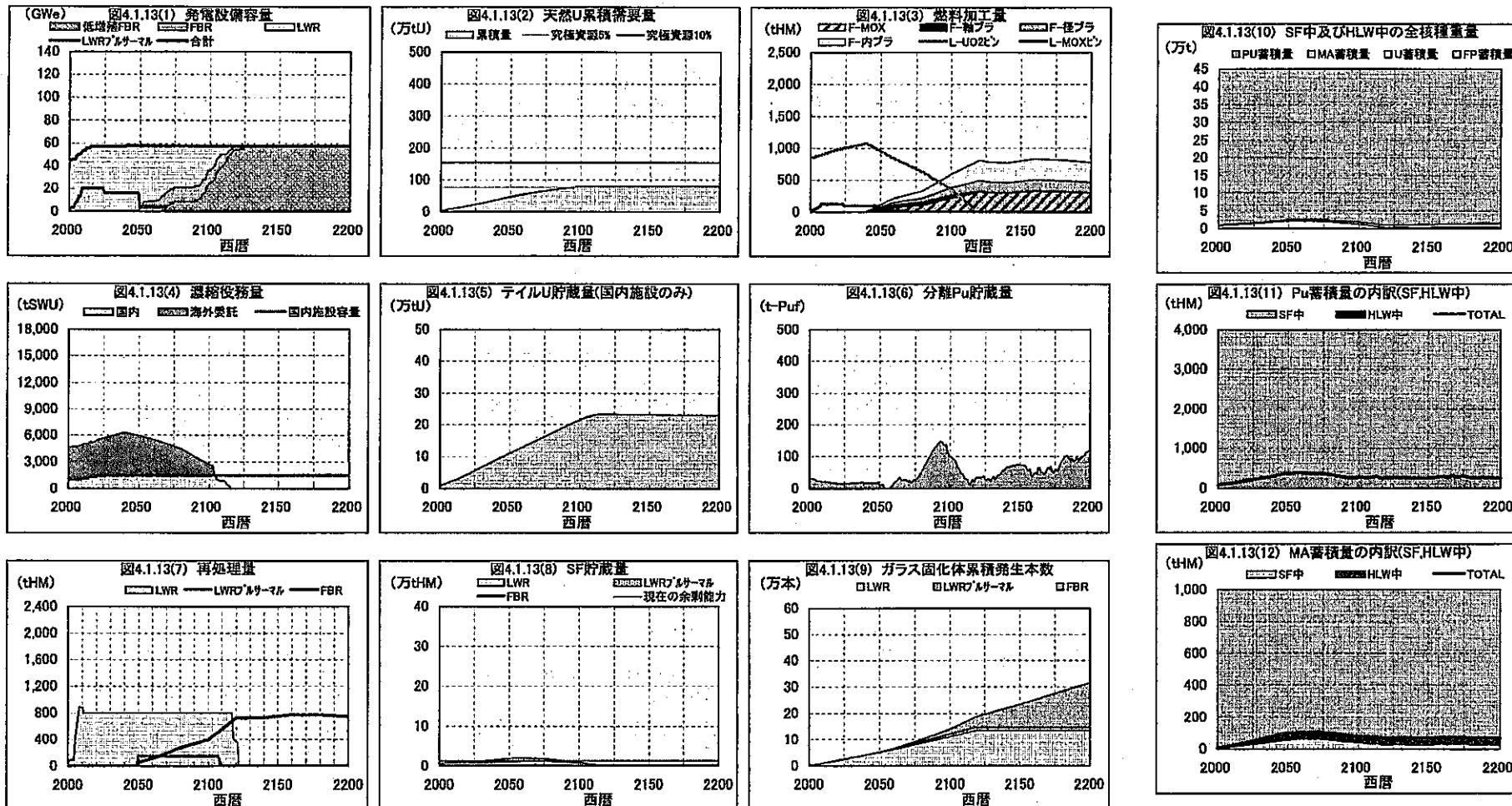


図 4.1.13 Na 冷却型 FBR2050 年導入シナリオの結果 (57GW)

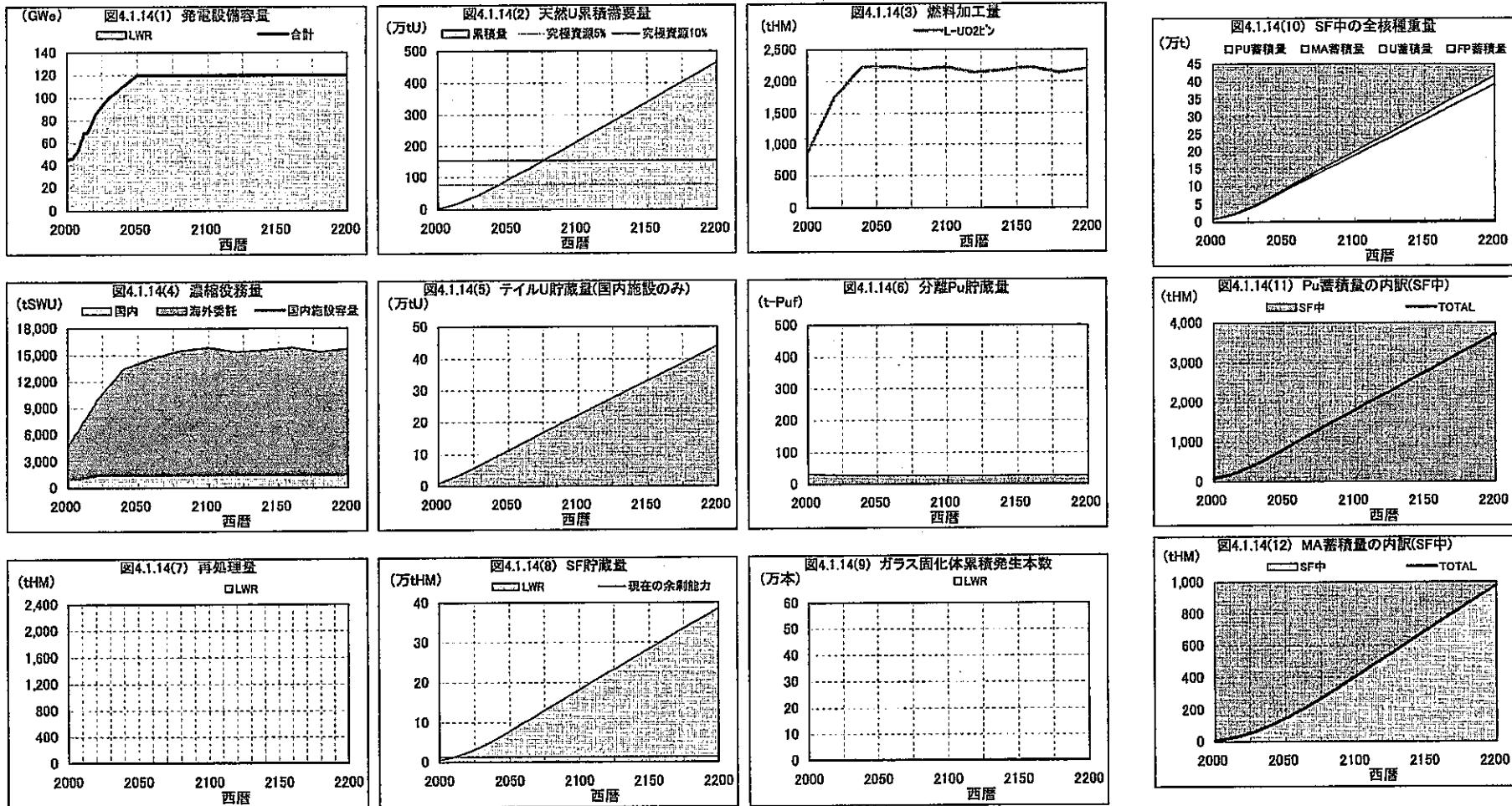


図 4.1.14 ワンススルーシナリオの結果 (120GW)

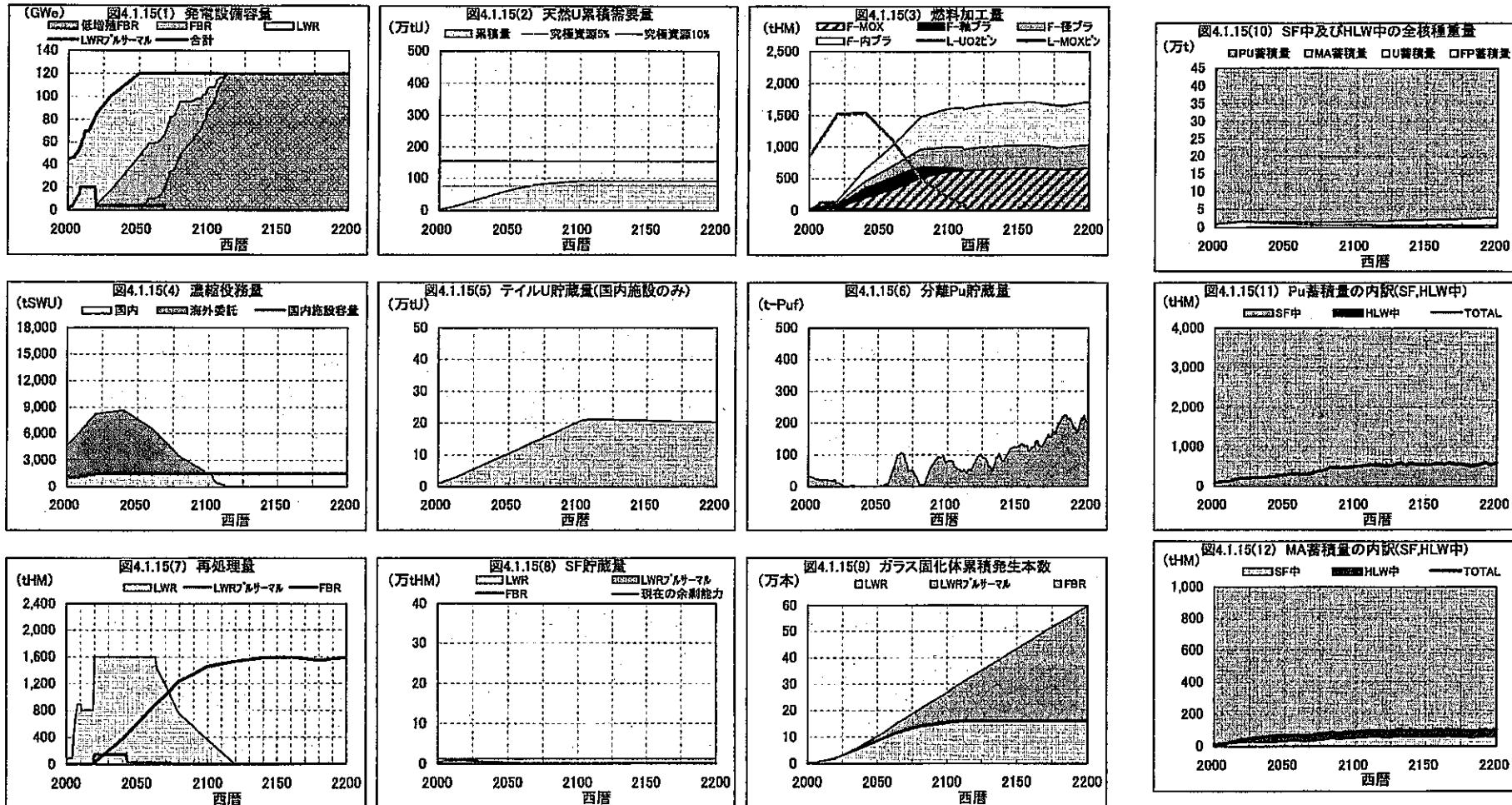


図 4.1.15 Na 冷却型 FBR2020 年導入シナリオの結果 (120GW)

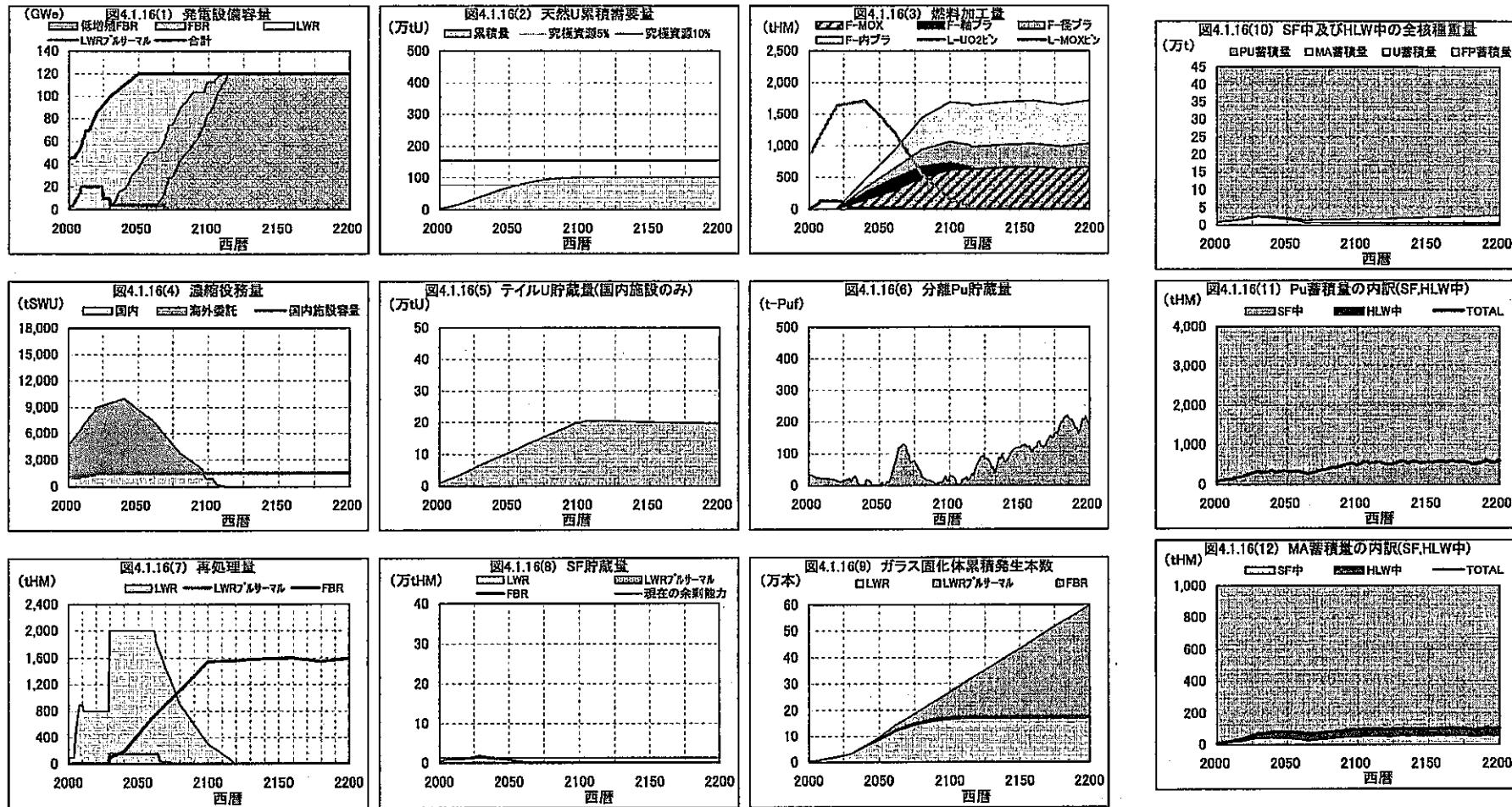


図 4.1.16 Na 冷却型 FBR2030 年導入シナリオの結果 (120GW)

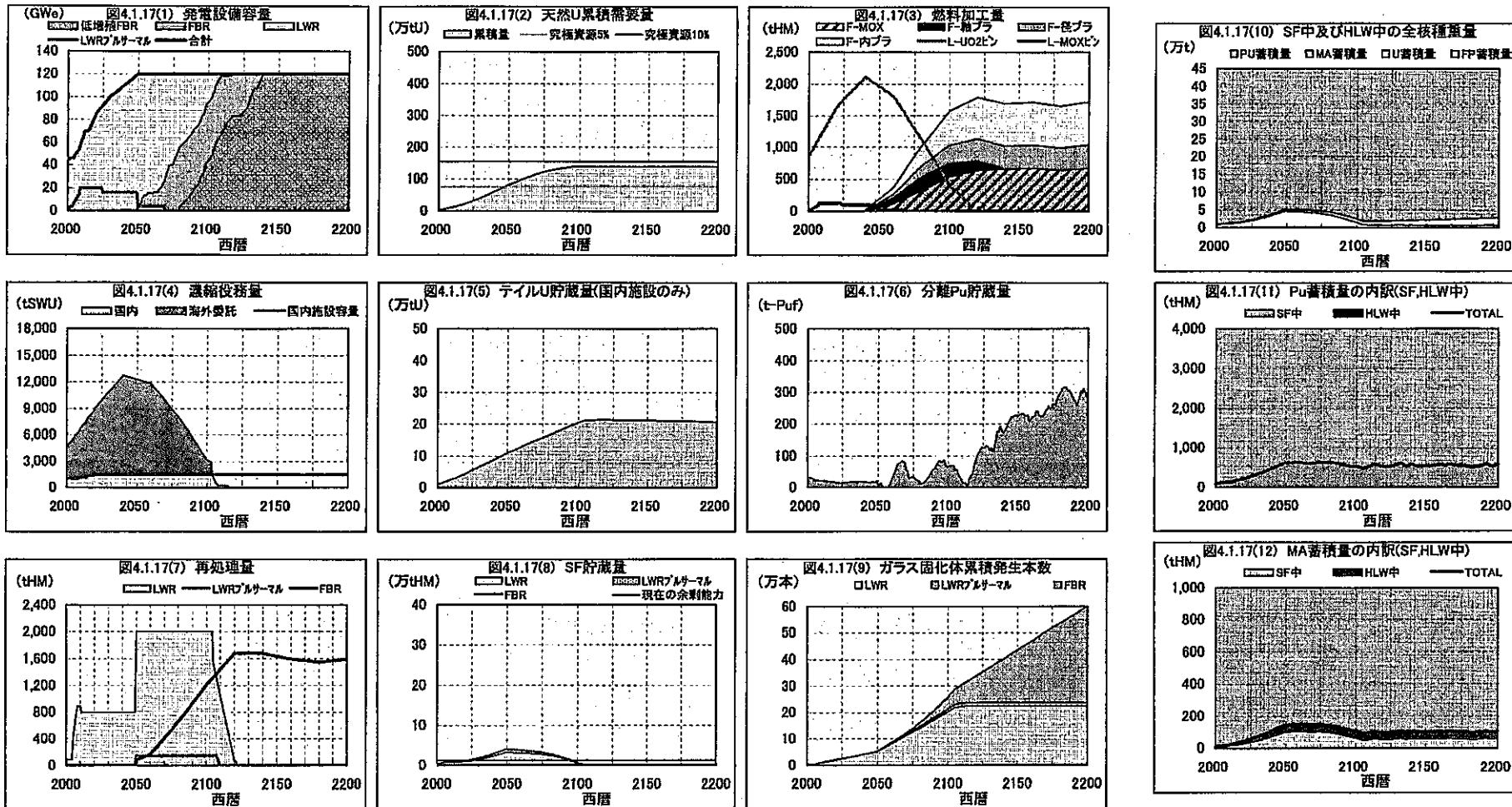


図 4.1.17 Na 冷却型 FBR2050 年導入シナリオの結果 (120GW)

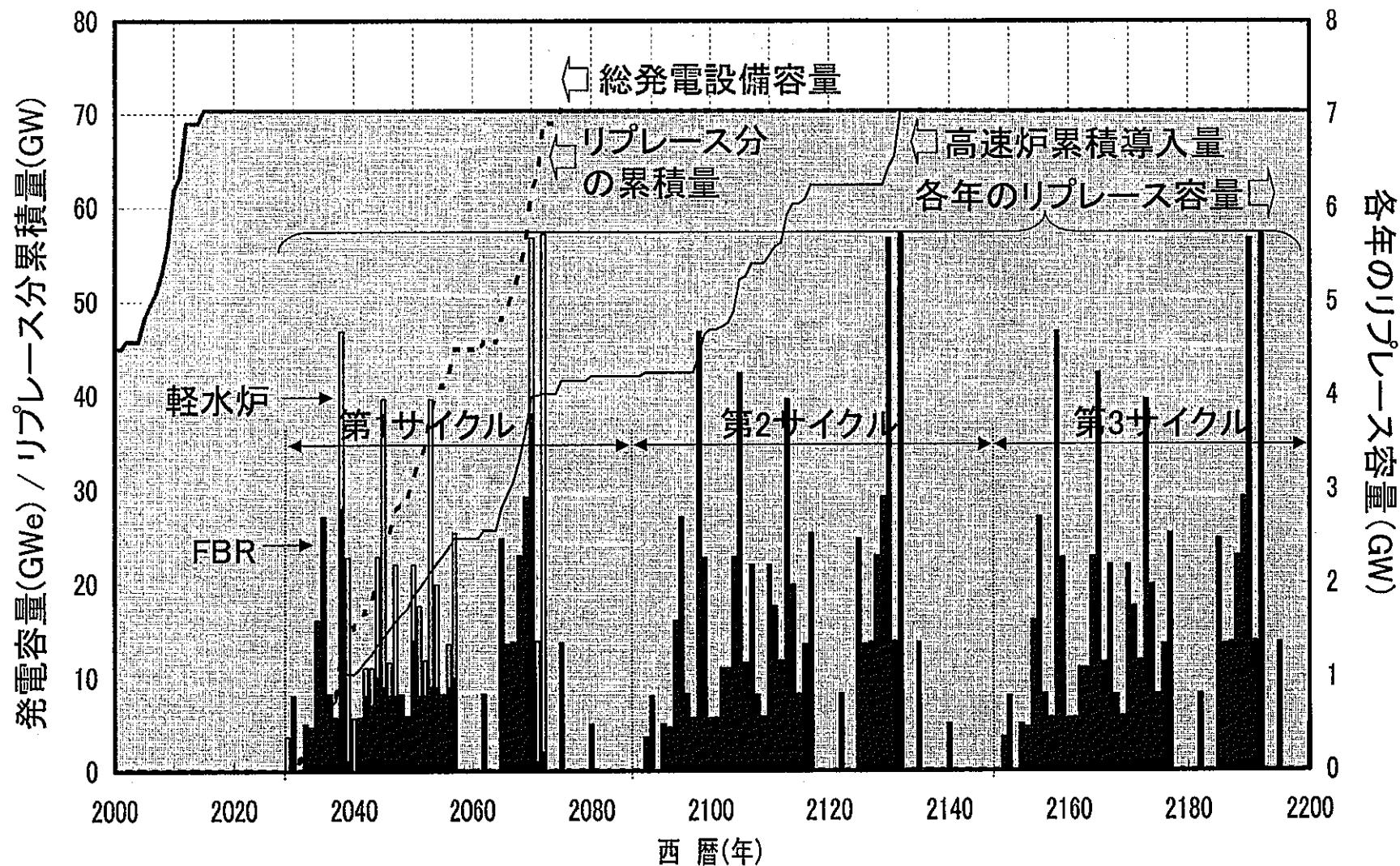


図 4.1.18 原子力発電設備容量の置き換わりの様子（70GW、Na冷却型FBR2030年導入シナリオ）

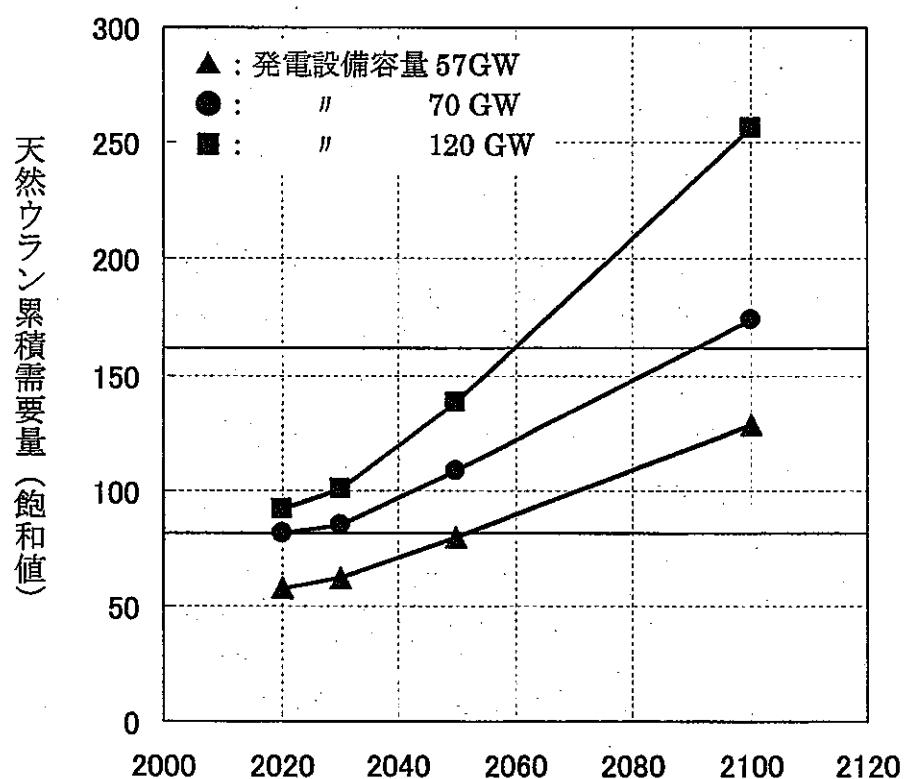


図 4.1.19 FBR 導入開始年に対する天然U累積需要量

#### 4.2 短期的視点から見たシナリオの概要

図 4.2.1 に短期的視点から見たシナリオの全体図を示す。FBR 本格導入以前の 2030 年頃までの期間を対象に、プルサーマルを導入した場合（プルサーマル 1 回リサイクルシナリオに相当）と導入しない場合（ワンスルーシナリオに相当）の各サイクル諸量の比較を行った。

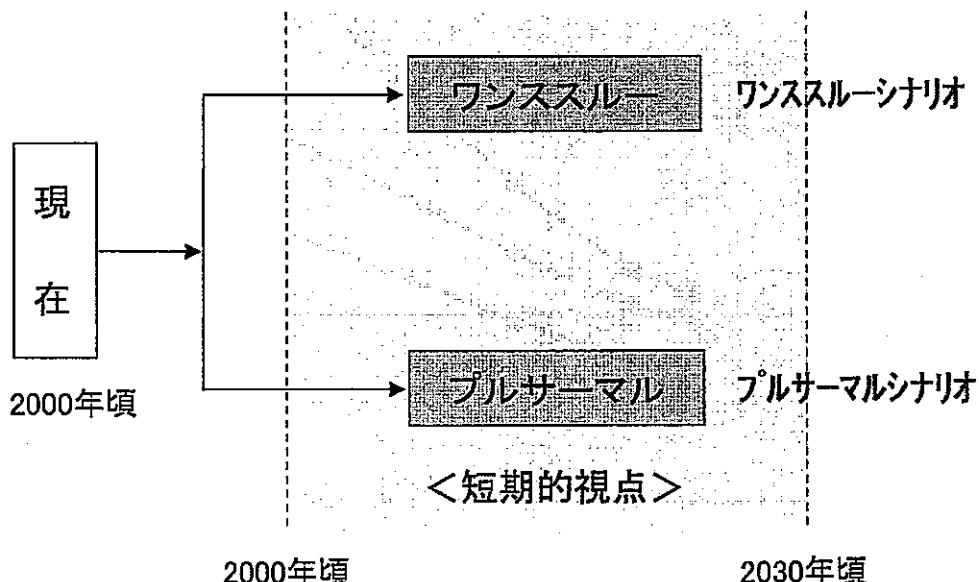


図 4.2.1 短期的視点から見たシナリオ

資源論の観点から、天然ウラン累積需要量を図 4.2.2 に示す。ワンスルーとプルサーマルの両シナリオとも、天然ウラン累積需要量は右肩上がりで増加の傾向が続くものの、プルサーマルの導入により約 15% 削減され、資源の有効利用が進む。一般的に 1 基の LWR に着目した場合、再処理で回収した U と Pu を再利用することにより、25~40% の天然ウランが節約される。<sup>(15)</sup> プルサーマルは原子力発電設備容量全体の 3 割程度導入される計画であり、この場合、ウラン累積需要量は十数% 節約される。これまでのウラン資源の海外輸入に加えて純国産資源としての位置付けのプルトニウムを利用することにより、供給オプションが多様化し、エネルギー・セキュリティ上一定の効果が期待できると言える。

環境負荷低減の観点から、国内テイルウラン貯蔵量、使用済燃料中およびガラス固化体中の Pu・MA 蕪積量等を図 4.2.3~図 4.2.5 に示す。プルサーマルを導入した場合、MOX 燃料の母材としてテイルウランを利用するため、国内の濃縮工場から発生するテイルウランの貯蔵量は、わずかではあるが減少する。（図 4.2.3） 使用済燃料（炉サイトで貯蔵中の使用済燃料も含む）及びガラス固化体中の全核種の蓄積重量は、ワンスルーでは右肩上がりの傾向が続き、2030 年時点でスウェーデンの処分場概念（約 9,000 トン規模）の約 5 ヶ所分に相当する使用済燃料が存在している。

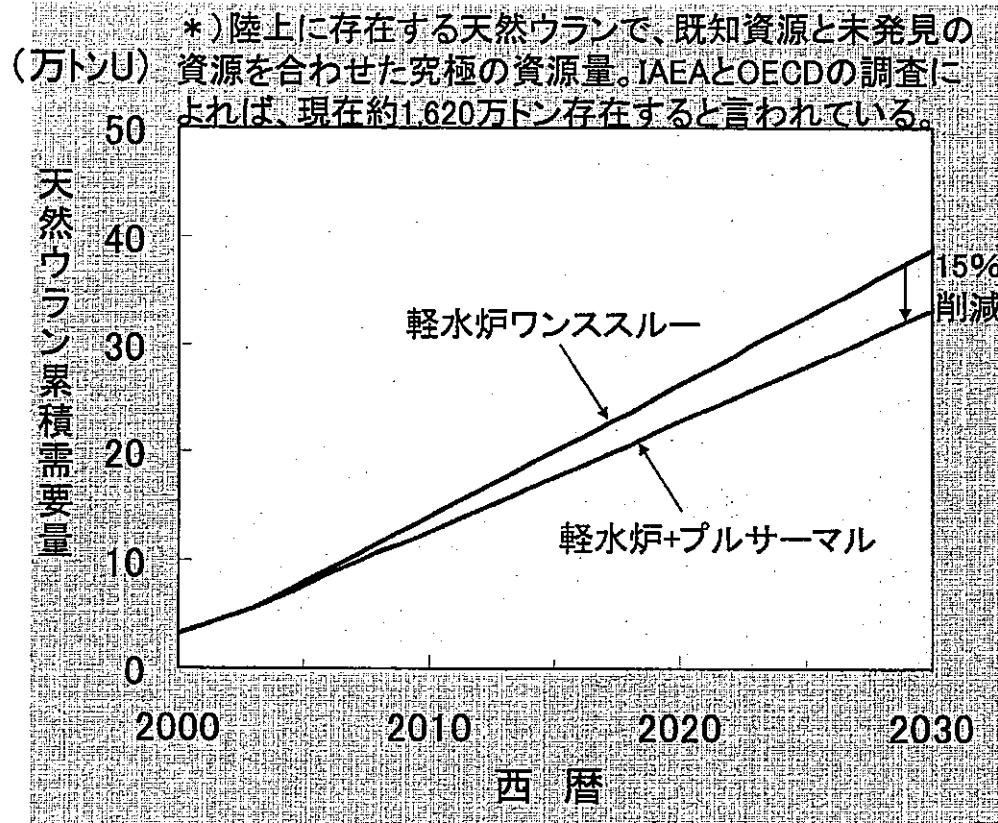


図 4.2.2 天然ウラン累積需要量

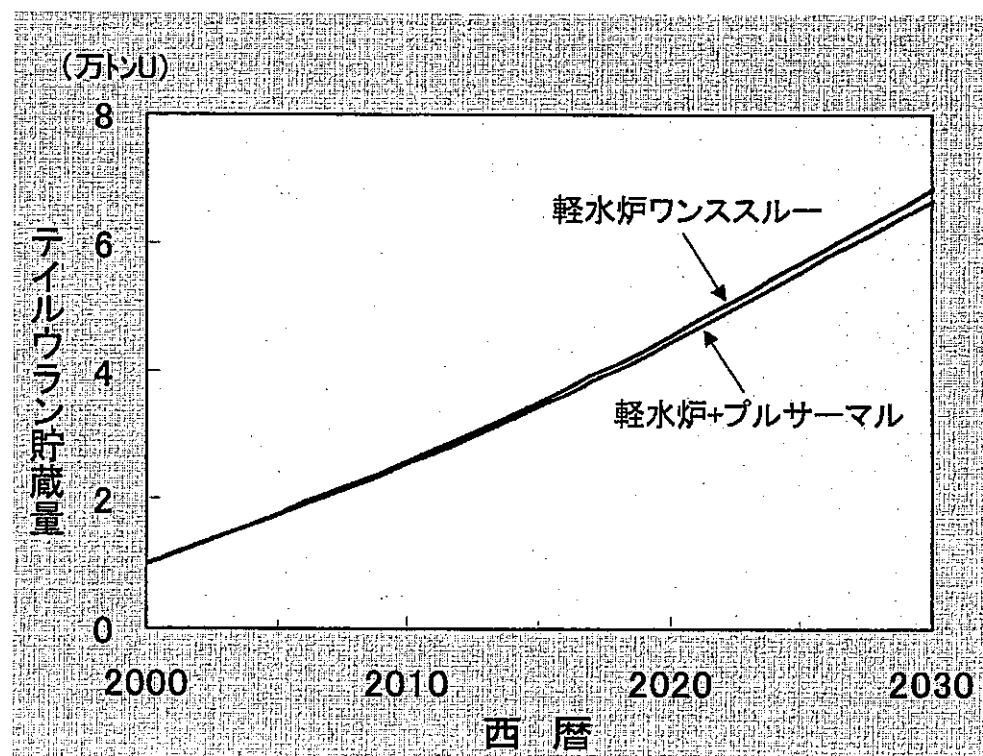


図 4.2.3 テイルウラン貯蔵量

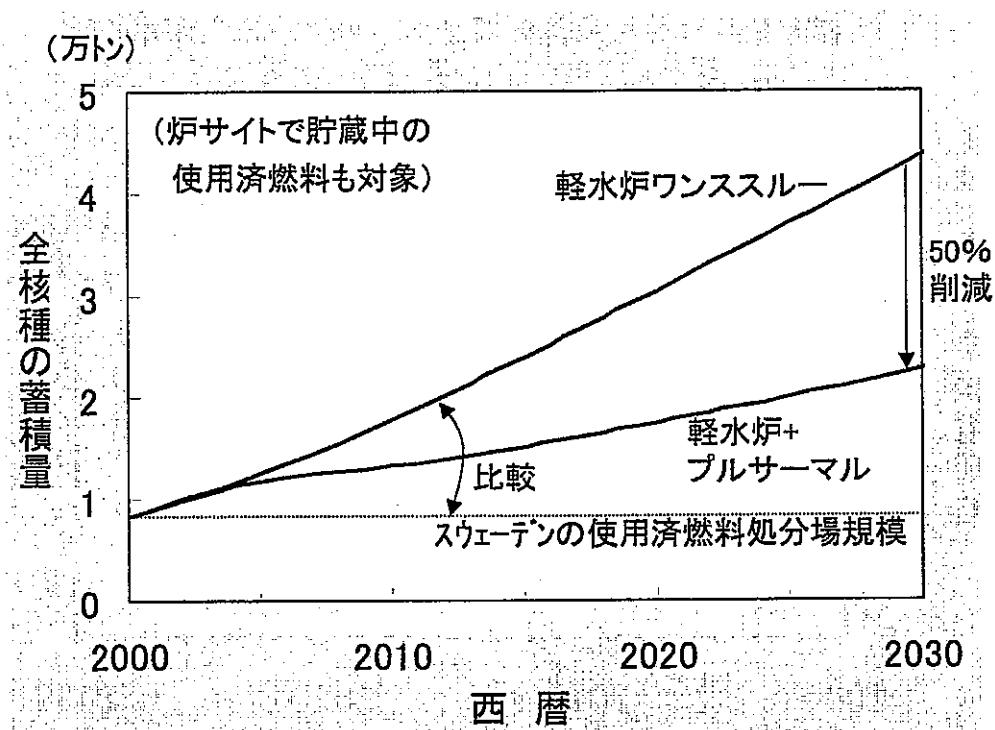


図 4.2.4 使用済燃料及びガラス固化体中の全核種の蓄積量

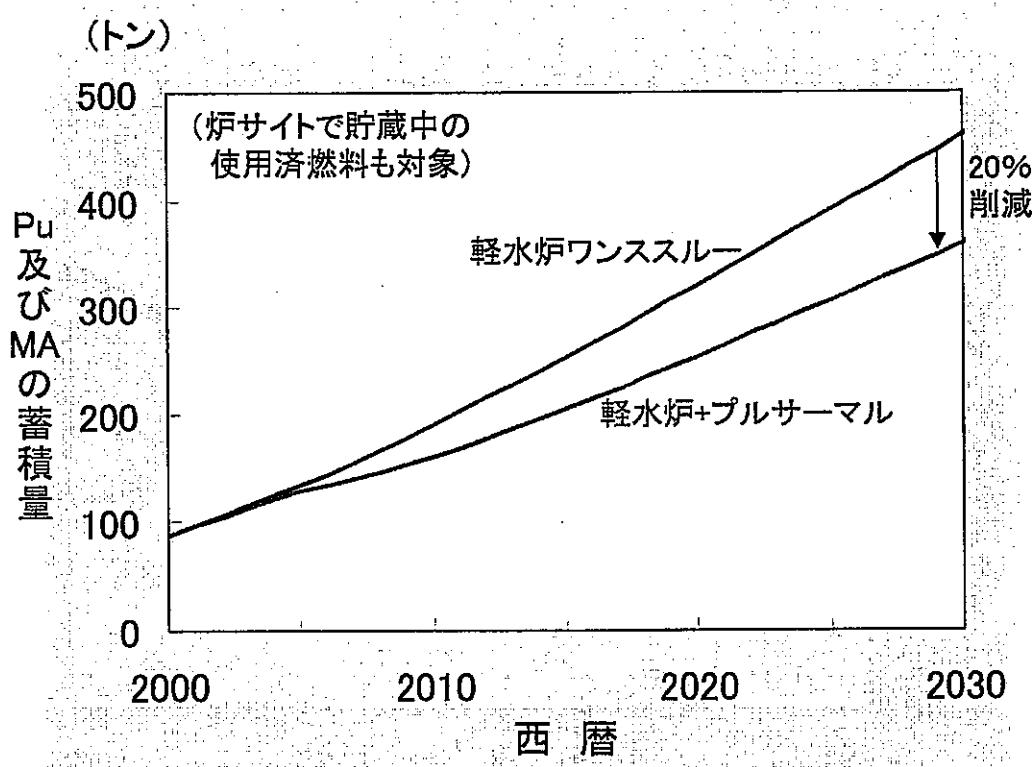


図 4.2.5 使用済燃料及びガラス固化体中のプルトニウム及びマカロニウムの蓄積量

一方、プルサーマルを導入すると約半分に削減され、最終処分場に係る負担が低減される。（図 4.2.4）同じく、使用済燃料（炉サイトで貯蔵中の使用済燃料も含む）及びガラス固化体中のプルトニウムとマイナーアクチニドの蓄積量は、プルサーマルの導入により約 20% 削減され、高レベル廃棄物中の放射性毒性も低減される。（図 4.2.5）

