

FBR サイクル導入シナリオに関する検討（V）
—フェーズⅡ 中間取りまとめ予備評価—
(研究報告)

2003年3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

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2003

2003年 3月

FBR サイクル導入シナリオに関する検討（V） —フェーズⅡ 中間取りまとめ予備評価（研究報告）—

塩谷洋樹¹⁾, 久保田貞衣²⁾, 加藤篤志³⁾, 小野清¹⁾

要 旨

炉型等の違いによるサイクル諸量上の差を把握し、得られた知見を平成15年度の高速増殖炉（FBR）サイクル実用化戦略調査研究（FS）のフェーズⅡ中間取りまとめの本評価に反映するため、解析期間2000～2200年を想定し、複数のFBRサイクル候補概念について物質収支解析を行った。

検討の結果、原子力の設備容量が70GWeである場合には、2030年にFBRサイクルを導入すれば、水冷却炉以外では2130代年までに軽水炉（LWR）からFBRへのリプレースがほぼ完了するとの結果が得られた。また、原子力設備容量が90GWeとなった場合、FBR導入上は大きな問題が生じないことがわかった。なお、将来、基幹電源用以外に水素製造目的で40～50GWe相当のFBRを導入する場合には、サイクル諸量上に大きな影響が生じるので、必要な対応策（早期リプレースを指向したFBRの導入、LWR使用済燃料再処理容量の拡大等）を講じるべきであることが予見できた。

1) 大洗工学センター システム技術開発部 FBRサイクル解析グループ

2) 原子力システム株式会社

3) 本社 経営企画本部 FBRサイクル開発推進部 FBRサイクルシステム統合グループ

March, 2003

Scenario Study on the FR Cycle Deployment (V)

- Preliminary evaluation for the interim evaluation of the Phase II -

Hiroki Shiotani¹⁾, Sadae Kubota²⁾, Atsushi Kato³⁾, Kiyoshi Ono¹⁾

Abstract

Mass flow analysis on the Fast Reactor (FR) cycle concepts was conducted to grasp the differences in the quantities of the FR cycles and to utilize the results and considerations of the analysis for the interim summary of the Phase II of the feasibility studies on commercialized fast reactor cycle system in the FY 2003. It is supposed that the terms of the mass flow analysis was from 2000 to 2200, the spent fuels from FR will be reprocessed promptly.

The result shows that the replacement from Light Water Reactor (LWR) to FR will be almost fully completed until 2130's if a FR cycle is deployed in 2030 in case the nuclear generation capacity is 70GWe. The result also predicts that the deployment will be completed without a great problem even if the capacity is changed into 90 GWe. It is foreseeable that the heavy influence will be occurred in the fuel cycle quantities if the FRs for hydrogen production are deployed on a large scale (40GWe-50GWe equivalent) in addition to the FRs for power generation. The measures (employment of the FRs promoting the replacement, enlargement of the reprocessing of spent fuels from LWRs, etc.) should be taken.

-
- 1) FBR Cycle Analysis Group, System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center
 - 2) Nuclear Energy System Inc.
 - 3) FBR Cycle System Integration Group, FBR Cycle System Development Office, Executive Office for the Policy Planning and Administration, Head Office,

目 次

1. はじめに	1
2. FBR サイクル導入シナリオ	2
2.1 予備評価の目的	2
2.2 FBR サイクル導入の筋書き	2
2.2.1 世界の情勢	2
2.2.2 わが国の情勢	3
2.2.3 FBR サイクルのポテンシャル	4
2.3 FBR サイクル導入シナリオの策定	5
2.3.1 導入シナリオの策定	5
2.3.2 評価対象炉心	5
2.3.3 シナリオ 1：ウラン資源のリサイクル利用（9 ケース）	7
2.3.4 シナリオ 2：プルトニウム利用技術の実践と環境保全（1 ケース）	8
2.3.5 シナリオ 3：原子力の利用拡大（5 ケース）	9
3. 解析ケースとその前提条件	11
3.1 各シナリオの解析に共通する前提条件	11
3.1.1 解析対象とする FBR サイクル	11
3.1.2 解析で使用する炉特性データ（炉心の物質収支）	12
3.1.3 各ケースに共通するその他の前提条件	12
3.2 シナリオ 1 の解析ケースと前提条件	13
3.3 シナリオ 2 に関する前提条件	15
3.4 シナリオ 3 に関する前提条件	16
4. 解析結果	18
4.1 シナリオ 1 の各ケースの解析結果	18
4.1.1 設備容量 70GWe ケース：Na 冷却炉（ケース 1・1～1・4）	18
4.1.2 設備容量 70GWe ケース：Pb・Bi 冷却炉、He ガス冷却炉及び水冷却高速炉（ケース 1・5～1・7）	21
4.1.3 設備容量 90GWe ケース（ケース 1・8、1・9）	22
4.1.4 シナリオ 1 解析のまとめ	23
4.2 シナリオ 2 の解析結果	40
4.2.1 ケース 2・1	40
4.3 シナリオ 3 の解析結果	44
4.3.1 ケース 3・1、ケース 3・2（低温水蒸気改質法）	44