図 4.2.6 に使用済燃料貯蔵量を示す。ワンススルーでは使用済燃料を貯め続けるため、2010 年頃に新たに貯蔵施設が必要になり、2030 年時点では 5 千トン規模の貯蔵施設が 5 ケ所必要となる。一方、六ヶ所再処理工場を予定通り運開しプルサーマルを導入した場合、満杯時期が 10 年伸びて 2020 年頃に新たに貯蔵施設が 1 ケ所必要となるだけである。プルサーマルの導入により、2030 年時点の使用済燃料貯蔵量は約 50% 削減されることが分かる。プルサーマルシナリオの年間の使用済燃料発生量と再処理量を図 4.2.7 に、使用済燃料貯蔵量の内訳を図 4.2.8 に示す。今後 2030 年頃までにかけて、LWR から年間 1,300 トン前後の使用済燃料（その内プルサーマル使用済 MOX 燃料は 200 トン程度。使用済 MOX 燃料として、アイランド型の BWR では MOX 燃料集合体中の UO<sub>2</sub> ピンと MOX ピンを、ディスクリート型の PWR では MOX 燃料ピンのみを対象とした。）が発生することが予想されており、再処理工場の能力を 800 トン/年とした場合、毎年 500 トン程度の使用済燃料の蓄積が続く。このため、プルサーマル使用済 MOX 燃料は再処理されることなく蓄積される。

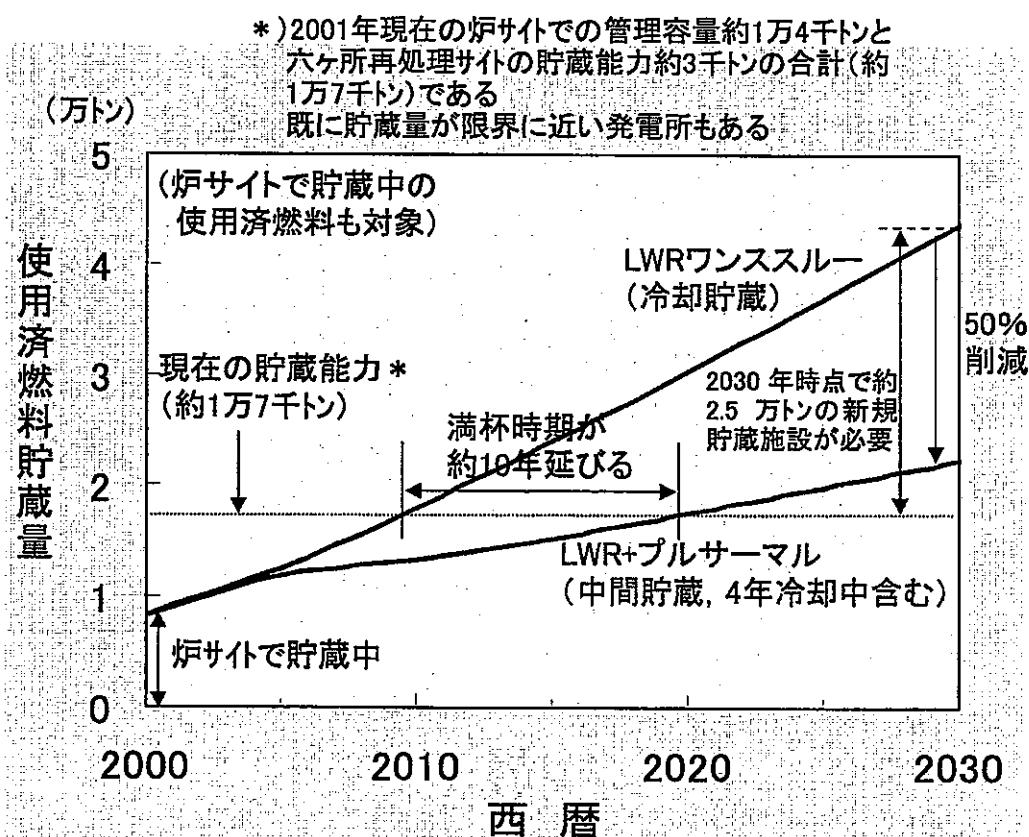


図 4.2.6 使用済燃料の貯蔵量（炉サイトでの貯蔵量も含めた場合）

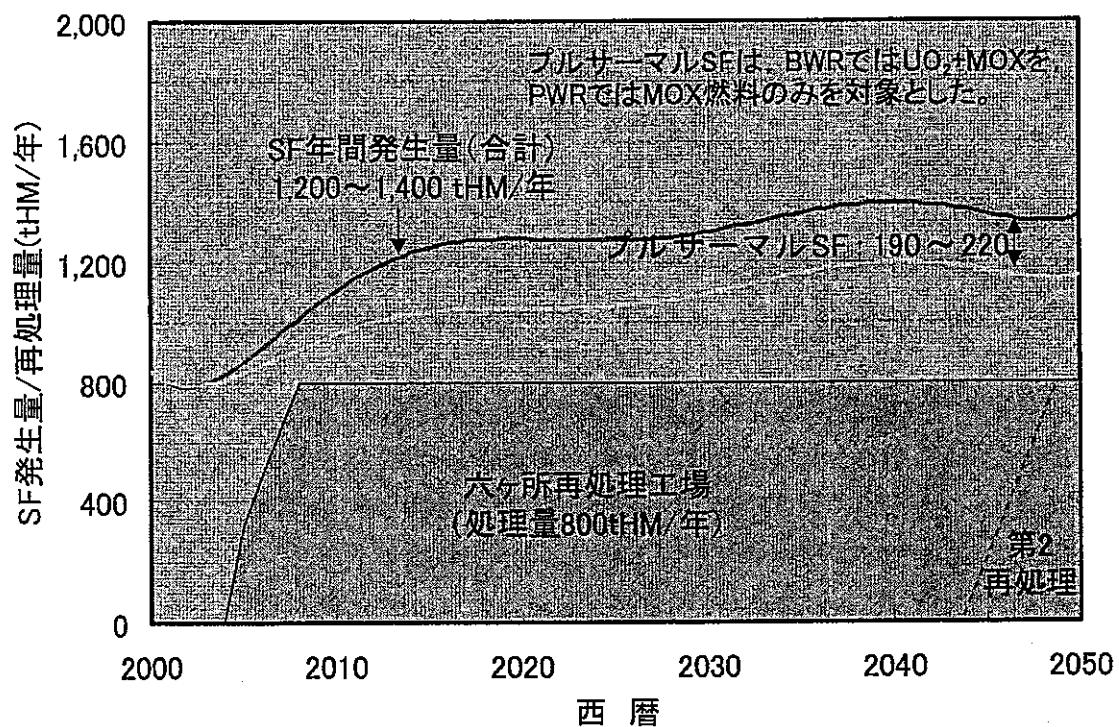


図 4.2.7 年間の使用済燃料 (SF) 発生量と再処理量 (プルサーマルシナリオの場合)

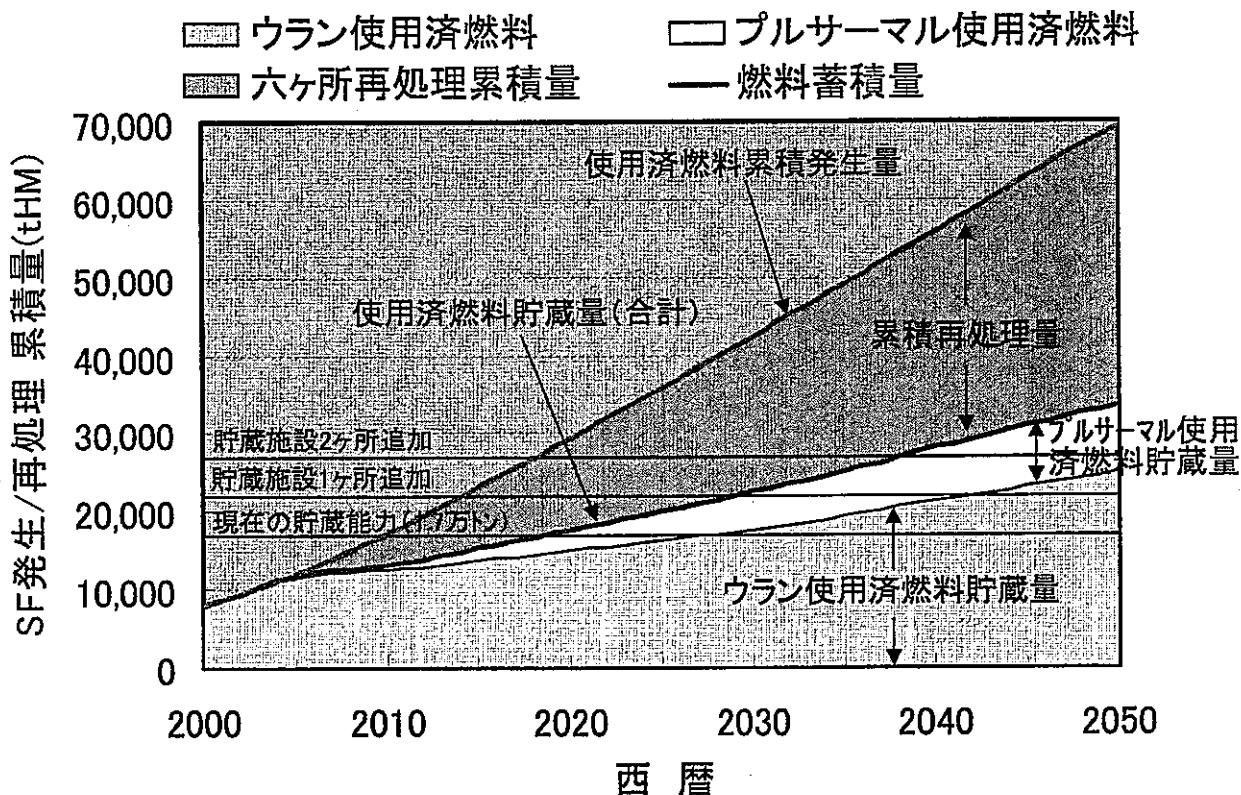


図 4.2.8 使用済燃料貯蔵量と累積再処理量 (プルサーマルシナリオの場合)

図 4.2.9～図 4.2.11 に現在の日本の原子力発電を取り巻く姿、および 2030 年頃のワンススルーの姿とプルサーマルを導入した場合の姿を模式的に示す。また、プルサーマルを導入した場合の 2020～2030 年頃の詳細な 1 年当たりの核物質収支（年間マスバランス）を図 4.2.12 に示す。図 4.2.13 には、短期的視点からもしプルサーマルが導入されなかった場合の問題点をフロー図にまとめた。プルサーマルが導入されない場合、六ヶ所再処理工場の運転を取り止め、2010 年以降 2030 年までの間に合計約 2.5 万トン規模の新たな使用済燃料中間貯蔵施設を、候補地選定や建設の期間を考慮しながら導入する必要がある。中間貯蔵施設が建設された場合は、将来の FBR 導入に備えて当面使用済燃料を貯蔵することになる。一方、建設が順調に行かない場合は、各原子炉サイト間で貯蔵の融通を利かせたとしてもおよそ 10 年後には原子炉サイトでの貯蔵能力が限界に達し、LWR の運転が停止に追い込まれる可能性がある。この他にも、当面利用目的のない海外再処理から回収したプルトニウムの存在が課題として挙げられる。

図 4.2.14 に短期的な視点からのプルサーマル導入の必要性をまとめた。六ヶ所再処理工場を止めてプルサーマル導入がない場合と比較して、プルサーマル導入の利点は、

- ・ウラン利用効率が若干向上
  - ・供給オプションが多様化
  - ・既回収プルトニウムの有効利用
  - ・使用済燃料貯蔵に係る負担の低減
  - ・プルトニウム利用技術の継続性
- などが考えられ、一方、欠点としては、
- ・経済性が劣る
  - ・二次廃棄物の発生量が増加
- などが挙げられる。

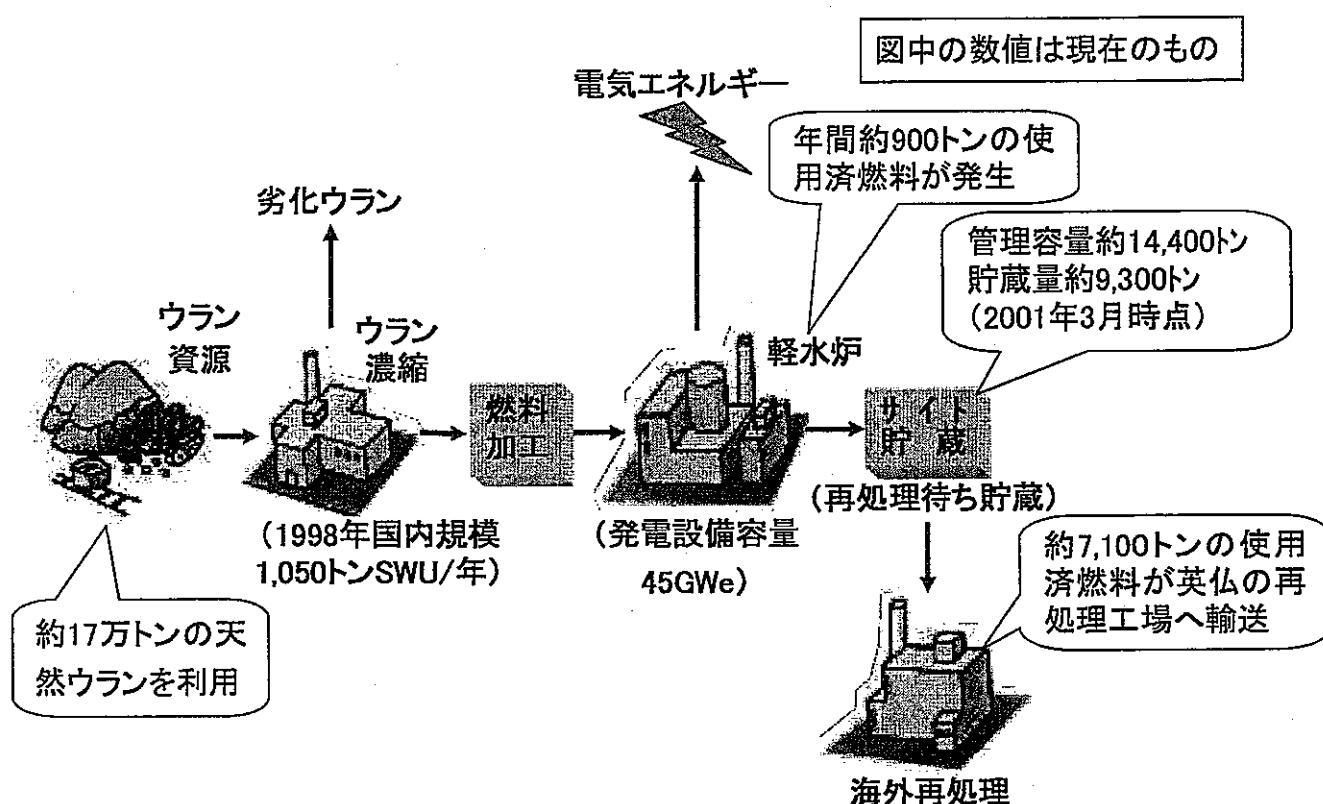


図 4.2.9 現在の日本の原子力発電を取り巻く姿

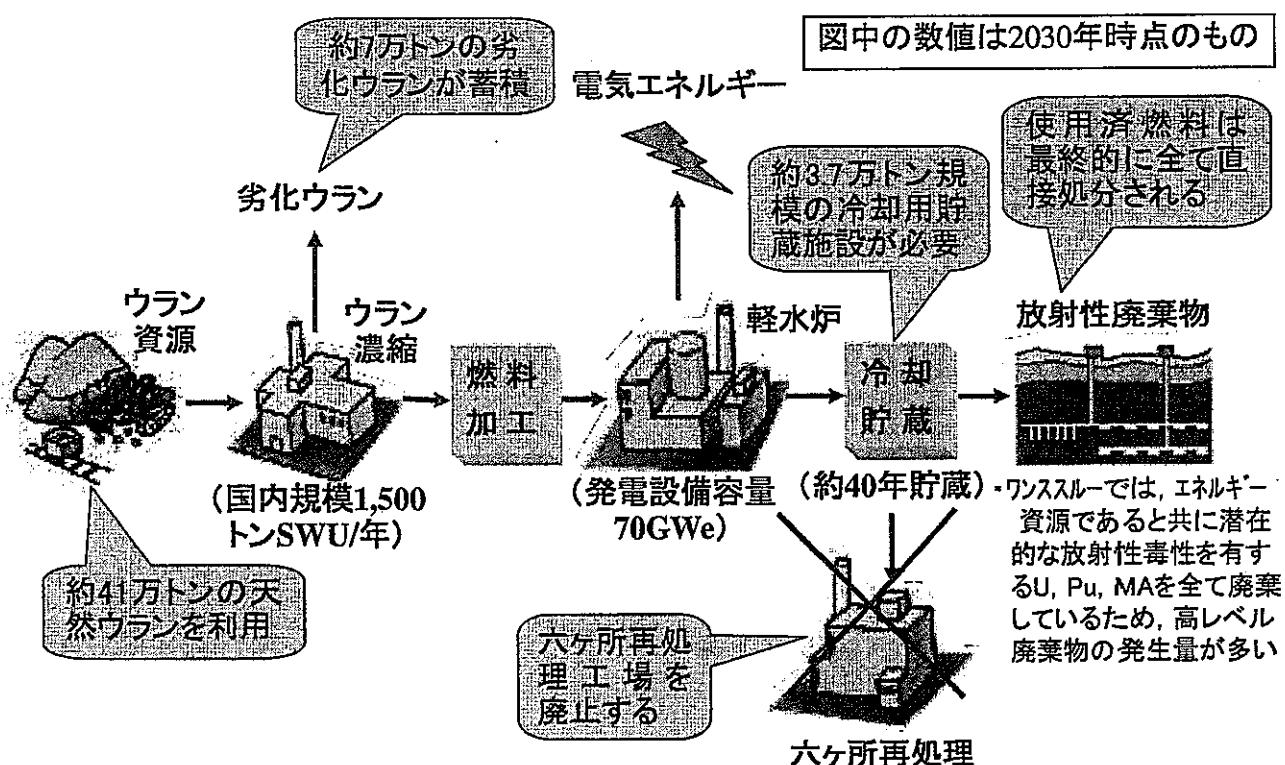


図 4.2.10 2030 年頃の原子力発電を取り巻く姿 (ワンスルーの場合)

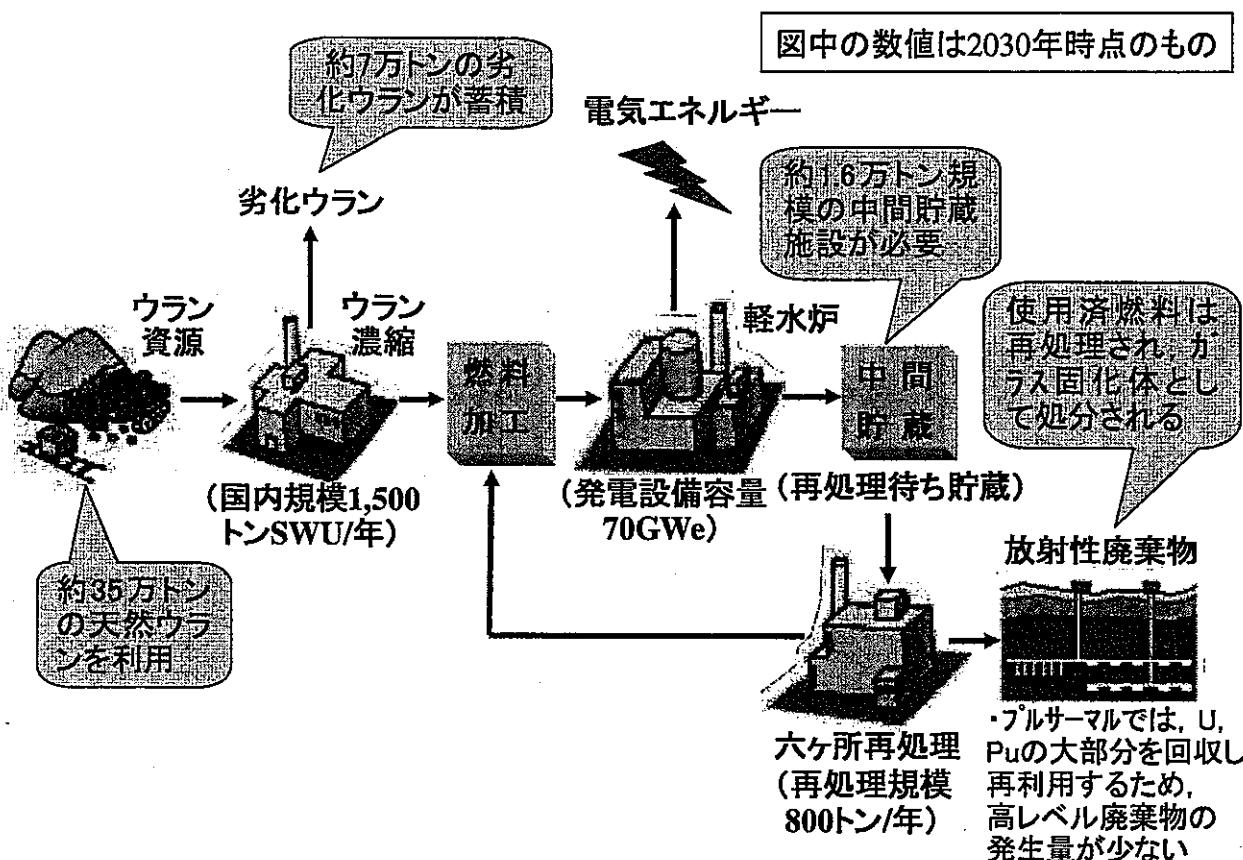


図 4.2.11 2030 年頃の姿（フルサーマルの場合）

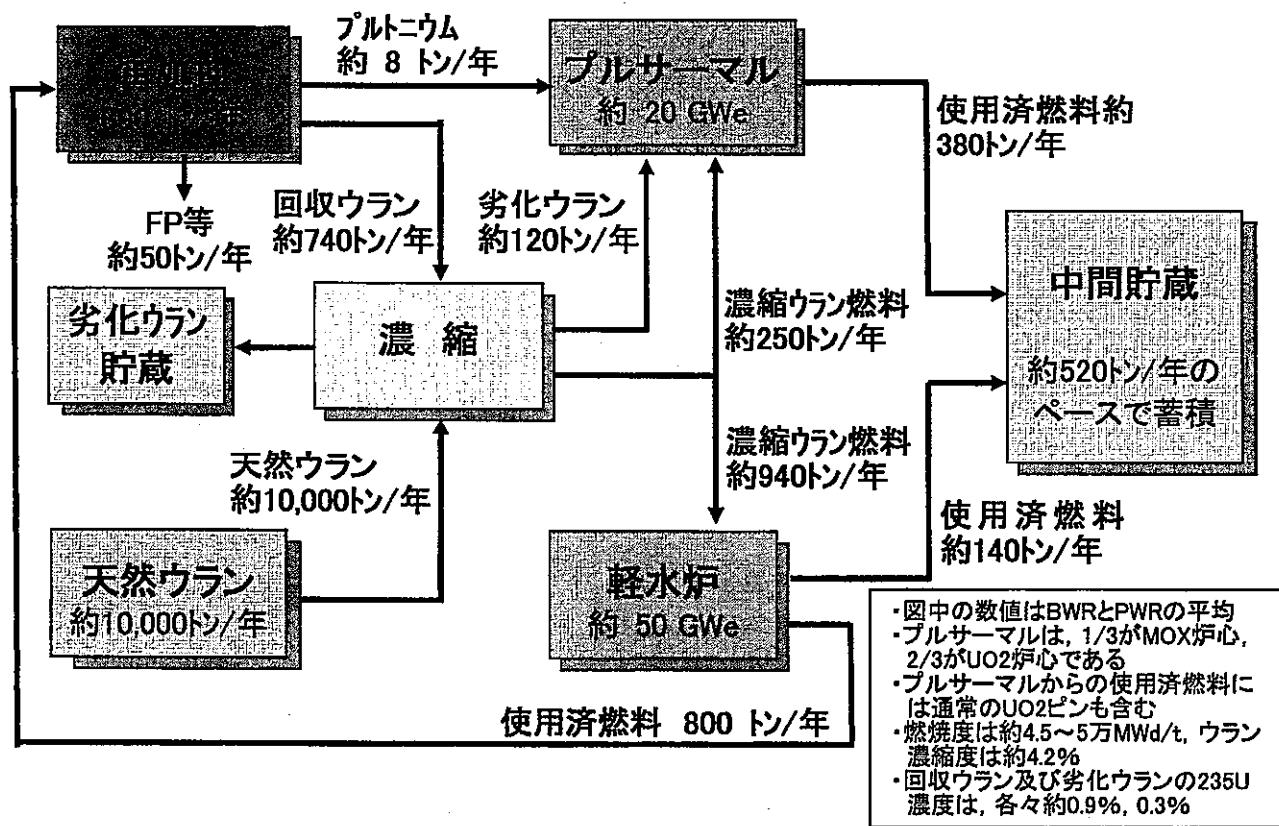


図 4.2.12 2020～2030 年頃の年間マスバランス（70GW：軽水炉+プルサーマルの時代）

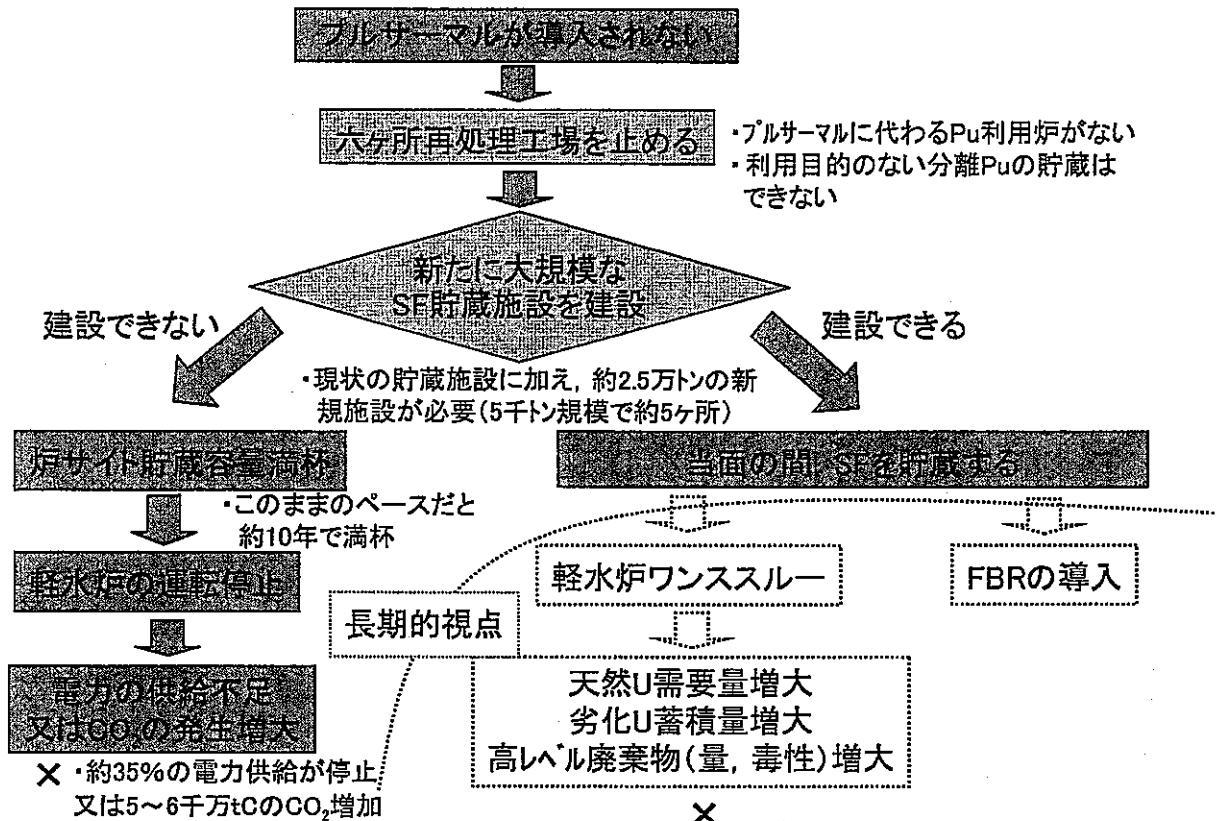


図 4.2.13 もしフルサーマルが導入されなかった場合（短期的視点）

経済性は悪化するが、既回収Puの消費や使用済燃料貯蔵能力に関する当面の課題を解決すると共に、エネルギー・セキュリティやPu利用技術の継続性に関する利点も考慮すると、魅力がある

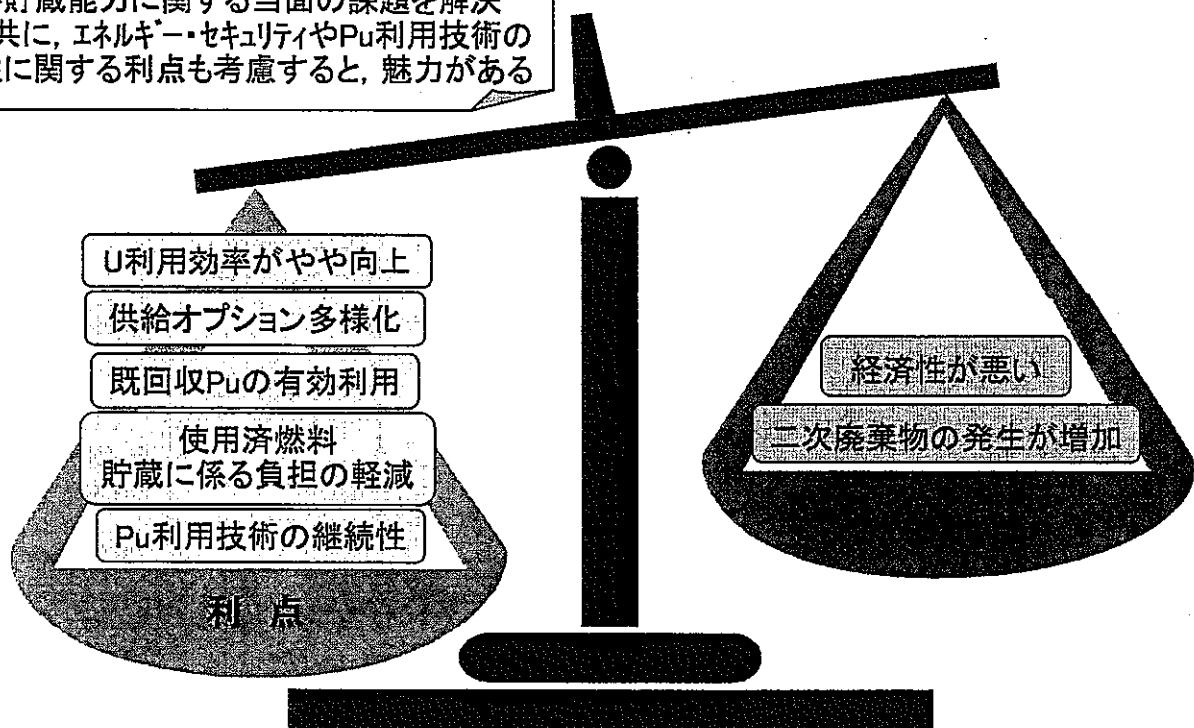


図 4.2.14 近未来（高速炉導入以前）における「フルサーマル導入」の必要性  
(六ヶ所再処理工場を止め、フルサーマル導入がない場合と比べて)

#### 4.3 短期的視点から見たプルトニウムバランス

4.2 節で述べたように、短期的視点ではプルサーマルを導入するかどうかがポイントであるが、これは、サイクル諸量の中でも特にプルトニウム需給バランスに大きな影響を与える。プルトニウムバランスは、主に、供給側である海外および六ヶ所での再処理計画と、需要側であるプルサーマルの導入計画に依存する。本節では、FAMILY-EX コードとは別のプルトニウムバランス評価コード（エクセル計算シート）を用いて、2020 年頃までのプルトニウムバランスの詳細な計算を実施した。

計算ケースとして、「基準ケース」、「プルトニウム利用促進ケース」、「プルトニウム利用後退ケース」の 3 ケースを取り上げた。

各シナリオの概要は次の通り。

- ①ケース 1（基準ケース）：既存プルサーマル導入計画（1/3MOX 炉心 16～18 基導入）を 5 年程度遅延
- ②ケース 2（促進ケース）：ABWR および APWR を中心にプルサーマル（全炉心 MOX）を導入
- ③ケース 3（後退ケース）：プルサーマルの導入なし、「常陽」と「もんじゅ」のみ

各ケースのプルサーマルおよび高速炉（「常陽」、「もんじゅ」、実用炉）の導入・運転計画を表 4.3.1～表 4.3.3 に示す。なお、詳細な前提条件については付録 4 にまとめる。なお、六ヶ所再処理工場は 2005 年からの正式な運転に先立って、2004 年からの先行再処理（約 210 トン/年）を開始した場合を想定した。<sup>(17)</sup>

計算結果を図 4.3.1 に示す。

基準ケースでは、プルトニウムバランスは 2003 年頃の約 32 トン Puf をピークに徐々に減少し、2020 年には 18 トン Puf まで減少する。既存のプルサーマル導入計画（1/3 炉心 16～18 基）では、六ヶ所再処理工場から回収するプルトニウム量を若干上回るペースで消費するため、分離プルトニウムは徐々に減少する傾向があるものの、六ヶ所再処理工場回収分とは別に 2000 年代前半までに海外回収プルトニウムの在庫（約 30 トン Puf）を別途抱えており、2020 年時点ではこの海外回収分も含めて全ての分離プルトニウムを消費することができない。

促進ケースでは、2004 年頃の約 32 トン Puf をピークに基準ケースよりも早いペースで減少し、2015 年手前でプルトニウムバランスはマイナスに転じる。ALWR を中心に全炉心 MOX プルサーマルを導入した場合、六ヶ所再処理工場から回収する量を大きく上回るペースでプルトニウムを消費するため、海外回収プルトニウムの在庫も含めてプルサーマルの導入開始後 10 年程度で分離プルトニウムを使い切ることができる。

後退ケースでは、「常陽」と「もんじゅ」だけでは六ヶ所再処理工場にて回収するプルトニウムを消費しきれず、プルトニウムは増加し続け、2020 年時点で約 100 トン Puf 蓄積する。

表 4.3.1 各炉の導入計画（ケース 1）

(既計画 1/3 炉心プルサーマル)

開始時期	立地場所	炉 型	出力(万 kWt)	MOX 比率	消費量(トンPuf/年)
2003 年	JNC 常陽	FBR	10(万 kWt)	全炉心	~0.1
2004～ 2005 年	BWR 系サイト	BWR	78	1/3 炉心	0.3
		BWR	110	1/3 炉心	0.3
2005 年	JNC もんじゅ	FBR	28	全炉心	0.5
2006～ 2011 年	BWR 系 2→8 基 PWR 系 0→6 基	BWR PWR	100× ~14 基	1/3 炉心	~4.2
2009 年	電発 大間	ABWR	138	全炉心	1.1
2012 年～	BWR 系 8 基 PWR 系 6→8 基	BWR PWR	100× 16 基	1/3 炉心	~4.8

表 4.3.2 各炉の導入計画（ケース 2）

(ABWR 全炉心+APWR 全炉心+FBR)

開始時期	立地場所	炉 型	出力(万 kWt)	MOX 比率	消費量(トンPuf/年)
2003 年	JNC 常陽	FBR	10(万 kWt)	全炉心	~0.1
2004 年	BWR 系サイト	BWR	78	1/3 炉心	0.3
		BWR	110	1/3 炉心	0.3
2005 年	JNC もんじゅ	FBR	28	全炉心	0.5
2007 年	ABWR 系	ABWR	138	全炉心	1.1
2008 年	ABWR 系サイト	ABWR	135	1/2 炉心	0.55
		ABWR	135	1/2 炉心	0.55
2009 年	電発 大間	ABWR	138	全炉心	1.1
2010 年	APWR 系サイト	APWR	154	全炉心	2.0
		APWR	154	全炉心	2.0
2015 年	JNC 実用炉	FBR	50	全炉心	0.4

表 4.3.3 各炉の導入計画（ケース 3）

(プルサーマルの導入計画なし)

開始時期	立地場所	炉 型	出力(万 kWt)	MOX 比率	消費量(トンPuf/年)
2003 年	JNC 常陽	FBR	10(万 kWt)	全炉心	~0.1
2005 年	JNC もんじゅ	FBR	28	全炉心	0.5

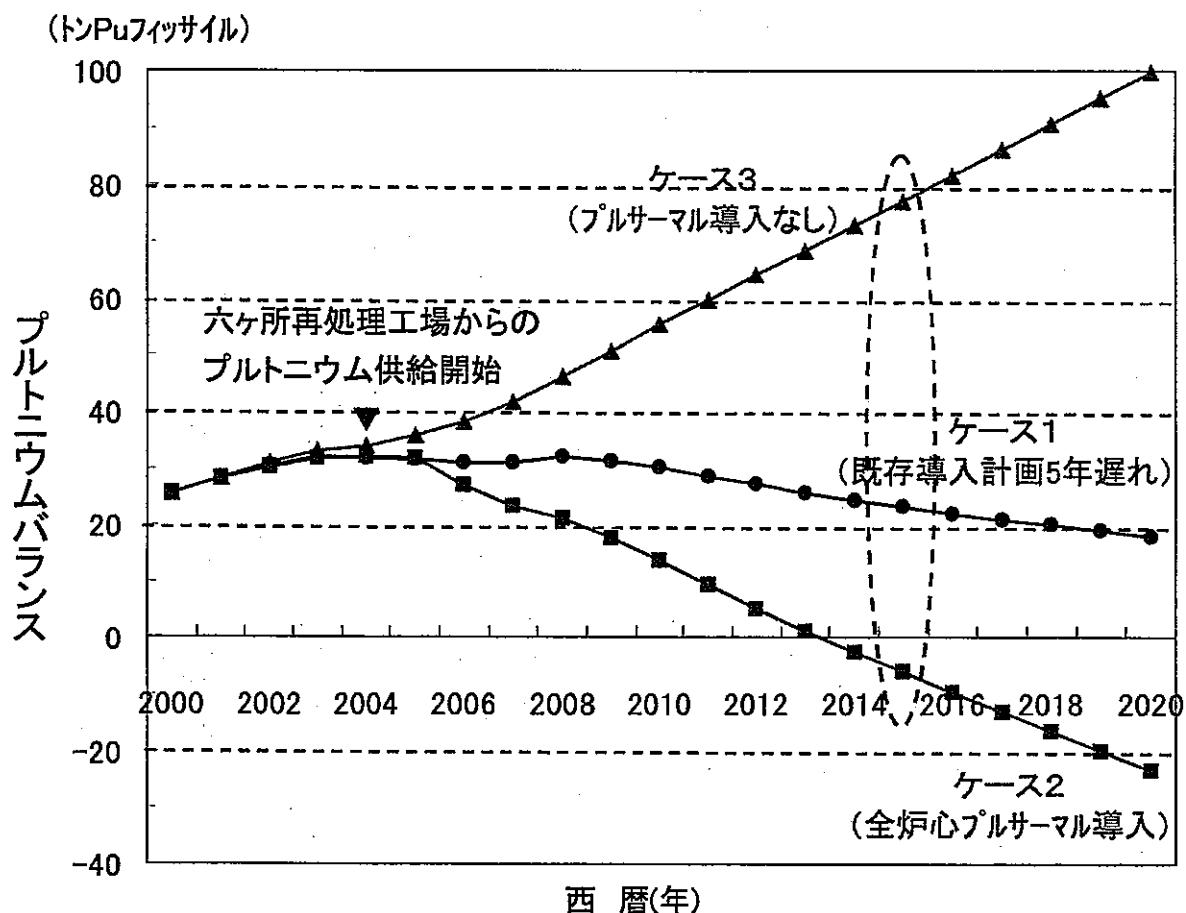
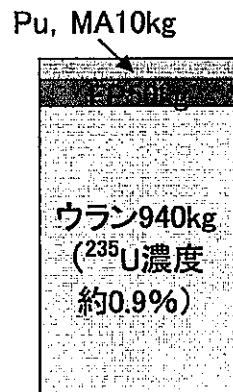


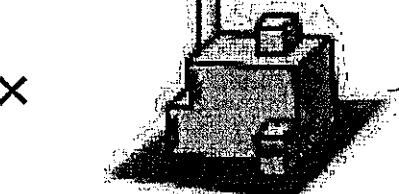
図 4.3.1 日本のプルトニウムバランス（近未来）

図 4.3.2 に六ヶ所再処理工場から回収する年間約 4.8 トン Pu<sub>f</sub> の需給バランスを取る例を、図 4.3.3 に海外再処理工場から回収する合計約 30 トン Pu<sub>f</sub> の需給バランスを取る例を示した。六ヶ所再処理工場からのプルトニウムとバランスするのは、1/3MOX 炉心のプルサーマルで約 14 基、全炉心 MOX (ALWR タイプ) のプルサーマルで約 2~4 基とバランスすることが分かる。一方、同量のプルサーマル規模で、海外再処理からの回収プルトニウムをおよそ 7 年で消費することが分かる。

ケースA, B, Cは代表的なケースを想定している。いずれかのケースを一つ、あるいは複数のケースから適当な炉型を組合せることによりPu需給バランスを取ることが可能である。



六ヶ所再処理工場  
(2004年～ \*<sup>1</sup>)



年間 約4.8  
トンPuf/年 \*<sup>2</sup>

再処理容量800トン/年

軽水炉使用済燃料1トン

\*<sup>1</sup>) 第10回原子力委員会(H14.3.5) 資料第2-1「再処理の事業の変更許可について」

\*<sup>2</sup>) 使用済燃料1トン当たりのPuf回収率は、0.6wt%を仮定

\*<sup>3</sup>) 1/3MOX炉心(100万kW前後)の場合、約0.3トンPuf/年の消費を想定

\*<sup>4</sup>) ABWRフルMOX炉心(138万kW)の場合、約1.1トンPuf/年の消費を想定

\*<sup>5</sup>) APWRフルMOX炉心(154万kW)の場合、約2トンPuf/年の消費を想定

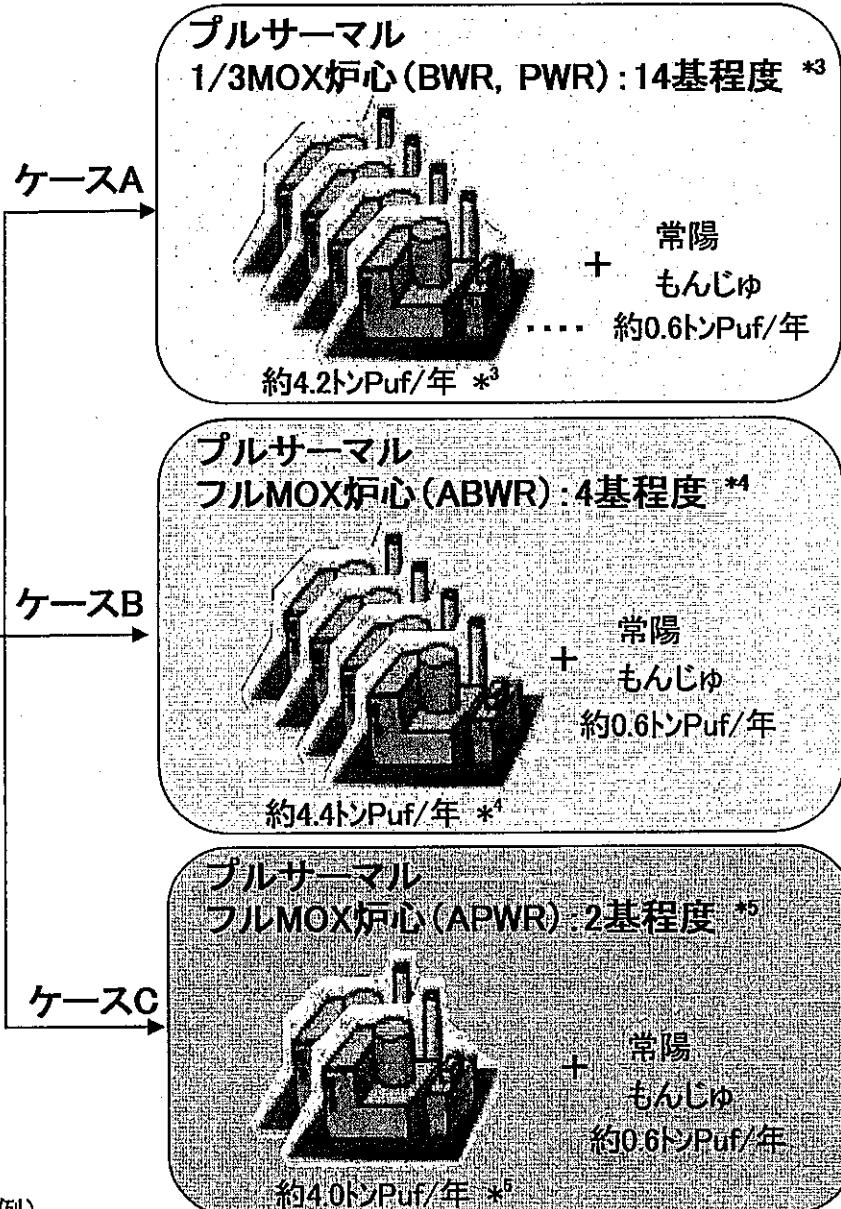
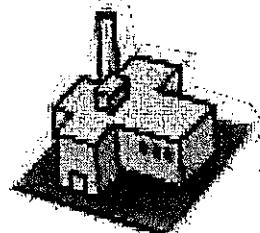


図 4.3.2 六ヶ所再処理工場から回収する年間約4.8トンPufの需給バランス(例)

ケースA, B, Cは代表的なケースを想定している。いずれかのケースを一つあるいは複数のケースから適当な炉型を組合せることによりPu需給バランスを取ることが可能である。

### 海外再処理(英, 仏) (~2003年 \*1)



合計 約33トンPuf \*2

合計再処理量  
5,600トン(軽水炉)  
1,500トン(ガス炉)

\*1) H6長計の第5回長期計画専門部会・第2分科会(H5.5.19)

資料5-7「海外再処理委託契約概要」

\*2) 同Puf回収率は、0.55wt% (軽水炉), 0.15wt% (ガス炉)を仮定

\*3) 1/3MOX炉心(100万kW前後)の場合、約0.3トンPuf/年の消費を想定

\*4) ABWRフルMOX炉心(138万kW)の場合、約1.1トンPuf/年の消費を想定

\*5) APWRフルMOX炉心(154万kW)の場合、約2トンPuf/年の消費を想定

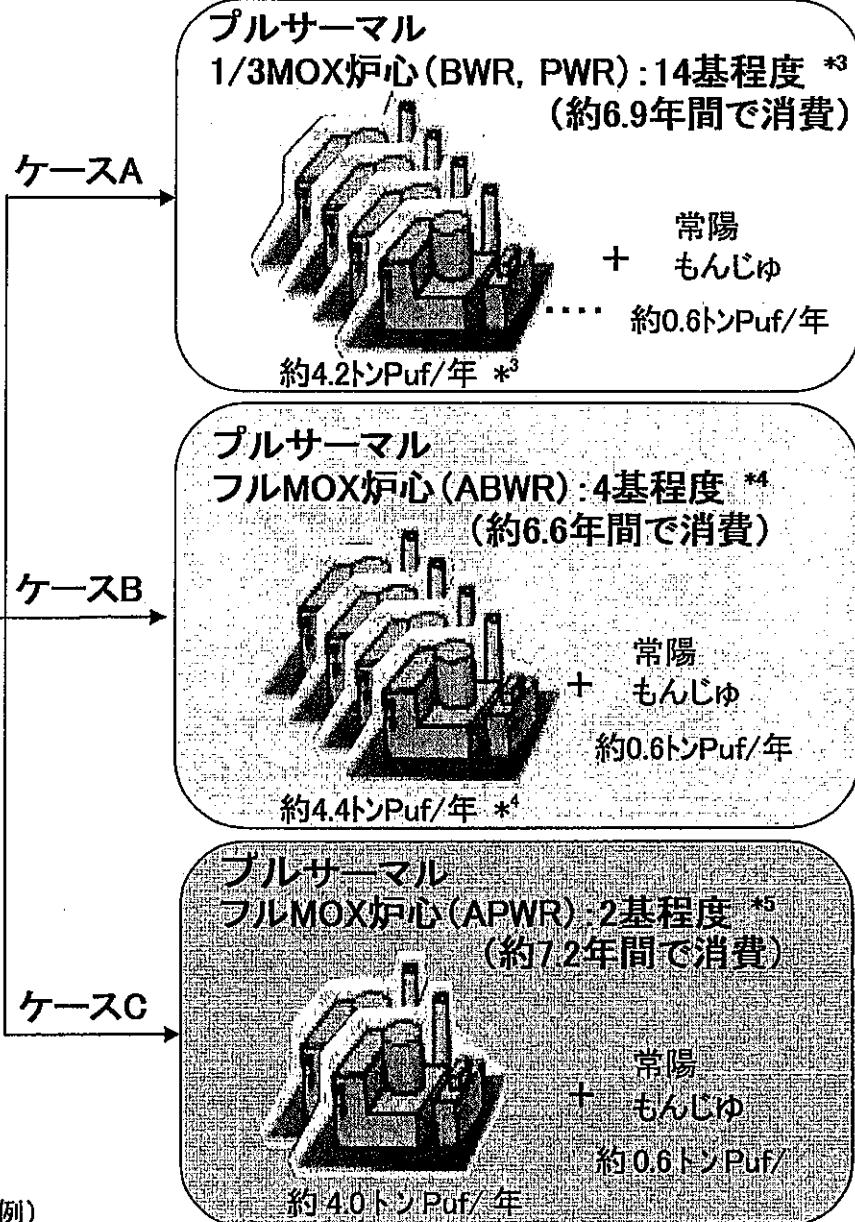


図 4.3.3 海外再処理工場から回収する合計約 30 トン Puf の需給バランス (例)

#### 4.4 長期的視点から見たシナリオの概要

図 4.4.1 に長期的視点から見たシナリオの全体図を示す。FBR 本格導入以降も含めて 2200 年頃までの期間を対象に、ワنسスルーを続けた場合（ワنسスルーシナリオ）、プルサーマルを続けた場合（プルサーマルシナリオ）、および短期的にプルサーマルを導入した後 FBR を本格的に導入した場合（FBR 導入シナリオ）の大きく 3 つに分類できる。資源有効利用や環境負荷低減などの観点から、4.1 節で紹介したシナリオのうち、発電設備容量 70GW の以下の代表的な 4 つのシナリオについて、天然ウラン累積需要量、ティルウラン貯蔵量、使用済燃料貯蔵量、Pu 蓄積量、MA 蓄積量等の相対的な比較を行った。

- ・軽水炉ワансスルー
- ・軽水炉+プルサーマル 1 回リサイクル
- ・軽水炉+プルサーマル多重リサイクル
- ・軽水炉+プルサーマル+Na 冷却型 FBR2030 年導入

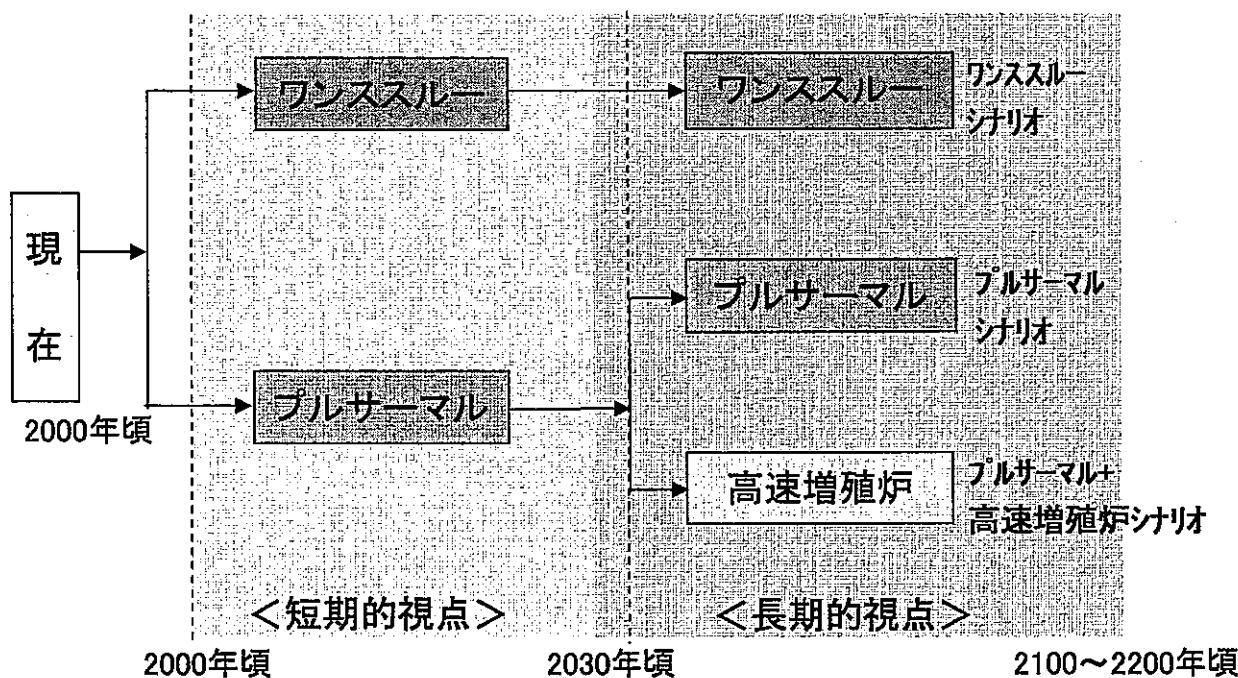


図 4.4.1 長期的視点から見たシナリオ

資源有効利用の観点から、天然ウラン累積需要量の比較を図 4.4.2 に示す。ワансスルーとプルサーマル（1 回リサイクル、多重リサイクル）の両シナリオとも、天然ウラン累積需要量は右肩上がりで増加の傾向が続く。プルサーマルの導入により 10%（多重リサイクル）～15%（1 回リサイクル）程度削減されるが、これは短期的には供給オプションの多様化につながり有意義ではあるものの、長期的な視点からはワансスルーと同様プルサーマルも資源制約解消のための根本的な解決策とはなり得ない。これに対して、Na 冷却型 FBR 導入では天然ウラン累積需要量を大幅に抑え込み、天然ウラン資源制約からの脱却が期待できる。

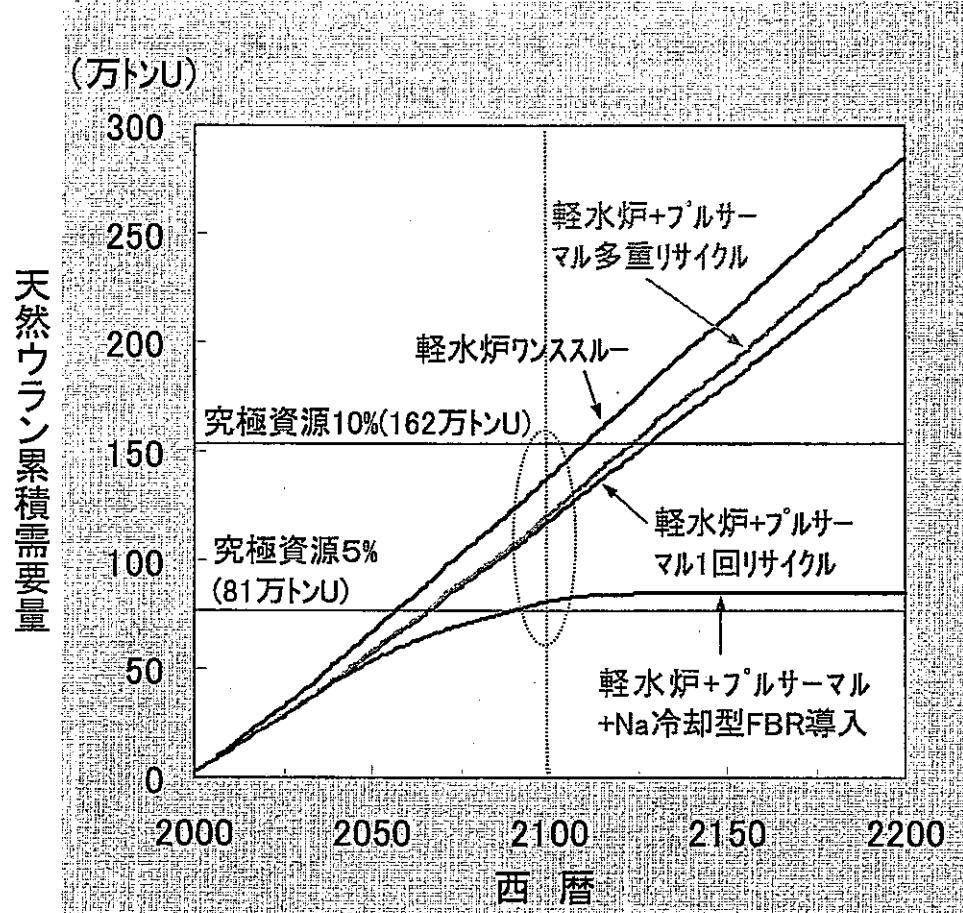


図 4.4.2 天然ウラン累積需要量

環境負荷低減の観点から、国内ティルウラン貯蔵量、使用済燃料貯蔵量、使用済燃料中とガラス固化体中のプルトニウムやマイナーアクチニド等の蓄積量の検討を行った。

図 4.4.3 に国内の濃縮工場から発生するティルウランの貯蔵量を示す。ティルウランは、Na 冷却型 FBR 導入シナリオを除いて全てのシナリオが右肩上がりで上昇し続け、2200 年時点で 40 万トン U 前後まで蓄積する。MOX 燃料の母材としてティルウランを利用するため、わずかではあるが減少するものの、プルサーマル導入によるティルウランの大幅減少は期待できず、多重リサイクルの場合にワンススルーに比べて約 6 万トン（約 15%）の削減が望める程度である。

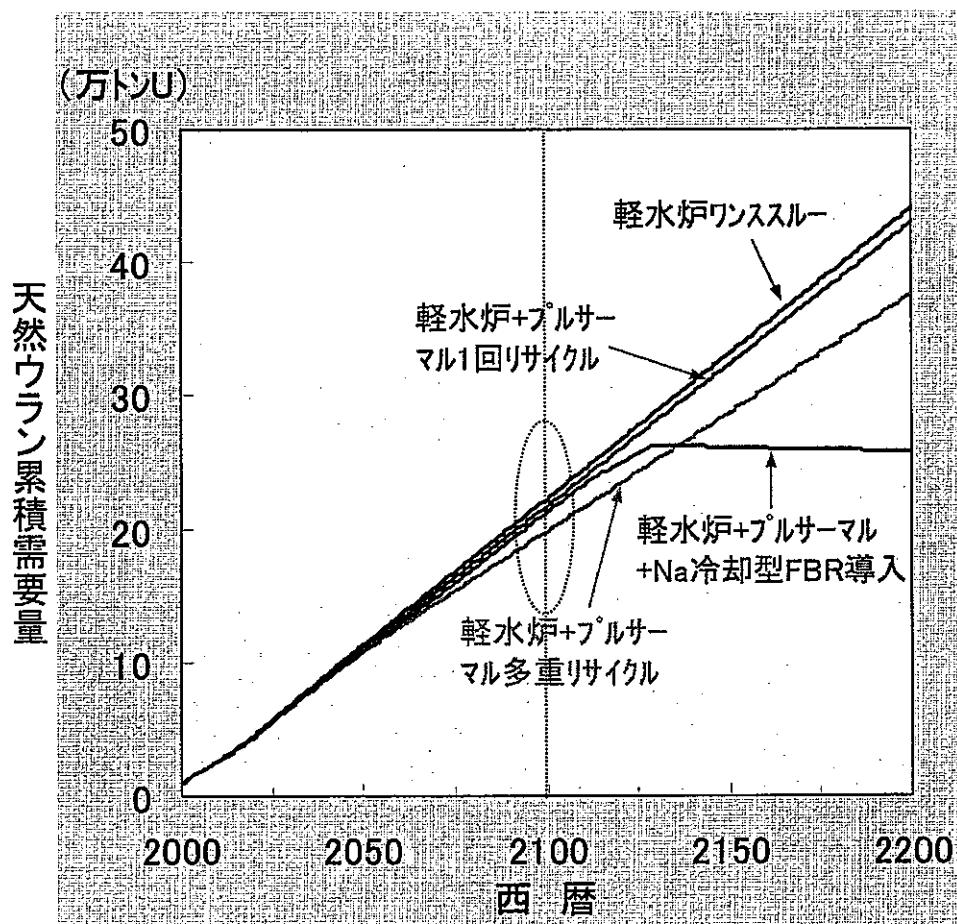


図 4.4.3 テイルウラン貯蔵量（国内施設のみ）

最終処分場への移行量も考慮した使用済燃料貯蔵量（炉サイトでの 4 年間貯蔵分を含む）を図 4.4.4 と図 4.4.5 に示す。使用済燃料貯蔵量は基本的に再処理工場の導入量に関係し、再処理の導入のないワンスルが最も多く、大規模な再処理計画を仮定しているプルサーマル多重リサイクルの場合、最も貯蔵量が少なくなる。ある意味では再処理工場を建設するか、直接処分前の冷却を行う使用済燃料貯蔵施設を建設するかの選択と言える。最終処分場への移行量を差し引いて考えた場合、ワンスルでは最大約 6 万トン、プルサーマル 1 回リサイクルでは最大約 3 万トンの貯蔵設備が必要となる。一方、2040 年頃より最終処分場での処分が開始され、ワンスルの場合 2090 年時点で米国ユッカマウンテン規模の処分場が必要となる。

一方、再処理工場から発生するガラス固化体の量を図 4.4.6 に示す。ガラス固化体の発生量（本数）は当然再処理量に大きく関係し、2100 年時点では再処理工場の導入規模の大きいプルサーマル多重リサイクルの場合が最も多く 19 万本、次いで Na 冷却型 FBR 導入シナリオの 16 万本、プルサーマル 1 回リサイクルの 11 万本と続く。なお、使用済燃料 1 トン当たりのガラス固化体の発生量は各燃料の平均燃焼度に比例するものとし、LWR で 1.25～1.67 本、FBR で 1.67 本を想定した。

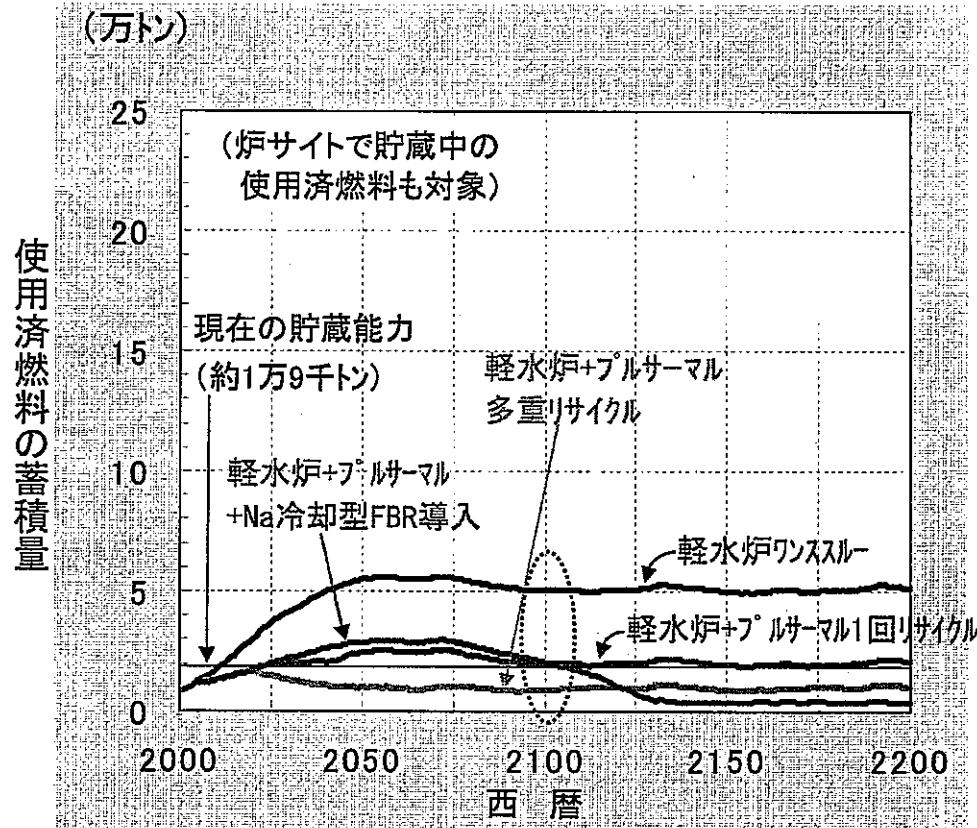


図 4.4.4 使用済燃料の蓄積量

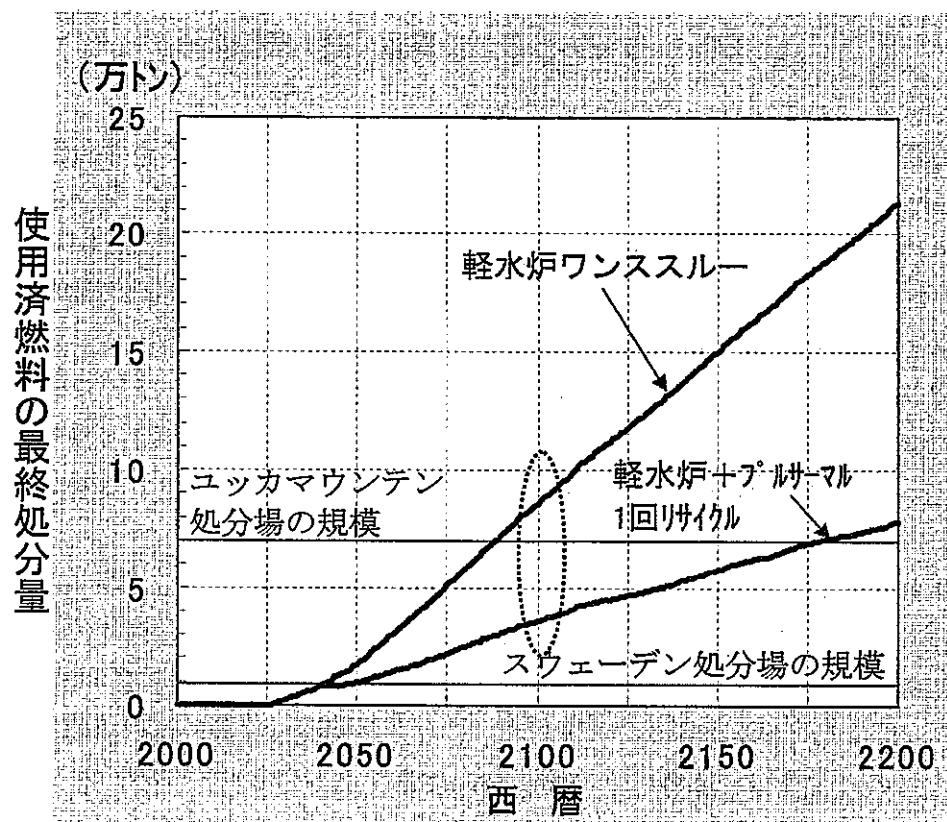


図 4.4.5 使用済燃料の最終処分量

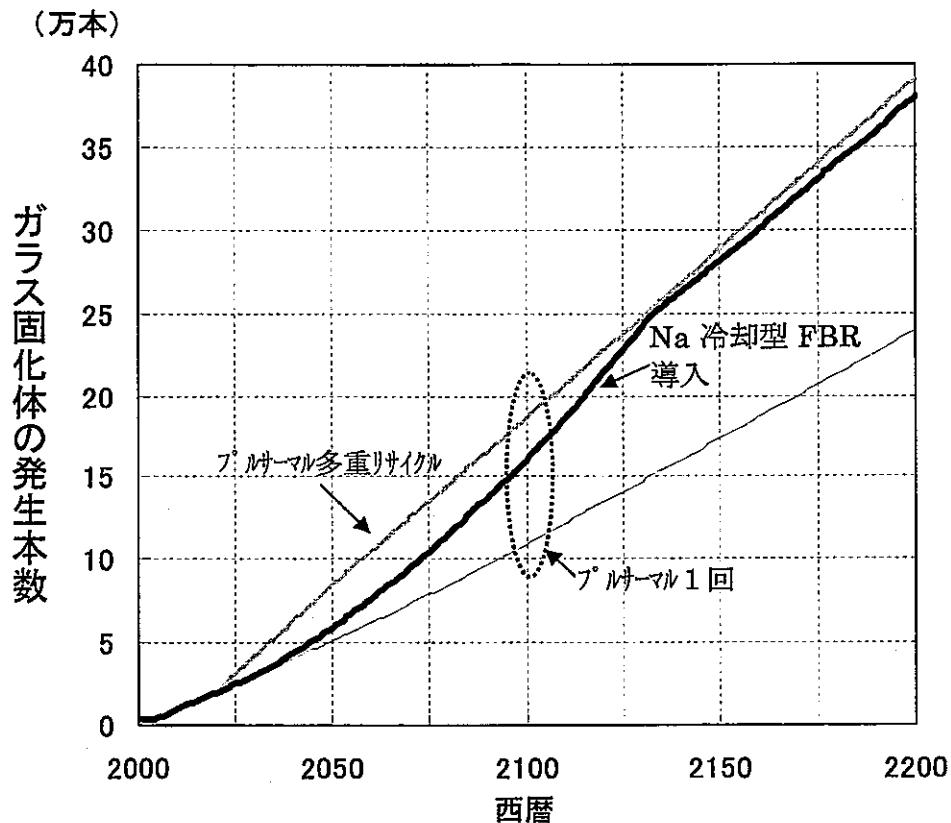


図 4.4.6 ガラス固化体発生本数

図 4.4.7 に高レベル廃棄物発生量(体積)を示す。高レベル廃棄物として使用済燃料(但し、炉サイトで 4 年冷却期間中のものは除いている)とガラス固化体を対象にした。使用済燃料 1 トンの体積は  $0.45 \text{ m}^3$  (PWR と BWR の燃料集合体体積の平均値), ガラス固化体 1 本の体積は  $0.16 \text{ m}^3$  (六ヶ所再処理工場仕様のキャニスターの体積を参考) と仮定し、図 4.4.4, 図 4.4.5 および図 4.4.6 の使用済燃料の蓄積量と最終処分量およびガラス固化体発生本数から算出したものである。FBR を導入した場合、ワンススルーに比べて、システム内に貯蔵あるいは処分する高レベル廃棄物の量(体積)を 60%程度まで減少させることが可能である。

図 4.4.8 に使用済燃料(炉サイトで貯蔵中の使用済燃料も含む)及びガラス固化体中の全核種の蓄積量を示す。全核種の蓄積量は、再処理を行わないワンススルーでは全ての使用済燃料が、プルサーマル 1 回リサイクルでは一部の使用済燃料が高レベル廃棄物として最終処分されるため右肩上がりの増加傾向が続く。その他のシナリオは、使用済燃料は最終的に再処理されるため、主に炉サイトで 4 年冷却中の使用済燃料中のウラン、プルトニウム、マイナーアクチニド及び FP がカウントされるが、その量は 3~4 万トン HM 程度に収まる。一方、使用済燃料(炉サイトで貯蔵中の使用済燃料も含む)及びガラス固化体中のプルトニウムとマイナーアクチニドの蓄積量を図 4.4.9 に示す。プルトニウムとマイナーアクチニドの蓄積量は、マイナーアクチニド・リサイクルを行う高速炉導入シナリオのみおおよそ 600 トン HM 以下(その大部分は炉サイトで貯蔵中の使用済燃料中に存在)で安定化するが、それ以外の

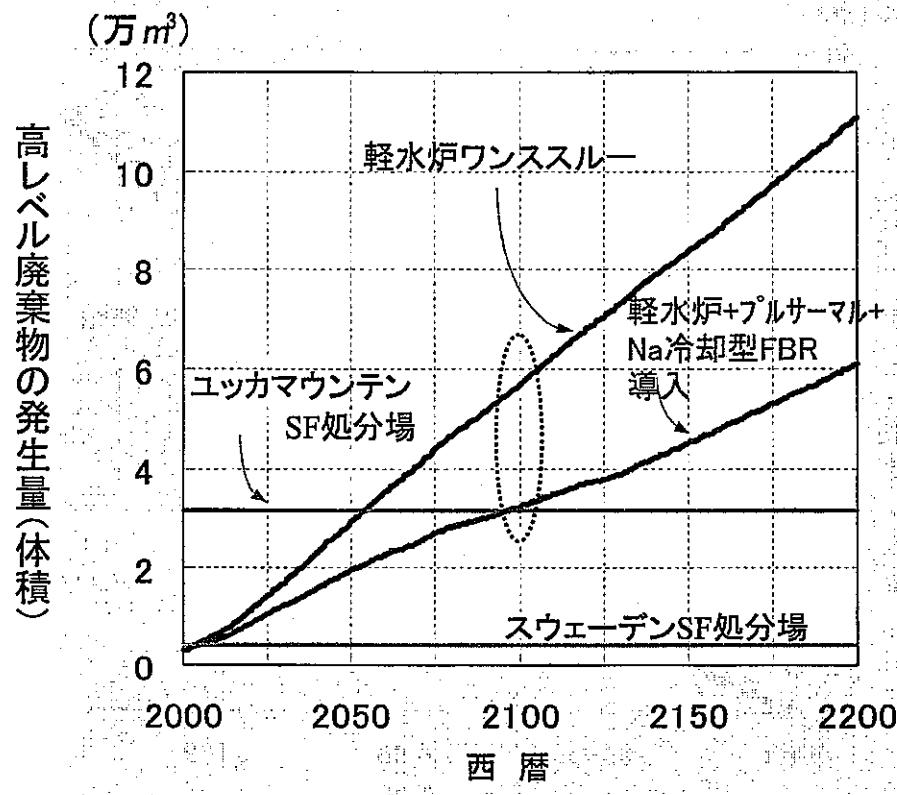


図 4.4.7 高レベル廃棄物の発生量（体積）（使用済燃料及びガラス固化体の合計）

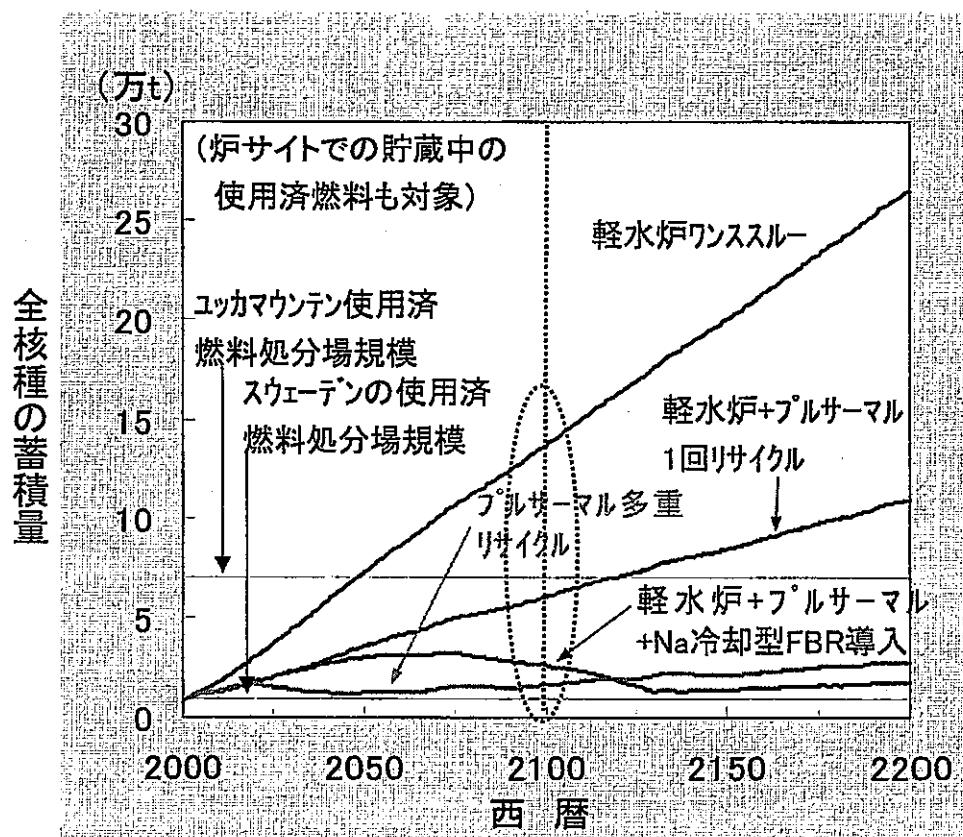


図 4.4.8 使用済燃料及びガラス固化体中の全核種の蓄積量

シナリオでは、プルトニウムおよびマイナーアクチニドの蓄積量の増加を食い止めることはできない。プルトニウムおよびマイナーアクチニドと共に削減できる高速炉導入シナリオでは、高レベル廃棄物中の放射性毒性の大幅な低減が期待できる。

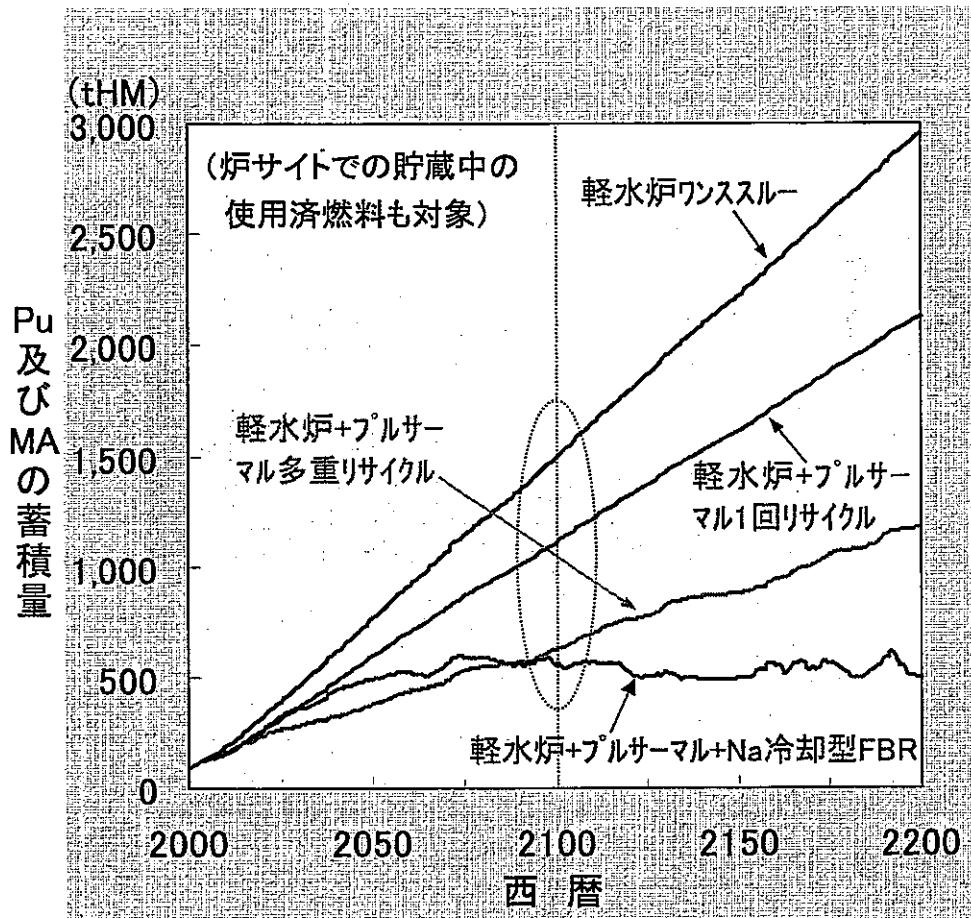


図 4.4.9 使用済燃料及びガラス固化体中の「プルトニウム及びマイナーアクチニド」の蓄積量

図 4.4.10～図 4.4.12 に、プルサーマル 1 回リサイクル、プルサーマル多重リサイクルおよび Na 冷却型 FBR 導入の 3 つのシナリオについて、プルトニウムおよびマイナーアクチニドの蓄積量の内訳を示す。プルサーマル 1 回リサイクルの場合、プルトニウムのほぼ全量およびマイナーアクチニドの 6 割近くが使用済燃料中に存在しており、プルトニウムの約 6 割はプルサーマル使用済燃料中に含まれる高次化プルトニウムが占めている。また、プルトニウムとマイナーアクチニドは共に増加の傾向を示す。(図 4.4.10) プルサーマル多重リサイクルの場合、プルトニウムの蓄積量はおよそ 400 トン HM 以下に抑制されるものの、マイナーアクチニドは増加の一途をたどる。プルトニウムの大部分を高次化プルトニウムが占めており、250 トン HM 前後は使用済燃料中に存在している。また、30 トン HM 前後のマイナーアクチニドが使用済燃料中に存在している。(図 4.4.11) Na 冷却型 FBR 導入の場合、プルトニウムとマイナーアクチニド両方の蓄積量を抑えることができる。高次化プルトニウムの蓄積はほとんどなく、プルトニウムの 95% 前後が使用済燃料中に存在している。また、使用済燃料中に存在しているマイナーアクチニドは 30～70 トン HM 程度である。(図 4.4.12)

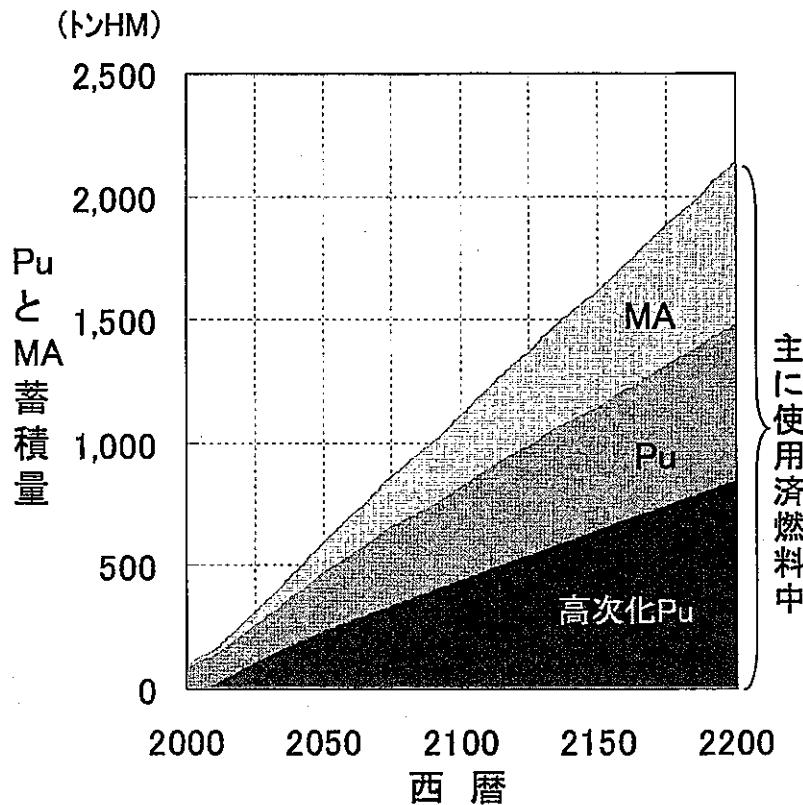


図 4.4.10 SF とガラス固化体中の Pu と MA 蓄積量の内訳（軽水炉+プルサマル 1 回サイクル）

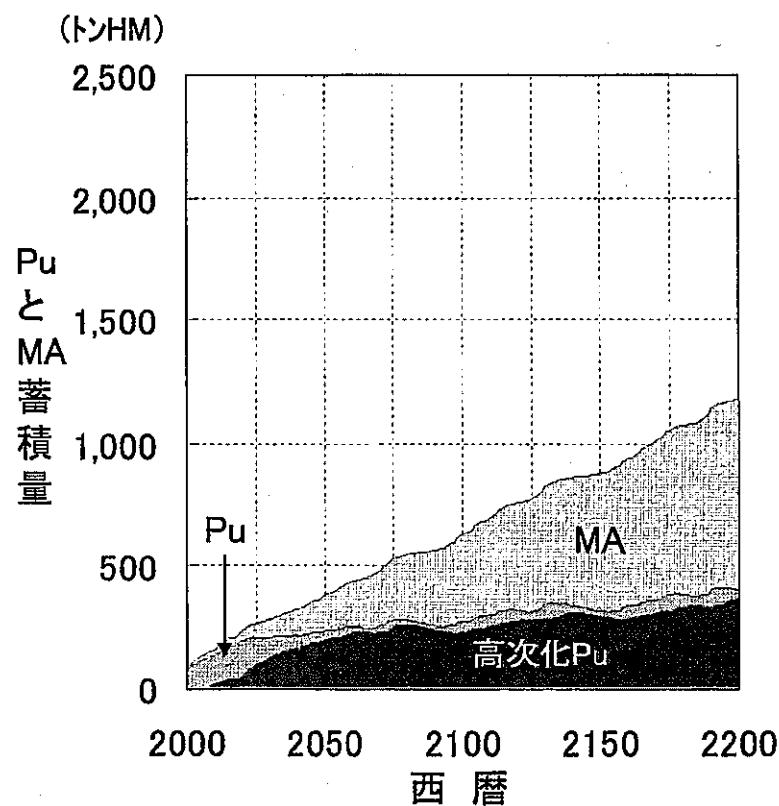


図 4.4.11 SF とガラス固化体中の Pu と MA 蓄積量の内訳（軽水炉+プルサマル多重サイクル）

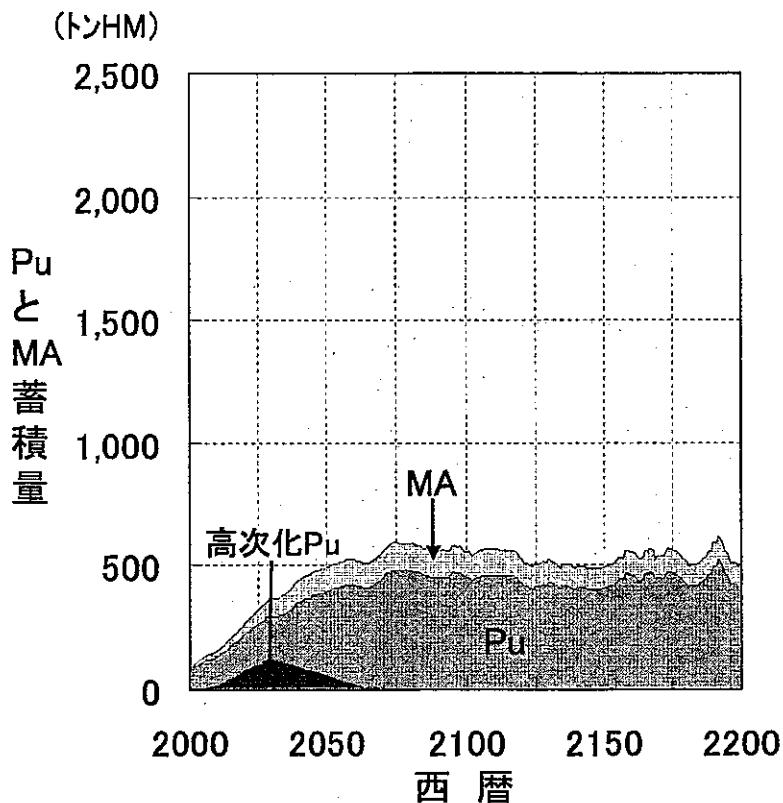


図 4.4.12 SF とガラス固化体中の Pu と MA 蓄積量の内訳(軽水炉+プロトコール+Na 冷却型 FBR 導入)

図 4.4.13 に長期的な視点からの FBR 導入の必要性をまとめた。主にワンススルーの場合と比較して、FBR 導入の利点は、

- ・ウラン利用効率が飛躍的に向上
  - ・国産エネルギーの獲得
  - ・高レベル廃棄物処分に係る負担が小さい
  - ・鉱さいや劣化ウランの発生を大幅に抑制
- などが考えられ、一方、欠点としては、
- ・開発要素が多い
  - ・二次廃棄物の発生量が増加

などが挙げられる。なお、安全性、経済性、核不拡散性については、「FBR サイクル実用化戦略調査研究」の目標に向かって開発を進めることを前提とする。

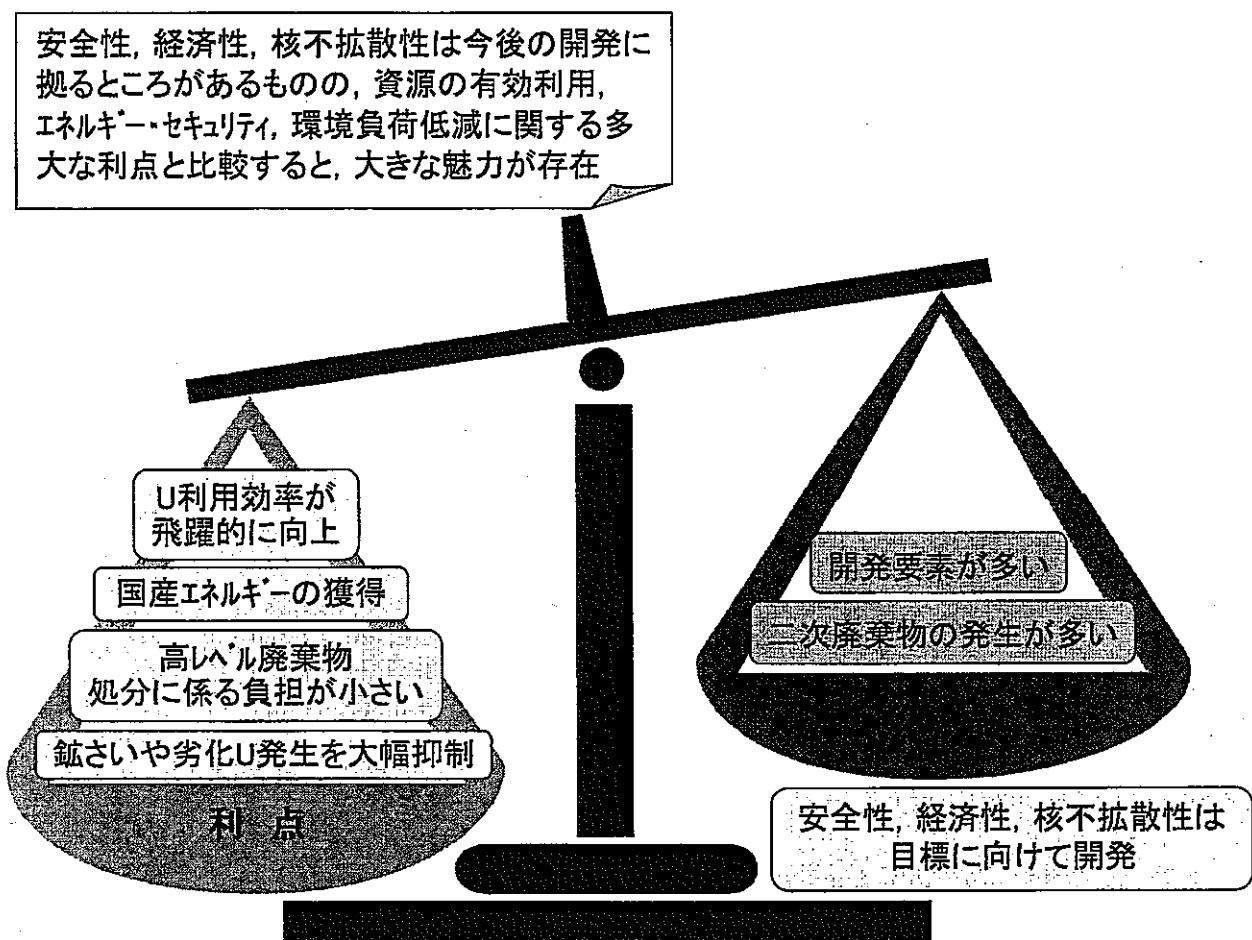


図 4.4.13 高速炉導入が選択される理由（主にワンススルーと比べて）

表 4.4.1 に、原子力発電設備容量 70GW におけるワンススルー、プルサーマル、プルサーマル多重リサイクル、および FBR2030 年導入の 4 つの代表的なシナリオについて、その特徴まとめた。また、付録 5 に現状 LWR サイクル（21 世紀前半）、LWR と FBR の共存サイクル（21 世紀中盤～後半）、および FBR サイクル（主に 22 世紀以降）の代表的なサイクル諸量図をまとめる。

表 4.4.1 代表的なシナリオの特徴

項目	現在	(1) 70GWe ワンスルー			(2) 70GWe プルサーマル (1回リサイクル)			(3) 70GWe プルサーマル (多重リサイクル)			(4) 70GWe FR2030 年導入		
		2030年	2050年	2100年	2030年	2050年	2100年	2030年	2050年	2100年	2030年	2050年	2100年
発電設備容量	45GW e <sup>*1</sup>	現在の 1.5 倍に増加			1.5 倍 (プルサーマルは全体の 20~30% 導入)			1.5 倍 (プルサーマルは全体の 90% 導入)			1.5 倍 (2130 年頃に全て FR に置き換わる)		
天然 U 累積需要量	約 17 万トン U <sup>*1</sup>	現在の 2.5 倍を消費 (究極の 3%)	4 倍 (究極の 4.5%)	8.5 倍 <sup>*6</sup> (究極の 9%)	2 倍 (究極の 2%)	3.5 倍 (究極の 4%)	7.5 倍 <sup>*8</sup> (究極の 8%)	2 倍 (究極の 2%)	3.5 倍 (究極の 4%)	7.5 倍 <sup>*8</sup> (究極の 8%)	2 倍 (究極の 2%)	3.5 倍 (究極の 4%)	5 倍で飽和 (究極の 5.5% で飽和)
燃料加工量	約 1,000 トン HM/年 <sup>*2</sup>	現在の 1.2~1.5 倍に増加			1.2~1.5 倍			1.5~1.8 倍			1.0(FR100% 導入時)~1.5 倍		
再処理量	LWR 平均 50 トン U/年 <sup>*3</sup>	—			800			1,200	500	300	800		
	プルサーマル —	—			—			400	1,100	1,300	150	150	—
	FBR —	—			—			—	—	—	50	250	700
使用済燃料貯蔵量 <sup>*8</sup>	6,700 トン HM <sup>*4</sup>	5,000 トン規模の貯蔵施設が 5 ケ所必要	10 ケ所	20 ケ所以上	1 ケ所	4 ケ所	8 ケ所	不要			2070 年頃のピーク時を中心に 2~3 ケ所必要		
Pu, MA 蓄積量	約 100 トン HM <sup>*5</sup>	460 トン (日本全体の電力需要量の 4 年分に相当するエネルギーを放棄)	770 トン (6.5 年分を放棄)	1,500 トン (280 トントン) <sup>*7</sup> (13 年分を放棄)	360 トン (3 年分を放棄) (ワススルーで放棄分の 20% 有効利用)	590 トン (5 年分を放棄) (25% 有効利用)	1100 トン (290 トントン) <sup>*7</sup> (9 年分を放棄) (25% 有効利用)	260 トン (2 年分を放棄) (45% 有効利用)	340 トン (3 年分を放棄) (55% 有効利用)	580 トン (340 トントン) <sup>*7</sup> (5 年分を放棄) (60% 有効利用)	360 トン (3 年分を放棄) (25% 有効利用)	460 トン (4 年分を放棄) (40% 有効利用)	470 トン (100 トントン) <sup>*7</sup> (4 年分を放棄) (70% 有効利用)
特徴	○: 長所 ▲: 短所	▲天然 U 累積需要量の増加 ▲使用済燃料の貯蔵・処分量の増加 ▲廃棄物側に U, Pu, MA の全てが移行 ▲U, Pu, MA のエネルギーを放棄			▲天然 U 累積需要量の増加 ▲使用済燃料の貯蔵・処分量増加 ▲廃棄物側に U, Pu, MA が移行			▲天然 U 累積需要量の増加 ○使用済燃料の貯蔵量減少 ○廃棄物側に移行する U, Pu 減少 ▲廃棄物側に MA が移行 ▲2020 年第 2 再処理(800 トン)導入			○天然 U 累積需要量が 5.5% で飽和 ○使用済燃料の貯蔵量減少 ○廃棄物に移行する U, Pu, MA 減少 ○U, Pu, MA のエネルギーを再利用		

\* 1) 原子力ポケットブック 2001 年版より

\* 2) OECD/NEA "Nuclear Energy Data - 2001" より

\* 3) 東海再処理工場の過去約 20 年間の平均再処理量。海外委託再処理量は除く

\* 4) 原子力白書(平成 10 年度)より。1998 年 3 月末現在の貯蔵量

\* 5) サイクル機構評価値。海外再処理回収分 Pu 約 28 トン及び使用済燃料中に存在している Pu, MA が対象

\* 6) 2100 年時点では飽和していない。ワススルー、プルサーマル及びプルサーマル多里リサイクルの各シナリオとも、2200 年時点では各々究極の 19%, 16%, 17% に達する

\* 7) MA の蓄積量

\* 8) ワススルー等では使用済燃料は最終的に処分場へ移送されるが、ここでは全て貯蔵した状態と見なしして貯蔵量を計算し、5,000 トン規模の貯蔵施設で何ヶ所必要かを示した。

## 5. おわりに

本研究では、従来の資源論的観点に加えて環境負荷低減の観点から、ワансスルー、プルサーマルおよび高速増殖炉サイクルのシナリオ比較を行い、短期的視点からプルサーマルの必要性を、長期的視点からFBRの必要性を検討した。その結果、以下の知見が得られた。

FBR導入以前の短期的な視点（今後20～30年間）から見ると、プルサーマル導入は、経済性が劣る、再処理工場等からの二次廃棄物の発生量の増加などの欠点を有するものの、既回収プルトニウムの有効利用およびプルトニウム利用技術の継続性の観点からその必要性が認められると考えられる。プルサーマル導入の結果、六ヶ所再処理工場を止めてプルサーマル導入がない場合と比較して、上記2点の必要性も含めて以下の利点を有する。

- ・ウラン利用効率が若干向上
- ・供給オプションが多様化
- ・既回収プルトニウム（海外回収プルトニウム）の有効利用
- ・使用済燃料貯蔵に係る負担の低減
- ・プルトニウム利用技術の継続性

もしプルサーマルが導入されなかった場合、六ヶ所再処理工場の運転を取り止め、約2.5万トン規模の新たな使用済燃料貯蔵施設を早急に建設する必要がある。しかし、この建設が順調に行かない場合は、各原子炉サイト間で貯蔵の融通を利かせたとしてもおよそ10年後には原子炉サイトでの貯蔵能力が限界に達し、LWRの運転が停止に追い込まれる可能性がある。さらに、海外再処理から回収したプルトニウムを当面利用目的のないまま貯蔵する核不拡散上の課題も浮上することが考えられる。

一方、長期的な視点（今後100～200年間）から見ると、FBR導入は、開発要素が多い、再処理工場等からの二次廃棄物の発生量の増加などの欠点を有するものの、資源有効利用の推進やエネルギー・セキュリティ向上の効果のみならず、高レベル廃棄物（使用済燃料、ガラス固化体）発生量の低減、MA蓄積量の低減など環境負荷低減の観点からも大きな効果があることが明らかになった。FBRの導入は、主にワансスルーの場合と比較して以下の利点を有する。

- ・ウラン利用効率が飛躍的に向上
- ・国産エネルギーの獲得
- ・高レベル廃棄物処分に係る負担が小さい
- ・鉱さいや劣化ウランの発生を大幅に抑制

なお、安全性、経済性、核不拡散性については、「FBR実用化戦略調査研究」の目標に向かって開発を進めることを前提とする。

今後、より柔軟なシナリオ解析を目指して再処理導入計画のパラメータ解析や廃棄物諸量計算の充実を図ると共に、世界を対象としたFBR導入シナリオ解析の見直し等を実施する必要がある。

また、サイクル諸量評価のみならず、各種シナリオの経済性やエネルギー・セキュリティの定量的な比較評価も望まれる。

## 6. 参考文献

- 1 小野清他, 「FBR 導入シナリオの検討」, JNC TN9400 2001-036 (2000.12)
- 2 J.P.Grouiller, et al, "Different Possible Scenarios for Plutonium Recycling in PWRs", GROBAL 2001, Paris, France (2001.9.9-13)
- 3 篠田佳彦他, 「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 (2001.3)
- 4 此村守他 水炉検討会, 「水炉検討会 2000 年度報告書」, JNC TY9400 2001-018 (2001.5)
- 5 池上哲雄他, 「炉心・燃料(燃料形態)の技術検討書 一実用化戦略調査研究(フェーズ I)成果報告-」, JNC TY9400 2001-011 (2001.3)
- 6 電気事業連合会のホームページ <http://www.fepc.or.jp/>
- 7 電源開発株式会社のホームページ <http://www.jpower.co.jp/>
- 8 日本原子力産業会議, 原子力ポケットブック 2002 年版, p.141 (2002)
- 9 OECD/NEA, "The Economics of the Nuclear Fuel Cycle" (1994)
- 10 日本原子力産業会議, 原産マンスリー 第 21 号 (1997.7)
- 11 原子力白書 平成 10 年度版
- 12 日本原燃株式会社のホームページ <http://www.jnfl.co.jp/>
- 13 総合エネルギー調査会・原子力部会:「高レベル放射性廃棄物の処分費」(1998.10.5)
- 14 OECD(NEA)/IAEA, "Uranium2001:Resources, Production and Demand" (2001)
- 15 佐藤治他, 「原子力の超長期的利用に向けて 水冷却増殖炉「低減速スペクトル炉」の展望と課題」原子力 eye, Vol.47, No.7 (2001.7)
- 16 資源エネルギー庁, 「核燃料サイクルのエネルギー政策上の必要性」(パンフレット) (2002.3)
- 17 第 10 回原子力委員会 資料第 2-1 号, 「日本原燃株式会社再処理事業所における再処理の事業の変更許可について(一部補正)(通知)」(2002.2.20)
- 18 IIASA/WEC, "Global Energy Perspectives" (1998)
- 19 小野清他, 「世界における原子力エネルギー最大供給可能量の検討」, JNC TN 9400 2001-028 (2000.12)

- 20 ONDRAF/NIRAS, "Safty Assessment and Feasibility Interim Report 2 (SAFIR 2)", NIROND 2001-06E (2001.12)
- 21 河田東海夫, 「再度, なぜ, いま再処理・プルサーマルか」, エネルギー 第36巻 第1号, p55-61 (2003.1)
- 22 早瀬佑一, 「再処理・プルサーマルの経済性について」, 日本原子力学会誌上討論 プルサーマルと再処理問題を考える (2002.10)

## 付 錄

## 付録 1 世界を対象とした FBR 導入シナリオ解析

## 付録 1 世界を対象とした FBR 導入シナリオ解析

### 1.1 解析の概要

世界を対象とする FBR 導入シナリオ解析を行った。取り上げる原子力発電電力量は、IIASA/WEC(1998)<sup>(18)</sup> の B ケース（中位シナリオ）及び C2 ケース（環境重視シナリオ）（以下、WEC-B ケース、WEC-C2 ケースと記述する）の 2 ケースとし、それについてワансスルーシナリオ、プルサーマルシナリオ、FBR 導入シナリオを比較する。FBR サイクルの導入開始年は 2030 年とした。

### 1.2 前提条件

本解析の計算ケースを付表 1.1 および付表 1.2 に、計算に使用した前提条件を付表 1.3 に示す。付表 1.4 と付図 1.1 には発電電力量及び発電設備容量（換算値）をまとめた。発電設備容量は、2000 年までは実績値とし、2010 年、2020 年、2030 年、2050 年、2070 年、2100 年の各ポイントは IIASA/WEC(1998) の原子力発電電力量を原子炉稼働率 70% として換算した数値として、その他の年は内挿することにより設定した。WEC-B ケースと WEC-C2 ケースの 2100 年時点での発電設備容量は 5,810GW、2,750GW となり、各々 2000 年時点の約 16 倍、約 7.6 倍となった。

付表 1.5 に計算に使用した炉特性データ一覧を、付表 1.6 には 2000 年までのプルサーマル容量実績値をそれぞれ示す。

### 1.3 解析手法

#### 1.3.1 ワンスルーシナリオ

発電設備容量の炉型内訳は、はじめに計算開始年（1998 年）の発電設備容量を BWR : PWR : HWR = 2 : 7 : 1 で振り分け（ガス炉等その他の炉型は無視する）、振り分けた計算開始年稼動炉の廃止までの寿命を 0~40 年で一様に分布していると仮定した。また、計算開始年以降の新設炉（以下、リプレースを含む）の寿命は 60 年であることから、毎年の各炉型の新設容量が決まる。これにより計算期間中の各炉型の発電設備容量を BWR : PWR : HWR = 2 : 7 : 1 の割合でほぼ一定と設定した。（発電設備容量の炉型割合、計算開始年稼動炉の寿命等の設定根拠と出典、および実績値については付表 1.3~1.6 を参照。HWR は Heavy Water Reactor の略で重水炉の意）

以上の条件で設定される LWR, HWR を WEC-B ケースと WEC-C2 ケースそれぞれについて展開し、使用済燃料の再処理、プルサーマルおよび FBR の導入を考慮しない場合の天然ウラン累積需要量等のサイクル諸量を求める。

#### 1.3.2 FBR 導入シナリオ

ワンスルーシナリオと同様の LWR, HWR に、プルサーマルの実施と FBR への置換を取り入れたシナリオとする。FBR の導入開始は 2030 年、プルサーマルの実施は FBR 導入開始前の 2029 年までとする。

FBR とプルサーマルの導入を考慮して、LWR 使用済燃料を再処理する。但し、HWR 使用済燃料は再処理しないものとする。LWR 使用済燃料の再処理施設は FBR 導入開始年までは現在の計画値の規模(4,200~5,000 トン/年)が継続するものとし、導入開始以降は、発生する使用済燃料を全量処理できる規模の施設を想定する。但し、導入開始以降の使用済燃料を冷却後即時に全量再処理される条件とすると、導入開始直後にそれまでに再処理されずに蓄積された使用済燃料の処理量がピークとして現れるため、これを回避するために導入開始後 40 年程度の間は施設規模を数千トン×20~40 年程度の施設単位で導入することとする。

プルサーマル使用済燃料の再処理施設は、FBR 導入開始時より 20~40 年で処理する規模とする。FBR 使用済燃料の再処理施設は冷却後即時に全量処理できる規模の施設とする。

プルサーマルの導入量は、2000 年までは実績に基づいた規模とし、2001~2029 年は、使用済燃料より回収されるプルトニウムを消費できる規模とし、BWR と PWR の実施規模の比率は 2000 年の比率約 1:9 を継続するものとする。但し、核兵器解体プルトニウムについては、計算ツールの都合上、計算開始時には未だ解体されていない分も計算開始時のプルトニウム貯蔵量としてカウントしているため、当該年のプルトニウム貯蔵量を消費できる最大のプルサーマル導入規模を毎年厳密に求めることを避け、5~10 年単位で平均的な規模を求ることとする。

一方、FBR の導入量は、使用済燃料より回収されるプルトニウムを消費する最大規模とする。FBR の増殖比 1.24、炉外サイクル時間 5 年の組を基準ケースとした。パラメータ解析では、天然ウラン需要が究極資源で飽和する程度に FBR を積極的に導入することを目標に、炉外サイクル時間は 5 年のままで FBR の増殖比を 1.24 から 1.29 に変更したケース、および FBR の増殖比は 1.24 のままで炉外サイクル時間を 5 年から 3 年に短縮したケースを計算した。増殖比 1.29 の FBR は Na 冷却大型金属燃料 (F/S フェーズ I の C-1 炉心) を用い、増殖比 1.29 の解析ケースのみ FBR 再処理のロスを 0.1%、同じく加工ロスを 0%とした。(Gen-IV/FCCG (Fuel Cycle Crosscut Group) 解析と同じ前提条件とした。)

以上より設定される LWR、プルサーマル、HWR、FBR を WEC-B ケースと WEC-C2 ケースそれぞれについて展開した場合の天然ウラン累積需要量等のサイクル諸量を求める。

### 1.3.3 プルサーマルシナリオ

上記 FBR 導入シナリオについて、2030 年より FBR を導入することをせずに 2030 年以後もプルサーマルを継続するシナリオとする。

プルサーマルの継続・拡大に伴い、プルサーマル使用済燃料再処理施設の規模も拡大していくことを考慮して、プルサーマル使用済燃料の再処理は LWR 使用済燃料と合わせて LWR 再処理施設で処理するものと想定する。処理能力の振り分けは、LWR 使用済燃料とプルサーマル使用済燃料の在庫量に比例するものとする。この条件の LWR 再処理施設について、上記の FBR 導入シナリオと同様に、2030 年までは現在の計画値の規模が継続するものとし、2030 年以後 40 年程度の間は、再処理量のピークの発生させない施設規模を数千トン×20~40 年程度の単位で導入し、その後は冷却後即時に全量処理できる規模を導

入する。

2029 年までのプルサーマル導入量の算出方法は上記の FBR 導入シナリオと同様とし、2030 年以降は当該年のプルトニウム貯蔵量を消費できる最大のプルサーマル規模を毎年求めるものとする。

以上により設定される LWR, プルサーマル, HWR を WEC-B ケースと WEC-C2 ケース各々について展開した場合の天然ウラン累積需要量等のサイクル諸量を求める。

付表 1.1 世界を対象とした諸量計算の計算ケース（概要）

発電設備容量	シナリオ	プルサーマル	FBR
IIASA/WEC-B (中位シナリオ)	ワансスルー	—	—
	プルサーマル	Pu バランスに基づいて導入	—
	FBR 導入	2029 年まで Pu バランスに基づいて導入	2030 年以降 Pu バランスに基づいて導入
IIASA/WEC-C2 (環境重視シナリオ)	ワансスルー	—	—
	プルサーマル	Pu バランスに基づいて導入	—
	FBR 導入	2029 年まで Pu バランスに基づいて導入	2030 年以降 Pu バランスに基づいて導入

付表 1.2 世界を対象とした諸量計算の計算ケース（詳細）

発電設備容量	シナリオ	プルサーマル	FBR 導入開始	FBR (増殖比)	稼働率	炉外サイクル時間	再処理	FBR サイクルロス率	$^{241}\text{Pu}$ 崩壊の考慮
IIASA/WEC'98 B ケース	ワансスルー	—	—	—	70%	LWR6 年	なし	—	有り
	プルサーマル	有り	—	—	同上	同上	HWR を除いて最終的に全量再処理	—	同上
	FBR 導入 まで有り	2030 年	Na 冷却大型炉 MOX 燃料 (増殖比 1.24)	同上	LWR6 年 FBR5 年	同上	加工 0.1% 再処理 0.2%	同上	同上
		同上	同上	同上	LWR6 年 FBR3 年	同上	同上	同上	同上
		同上	同上	Na 冷却大型炉 金属燃料 (増殖比 1.29)	同上	LWR6 年 FBR5 年	同上	加工 0% 再処理 0.1% (Gen.IV 参考)	同上
IIASA/WEC'98 C2 ケース	ワансスルー	—	—	—	同上	LWR6 年	なし	—	同上
	プルサーマル	有り	—	—	同上	同上	HWR を除いて最終的に全量再処理	—	同上
	FBR 導入	FBR 導入 まで有り	2030 年	Na 冷却大型炉 MOX 燃料 (増殖比 1.24)	同上	LWR6 年 FBR5 年	同上	加工 0.1% 再処理 0.2%	同上

HWR : Heavy Water Reactor (重水炉)

付表 1.3 世界を対象とした諸量計算の前提条件

		設定値	備考
発電設備容量		IISAS/WECのBケース、C2ケースの発電電力量(TWh)を稼働率70%で換算して発電設備容量を算出する。(但し、2000年までは実績に基づいて設定。)(付表1.4、付図1.1)	「Global Energy Perspectives」IISAS/WEC,1998 (2000年までの実績は「世界の原子力発電開発の動向1999年次報告」及び「世界の原子力発電開発の動向2000年次報告」より)
炉外サイクル時間	LWR、HWR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)、または3年(取出燃料の冷却2年、再処理と燃料加工合わせて1年)	
炉寿命		全炉型60年	
炉特性データ	BWR	2019年まで新設、燃焼度4.5万MWD/t、所内率3.5% (付表1.5)	炉特性データについては付表1.4参照。
	A-BWR	2020年以降導入、燃焼度6万MWD/t、所内率4.5% (付表1.5)	FBRは実用化戦略調査研究フェーズ Iで設計した、増殖比1.24のNa冷却大型炉非均質酸化物燃料(NORL, A-1)データと、増殖比1.29のNa冷却大型炉均質二領域金属燃料(NMHL, C-1)データ。
	PWR	2019年まで新設、燃焼度4.9万MWD/t、所内率3.5% (付表1.5)	
	A-PWR	2020年以降導入、燃焼度6万MWD/t、所内率4.5% (付表1.5)	
	HWR	燃焼度8.330MWD/t(CANDU天然ウラン)、所内率5.8% (付表1.5)	
	FBR	増殖比1.2、燃焼度14.6万MWD/t(炉心燃料)、所内率4.1% (付表1.5) 増殖比1.3、燃焼度15万MWD/t(炉心燃料)、所内率4.1% (付表1.5)	
炉の稼働率		70%	発電電力量(kWh)を稼働率70%で換算して発電設備容量を算出している。
濃縮施設		処理能力の制限なし	
燃料加工施設		処理能力の制限なし	
再処理施設	LWR	2029年まで・計画値(～2004年:4,200t/年、2005～2009年:4,500t/年、2010～2029年:5,000t/年) 2030年以降:冷却後全量再処理(但し全量再処理開始初期時はそれまでのSF貯蔵量を全て処理することによるピークを発生させない程度に数千トン×約20～40年の規模で導入)	但し、ワンスルーナリオでは再処理は全炉型なし。 2029年までのLWR再処理は「Nuclear Energy Data 2001」OECD/NEAを基に設定。
	LWRフルサーマル	・フルサーマルシナリオ:LWR再処理施設において、LWR-SF貯蔵量とLWRフルサーマル-SF貯蔵量に比例した施設容量で処理。 ・FBR導入シナリオ:FBR導入開始年以降20～40年間で処理する。	
	HWR	なし	
	FBR	冷却後全量再処理	
ロス率	LWR, HWR	濃縮0%、転換0.5%、加工1.0%、再処理2.0%	LWRとHWRは、「The Economics of the Nuclear Fuel Cycle」OECD/NEA 1994より引用。
	FBR	増殖比1.2ケース:加工0.1%、再処理0.2% 増殖比1.3ケース:加工0.0%、再処理0.1%	FBRは、増殖比1.2ケースについては実用化戦略調査研究フェーズ I の炉型 NORL(上述)データ。増殖比1.3ケースはGen-IVを参考。
テイル濃度		0.30%	
回収ウラン利用		有	
計算開始年以前の使用済燃料量		19万トンHM (BWR:3.8万トンHM、PWR:13.3万トンHM、HWR:1.9万トンHM)	出典:「World Inventory of Plutonium and Highly Enriched Uranium 1992」
計算開始年以前の核兵器解体プルトニウム		95トンPu	核兵器の解体から発生するプルトニウム100トンPu(fissile率95%)より
計算開始年以前のティルウラン量		134.7万ton(1997年末現在)	米国原子力情報サービス 1999年6月(No. 225) I. 余剰濃縮設備を活用した劣化ウラン利用の可能性
高濃縮ウラン(HEU)		天然ウラン換算:17.1万 tU 計算の都合上、天然ウランの節約分として取り扱う	米国原子力情報サービス 1999年2月(No. 221) II. 2020年までの世界のウラン供給—二次供給への依存が続く見通し
計算開始年稼動炉の炉型割合及び廃止年		計算開始年稼動炉(約350GWe)の炉型割合は、BWR:PWR:HWR=2:7:1とし、廃止までの寿命は、0～40年で一様に分布しているものとする。	炉型割合は、IAEAのKey Issue Paper-1(下記参照)、廃止までの寿命は「Gen-4 Fuel Crosscut Group」報告書Chapter3を参考にした。
新設炉型割合	BWR PWR HWR FBR	FBRを除いた20% FBRを除いた70% FBRを除いた10% Puバランスに基づいて導入	International Symposium on Nuclear Fuel Cycle and Reactor Strategy: Adjusting to New Realities, IAEA, (1997.6)の「Key Issue Paper-1」を参考 ガス炉等その他の炉型は無視する。
フルサーマル導入量		2000年までは実績、それ以降は2000年のBWRとPWRの割合(1:9)でPuバランスに基づいて導入。FBR導入シナリオではFBR導入開始時までフルサーマルを導入する。(付表1.6)	2000年までの実績は「世界の原子力発電開発の動向2000年次報告」より
対象期間		2000年～2100年(計算は1998年～2110年まで行う)	

付表 1.4 原子力発電設備容量への換算方法

●IIASA/WEC(1998)発電電力量の発電設備容量へ換算

	(TWh)	1990	2000	2010	2020	2030	2050	2070	2100
シナリオB		2029	2323	3052	3999	6075	11869	19071	35605
シナリオC2		2029	2357	2901	3741	5112	7606	9079	16830

出典:『Global Energy Perspectives』,IIASA/WEC,1998 ([http://www.iiasa.ac.at/cgi-bin/ecs/book\\_dyn/bookcnt.py](http://www.iiasa.ac.at/cgi-bin/ecs/book_dyn/bookcnt.py))

↓

↓

↓

↓

↓

原子炉稼働率: 70 %

(GW)	1990	2000	2010	2020	2030	2050	2070	2100
シナリオB	331	379	498	652	991	1936	3110	5806
シナリオC2	331	384	473	610	834	1240	1481	2745

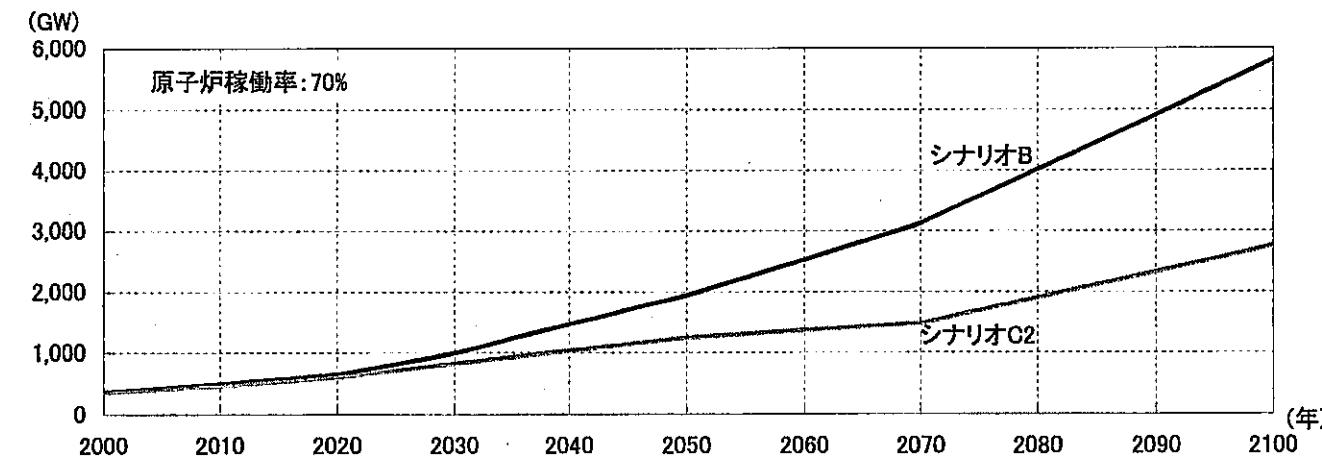
TWh→Gwe算出方法:発電設備容量(Gwe)=発電電力量(TWh)\*10^12/(365日\*24時間\*稼働率(%/100)\*10^9)

※計算に使用する数値は、端数を丸めて、また、2000年までは実績に基づいて以下の様に設定した。(以下の年以外は線形内挿値とする)

(GW)	(1999)	2000	2010	2020	2030	2050	2070	2100
シナリオB	359	363	500	650	990	1940	3110	5810
シナリオC2	359	363	470	610	830	1240	1480	2750

1999年実績値出典:日本原子力産業会議,『世界の原子力発電開発の動向1999年次報告-1999年12月31日現在-』, H12.5

2000年実績値出典:日本原子力産業会議,『世界の原子力発電開発の動向2000年次報告-2000年12月31日現在-』, H13.6



付図 1.1 原子力発電設備容量

付表 1.5 炉特性データ一覧表 (1000MWに規格化)

項目	BWR	PWR	A-BWR	A-PWR	BWR ブルサーマル	PWR ブルサーマル	A-BWR ブルサーマル	A-PWR ブルサーマル	HWR (NU)	FBR(酸化物) (BR=1.24)	FBR(金属) (BR=1.29)								
データ出典	(1)	(2)	(1)	(3)	(1)	(3)	(1)	(3)	(4)	(5)	(6)								
電気出力(MW)	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000	1000								
熱効率(%)	34.5	34.4	34.5	34.4															
燃焼度(MWd/t)	45000	49000	60000	60000	45000	49000	60000	60000	8330	146,800	150,000								
炉内滞在時間(年)	5.49	4.09	7.05	5.01	5.49	4.09	7.05	5.01	6.25 [炉心]	6.25 [炉心]	70/4.1								
稼働率(%)／所内負荷率(%)	70/3.5	70/4.5	70/3.5	70/4.5	70/3.5	70/4.5	70/3.5	70/4.5	70/4.1	70/4.1	60								
プラント寿命(年)	60	60	60	60					60	60	60								
					MOX	UO <sub>2</sub>	MOX	UO <sub>2</sub>	MOX	UO <sub>2</sub>									
											炉心 軸プラ 径+内プラ								
初装荷燃料											炉心 軸プラ 径+内プラ								
重金属(トン)	115.9	80.7	115.9	80.7					134.6	33.3	26.6	36.9	37.7	20.2	33.3				
ウラン(トン)	115.9	80.7	115.9	80.7					134.6	24.3	26.6	36.9	31.8	20.2	33.3				
プルトニウム(トン)	0.00	0.00	0.00	0.00					0.00	8.59	0.00	0.00	5.63	0.00	0.00				
核分裂性プル(トン)	0.00	0.00	0.00	0.00					0.00	5.25	0.00	0.00	3.44	0.00	0.00				
ウラン濃縮度(%)	3.4	3.2	4.5	3.8					0.7	0.3	0.3	0.3	0.2	0.2	0.2				
平衡装荷燃料																			
重金属(トン/年)	17.0	15.8	12.8	13.0	5.7	11.3	5.3	10.6	4.3	8.6	103.4	3.7	3.0	6.1	4.2	2.3	3.7		
ウラン(トン/年)	17.0	15.8	12.8	13.0	5.3	11.3	5.0	10.6	3.9	8.5	96.5	2.7	3.0	6.1	3.6	2.3	3.7		
プルトニウム(トン/年)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.37	0.00	0.31	0.00	0.36	0.00	0.00	0.98	0.00	0.00	0.63	0.00	0.00		
核分裂性プル(トン/年)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.23	0.00	0.21	0.00	0.22	0.00	0.00	0.59	0.00	0.00	0.39	0.00	0.00		
ウラン濃縮度(%)	3.8	4.6	4.9	5.3	1.3	3.8	0.2	4.6	1.3	4.9	0.2	5.3	0.7	0.3	0.3	0.2	0.2		
初期取出																			
重金属(トン/年)	19.4	15.3	14.7	12.4					95.7	3.0	3.0	6.1	4.1	2.2	3.7				
ウラン(トン/年)	19.2	15.2	14.6	12.3					95.3	2.6	2.9	6.0	3.4	2.2	3.7				
プルトニウム(トン/年)	0.17	0.15	0.15	0.12					0.37	0.92	0.03	0.10	0.63	0.03	0.02				
核分裂性プル(トン/年)	0.11	0.11	0.09	0.09					0.24	0.55	0.03	0.09	0.39	0.03	0.02				
ウラン濃縮度(%)	0.7	0.9	0.8	0.9					0.2	0.3	0.3	0.3	0.2	0.2	0.2				
平衡取出燃料																			
重金属(トン/年)	16.2	15.1	12.0	12.2	5.4	10.8	5.0	10.1	4.0	8.1	95.7	3.2	3.0	6.1	3.6	2.2	3.7		
ウラン(トン/年)	16.0	14.9	11.8	12.0	5.1	10.7	4.8	9.9	3.7	8.0	95.3	2.3	2.8	5.8	3.0	2.1	3.6		
プルトニウム(トン/年)	0.16	0.17	0.13	0.14	0.26	0.10	0.22	0.11	0.25	0.09	0.17	0.09	0.37	0.77	0.11	0.23	0.61	0.12	0.09
核分裂性プル(トン/年)	0.09	0.12	0.08	0.09	0.12	0.06	0.13	0.08	0.11	0.05	0.08	0.06	0.25	0.42	0.10	0.21	0.39	0.11	0.08
ウラン濃縮度(%)	0.6	1.1	0.6	1.0	0.6	0.6	0.1	1.1	0.5	0.6	0.1	1.0	0.2	0.1	0.2	0.2	0.1	0.1	0.2
廃炉取出燃料																			
重金属(トン)	112.9	78.2	111.9	77.6					134.0	30.0	26.5	36.7	34.1	20.0	33.3				
ウラン(トン)	112.1	77.5	111.0	76.9					133.6	22.2	25.9	35.8	28.3	19.3	32.7				
プルトニウム(トン)	0.75	0.66	0.87	0.67					0.35	7.47	0.62	0.04	5.62	0.70	0.51				
核分裂性プル(トン)	0.54	0.48	0.61	0.49					0.28	4.25	0.59	0.89	3.54	0.66	0.50				
ウラン濃縮度(%)	1.7	2.0	2.0	2.1					0.4	0.2	0.2	0.2	0.1	0.1	0.2				
					1/3MOX	1/3MOX	1/3MOX	1/3MOX	CANDU	FSフェーズ I : A-1(NORL)	FSフェーズ I : C-1(NMHL)								

\* 各データは設備利用率を考慮したものである。

(1)JNC TJ9440 2000-007「Pu利用技術に関する調査(5)」(2000年3月)日本ニュークリア・フュエル株式会社

(2)JNC TJ9440 99-014 「プルトニウム利用技術に関する調査検討(3)」(1999年3月)新型炉技術開発株式会社

(3)サイクル機構調べ

(4)OECD/NEA, "The Economics of the Nuclear Fuel Cycle", (1994年)

(5)JNC TN9400 2001-061「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-」のNa大型非均質炉MOX燃料(NORL, A-1)の稼働率を70%に変更

(6)JNC TN9400 2001-061「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-」のNa大型均質炉金属燃料(NMHL, C-1)の稼働率を70%に変更

付表 1.6 プルサーマル設備容量の実績

付表1.6(1) 世界のMOX利用の現状(MW)

炉型	運転中	許可、計画	運転開始
PWR	1000		1997以前
PWR	1056		1997以前
PWR	956		1997以前
PWR	956		1997以前
PWR	951		1997以前
PWR	951		1997以前
PWR	937		1997以前
PWR	937		1997以前
PWR	951		1997以前
PWR	955		1997以前
PWR	955		1997以前
PWR	955		1997以前
PWR	951		1997以前
PWR	951		1997以前
PWR	937		1998
PWR	951		1998
PWR	937		1998
PWR	954		1998
PWR	919		
PWR	919		
PWR	954		
PWR	921		
PWR	956		
PWR	921		
PWR	921		
PWR	951		
PWR	357		1997以前
PWR	840		1997以前
PWR	1350		1997以前
PWR	1345		1997以前
PWR	1424		1997以前
PWR	1430		1997以前
PWR	1440		1997以前
BWR	1344		1997以前
BWR	1344		1997以前
PWR	1455		1998
PWR	1363		
PWR	380		1997以前
PWR	372		1997以前
PWR	1020		1997以前
BWR	1135		
BWR	372		
BWR	465		
BWR	630		
BWR	1205		
PWR	1205		
PWR	1205		
PWR	1220		
PWR	1220		
PWR	940		
PWR	944		
PWR	870		
PWR	870		
BWR	784		
BWR	1100		

付表1.6(2) 1997~2000年のプルサーマル設備容量

西暦	炉型	出力(MW)	割合
1997年	BWR	2700	0.10
	PWR	24400	0.90
1998年	BWR	2700	0.08
	PWR	29600	0.92
1999年	BWR	2700	0.08
	PWR	29600	0.92
2000年	BWR	2700	0.08
	PWR	29600	0.92

左記付表1.6(1)のMOX利用軽水炉を1/3MOXプルサーマル炉と仮定し、1997~2000年のプルサーマル容量は数字を丸めて付表1.6(2)とした。

また、2001年以降のプルサーマル炉はPuバランスに基づき2000年のBWRとPWRの割合約1:9で導入するものとする。

出典:日本原子力産業会議,『世界の原子力発電開発の動向  
2000年次報告-2000年12月31日現在-』, H13.6

## 1.4 解析結果

8 ケースの計算結果（発電設備容量、燃料加工量、天然ウラン累積需要量、再処理量、使用済燃料貯蔵量、プルトニウム貯蔵量、濃縮役務量、テイルウラン貯蔵量）を付図 1.11～1.18 に示す。

### 1.4.1 プルサーマル、FBR の導入量、および再処理施設

#### (1) WEC-B ケース

WEC-B ケースの発電設備容量（2100 年時点で約 5,810GW）における FBR 導入シナリオについて、原子力発電設備容量の各炉型別の内訳を付図 1.2 に示す。FBR 導入開始まで実施するプルサーマルは毎年 140～170GW の規模となり、2030 年より導入を開始した FBR（増殖比 1.24、炉外サイクル時間 5 年）は、2100 年時点で約 2,420GW となり原子力発電全体の約 42% を占める結果となった。一方、増殖比を 1.29 に増加させた FBR あるいは炉外サイクル時間を 3 年と短くした FBR サイクルを導入した場合、2100 年時点で各々約 4,880GW、3,050GW となり、全体の約 84% あるいは約 52% を占める結果となった。今回の前提条件下では、増殖比を増加させる効果の方が炉外サイクル時間を短くする効果よりも大きいことが確認された。なお、以前の解析<sup>(19)</sup> では、2030 年に増殖比 1.2、炉外サイクル時間 5 年の FBR を導入した場合、2100 年には B ケースの発電設備容量に達する結果が得られている。以前の解析に比べて FBR の導入ペースがスローダウンした原因として、「最大供給可能量」解析では最大の導入量をみるためにプルサーマルを導入せず重水炉の使用済燃料を再処理している点、今回の解析では  $^{241}\text{Pu}$  崩壊を考慮している点などが上げられる。

LWR 再処理施設は、現状の計画である約 5 千トン HM/年から 2100 年時点で約 8 倍の 3.9 万トン HM/年程度の規模が必要となる。プルサーマル再処理施設は約 1 千トン HM/年の規模で約 30 年間の稼動、FBR 再処理施設は、2100 年時点で FBR 約 2,420GW に対して 2.7 万トン HM/年程度の規模が必要となる。

同じく WEC-B ケースにおけるプルサーマルシナリオでは、2100 年時点で LWR 使用済燃料とプルサーマル使用済燃料を全量再処理する施設規模約 6.3 万トン HM/年に対して、約 2,170GW のプルサーマル炉が導入される結果となった。これは、全発電設備容量約 5,810GW のうち HWR を除いた 90% を占める LWR（約 5,150GW）に対して、その約 42% においてプルサーマルを実施することとなる。

#### (2) WEC-C2 ケース

一方、WEC-C2 ケースの発電設備容量（2100 年時点で約 2,750GW）における FBR 導入シナリオについて、原子力発電設備容量の各炉型別の内訳を付図 1.3 に示す。FBR 導入開始まで実施するプルサーマルは、WEC-B ケースと同等の毎年 140～170GW の規模となり、2030 年より導入を開始した FBR は 2100 年時点で約 1,470GW となり全体の約 50% を占める結果となった。LWR 再処理施設は、現状の計画である約 5 千トン HM/年から最大で約 4 倍の 2 万トン HM/年程度の規模が必要となる。ここで WEC-C2 ケースでは、2050～

2069 年の間の発電設備容量（原子力全体）の伸びは 12GW/年であり、それまでの 2030～2049 年の 20GW/年の約半分に減少する。この影響により、2050 年以降にそれまでと同じ規模の再処理施設を稼動すると余剰プルトニウムが発生するため、2050～2069 年の再処理施設は 0.9～1.2 万トン HM/年と 2030～2049 年の 2 万トン HM/年の約半分に減少させた。2070 年以降は、発電設備容量の伸びは 42GW/年と 2050～2069 年の 3.5 倍となるが、LWR 使用済燃料の蓄積もなくなるため、LWR 再処理施設は冷却後即時全量再処理としても 1～1.5 万トン HM/年の規模であった。プルサーマル再処理施設についても 2050 年までにプルサーマル使用済燃料よりプルトニウムを回収し終える規模は、約 1.5 千トン HM/年で 2030 年より約 20 年間の稼動であった。FBR 再処理施設は、冷却後即時全量再処理を継続して 2100 年時点では FBR 約 1,470GW に対して 1.7 万トン HM/年程度の規模が必要となった。

なお、WEC-C2 ケースにおける FBR 導入シナリオについて平成 11 年度に実施した解析<sup>(1)</sup>では、2030 年より導入を開始した FBR が 2100 年時点で全体の 90%以上を占める結果となっており、今回の解析結果はこれに比べて FBR の導入ペースが遅くなっている。これは、平成 11 年度の解析では、<sup>241</sup>Pu の崩壊を考慮していない上、FBR の炉外サイクル時間が 3 年と短い等 Pu の供給面からは有利な条件であったことが大きな要因と考えられる。

WEC-C2 ケースにおけるプルサーマルシナリオでは、2100 年時点で LWR 使用済燃料とプルサーマル使用済燃料を全量再処理する施設規模約 3 万トン HM/年に対して、約 1,030GW のプルサーマル炉が導入される結果となった。これは、WEC-B ケースと同様に、全発電設備容量約 2,750GW のうち HWR を除いた 90%を占める LWR（約 2,480GW）において約 40%がプルサーマルを実施することとなる。

#### 1.4.2 天然ウラン累積需要量

WEC-B ケースにおける天然ウラン累積需要量を付図 1.4 に示す。2100 年時点の天然ウラン累積需要量は、ワансスルーシナリオで約 4,100 万トン U と究極資源 1,620 万トン U の 2.5 倍程度まで達し、プルサーマルシナリオでそれは約 3,220 万トン U と究極資源の 2 倍まで削減される。さらに FBR 導入シナリオ（増殖比 1.24、炉外サイクル時間 5 年）では約 2,530 万トン U と究極資源の 1.6 倍まで削減される。増殖比を 1.24 から 1.29 に増加した場合あるいは炉外サイクル時間を 5 年から 3 年に短くした場合、各々天然ウラン累積需要量は 1,470（究極資源の 0.9 倍）、2,270 万トン U（同 1.4 倍）とさらに削減された。炉外サイクル時間を 3 年に短くした場合には天然ウラン需要の究極資源を超えた増加を抑えるには至らなかつたものの、増殖比 1.29 の FBR を導入した場合では天然ウラン累積需要量はほぼ究極資源量程度で飽和する傾向が確認された。

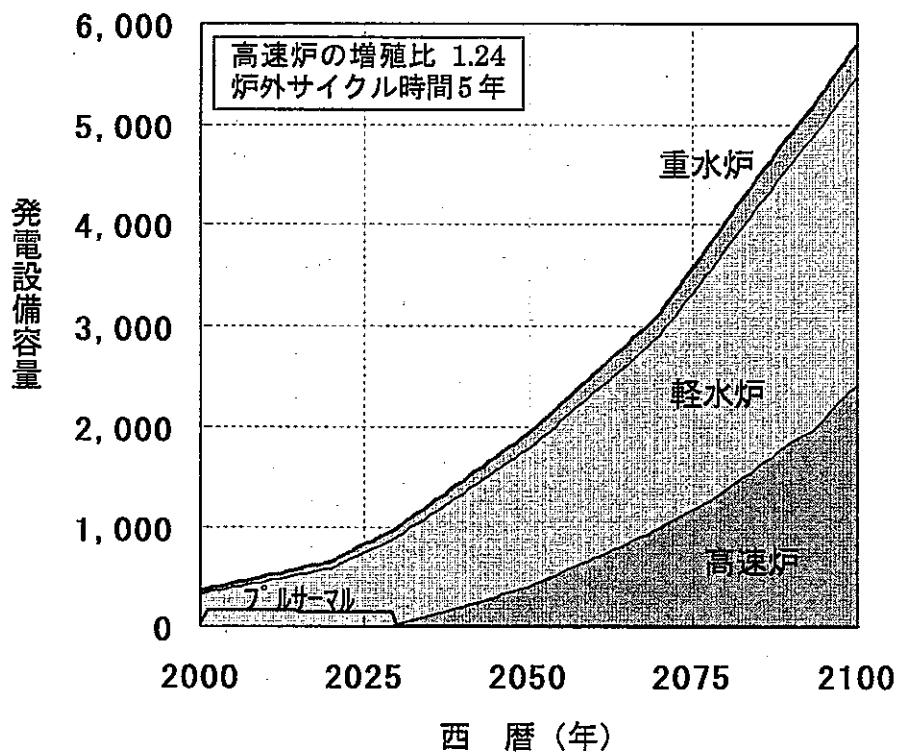
WEC-C2 ケースにおける天然ウラン累積需要量を付図 1.5 に示す。ワансスルーシナリオで約 2,240 万トン U と究極資源 1,620 万トン U に対して 140%程度となり、プルサーマルシナリオでそれは約 1,690 万トン U と究極資源の 105%まで削減され、さらに FBR 導入シナリオでは約 1,170 万トン U と究極資源の 70%まで削減される。

付表 1.7 にワансスルーシナリオと FBR 導入シナリオの天然ウラン累積需要量の概要をまとめた。

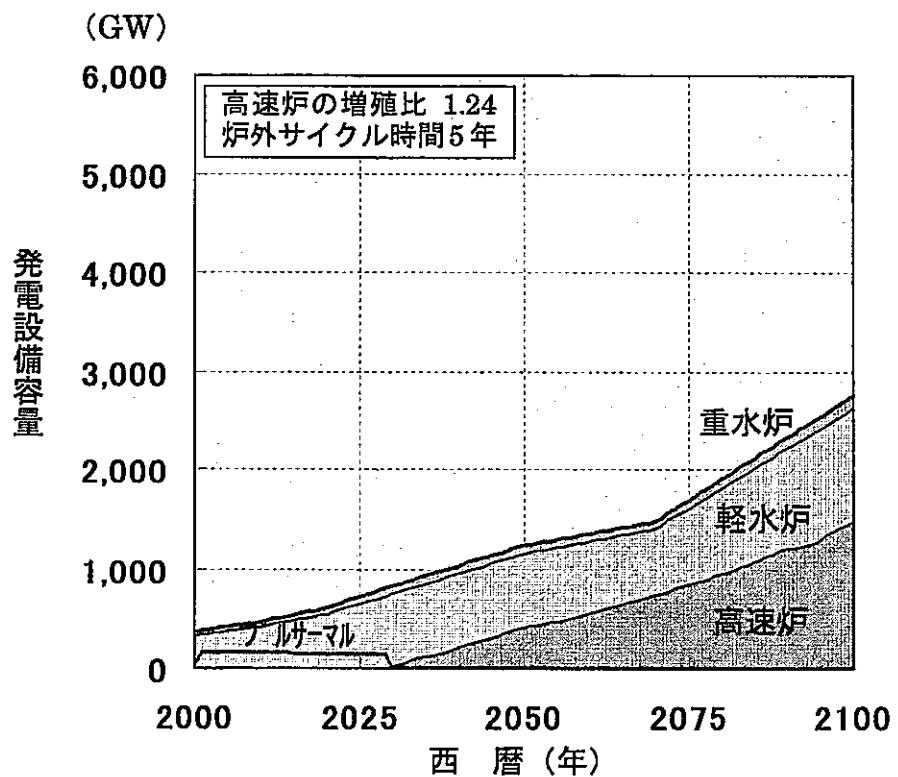
### 1.4.3 使用済燃料貯蔵量

WEC-B ケースにおける使用済燃料貯蔵量（原子炉サイトで 4 年間冷却貯蔵中のものを除く）を付図 1.6 に示す。ワンススルーシナリオでは 2100 年時点での約 470 万トン HM であるものが、プルサーマルシナリオでは HWR 使用済燃料のみの約 200 万トン HM に削減され、さらに FBR 導入シナリオ（増殖比 1.24、炉外サイクル時間 5 年）では HWR 使用済燃料のみの約 150 万トン HM に削減される。参考までに、原子炉サイトでの冷却貯蔵中（冷却期間 LWR, HWR, FBR 共に 4 年間）のものを含めた場合の使用済燃料貯蔵量を付図 1.7 に示す。どのシナリオもおよそ 20 万トン程度増加する。また、付図 1.8 にはワンススルーシナリオと FBR 導入シナリオの高レベル廃棄物発生量（重量）を示す。高レベル廃棄物として使用済燃料だけでなくガラス固化体も対象とする。付図 1.8 では核分裂生成物 (FP) も含めた発生量としている。FBR 導入ケース（増殖比 1.29、炉外サイクル時間 5 年）について、再処理前の冷却期間中の SF を除きガラス固化体のみを対象とした場合、高レベル廃棄物としての核種重量は、ワンススルーシナリオに比べて大きく減少することが分かる。

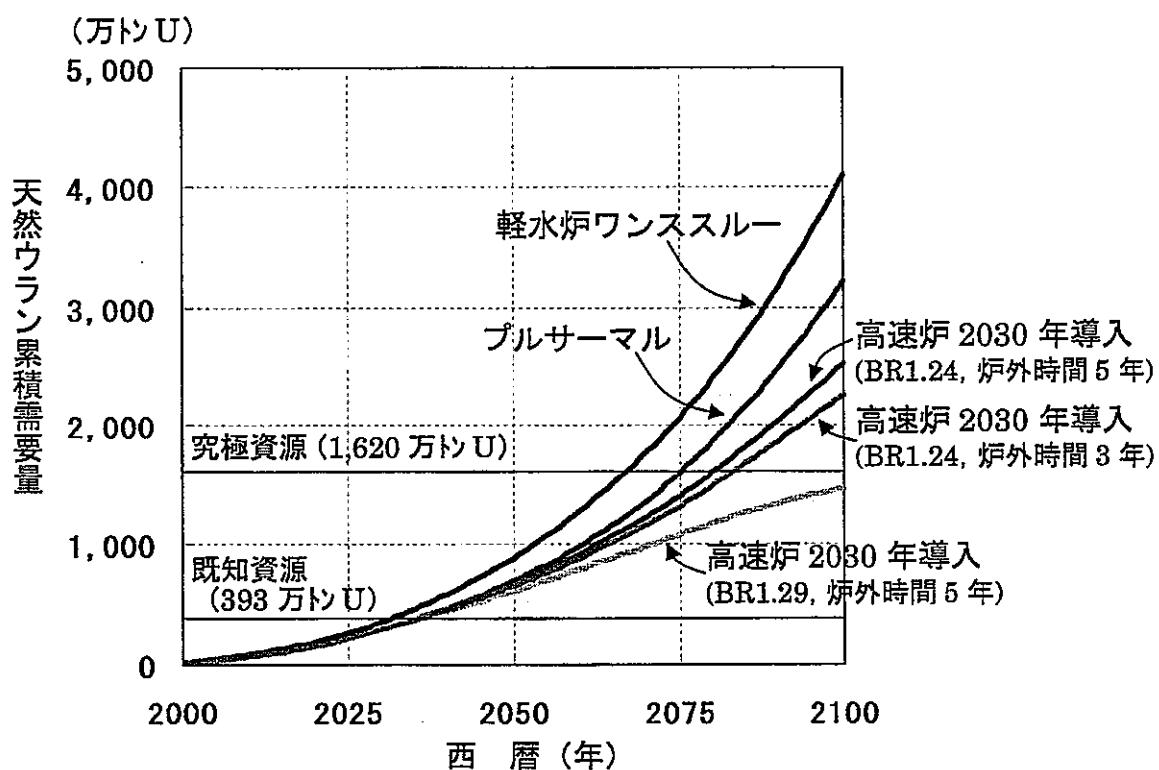
WEC-C2 ケースにおける使用済燃料貯蔵量（原子炉サイトでの冷却貯蔵中のものを除く）を付図 1.9 に示す。ワンススルーシナリオでは 2100 年時点での約 280 万トン HM であるものが、プルサーマルシナリオでは HWR 使用済燃料のみの約 120 万トン HM に削減され、さらに FBR 導入シナリオでは HWR 使用済燃料のみの約 80 万トン HM に削減される。参考までに、原子炉サイトでの冷却貯蔵中のものを含めた場合の使用済燃料貯蔵量を付図 1.10 に示す。どのシナリオもおよそ 10 万トン程度増加する。



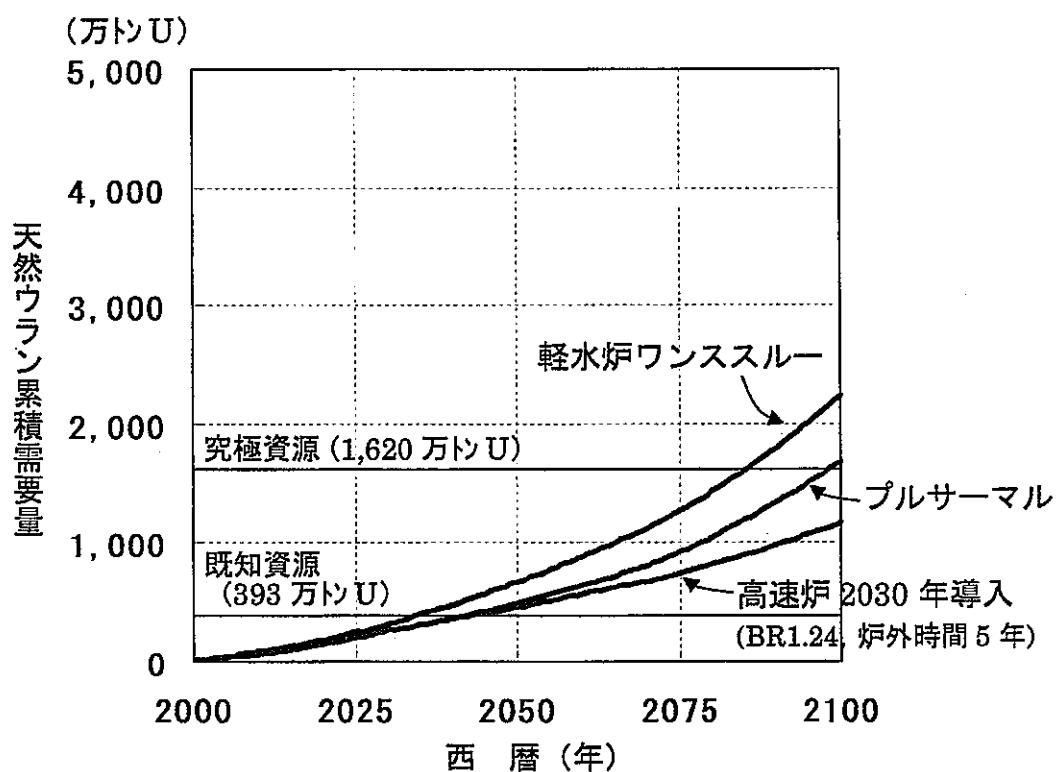
付図 1.2 原子力発電設備容量の内訳 (WEC-B ケース、高速炉 2030 年導入)



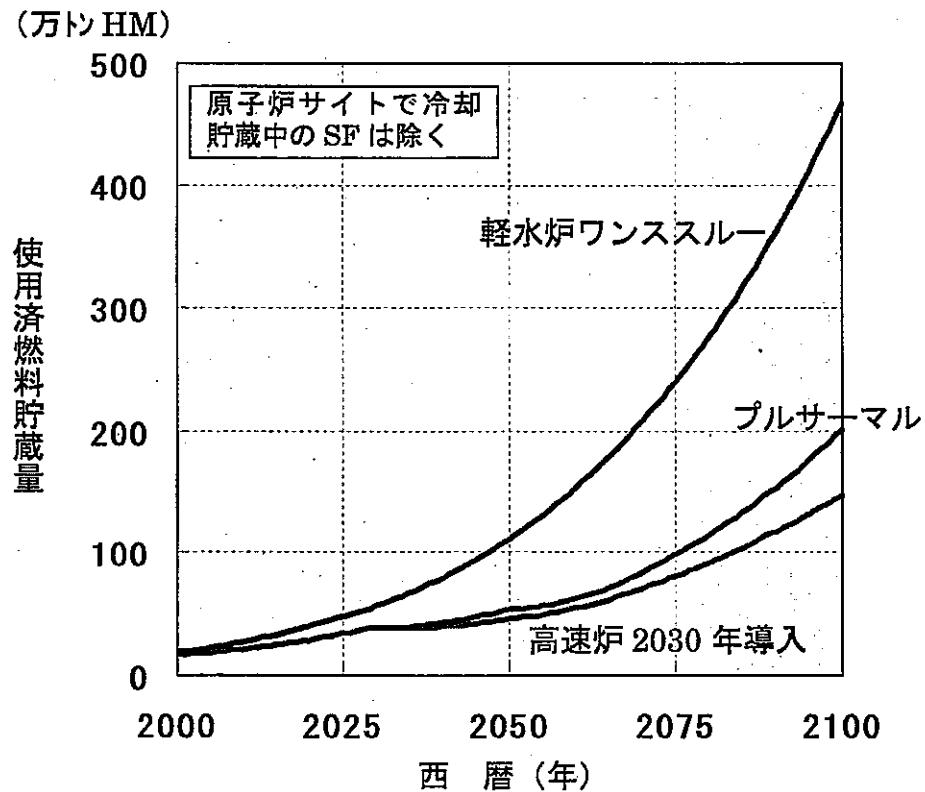
付図 1.3 原子力発電設備容量の内訳 (WEC-C2 ケース、高速炉 2030 年導入)



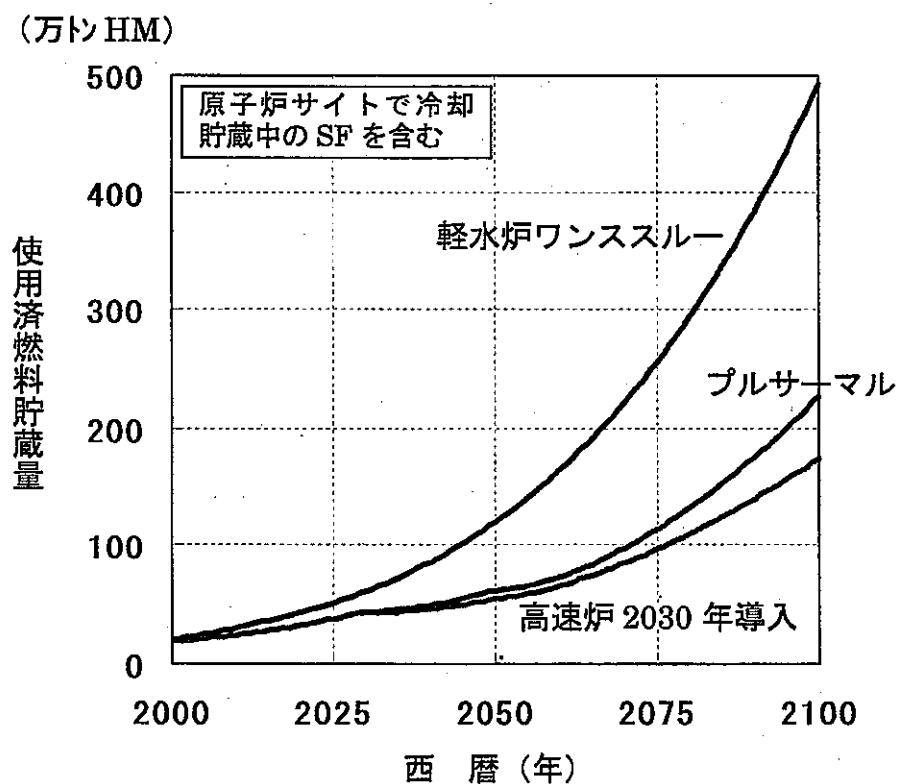
付図 1.4 天然ウラン累積需要量 (WEC-B ケース)



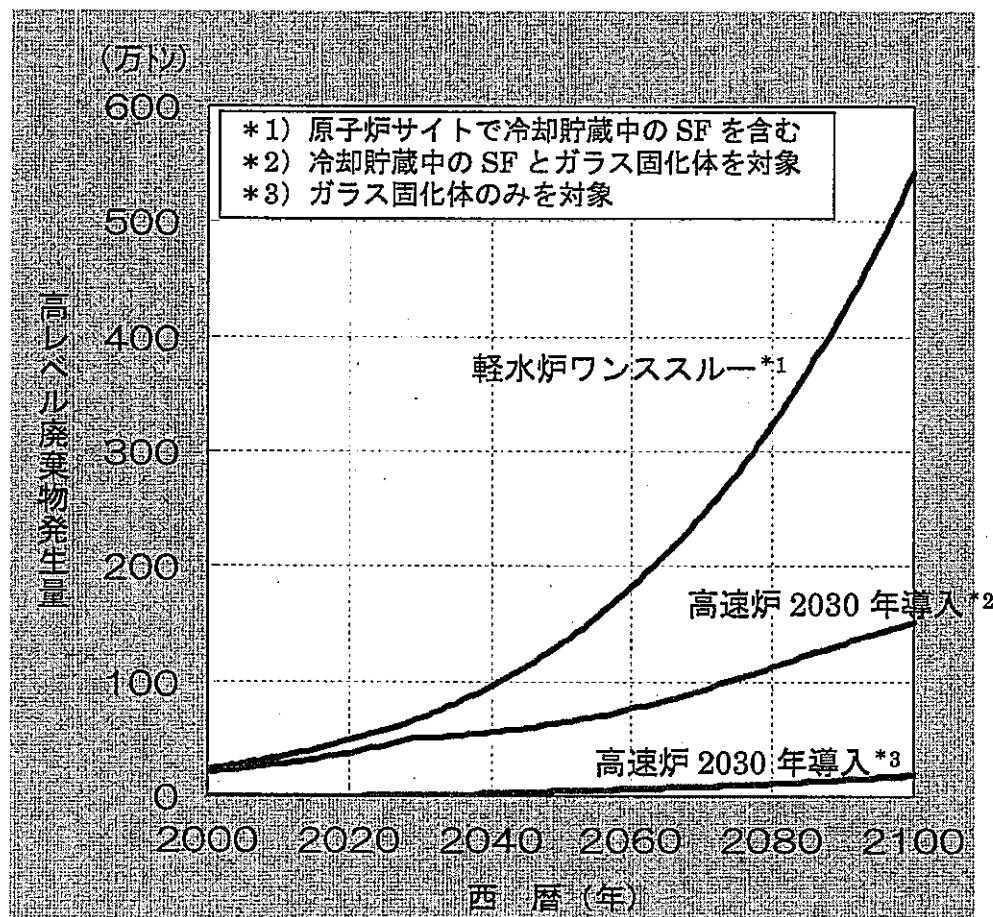
付図 1.5 天然ウラン累積需要量 (WEC-C2 ケース)



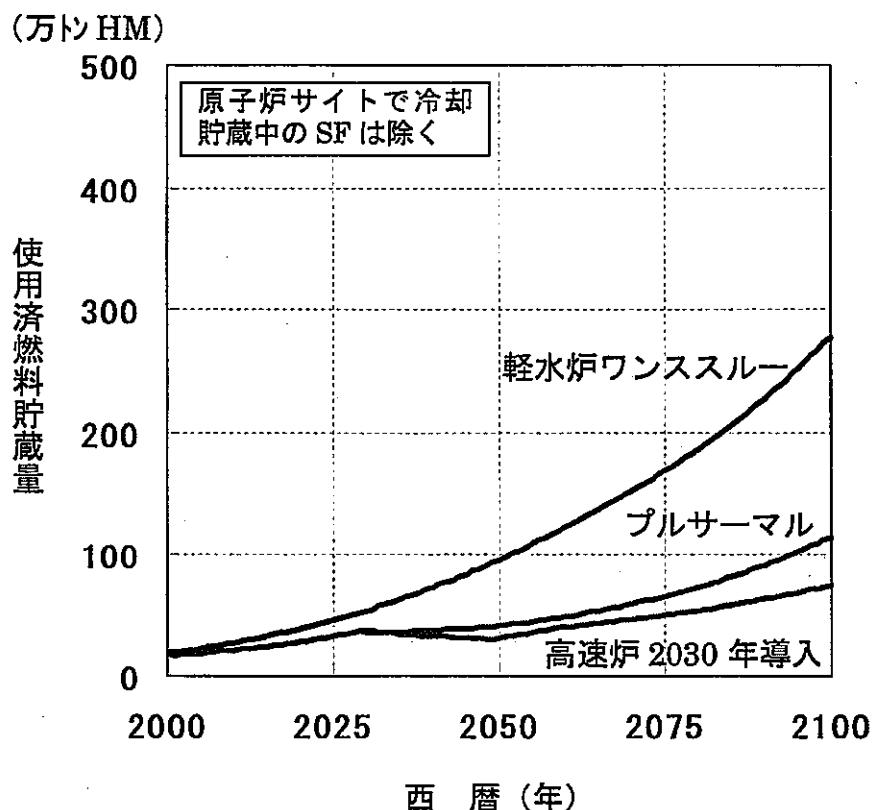
付図 1.6 使用済燃料貯蔵量（炉サト貯蔵分除く）（WEC-B ケース）



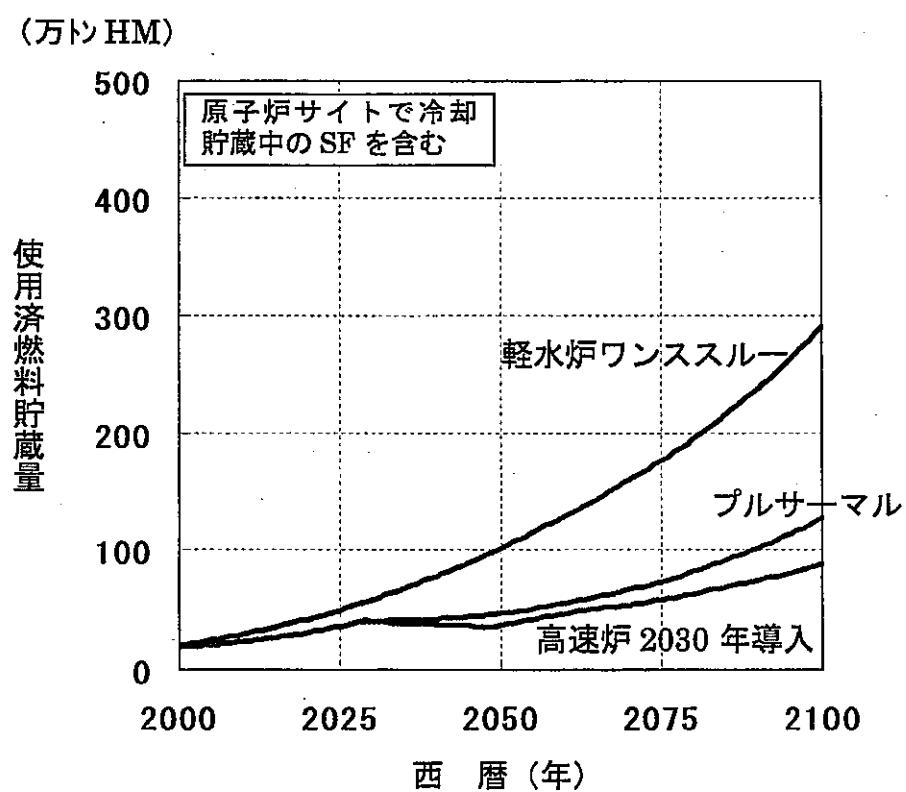
付図 1.7 使用済燃料貯蔵量（炉サト貯蔵分含む）（WEC-B ケース）



付図 1.8 高レベル廃棄物発生量 (WEC-B ケース)



付図 1.9 使用済燃料貯蔵量（炉サト貯蔵分除く）（WEC-C2 ケース）



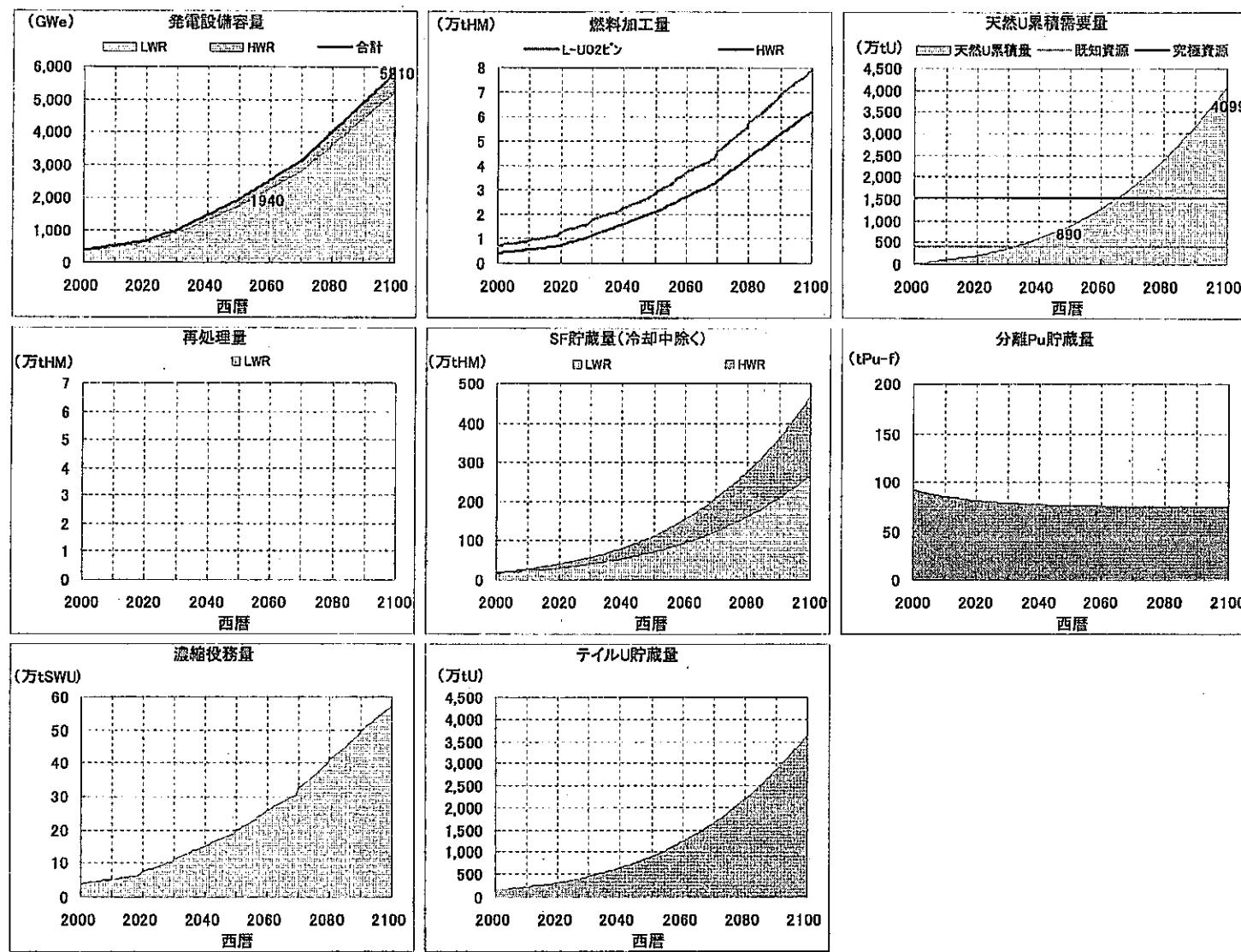
付図 1.10 使用済燃料貯蔵量（炉サト貯蔵分含む）（WEC-C2 ケース）

付表 1.7 世界のシナリオ解析における天然ウラン累積需要量の概要

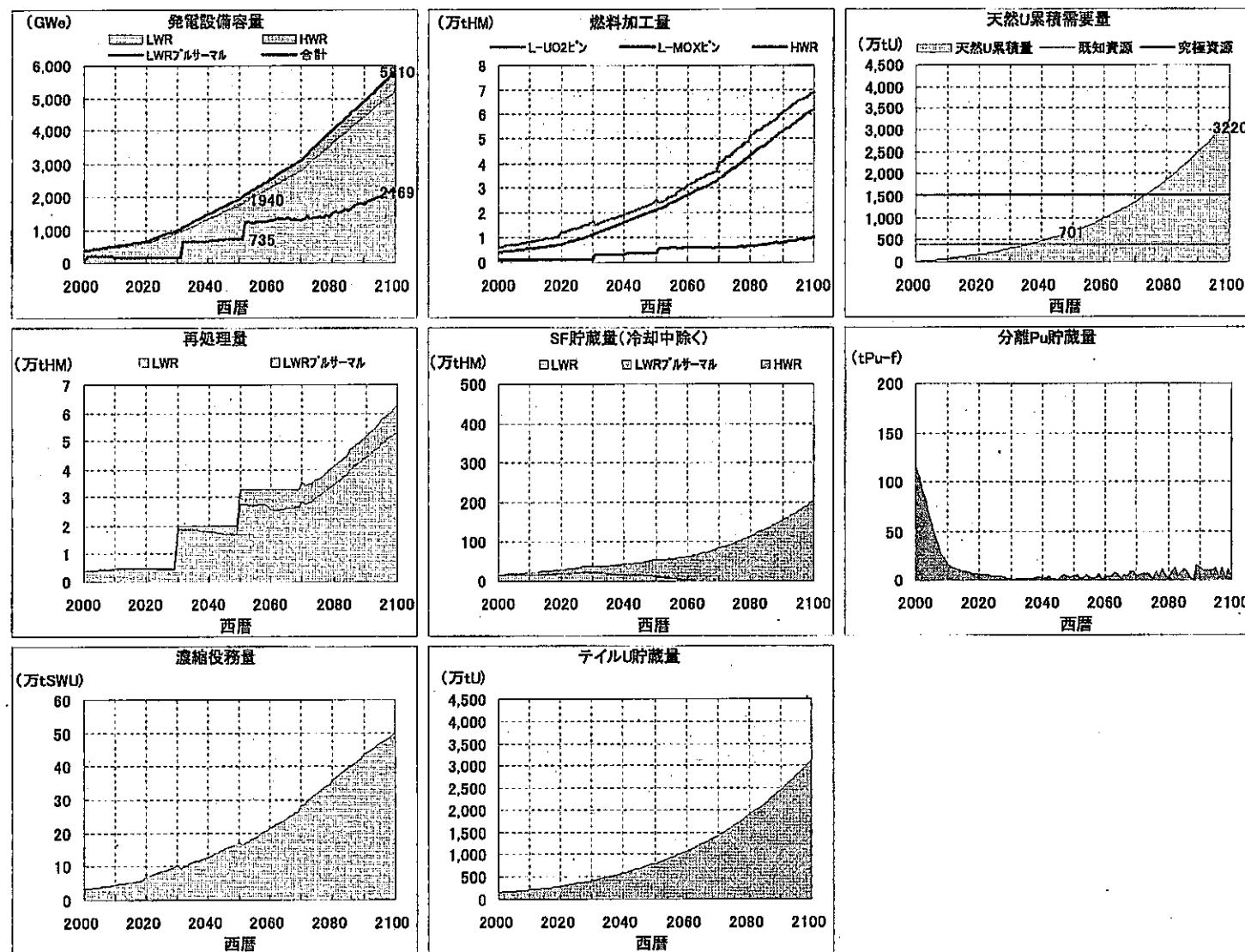
ケース	発電設備容量 (GW)			天然U累積需要量 (2100年時点) (究極資源 1,620万トンUに対する割合)	
	2000年	2050年	2100年	ワンスルー	高速炉導入 (増殖比 1.24, 炉外時間 5年)
WEC <sup>*1</sup> の B ケース	360	1,940	5,810	250 %	160 %
WEC の C2 ケース	360	1,240	2,750	140 %	70 %
日本の ケース <sup>*2</sup>	45 (B ケースの 13%) (C2 ケースの 13%)	70 (B ケースの 3.6%) (C2 ケースの 5.6%)	70 (B ケースの 1.2%) (C2 ケースの 2.5%)	9 %	5 %

\*1) 世界エネルギー会議 (1998年) の IIASA/WEC 報告書より。B ケースは中位シナリオ、C2 ケースは環境重視シナリオ

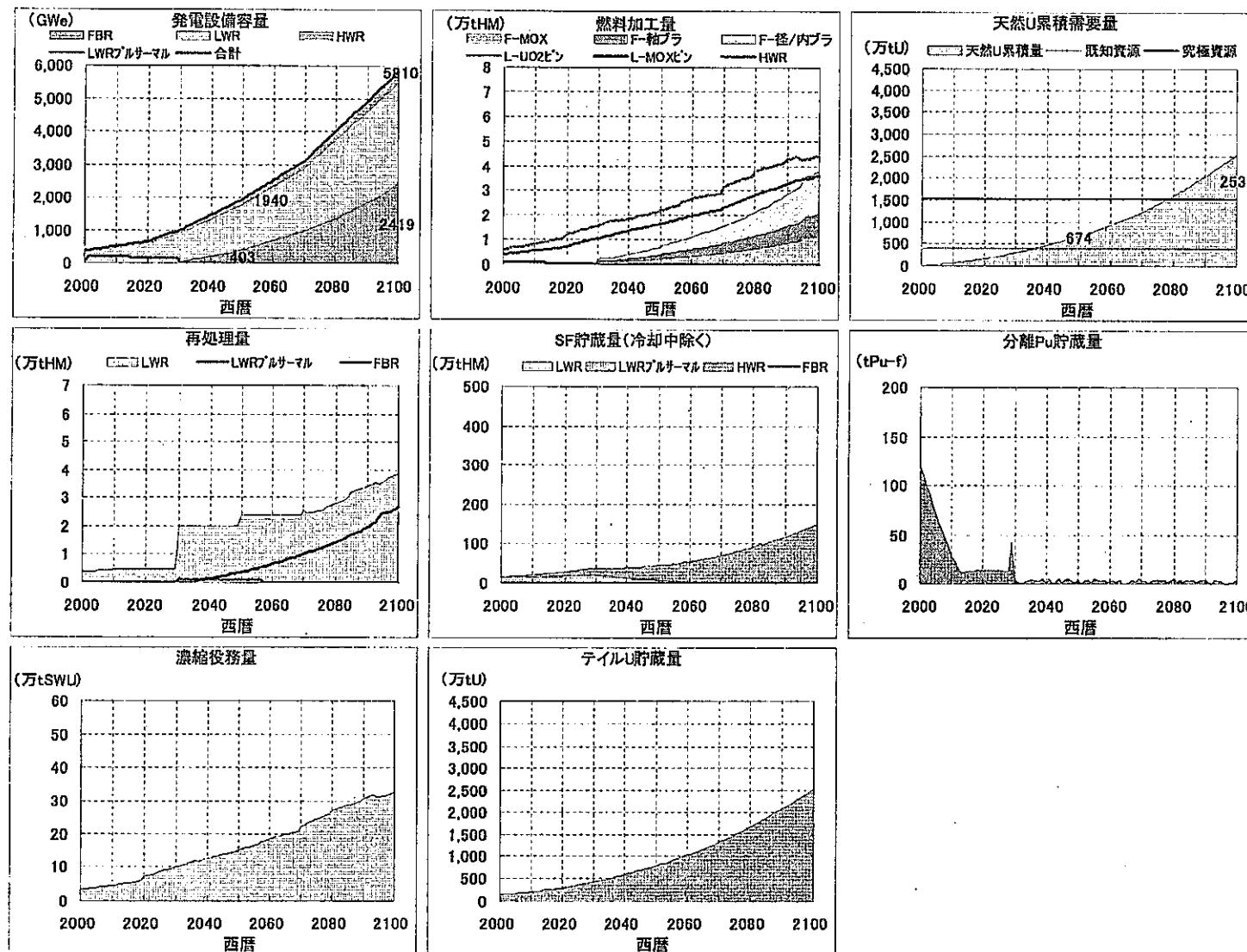
\*2) サイクル機構の本評価より



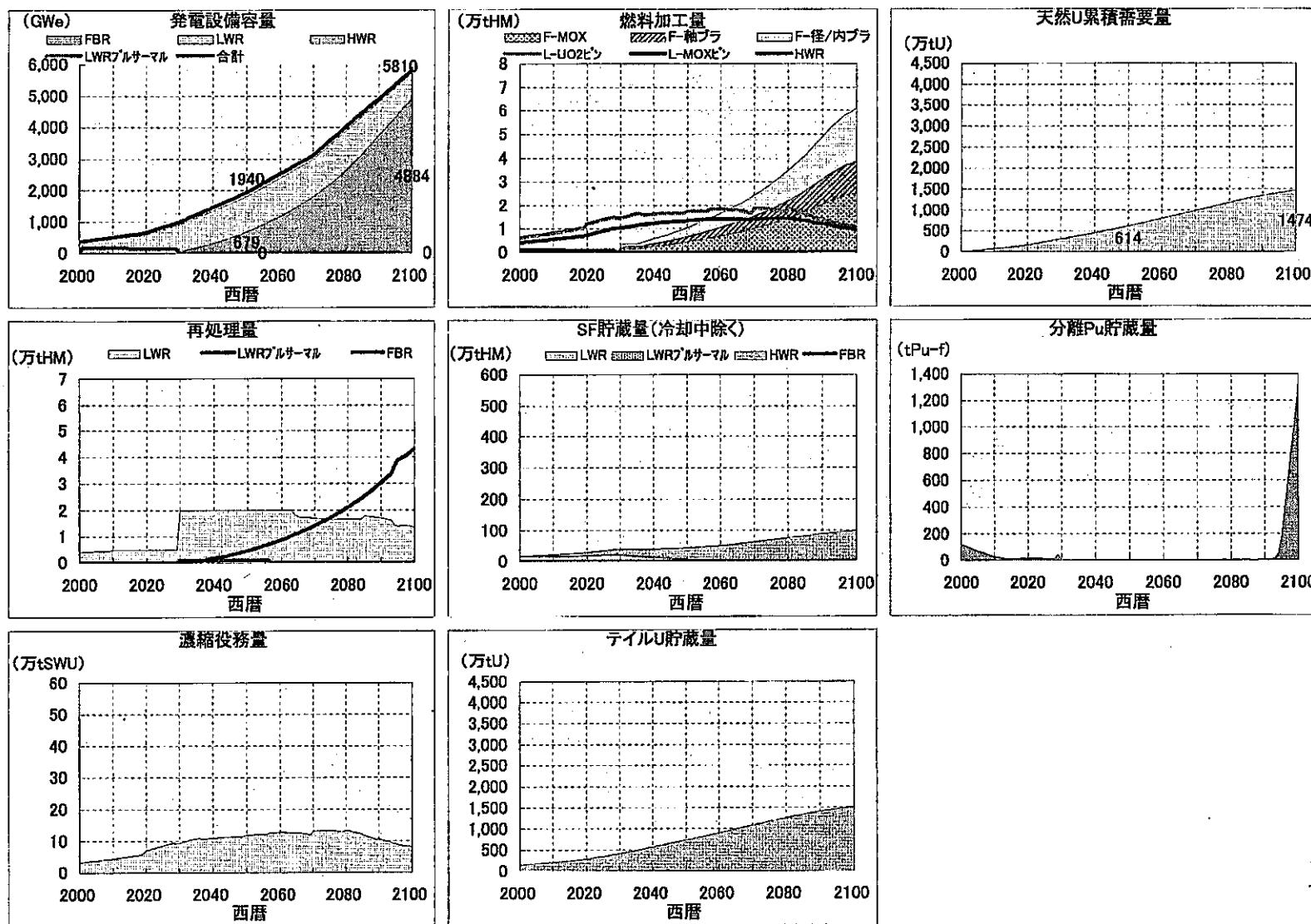
付図 1.11 ワンススルーシナリオ : WEC-B ケース



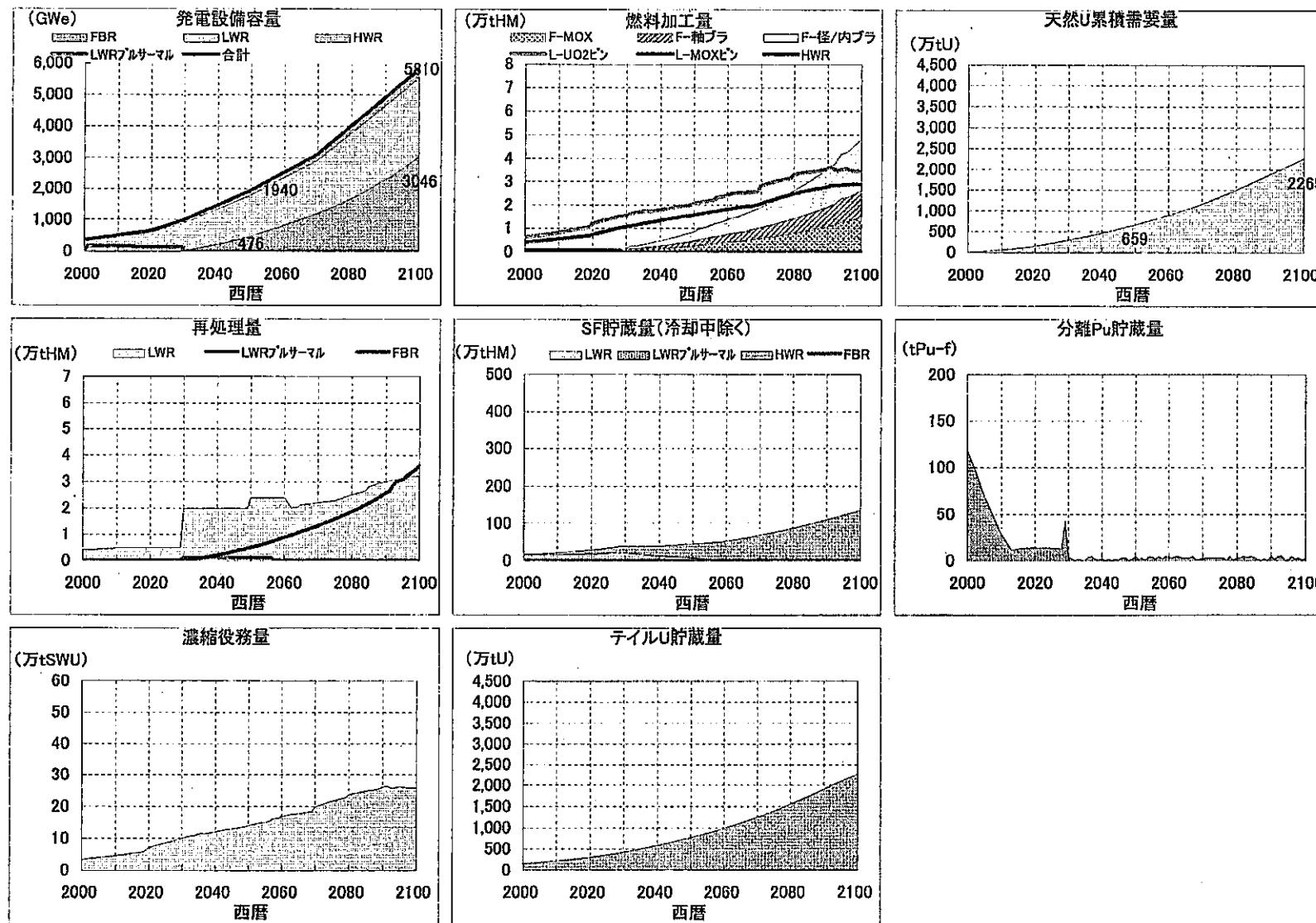
付図 1.12 ブルサーマルシナリオ : WEC-B ケース



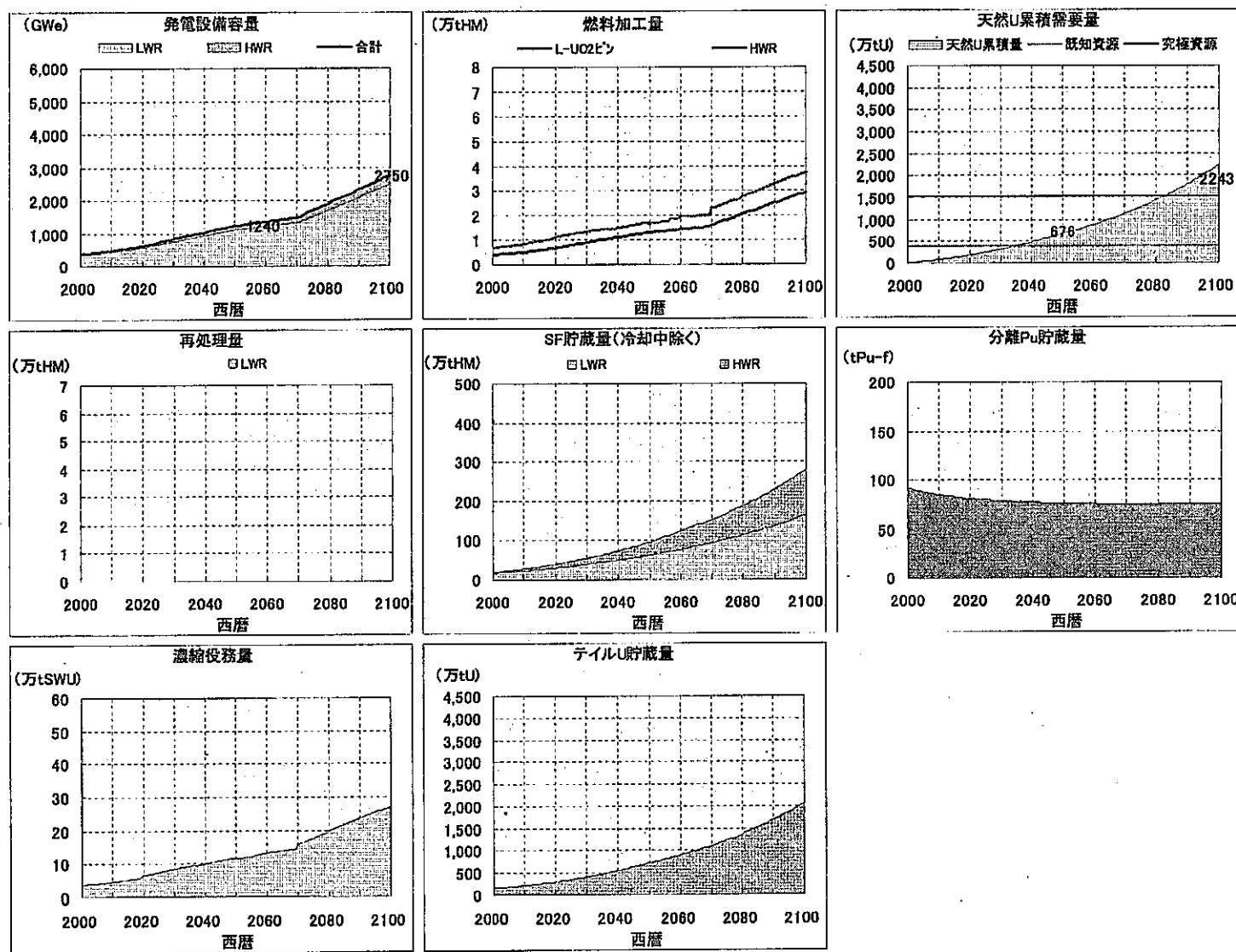
付図 1.13 FBR導入シナリオ（増殖比 1.24, 炉外サイクル時間 5 年）：WEC-B ケース



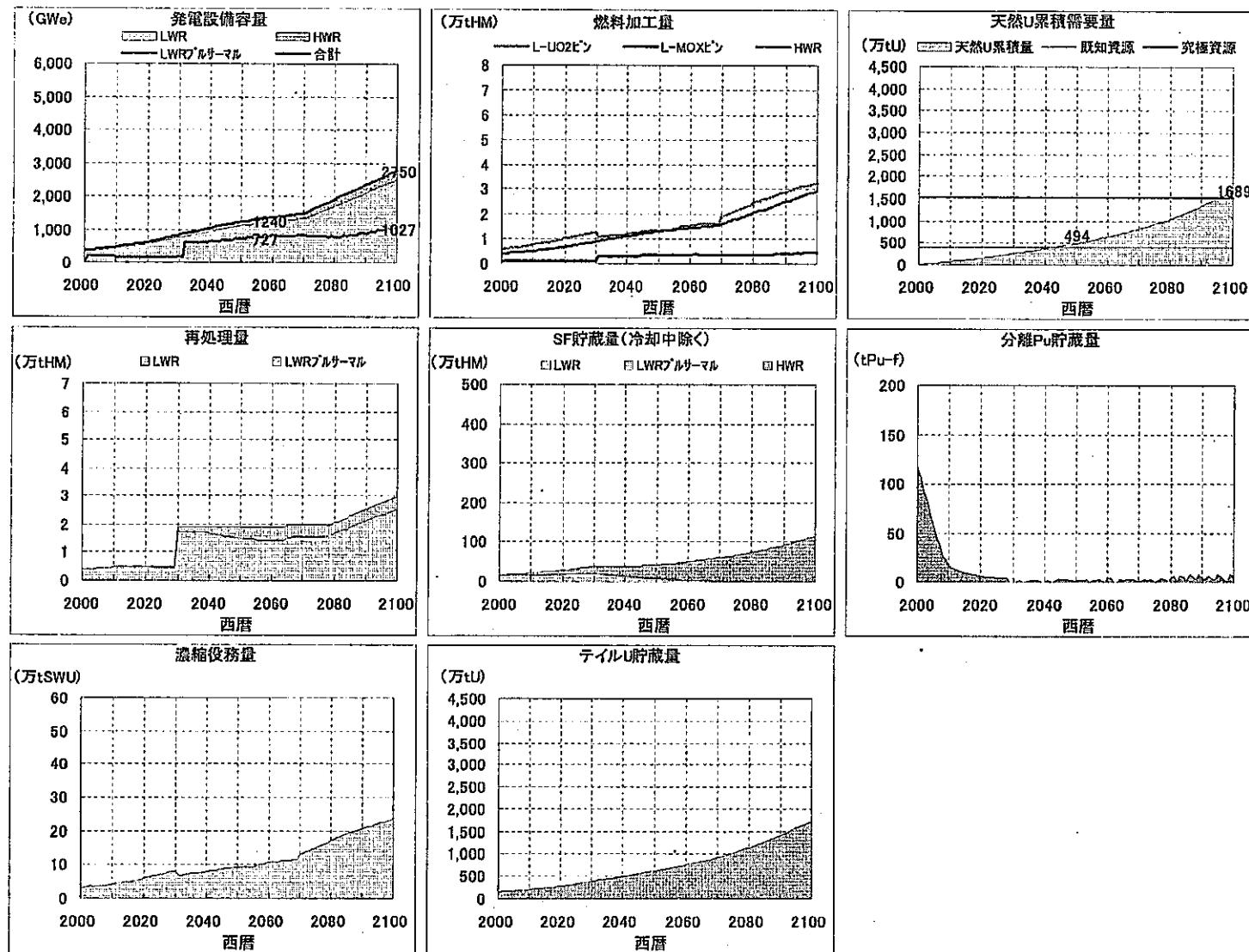
付図 1.14 FBR導入シナリオ（増殖比 1.29, 炉外サイクル時間 5年）：WEC-B ケース



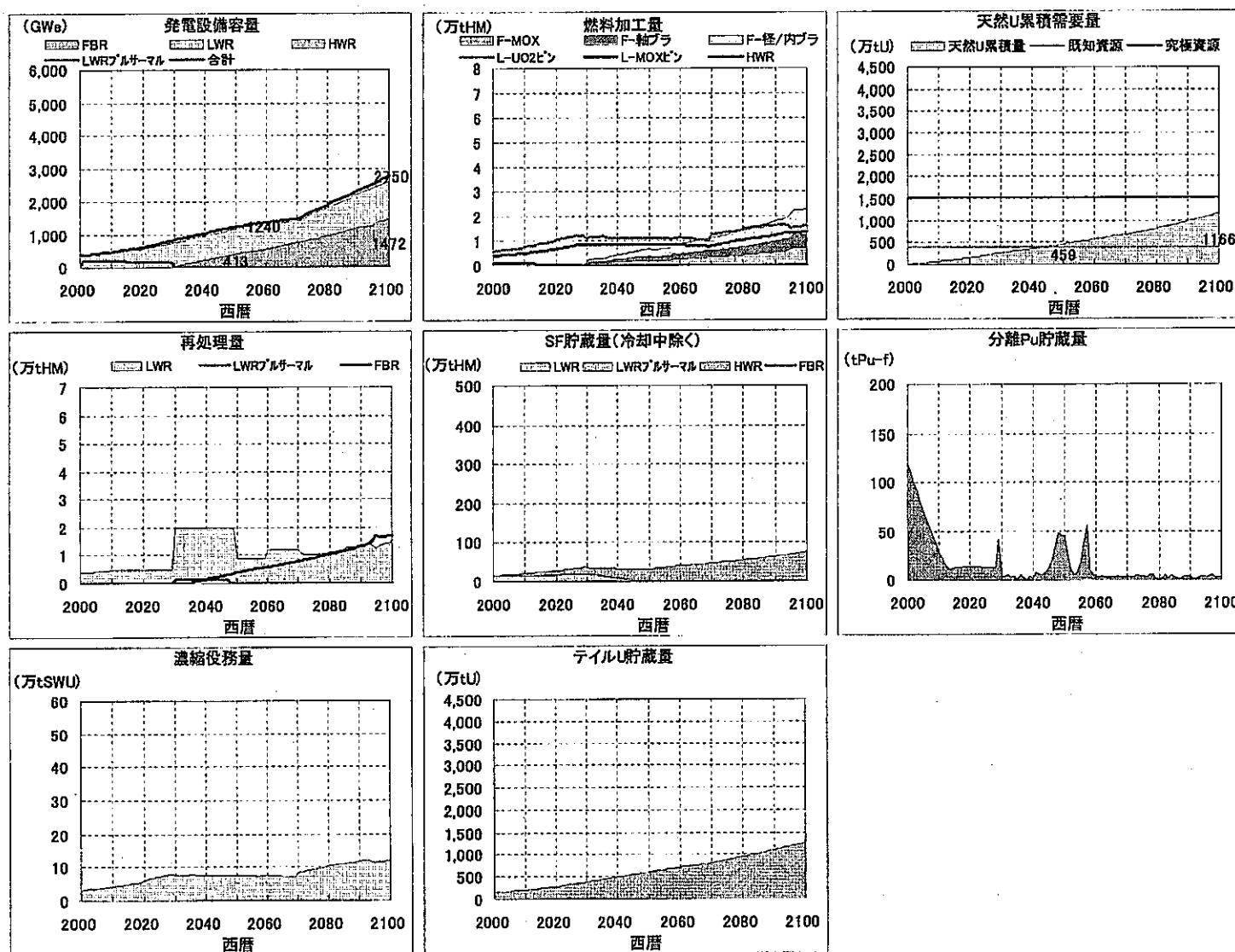
付図 1.15 FBR導入シナリオ（増殖比 1.24, 炉外サイクル時間 3年）：WEC-B ケース



付図 1.16 ワンススルーシナリオ : WEC-C2 ケース



付図 1.17 プルサーマルシナリオ：WEC-C2 ケース



付図 1.18 FBR導入シナリオ（増殖比 1.24, 炉外サイクル時間 5 年）: WEC-C2 ケース

## 付録 2 各種電源の経済性評価

## 付録 2 各種電源の経済性評価

### 2.1 評価の概要

核燃料サイクルのシナリオ評価の一環として、現在及び将来の直接処分シナリオの経済性を試算した。計算は FCC-EX (Excel ワークシート)ツールで行った。

### 2.2 評価ケース

#### (1) 直接処分による発電コスト（現状）

現在の軽水炉による発電で直接処分を行ったときの発電原価を対象とした。単位重量当りの直接処分単価が同じく単位重量当りの高レベル放射性廃棄物処分単価の 1.75 倍をリファレンス値として、1 倍から 5 倍の間にあるとして感度分析を行った。リファレンス値の 1.75 倍は、OECD/NEA の経済性評価 (Annex 7)<sup>(9)</sup> における直接処分単価と高レベル放射性廃棄物処分単価の比較結果を基にした。また、感度分析の範囲は、最も保守的（直接処分を安価と考える）な 1 倍から、同じく OECD/NEA 報告書<sup>(9)</sup> の基準ケース同士の単価の比である 6.8 倍および最近報告されたベルギーの放射性廃棄物・核物質管理庁 (ONDRAF/NIRAS) の評価結果<sup>(20)</sup> の 2.5 倍を参考に、1~5 倍と設定した。

#### (2) 直接処分による発電コスト（将来）

将来の軽水炉による発電で直接処分を行ったときの発電原価を対象とした。高レベル放射性廃棄物処分単価の 1.75 倍と固定し、将来ウラン価格について現在価格から 1,200 US\$/kgU の間にあるとして感度分析を行った。特に過去のウラン価格の最高値及び将来天然ウラン価格（海水ウラン価格を含む）を考慮して 130 US\$/kgU に上昇する場合について試算した。なお、MOX 燃料とウラン燃料を併用（いわゆるプルサーマル）し、即時再処理と中間貯蔵をおよそ 2 対 1 の比率で行うシナリオについても、130 US\$/kgU となった場合の試算を行った。

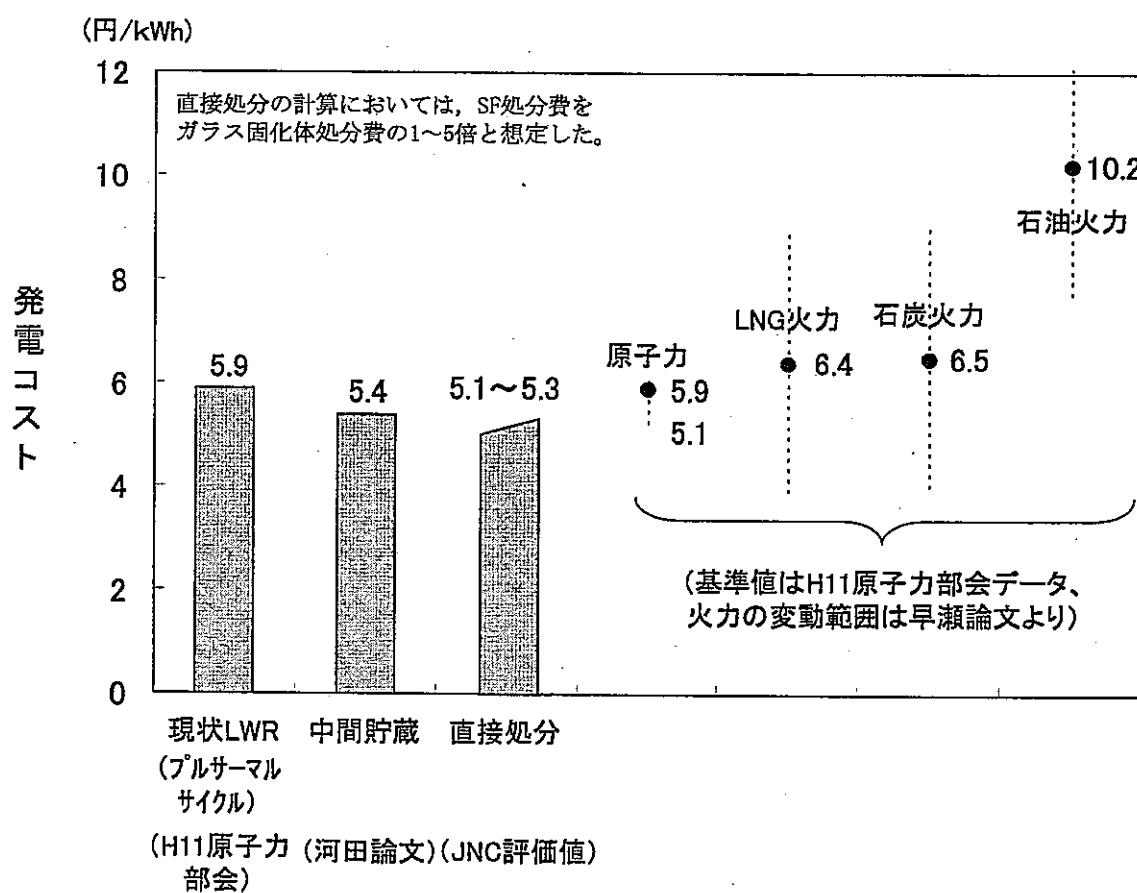
### 2.3 前提条件

基本的には FBR サイクル実用化戦略調査研究 (F/S) のフェーズ 1 評価における軽水炉サイクルの経済性評価と同様の方法<sup>(3)</sup> で評価した。直接処分の場合には、40 年間の中間貯蔵を行うと仮定した。また、ウラン価格の炉寿命中の上昇は考慮せず、ティルウラン濃度を最適化した。

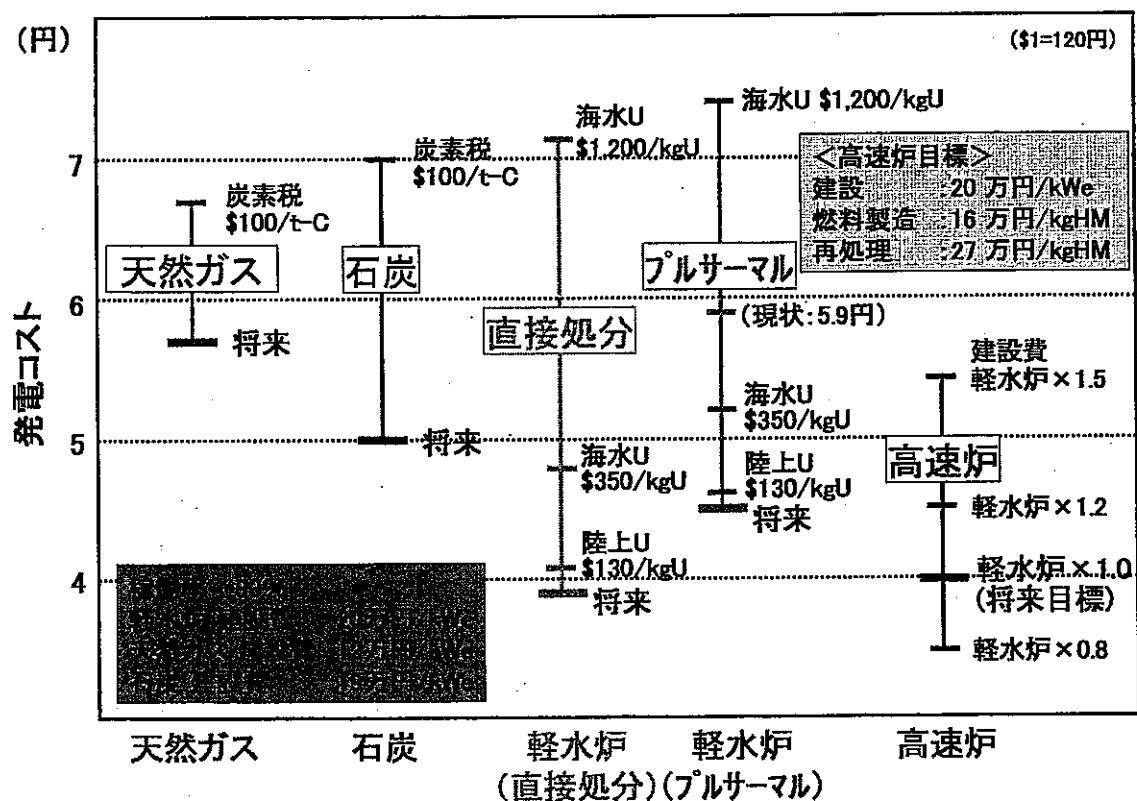
### 2.4 評価結果

付図 2.1 に現状における各種電源の発電コストの比較を示す。現状の直接処分時の発電原価として、約 5.1~約 5.3 円/kWh (使用済燃料直接処分単価がガラス固化体処分単価の 1~5 倍を想定した範囲) が得られた。これは、再処理一プルサーマルケース（即時再処理約 3 分の 2、中間貯蔵約 3 分の 1）の 5.9 円/kWh よりも 15~20%ほど安価となる。一方、中間貯蔵オプションの発電コストは 5.4 円/kWh 程度<sup>(21)</sup> と推測され、再処理一プルサーマルケースと直接処分ケースの中間に位置する。また、現状では、火力の変動幅（主に燃料費の変動によるもの）<sup>(22)</sup> に比べ、原子力において燃料サイクルの選択がコストに与えるインパクトの方が小さいことが分かる。

付図 2.2 に将来における各種電源の発電コストの比較を示す。将来の直接処分時の発電原価として、約 3.9～約 7.1 円/kWh が得られた。リファレンス値で比較すると、再処理一プルサーマルケースの 4.5 円/kWh (F/S での目標値の対象となっているのは、天然ウラン価格が現在と変わらないと想定した 4.3 円/kWh) に比べて、3.9 円/kWh と約 15% 安価となるが、再処理一プルサーマルケースと同様、将来ウラン価格の変動による影響が大きい。高速炉ケースは、F/S フェーズ I での目標値 4.0 円/kWh (リファレンス値) を載せているが、その発電コストは将来ウラン価格ではなく FBR 建設費の変動による影響が大きく効いてくる。



付図 2.1 各種電源の発電コストの比較（現状）



付図 2.2 各種電源の発電コストの比較（将来）

### 付録3 FAMILY-EX の改良点

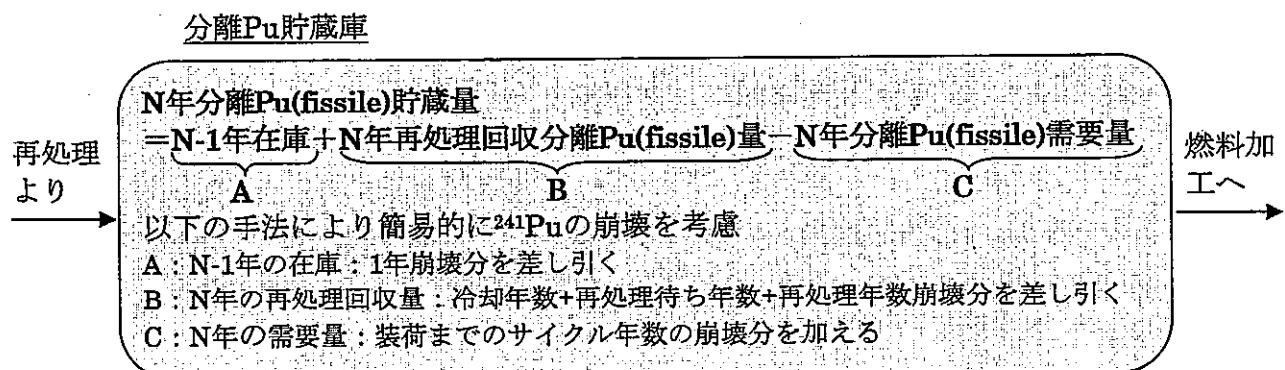
## 付録 3 FAMILY-EX の改良点

3.1  $^{241}\text{Pu}$  崩壊計算の概要

本解析に使用した核燃料サイクル諸量簡易計算ツールは、大きく U, Pu 核種を対象とする天然 U 需要量、使用済燃料貯蔵量等の物質収支計算部分と U, Pu に MA を加えた核種を対象とする高レベル廃棄物中の核種重量計算部分に分けられる。ここでは、前者の U, Pu 核種を対象とした物質収支計算部分における  $^{241}\text{Pu}$  崩壊計算について、従来の計算手法を今回の解析にあたり改良した点について示す。なお、後者の高レベル廃棄物中の核種重量計算部分については次節で示す。

FAMILY-EX では、再処理後に燃料加工されずに蓄積される余剰 Pu を fissile 量 ( $^{239}\text{Pu}$  と  $^{241}\text{Pu}$  の合計) で算出する。これを分離 Pu 貯蔵量と称している。

この分離 Pu 貯蔵量の算出において簡易的に  $^{241}\text{Pu}$  の崩壊による変化を考慮している。 $^{241}\text{Pu}$  の崩壊を模擬する方法は、付図 3.1 に示す通り、各年の分離 Pu(fissile) 貯蔵量を決定する項目である、前年からの在庫、再処理回収量、および需要量（燃料加工施設への搬出量）それぞれに崩壊分を差し引くものとなっている。

付図 3.1 分離 Pu(fissile) 貯蔵量の計算における  $^{241}\text{Pu}$  崩壊の模擬方法

A : 前年からの在庫は、1 年分の  $^{241}\text{Pu}$  崩壊量を差し引いた

N-1 年からの在庫 = N-1 年 Pu(fissile) 貯蔵量 - N-1 年  $^{241}\text{Pu}$  貯蔵量  $\{1 - (1/2)^{1/14.35}\}$

※左辺の  $^{241}\text{Pu}$  の半減期 14.35 (年) は、ツールに定数で持たせている

となる。再処理回収量は、冷却時間、再処理待ち時間および再処理時間（輸送時間を含む）を経て分離 Pu 貯蔵庫に搬入されるまでの取出後経過年数を  $T_1$  とすると、

B : N 年再処理回収分離 Pu(fissile) 量 = N-T<sub>1</sub> 年取出 Pu(fissile) 量  $\times (1/2)^{T_1/14.35}$

となる。さらに、需要量は、燃料加工施設への搬出から炉に装荷までの年数を  $T_2$  とすると、

$$C : N \text{ 年再分離 Pu(fissile) 需要量} = N + T_2 \text{ 年装荷 Pu(fissile) 量} / (1/2)^{T_2/14.35}$$

となる。これらより  $^{241}\text{Pu}$  崩壊を考慮した分離 Pu(fissile) 貯蔵量は、

$$\begin{aligned} N \text{ 年分離 Pu(fissile) 貯蔵量} &= N - 1 \text{ 年 Pu(fissile) 貯蔵量} - N - 1 \text{ 年 } ^{241}\text{Pu} \text{ 貯蔵量} + N - 1 \text{ 年 } ^{241}\text{Pu} \\ &\quad \text{貯蔵量} \times (1/2)^{1/14.35} + N - T_1 \text{ 年取出 Pu(fissile) 量} \times (1/2)^{T_1/14.35} - \\ &\quad N + T_2 \text{ 年装荷 Pu(fissile) 量} / (1/2)^{T_2/14.35} \end{aligned}$$

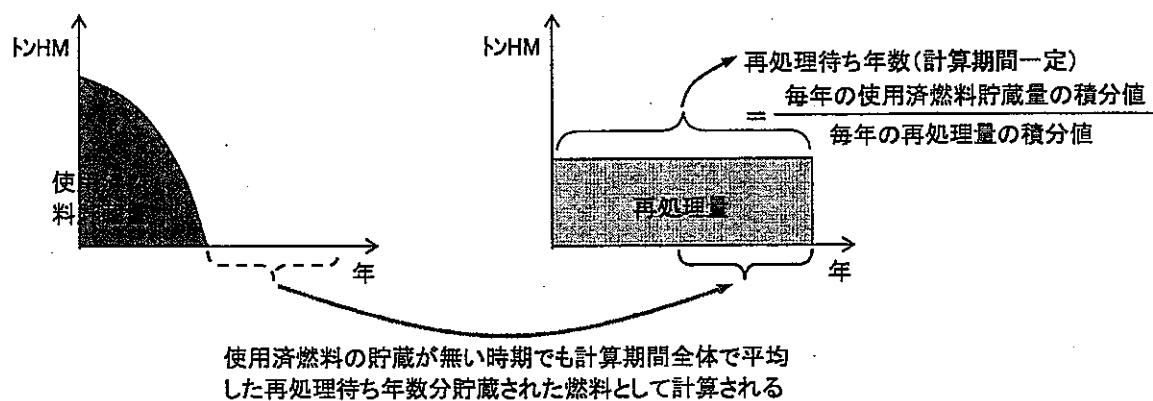
となる。上式において  $T_2$  の分離 Pu 貯蔵庫から燃料加工施設への搬出後炉に装荷されるまでの年数は計算期間一定値であり、FAMILY-EX の入力データである。

また、 $T_1$  の使用済燃料を炉から取り出した後、冷却時間、再処理待ち時間および再処理時間（輸送時間を含む）を経て分離 Pu 貯蔵庫に搬入されるまでの年数は、再処理待ち時間以外は  $T_2$  と同様に計算期間一定値であり、入力データである。再処理待ち時間については、分離 Pu 貯蔵庫に貯蔵されている冷却後経過年数が異なる複数の使用済燃料から再処理する燃料を選択する際の優先順位の決め方として、冷却後経過年数の少ないもの（新しい燃料）を優先して再処理する、または、FBR 導入時期のような特定の期間のみ冷却後経過年数の少ない燃料を優先してその他の期間は冷却後経過年数の多い燃料（古い燃料）を優先する、もしくは冷却後経過年数の多い燃料を優先する等が考えられるため、FAMILY-EX では分離 Pu 貯蔵庫に貯蔵されている使用済燃料の冷却後経過年数の平均を用いるものとしている。

この分離 Pu 貯蔵庫に貯蔵されている使用済燃料の冷却後経過年数の平均は、今回改修するまでのバージョンでは、毎年の再処理量の積分値に対する毎年の使用済燃料貯蔵量の積分値の比率（計算期間一定）を用いていた。

$$\text{再処理待ち年数 (計算期間一定)} = \text{毎年の使用済燃料貯蔵量の積分値} / \text{毎年の再処理量の積分値}$$

この計算期間一定値を用いると、例えば 2030 年より FBR 導入、LWR 再処理規模 800 トン/年といったシナリオの場合、2000～2200 年の計算期間で前半は再処理されずに貯蔵されている LWR 使用済燃料が存在し、後半は FBR の導入が進み LWR 使用済燃料の発生量も減少するため使用済燃料の貯蔵量は無くなり冷却後即時再処理といった結果が見られるが、計算期間 2000～2200 年の平均として再処理待ち年数が 10 年と計算された場合は、後半の 2100 年以降は使用済燃料の貯蔵は無く再処理待ち年数が 0 年だとしても分離 Pu(fissile) 貯蔵量は 10 年分の  $^{241}\text{Pu}$  崩壊量が差し引かれる結果となる。（付図 3.2）

付図 3.2 修正前の $^{241}\text{Pu}$ 崩壊計算の例

このように計算期間全体で再処理待ち年数を平均していることにより、計算期間の中で使用済燃料貯蔵量、再処理施設規模の状況が異なる時期も一括した再処理待ち年数を使用するため、年単位で分離 Pu(fissile) 貯蔵量から FBR の新設規模を求める解析結果には影響を与える。この影響をより小さくするために計算期間で一括した再処理待ち年数の平均ではなく、年単位で再処理待ち年数の平均を算出する手法に変更した。

修正後の再処理待ち年数の平均の算出は、計算開始年以前の使用済燃料貯蔵量（入力データ）とその冷却後経過年数（今回の改修ではこれを 0 年としてツールに定数で持たせた）を初期値とし、毎年の使用済燃料貯蔵庫の貯蔵量に対応する冷却後経過年数は、前年の使用済燃料貯蔵量に対応する冷却後経過年数に 1 年を加えた年数と当該年に冷却が終了した使用済燃料の発生量に対応する冷却後経過年数 0 年を加重平均する方法とした。毎年、貯蔵庫の使用済燃料の冷却後経過年数を算出し、再処理需要（再処理施設への搬出）がある年は当該年の冷却後経過年数が再処理待ち年数となる。

#### (初期値)

計算開始年以前使用済燃料貯蔵量：入力データで指定

計算開始年以前貯蔵量の冷却後経過年数：0 年（ツールに定数で持たせている）

#### (N 年)

$$N \text{ 年 使用済燃料貯蔵量} = N-1 \text{ 年 使用済燃料貯蔵量} + N \text{ 年 使用済燃料発生量(冷却後)} - N \text{ 年 再処理需要量}$$

$$N \text{ 年 貯蔵量の冷却後経過年数} = (N-1 \text{ 年 貯蔵量の冷却後経過年数} + 1) \times N-1 \text{ 年 使用済燃料貯蔵量} / (N-1 \text{ 年 使用済燃料貯蔵量} + N \text{ 年 使用済燃料発生量(冷却後)})$$

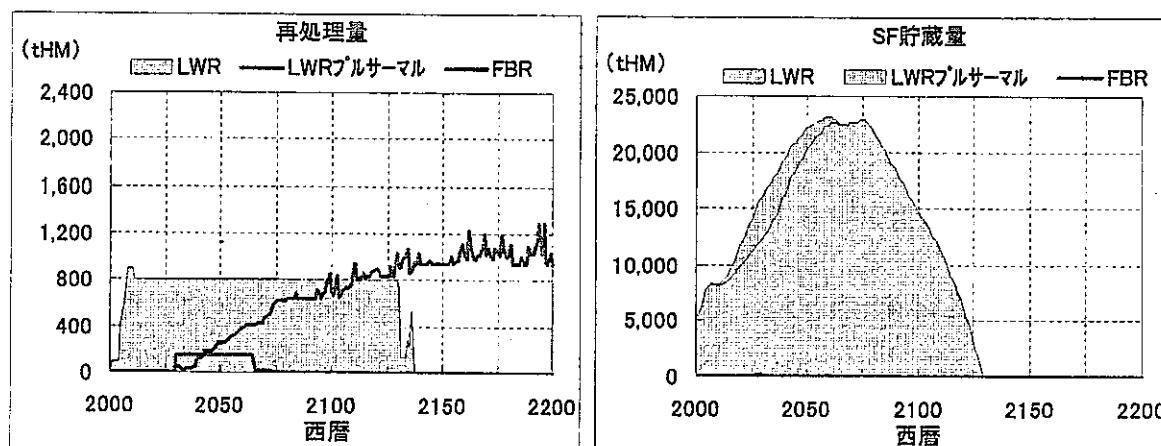
$$N \text{ 年 再処理待ち年数} = N \text{ 年 使用済燃料貯蔵量の冷却後経過年数}$$

付表 3.1 再処理待ち年数の算出（修正後）

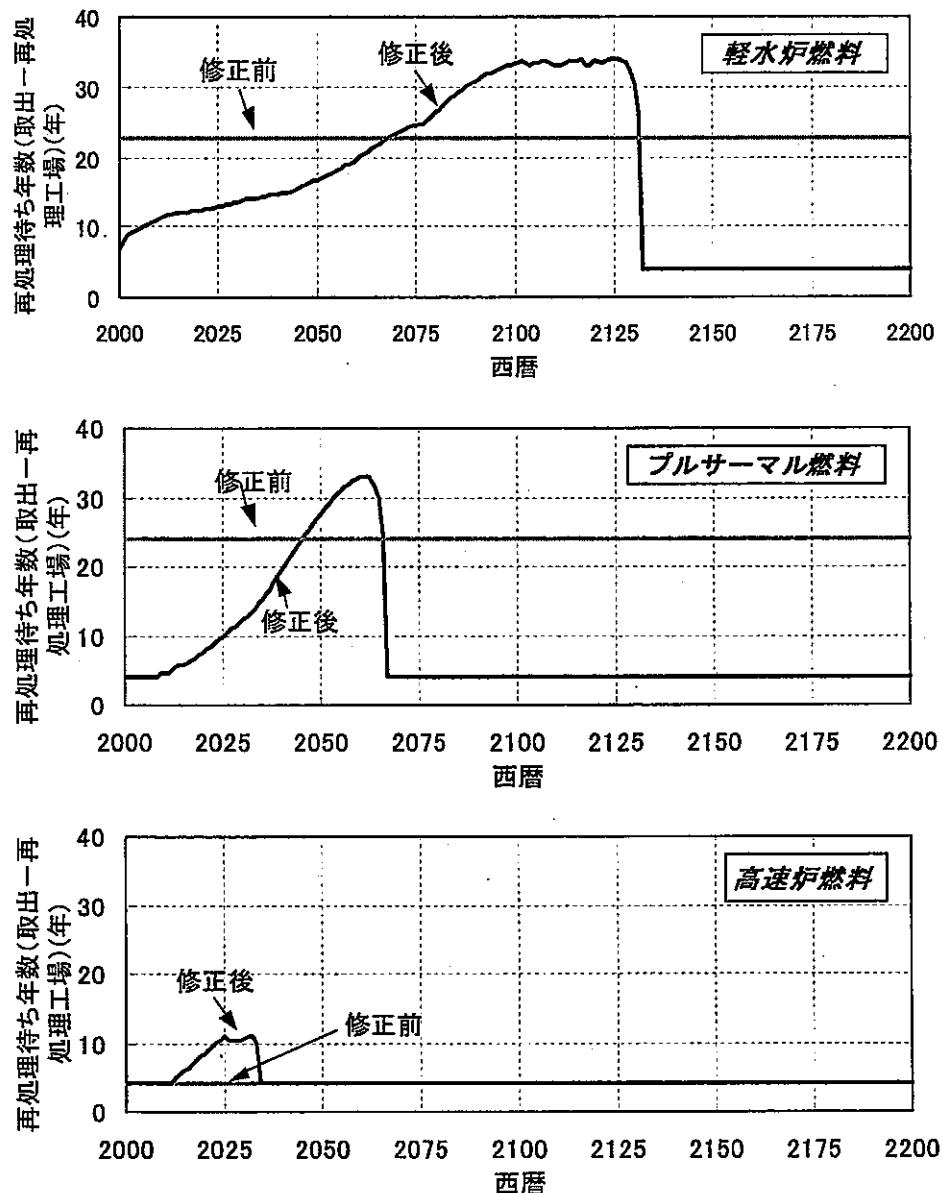
		計算開始年以前	~	N-1年	N年	~
使用済燃料取出量 (冷却後)	重量(トンHM)	—	~	X <sub>N-1</sub>	X <sub>N</sub>	~
	冷却後経過年数(年)	—		0	0	
使用済燃料貯蔵量	重量(トンHM)	入力値	~	Y <sub>N-1</sub>	Y <sub>N-1</sub> +X <sub>N</sub> -R <sub>N</sub>	~
	冷却後経過年数(年)	0		T <sub>N-1</sub>	T <sub>N-1</sub> +1 年経過 : Y <sub>N-1</sub> ] を平均して 0 年経過 : X <sub>N</sub> ] (T <sub>N-1</sub> +1) × Y <sub>N-1</sub> / (Y <sub>N-1</sub> +X <sub>N</sub> )	
再処理量	重量(トンHM)	—	~	R <sub>N-1</sub>	R <sub>N</sub>	~
	再処理待ち年数(年)	—		T <sub>N-1</sub>	(T <sub>N-1</sub> +1) × Y <sub>N-1</sub> / (Y <sub>N-1</sub> +X <sub>N</sub> )	

年単位で平均した再処理待ち年数により  $^{241}\text{Pu}$  崩壊量を求める計算手法は、簡易計算の範囲を逸脱せずに、修正前の計算期間一定値を用いる手法の誤差をより小さくする。

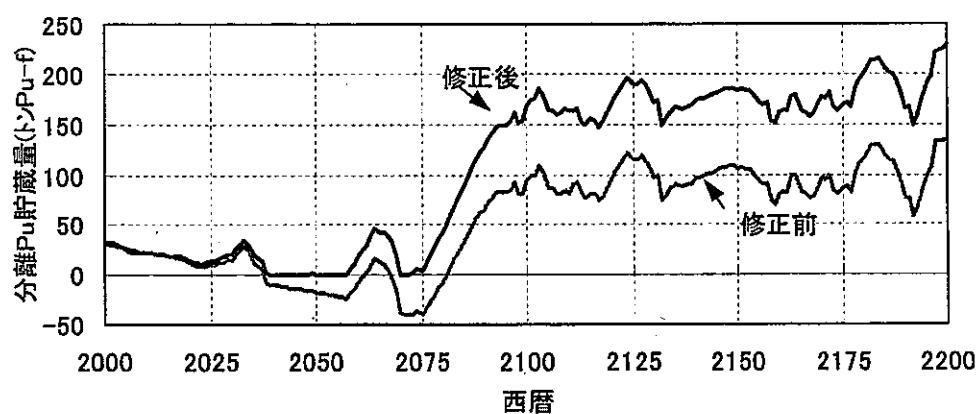
修正前後の再処理待ち年数を比較すると、一例として軽水炉+プルサーマル+高速炉(2030年導入)シナリオでは、付図 3.3 に示す使用済燃料貯蔵量と再処理量に対して付図 3.4 の再処理待ち年数となる。軽水炉燃料では、このシナリオでは若干の期間ではあるが 2130～2140 年は使用済燃料が貯蔵されていないため再処理待ち年数は冷却期間 4 年のみであるが、計算期間全体の平均を用いる修正前は 24 年が取出後経過したとして取り扱っている。付図 3.4 に示すような修正前後の再処理待ち年数による分離 Pu(fissile) 貯蔵量の差は 50 トノ Puf 前後となる。(付図 3.5)



付図 3.3 軽水炉+プルサーマル+高速炉シナリオの使用済燃料貯蔵量と再処理量



付図 3.4 再処理待ち年数の修正前後の比較



付図 3.5 再処理待ち年数修正前後の分離 Pu (fissile) 貯蔵量の比較

### 3.2 高レベル廃棄物中の核種重量の計算

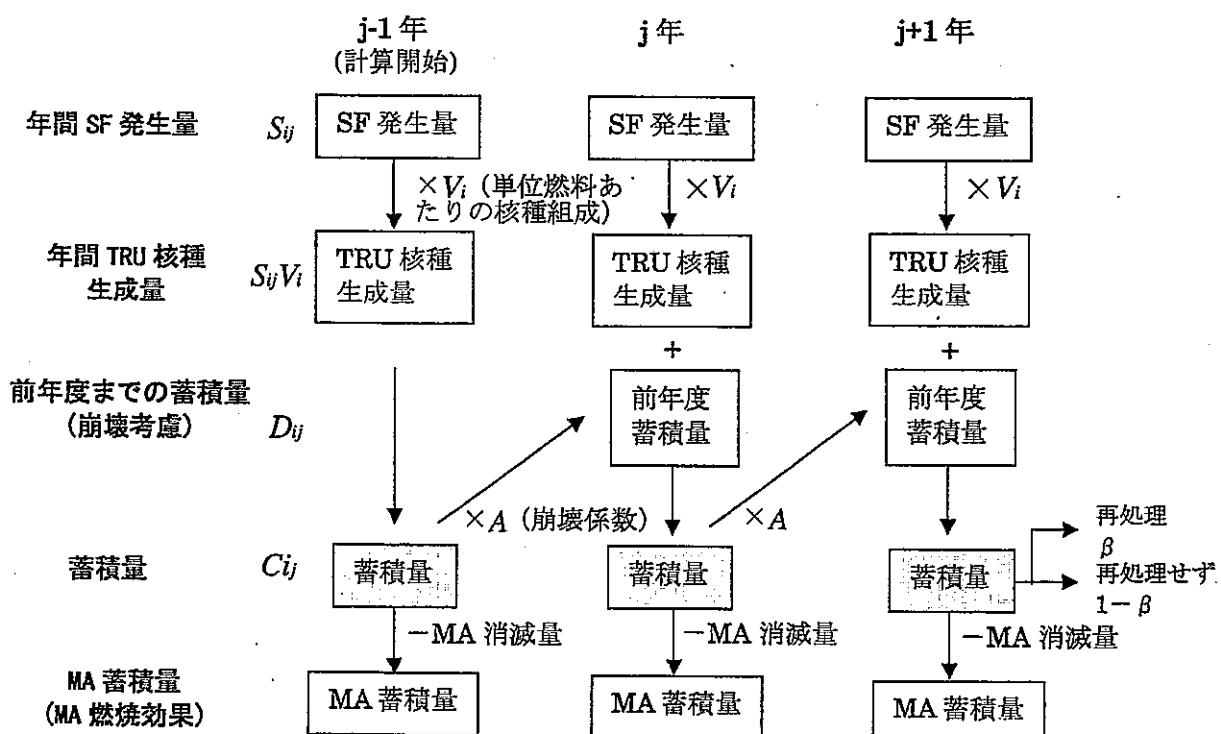
評価に用いた解析ツールは、Microsoft-Excelで作成されたウランやプルトニウム総量の核燃料サイクル諸量の計算を行う FAMILY-EX（以下、EXと略す）と、EXで定義される SF 発生量や再処理量等を用いてバックエンドの核種同位体量を計算する FAMILY-EX(MA)（以下、EX(MA)と略す）である。

#### 3.2.1 FAMILY-EX(MA)の核種同位体の算出フロー (U,Pu,MA 核種)

EX(MA)での核種同位体の算出フローを付図 3.6 に示す。EXにおいて各炉型ごとの発電設備容量と炉心特性データから定義される「年間 SF 発生量」と EX(MA)の入力データである「単位燃料あたりの核種組成（燃焼直後）」を掛け合わせて「年間 TRU 核種生成量」となる。前年度の蓄積量がある場合は崩壊が考慮され、当該年の「年間 TRU 核種生成量」が加えられて図に示す「蓄積量」となる。

更に、「蓄積量」から MA 核種の装荷量（「MA 消滅量」）を差し引いた MA 核種の蓄積量を「MA 蓄積量」と定義する。

また、EXにおいて定義される「年間再処理量」と「年間 SF 発生量」から、EX(MA)上で再処理割合( $\beta$ )および未再処理割合( $1 - \beta$ )を求め、「蓄積量」に掛け合わせることで当該年の再処理量・未再処理量を決定する。



付図 3.6 FAMILY-EX(MA) の蓄積量計算のフロー (L-UO<sub>2</sub>, L-MOX, FBR, ATR)

※ 炉型*i*の単位燃料あたりの生成量を $V_i$ とし、 $j$ 年1年間でのその炉系での使用済燃料発生量を $S_{ij}$ とすれば、その年度の核種生成量は $S_{ij}V_i$ となる。前年度( $j-1$ 年)までに、炉型*i*から生じた核種の蓄積量を $C_{i(j-1)}$ とし、蓄積していた核種の1年間での崩壊による核種量変化を考慮したものを $D_{i(j-1)}$ とすれば、 $j$ 年終了時の蓄積量は $C_{ij} = D_{i(j-1)} + S_{ij}V_i$ となる。

そこで、「蓄積量」を再処理割合( $\beta$ )および未再処理割合( $1-\beta$ )の係数を用いて次の3つに区分する。①TRU 製品中、②高レベル廃棄物中、③使用済燃料中。

蓄積量を3つに区分する際に用いた算出式は以下の通りである。

①  $j$ 年におけるTRU 製品移行量は、次式で定義するものとした。

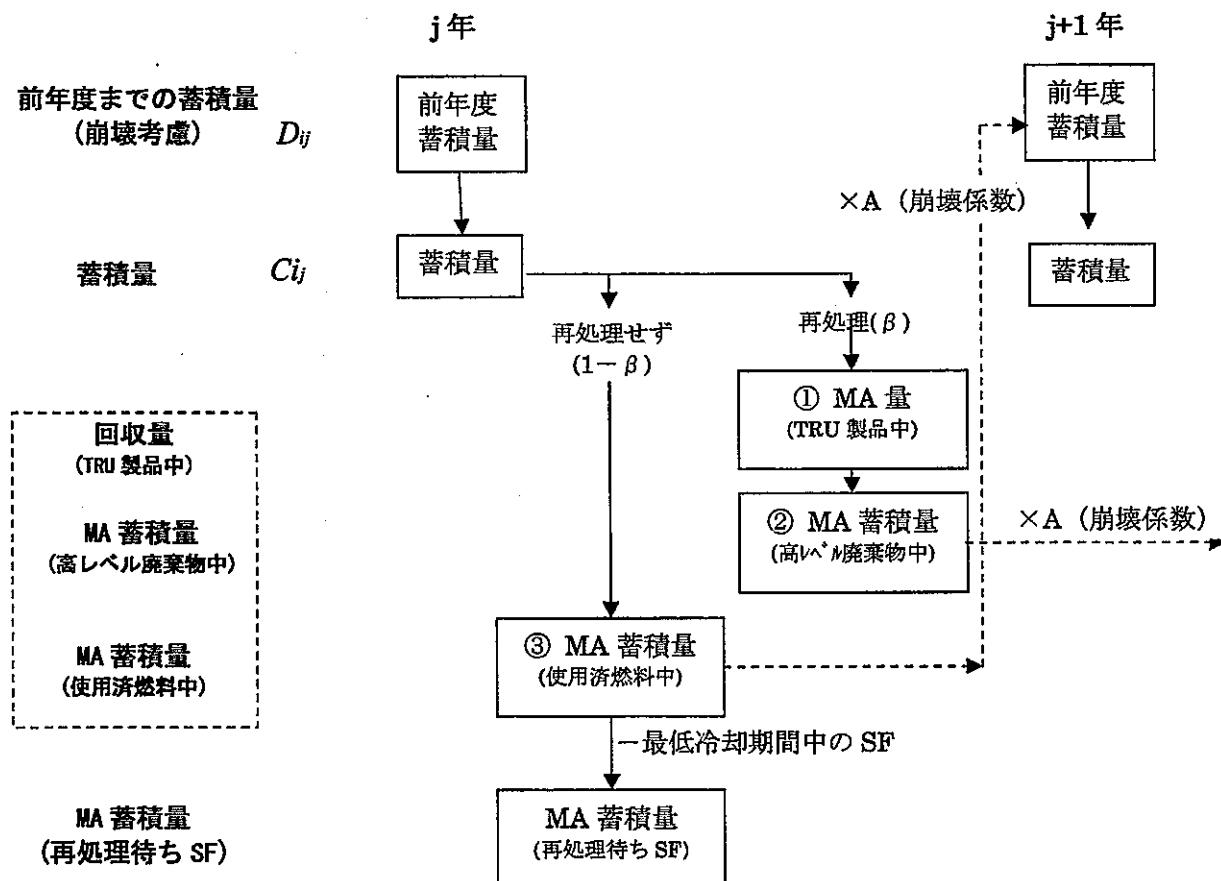
$$\begin{aligned} (\text{TRU 製品中量})_j &= \{(\text{前年度蓄積量})_j + (\text{年間 TRU 核種生成量})_j\} \\ &\quad \times \text{再処理割合}(\beta)_j \times (\text{再処理回収率}) \end{aligned}$$

②  $j$ 年における高レベル廃棄物発生量は、次式で定義するものとした。

$$\begin{aligned} (\text{高レベル廃棄物中量})_j &= \{(\text{前年度蓄積量})_j + (\text{年間 TRU 核種生成量})_j\} \\ &\quad \times \text{再処理割合}(\beta)_j \times (1.0 - \text{再処理回収率}) \end{aligned}$$

③  $j$ 年における使用済燃料量は、次式で定義するものとした。

$$\begin{aligned} (\text{使用済燃料中量})_j &= \{(\text{前年度蓄積量})_j + (\text{年間 TRU 核種生成量})_j\} \\ &\quad \times \text{未再処理割合}(1-\beta)_j \end{aligned}$$



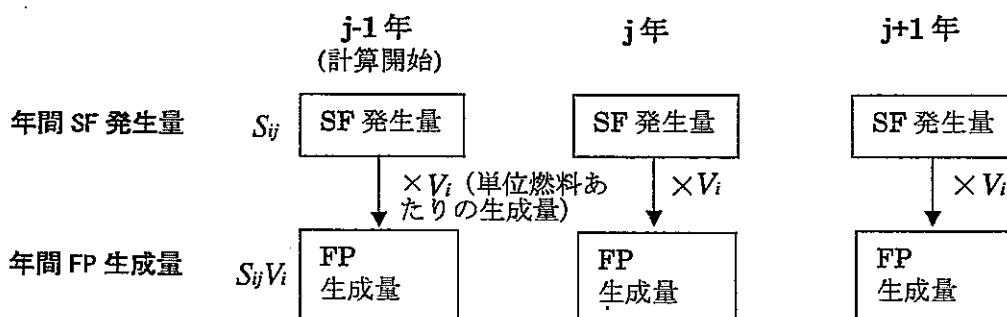
付図 3.7 高レベル廃棄物の計算のフロー (U, Pu, MA 核種)

### 3.2.2 FAMILY-EX(MA)の核種同位体の算出フロー (FP 核種)

EXにおいて定義される「年間 SF 発生量」が、FP 核種を含まない重金属量であることや、EX(MA)において燃焼遷移行列と崩壊行列で FP 核種が考慮されていないなどの理由から、現状では EX(MA)において当該核種の取り扱いは出来ない。

しかし、本評価において高レベル廃棄物量を把握するために必要となったことから、以下の手法にて簡易的に算出することとした。但し簡略化のため、FP 核種について崩壊や崩壊後の移行核種については無視するものとした。

また、存在区分として使用済燃料中か高レベル廃棄物中かは、U,Pu,MA 核種と同様に再処理割合( $\beta$ )および未再処理割合( $1 - \beta$ )の係数を用いて計算した。



付図 3.8 高レベル廃棄物の計算のフロー (FP 核種)

※ 炉型*i*の単位燃料あたりの FP 生成量を  $V_i$  とし、*j* 年 1 年間でのその炉系での使用済燃料発生量を  $S_{ij}$  とすれば、その年度の FP 生成量は  $S_{ij}V_i$  となる。

#### ● 単位燃料あたりの FP 核種生成量

FP は、燃料が炉内で燃焼することによって生成されるため、EX の入力データとして与える炉心特性データの装荷重金属量と取出重金属量の差を FP 生成量と仮定した。単位重量あたりの生成量を次式で与えるものとする。

炉型*i*の単位燃料あたりの FP 生成量( $V_i$ )

$$= \text{平衡装荷重金属量 } i [\text{t / y}] / \text{平衡取出重金属量 } i [\text{t / y}] - 1.0$$

#### ● *j* 年の高レベル廃棄物 FP 量

$$\begin{aligned} (\text{高レベル廃棄物 FP 量})_j &= \{ (\text{前年度蓄積量})_j + (\text{年間 FP 生成量})_j \} \\ &\quad \times \text{再処理割合}(\beta)_j \end{aligned}$$

#### ● *j* 年の使用済燃料中 FP 量

$$\begin{aligned} (\text{使用済燃料中 FP 量})_j &= \{ (\text{前年度蓄積量})_j + (\text{年間 FP 生成量})_j \} \\ &\quad \times \text{未再処理割合}(1 - \beta)_j \end{aligned}$$

### 3.3 ガラス固化体の発生本数の計算

EXにおいて定義される炉型ごとの「年間再処理量」と後述するガラス固化体発生源単位を用いて、ガラス固化体本数を算出する。具体的には、1998年10月15日付けの総合エネルギー調査会・原子力部会の資料より、六ヶ所再処理施設の設計仕様（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、炉全体の平均燃焼度が45,000MWd/tの場合に1.25本/tHMとし、燃焼度が高くなるに従つて高レベル廃棄物量が増える傾向にあることを考慮し、燃焼度に比例してガラス固化体発生源単位が大きくなると仮定した。

#### ガラス固化体発生源単位の計算例

- 燃焼度45,000MWd/tのBWRの場合：

$$45,000 \text{ MWd/t} / 45,000 \text{ MWd/t} = 1.0 \text{ (倍)}$$

$$1.0 \text{ (倍)} \times 1.25 \text{ (本/tU)} = \underline{1.25 \text{ (本/tU)}}$$

- 燃焼度49,000MWd/tのPWRの場合：

$$49,000 \text{ MWd/t} / 45,000 \text{ MWd/t} = 1.0888\ldots \text{ (倍)}$$

$$1.0888 \text{ (倍)} \times 1.25 \text{ (本/tU)} = \underline{1.36 \text{ (本/tU)}}$$

- FBR（実用化戦略調査研究フェーズI：D-1<sup>\*1</sup>）の場合：付表3.2参照

付表 3.2 ガラス固化体発生源単位（FBRの場合）

	炉心	軸プラ	径プラ	内部プラ
燃焼度(MWd/t)	147,600	8,100	7,000	11,100
重量(tHM)	33.324	26.604	19.130	17.789
燃焼×重量	4,918,564	215,493	133,913	197,460
平均燃焼度(MWd/t)		56,433		
燃焼度45,000MWd/tに対する比率		1.254倍		
ガラス固化体発生源単位			1.57 本/tHM	

\*1 FBRプラント、炉心、再処理、燃料製造がそれぞれ、Na冷却ループ大型炉-MOX燃料(LWR-MA受入) — 酸化物電解法 — 酸化物振動充填法を組み合わせた評価ケース。

### 3.4 濃縮分離作業量およびティルウラン貯蔵量の計算

#### 3.4.1 濃縮分離作業量

従来、FAMILY-EX の濃縮施設に関する計算は施設能力を無限大と仮定し需要分を全量処理できるものとして、濃縮施設の処理能力、処理した量、および処理能力の不足量の計算機能を省略していた。(但し、物質収支計算には濃縮処理ロス量は考慮されている。)

これに関して、『濃縮施設の処理量は処理能力の範囲内とし、処理能力を超えた分は仮想的な処理施設で処理されるものとする。結果として処理能力を超えても全量処理されるが、濃縮施設の能力が不足しているとする。』という考え方を基本とした機能を追加した。

本機能は FAMILY-EX バージョン 4.6 以降に追加されている。

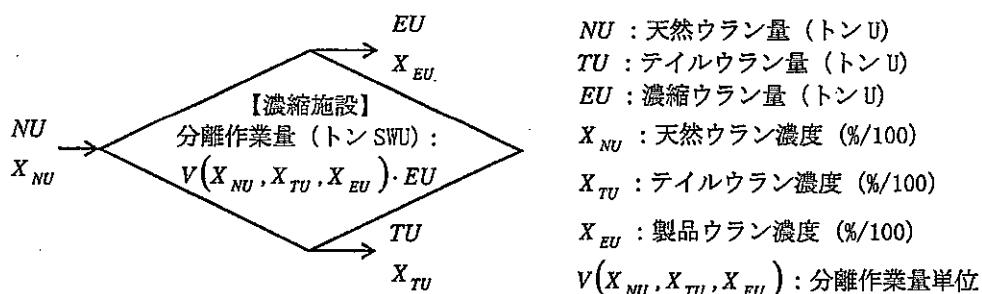
#### (1) 施設能力

計算期間中  $t$  年の濃縮施設能力  $P(t)$  は、入力条件とする。

#### (2) 天然ウラン濃度、ティルウラン濃度

天然ウラン濃度、ティルウラン濃度は、計算期間を通して一定値を入力する。

#### (3) 分離作業量単位



付図 3.9 濃縮施設モデル

製品ウラン単位重量あたりの濃縮分離作業量（濃縮分離作業量単位）  
 $V(X_{NU}, X_{TU}, X_{EU})$  は、

$$V(X_{NU}, X_{TU}, X_{EU}) = \{v(X_{EU}) - v(X_{TU})\} - \frac{X_{EU} - X_{TU}}{X_{NU} - X_{TU}} \cdot \{v(X_{NU}) - v(X_{TU})\}$$

ここで、 $v(X_i)$  はウラン濃度の価値関数と呼ばれる

$$v(X_i) = (2X_i - 1) \ln \frac{X_i}{1 - X_i}$$

で与えられる。

また、FAMILY-EX では、LWR 回収ウランの再濃縮利用による天然ウラン需要の節約効果の計算機能を別途備えている。回収ウランを再濃縮する場合の分離作業量は、回収ウラン濃度が天然ウラン濃度 (0.711%) より高い場合節約されるが、回収ウランは全て天然ウラン濃度と仮定し、この分離作業量の節約分は無視する。

EU の濃縮ウランに必要な分離作業量 (トスWU) は,

$$\text{分離作業量} = V(X_{NU}, X_{TU}, X_{EU}) \cdot EU$$

で与えられる。

#### (4) 需要量

$t$  年に必要な濃縮分離作業需要量  $D(t)$  は、濃縮施設とのリードタイム  $\Delta t$  年の燃料加工施設の各炉型 (濃縮ウラン装荷炉) の需要量  $F_i(t + \Delta t)$  を用いて、

$$D(t) = \sum_{\substack{i: BWR, PWR \\ , ABWR, APWR \\ , ATR}} \left\{ F_i(t + \Delta t) / (1 - l) \cdot V(X_{NU}, X_{TU}, X_{EU}^i) \right\}$$

ここで、 $l$  は濃縮ロス率(%)とする。

#### (5) 施設処理量

$t$  年の濃縮施設の分離作業量  $U(t)$  は、濃縮施設処理能力  $P(t)$  と需要量  $D(t)$  の大小関係により、

$$P(t) \geq D(t) \text{ の場合}$$

$$U(t) = D(t)$$

$$P(t) < D(t) \text{ の場合}$$

$$U(t) = P(t) \quad (\text{但し、この場合も } D(t) - P(t) \text{ は仮想的な施設で処理されるとする})$$

#### (6) 施設能力不足量

前述の通り、濃縮施設処理能力  $P(t)$  が需要量  $D(t)$  を超える場合、 $D(t) - P(t)$  は仮想的な施設で処理されるものとする。結果として  $D(t)$  は全量処理されるが、 $D(t) - P(t)$  を処理施設の不足量とする。(国内評価の場合、これを海外委託量と見なせる。)

### 3.4.2 テイルウラン貯蔵量

濃縮分離作業量と同様に、FAMILY-EX ではテイルウラン計算機能を省略していた。これに関して、『濃縮施設より発生するテイルウランを貯蔵してプルサーマル燃料と FBR 燃料に使用する。プルサーマル燃料と FBR 燃料の需要が貯蔵量を超える場合、仮想的にテイルウランは調達されるものとし、結果としてプルサーマル燃料と FBR 燃料のテイルウラン需要は全量満たされる。需要が貯蔵量を超える分は貯蔵量の負値として表される。』という考え方を基本とした機能を追加した。

本機能は FAMILY-EX バージョン 4.6 以降に追加されている。

#### (1) テイルウラン濃度

前述の通り、テイルウラン濃度は、計算期間を通して一定値を入力する。

## (2) テイルウラン発生量

$t$ 年に濃縮施設のより発生するテイルウラン量  $TU_p(t)$  は、濃縮施設とのリードタイム

$\Delta t$  年の燃料加工施設の各炉型（濃縮ウラン装荷炉）の需要  $F_i(t + \Delta t)$  および濃縮ウラン

濃度  $X_{EU}^i$  を用いて、

$$TU_p(t) = \sum_{\substack{i: BWR, PWR \\ , ABWR, APWR \\ , ATR}} \left\{ F_i(t + \Delta t) \cdot \frac{X_{EU}^i - X_{NU}}{X_{NU} - X_{TU}} \right\} \cdot U(t)/P(t)$$

ここでは、濃縮分離作業量と同様に、LWR 回収ウラン再濃縮利用によるテイルウラン発生量の変化は無視する。

また、濃縮施設処理能力が需要量を超えた場合の仮想的な施設（国内評価の場合海外委託量）より発生するテイルウランは含まれない。

## (3) テイルウラン需要量

## (7) プルサーマル燃料

BWR, PWR, ABWR, APWR の 4 炉型のプルサーマルについて、MOX 燃料にテイルウランを使用するかどうかのオプションを設定する。なお、テイルウラン濃度と装荷燃料のウラン濃度が異なる場合でもテイルウラン濃度のまま使用するものとする。

$t$ 年のプルサーマルによるテイルウラン需要量  $TU_d P(t)$  は、

$$TU_d P(t) = \sum_{\substack{i: BWR, PWR \\ , ABWR, APWR \\ \text{のオプション選択炉型}}} FU_i(t + \Delta t')$$

$FU_i(t)$ : プルサーマル燃料の加工需要量

$\Delta t'$ : テイルウラン貯蔵 → 装荷のリードタイム

## (4) FBR 燃料

テイルウラン濃度と FBR 装荷燃料のウラン濃度が異なる場合でもテイルウラン濃度のまま使用する。また、FBR 回収ウランの再利用によるテイルウランの節約を行うかどうかのオプションを設定する。

$t$ 年の FBR によるテイルウラン需要量  $TU_d F(t)$  は、

$$\sum_{\substack{i: FBR1, FBR2 \\ , FBR3, FBR4}} FU_i(t + \Delta t'') \geq \sum_{\substack{i: FBR1, FBR2 \\ , FBR3, FBR4}} DU_i(t - \Delta t''') \text{ の場合}$$

$$TU_d F(t) = \sum_{\substack{i: FBR1, FBR2 \\ , FBR3, FBR4}} FU_i(t + \Delta t'') - \sum_{\substack{i: FBR1, FBR2 \\ , FBR3, FBR4}} DU_i(t - \Delta t''')$$

$$\sum_{\substack{i:FBR1,FBR2 \\ ,FBR3,FBR4}} FU_i(t + \Delta t'') < \sum_{\substack{i:FBR1,FBR2 \\ ,FBR3,FBR4}} DU_i(t - \Delta t''') \text{ の場合}$$

$$TU_d F(t) = 0$$

$FU_i(t)$ :  $t$ 年のFBR燃料の加工需要量

$DU_i(t)$ :  $t$ 年のFBR回収ウラン発生量

$\Delta t''$ : テイルウラン貯蔵 → 装荷のリードタイム

$\Delta t'''$ : 再処理 → 加工のリードタイム

#### (4) テイルウラン貯蔵量

$t$ 年のテイルウラン貯蔵量  $TU(t)$  は、

$$TU(t) = TU(t-1) + TU_p(t) - \{TU_d P(t) + TU_d F(t)\}$$

需要が貯蔵量を超える分は貯蔵量の負値として表される。

## 付録 4 短期的なプルトニウムバランス評価の前提条件

## 付録 4 短期的なプルトニウムバランス評価の前提条件

付表 4.1 海外再処理委託分の返還プルトニウムについての試算

前提条件	
初期条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 海外再処理委託量は、軽水炉使用済燃料として COGEMA へ約 2,900tU, BNFL へ約 2,700tU の合計約 5,600tU。ガス炉使用済燃料として BNFL へ約 1,500tU。            1998 年 3 月末時点の使用済燃料輸送実績は、1978 年から COGEMA へ約 2,900tU (軽水炉燃料), 1969 年から BNFL へ約 4,000tU (ガス炉: 約 1,300tU+軽水炉: 約 2,700tU)。            1998 年 3 月末時点の再処理実績は、COGEMA の約 2,300tU (軽水炉燃料) と BNFL の約 1,700tU (ガス炉: 約 1,200tU + 軽水炉: 約 500tU)。</li> </ul>
(出典)	原子力白書 (平成 10 年度版) 表 2-8-1 海外再処理委託の状況 (単位: tU)
再処理量	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ COGEMA (再処理期間*: 1989 年～2000 年) 委託分では、輸送済で未再処理の使用済燃料が 2,900tU-2,300tU=600tU あり、1999 年から 2000 年の 2 年間で均等量再処理するとした。            (1999 年～2000 年)            約 600tU/2 年間 = 約 300tU/年</li> <li>○ BNFL (再処理期間*: 1993 年～2003 年) 委託分では、未再処理の使用済軽水炉燃料が 2,700tU-500tU=2,200tU。未処理の使用済ガス炉燃料が 1,500tU-1,200tU=300tU あり、1999 年から 2003 年の 5 年間で均等量再処理するとした。            (1999 年～2003 年)            軽水炉: 約 2,200 tU/5 年間 = 約 440tU/年            ガス炉: 約 300 tU /5 年間 = 約 60tU/年</li> </ul>
(再処理期間*の出典)	H6 原子力長計の第 5 回長期計画専門部会・第二分科会 (平成 5 年 5 月 19 日) 資料 5-7 海外再処理委託契約概要
既返還分	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 1998 年以前に 3.0 t Pu-f が既に日本に返還されていると仮定した。</li> </ul>

付表 4.2 六ヶ所再処理工場の回収プルトニウムについての試算

前提条件	
初期条件	○ 六ヶ所再処理工場は、2005年7月の操業開始の操業開始に向けて順調に建設を進めている。その処理量は定格処理量の20%, 40%, 60%, 80%, 100%と経験を積みながら順次立ち上げていく計画としている。
(出典)	原子力委員会 第69回原子力委員会定例会議 配布資料:(1-1)国内MOX燃料加工事業の推進について
再処理量	○ 2004年はアクティブ試験で定格処理量の26% (210tU/年), 2005年に定格処理量の45% (360tU/年), 2006年に定格処理量の60% (480tU/年), 2007年に定格処理量の80% (640tU/年), 2008年以降に定格処理量の100% (800tU/年)と5年で定格処理量となるよう仮定した。
(出典)	原子力委員会 第10回原子力委員会定例会議 配布資料:(2-1)日本原燃株式会社再処理事業所における再処理の事業の変更許可について(一部補正)(通知)
回収Pu-f量	○ 回収Pu-f量は、定格処理量で約4.8tPu-fとした。
(出典)	原子力白書(平成10年度版) 表2-3-6 わが国のプルトニウム需給見通し(1995年8月時点の状況に基づくもの)

付表 4.3 東海再処理工場の回収プルトニウムについての試算

前提条件	
初期条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 再処理施設は、電力会社との既契約分（残約 145ton）の軽水炉燃料を 2000 年(H12)～2005 年(H17)まで実施し、並行してふげん UO<sub>2</sub>燃料の再処理を 2000 年(H12)～2007 年(H19)まで実施する。軽水炉高燃焼度燃料の再処理を 2006 年(H18)～2007 年(H19)に実施する。ふげん MOX 燃料の処理を 2007 年(H19)～2010 年(H22)に実施する。プルサーマル燃料の再処理を 2008 年(H20)～2010 年(H22)にするものとした。</li> </ul>
軽水炉燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 軽水炉燃料：契約残 145 トンは実績。 2000 年 (14.1ton/年), 2001 年 (24ton/年), 2002 年 (15ton/年), 2003 年 (10ton/年), 2004 年～2005 年 (40ton/年) の合計 143.1 トン。</li> </ul>
高燃焼度燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 高燃焼度燃料：20 トンは、研究開発に 10 トン/年×2 年をかけば成果が得られるという考えに基づき JNC で独自に設定。 2006 年～2007 年 (10ton/年) の合計 20 トン。</li> </ul>
ふげん燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 実績は、108.1 トン (MOX) +60.3 トン (UO<sub>2</sub>燃料) になった。 UO<sub>2</sub>燃料：2000 年(5.2ton/年), 2001 年(5.1ton/年), 2002 年～2003 年(10ton/年), 2006 年(20ton/年), 2007 年(10ton/年) の合計 60.3 トン。 MOX 燃料：2007 年(20ton/年), 2008 年(30ton/年), 2009 年 (29.1ton/年), 2010 年(29ton/年) の合計 108.1 トン。</li> </ul>
プルサーマル燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ プルサーマル導入計画の遅れから、炉内滞在時間や燃料冷却時間を考慮すると、時間的に整合性が図られないため、プルサーマル燃料の再処理は行わないものとした。</li> </ul>
回収 Puf 量 (軽水炉, ふげん UO <sub>2</sub> , ふげん MOX)	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 軽水炉 : 5kgPu-f/ton,</li> <li>○ ふげん UO<sub>2</sub> : 0.5wt%Pu, 72%Pu-f</li> <li>○ ふげん MOX : 1.1wt%Pu, 50%Pu-f</li> </ul>
回収 Puf 量 (軽水炉高燃焼度燃料, プルサーマル燃料)	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 軽水炉高燃焼度燃料 BWR/PWR 平均：新燃料 1 トン当たり（冷却 4 年） 6.6kgPu-f/トン</li> <li>○ プルサーマル燃料 BWR/PWR 平均：新燃料 1 トン当たり（冷却 4 年） 約 20kgPu-f/トン</li> </ul>
(出 典)	平成 5 年度再処理技術高度化調査(MOX 燃料再処理技術調査) (財)原子力安全研究協会 報告書より算出

付表 4.4 各原子炉のプルトニウム需要についての試算(1/2)

	前提条件
初期条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 「もんじゅ」は、本格運転を 2005 年度（平成 17 年度）の後半から開始するものとする。プルトニウム原料の必要時期としては、転換、燃料製造を考慮して、炉装荷の 2 年前とし、もんじゅ燃料製造開始時期は、2003 年(H14)とした。その後、2010 年(H22)に高燃焼度炉心（8 万 MWD/t）に、2014 年(H26)に高度化炉心(1)（10 万 MWD/t）に、2019 年(H31)に高度化炉心(2)（15 万 MWD/t）に移行するということで試算した。 約 0.2～0.5 トン Pu-f/年</li> <li>○ 「常陽」は、2002 年度(H14)より MK-III の初期炉心を構成して運転を開始し、2018 年度(H30)まで継続する。プルトニウム必要時期は転換、燃料製造を考慮し、炉装荷の 2 年前とした。 約 0.1 トン弱 Pu-f/年</li> <li>○ 「ふげん」の運転は、2002 年度(H14)までとし、2003 年以降は、廃止措置研究を実施する。プルトニウム原料の必要時期としては、2001 年(H13)までとした。 約 0.05 トン Pu-f/年</li> </ul>
実用炉	<p>《ケース 1, 3》 考慮しない 《ケース 2》 50 万 kWel 基を 2015 年度 (H27) に運転とした。初装荷燃料は、2012 年～2015 年の 4 年に渡って製造するものと仮定。プルトニウム原料の必要時期は、転換、燃料製造を考慮して炉装荷の 2 年前とした。 必要量は、JNC 実用化戦略調査研究（フェーズ I A-1 炉心（Na 冷却大型径方向非均質 MOX 炉心））より以下の値とした。 (初期時) 0.66 (=2.63/4) トン Pu-f/年 (平衡時) 0.39 トン Pu-f/年</p>
もんじゅ	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 本格運転を 2006 年度 (H18) から開始するものとした。その後、高燃焼度炉心（8 万 MWD/t）、高度化炉心(1)（10 万 MWD/t）、高度化炉心(2)（15 万 MWD/t）はそのまま変更なしとした。</li> </ul>
常陽	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ <u>2003 年度(H15)</u> より MK-III の初期炉心を構成して運転を開始し、2018 年度(H30)まで継続する。           <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 4 サイクル運転：平成 16～19 年度まで</li> <li>(2) 5 サイクル運転：平成 20～30 年度まで</li> <li>(3) 廃炉研究：平成 31 年度～（変更なし）</li> </ul> </li> </ul>
ふげん	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 初期条件と同一</li> </ul>

付表 4.5 各原子炉のプルトニウム需要についての試算(2/2)

前提条件	
プルサーマル	<p>○ プルトニウム原料の必要時期は、燃料製造期間を考慮して、炉装荷の2年前とした。</p> <p>《ケース 1》 既計画の遅延を仮定し、2004年頃および2005年頃に各々BWRが1基ずつ導入され、2006年度以降は、BWR100万kWe 6基が2006~2011年度に、PWR100万kWe 8基が2006~2013年度にそれぞれ導入され、合計16基とした。16基は全て1/3炉心MOX燃料で、プルトニウム必要量は1基0.3トンPu/f年と仮定した。</p> <p>《ケース 2》 全炉心MOX燃料の導入を仮定し、プルサーマルについては、2004年頃および2005年頃に各々1基ずつのBWRが1/3炉心MOX燃料で導入され、2008年頃に2基のABWRが1/2炉心MOX燃料で導入されるとした。プルトニウム必要量は、1/3炉心MOX燃料で1基0.3トンPu/f年、1/2炉心MOX燃料で1基0.55トンPu/f年と仮定した。</p> <p>《ケース 3》 プルサーマルの導入なしを仮定した。</p>
全炉心 MOX	<p>○ プルトニウム原料の必要時期は、燃料製造期間を考慮して、炉装荷の2年前とし、初装荷燃料は3年に渡って製造するものと仮定した。</p> <p>《ケース 1》 大間（ABWR）が2009年に運転するとし、プルトニウム必要量は以下の値とした。 (初期時) 0.43トンPu/f年 (平衡時) 1.1トンPu/f年 (運転後2年目以降)</p> <p>《ケース 2》 ABWRが2005年頃に、大間（ABWR）が2009年頃に、2基のAPWRが2010年頃に各々運転するとし、プルトニウム必要量は以下の値とした。</p> <p>(1) 2005年頃導入のABWR (初期時) 初装荷はUO<sub>2</sub>燃料のためPu必要量はなし (平衡時) 1.1トンPu/f年</p> <p>(2) 大間 (初期時) 0.43トンPu/f年 (平衡時) 1.1トンPu/f年 (運転後2回目以降の定期検査時に装荷開始)</p> <p>(2) 2010年頃導入の2基のAPWR (初期時) 2トンPu/f年 (平衡時) 2トンPu/f年</p> <p>大間と2基のAPWRの初装荷燃料は、各々2007年~2009年、2008~2010年の3年に渡って製造。</p> <p>《ケース 3》 考慮しない</p>

## 付録5 代表的なサイクル諸量図

## 付録 5 代表的なサイクル諸量図

現状 LWR サイクル(21世紀前半), LWR と FBR の共存サイクル(21世紀中盤～後半), および FBR サイクル(主に 22世紀以降)の代表的なサイクル諸量図(年間 100万 kW 当りの諸量)をまとめた。共通の前提条件および各サイクルの前提条件は以下の通りである。

### (1) 共通の前提条件

- ・送電端 100 万 kW 当り
- ・各炉型の稼働率は 100%

### (2) 現状 LWR サイクル(21世紀前半)の前提条件

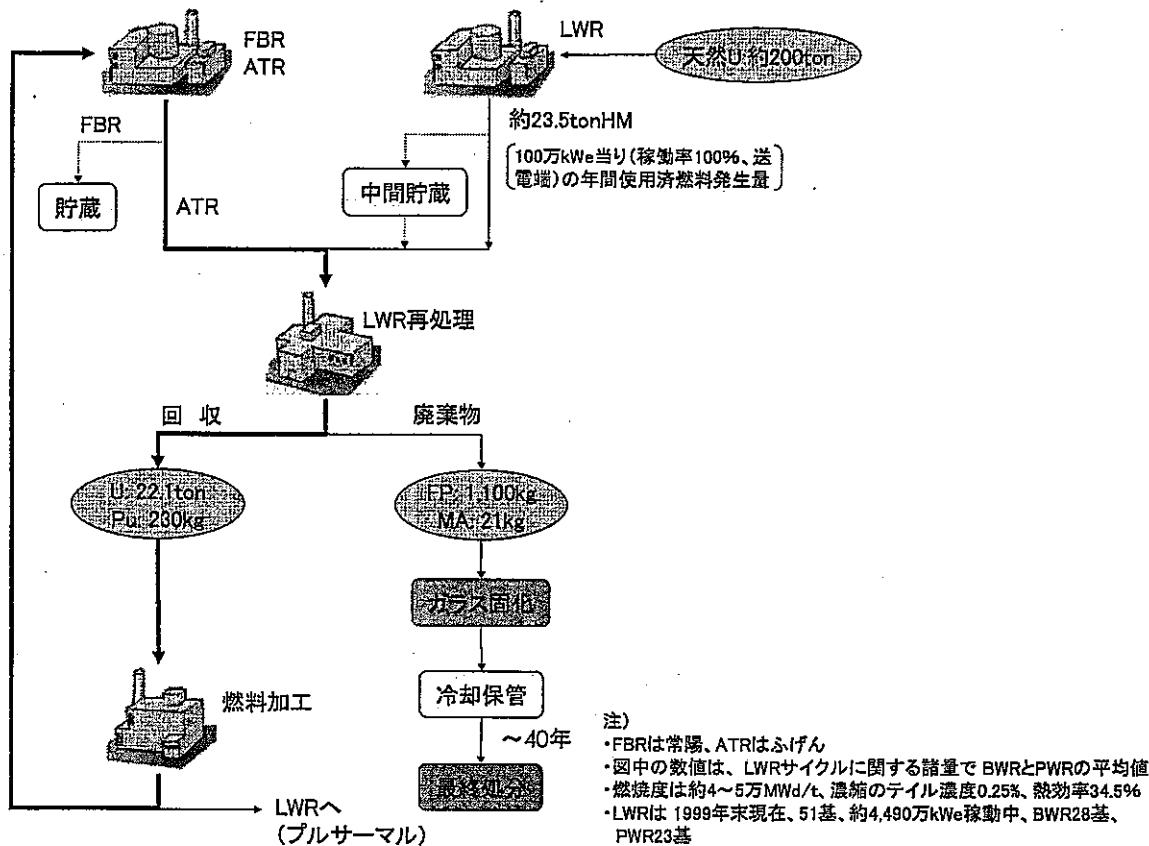
- ・PWR と BWR の平均値
- ・燃焼度は約 4～5 万 MWd/t、熱効率 34.5%、所内負荷率 4%
- ・濃縮のテイル濃度 0.25%

### (3) LWR と FBR の共存サイクル(21世紀中盤～後半)の前提条件

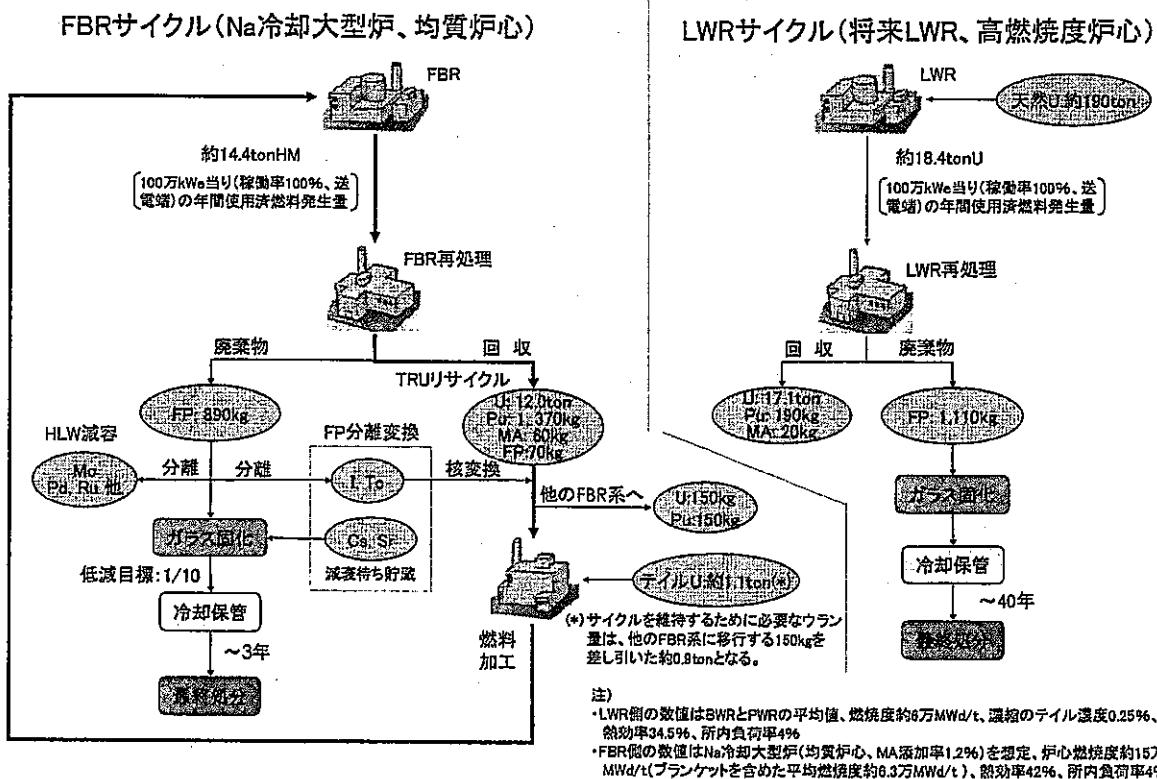
- ・PWR と BWR の平均値
- ・燃焼度は約 6 万 MWd/t、熱効率 34.5%、所内負荷率 4%
- ・濃縮のテイル濃度 0.25%
- ・Na 冷却大型均質 MOX 燃料炉心(F/S フェーズ I の A-2 炉心(炉心名称 NODL))
- ・燃焼度は約 15 万 MWd/t(ブランケットを含めた平均燃焼度は約 6.3 万 MWd/t)
- ・熱効率 42%、所内負荷率 4%
- ・MA 添加率 1.2%
- ・低除染燃料を前提としているため、FP の一部は回収され燃料加工へ移行
- ・I と Tc は分離後核変換、Cs と Sr は分離後減衰待ち貯蔵、Mo と Pd と Ru 等はガラス固化体減容のために分離を想定
- ・余剰の Pu は U と 1:1 の混合粉の形で他の FBR 系へ搬出する
- ・一緒に搬出した U はテイル U にて補う

### (4) FBR サイクル(主に 22世紀以降)の前提条件

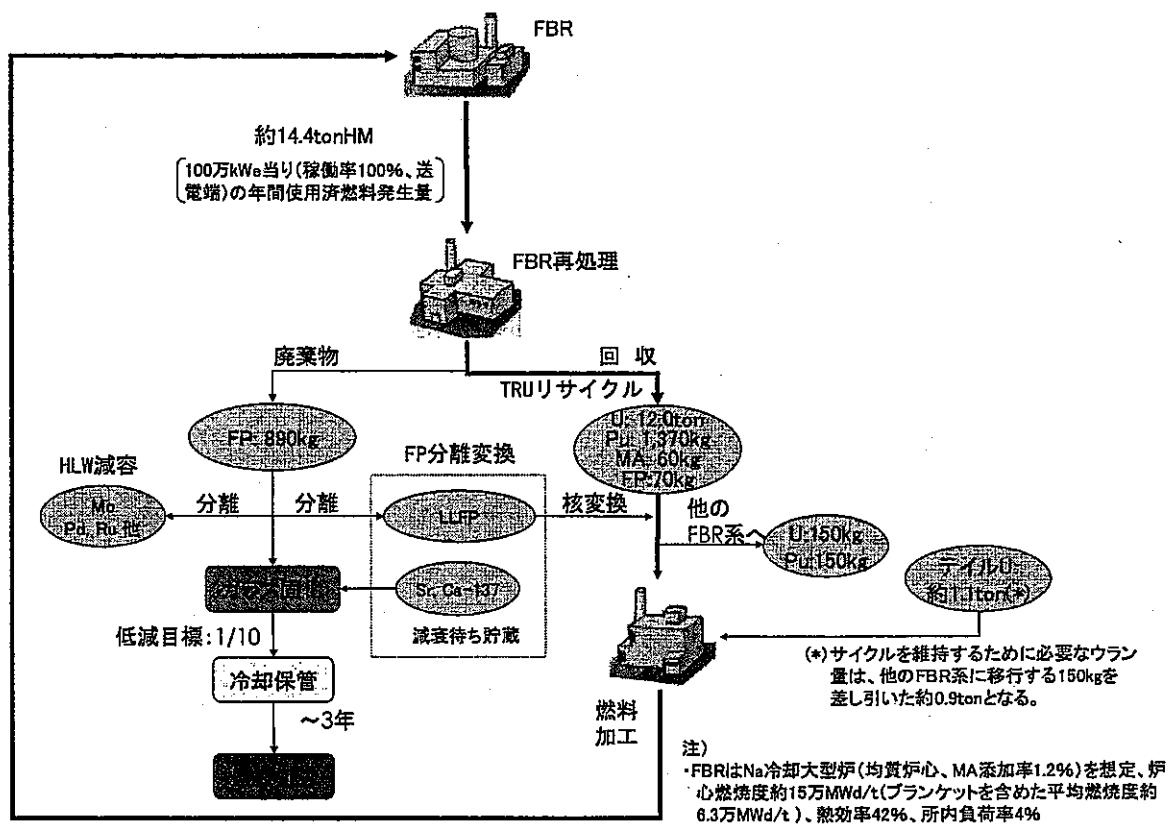
- ・上記(3)の FBR の条件と同じ
- ・LLFP は分離後核変換、Cs-137(同位体分離)と Sr は分離後減衰待ち貯蔵、Mo と Pd と Ru 等はガラス固化体減容のために分離を想定



付図 5.1 現状の核燃料サイクル（現状軽水炉、常陽、ふげん）



付図 5.2 LWR と FBR の共存サイクル



付図 5.3 FBR サイクル (Na 冷却大型炉, 均質炉心)