4.3.2 ケース 3・3、3・4、3・5（電気分解法、熱化学法）	48
5. 解析のまとめと中間取りまとめに向けた課題	53
5.1 解析のまとめ	53
5.2 中間取りまとめに向けた課題	55
6. おわりに	58
7. 参考文献	59
付録 1 FBR 導入シナリオフェーズⅡ予備評価で使用した炉特性データ（FBR）	60
付録 2 FBR 導入シナリオフェーズⅡ予備評価で使用した炉特性データ（LWR ともんじゅ）	64

図 目 次

図 4-1 ケース 1-1 解析結果	27
図 4-2 ケース 1-2 解析結果	28
図 4-3 ケース 1-3 解析結果	29
図 4-4 ケース 1-4 解析結果	30
図 4-5 ケース 1-5 解析結果	31
図 4-6 ケース 1-6 解析結果	32
図 4-7 ケース 1-7 解析結果	33
図 4-8 ケース 1-8 解析結果	34
図 4-9 ケース 1-9 解析結果	35
図 4-10 LWR 廃止状況	36
図 4-11 原子力発電設備容量 (70GW _e) に対する FBR 導入割合 (ケース 1-1)	36
図 4-12 FBR 導入量の差 (70GW _e ケース)	37
図 4-13 天然ウラン累積需要量	37
図 4-14 使用済燃料中及びガラス固化体中の MA 蓄積量 (ケース 1-1)	38
図 4-15 2030 年以前の LWR 及び ALWR の設備容量のリプレース需要	38
図 4-16 原子力設備容量 (90GW _e) に対する FBR 導入量の割合 (ケース 1-8)	39
図 4-17 ケース 2-1 の解析結果	42
図 4-18 FBR3 の毎年の新設量が FBR の総導入量に与える影響	43
図 4-19 FBR3 の炉心タイプが FBR の総導入量に与える影響	43
図 4-20 ケース 3-1 の解析結果	46
図 4-21 ケース 3-2 の解析結果	47
図 4-22 ケース 3-3 の解析結果	50
図 4-23 ケース 3-4 の解析結果	51
図 4-24 ケース 3-5 の解析結果	52

表 目 次

表 2-1 炉心のタイプ	6
表 2-2 シナリオ 1 の概要	7
表 2-3 シナリオ 2 の概要	8
表 2-4 シナリオ 3 の概要	9
表 3-1 解析対象とする FBR サイクル	11
表 3-2 解析で使用する炉心特性データ	12
表 3-3 各ケースに共通の前提条件	12
表 3-4 シナリオ 1 の解析ケース	14
表 3-5 シナリオ 1 の前提条件	14
表 3-6 シナリオ 2 の解析ケース	15
表 3-7 シナリオ 2 の前提条件	15
表 3-8 シナリオ 3 の解析ケース	16
表 3-9 シナリオ 3 の前提条件	17
表 4-1 炉特性の移行 (1/3)	24
表 4-2 炉特性の移行 (2/3)	24
表 4-3 炉特性の移行 (3/3)	25
表 4-4 シナリオ 1 解析結果 (1/2)	25
表 4-5 シナリオ 1 解析結果 (2/2)	26
付録表 1 Na-大型-MOX の炉特性データ	60
付録表 2 Na-大(中)型-金属の炉特性データ	61
付録表 3 Pb-Bi-中型-窒化物と He-大型-窒化物の炉特性データ	62
付録表 4 水-大型-MOX の炉特性データ	63
付録表 5 LWR ともんじゅの炉特性データ	64

1. はじめに

平成 11 年 7 月に開始した高速増殖炉(以下 FBR と表記)サイクル実用化戦略調査研究 (FS) は、平成 13 年 3 月までのフェーズ Iにおいて多様な炉型（冷却材としてナトリウム、鉛-ビスマス、ガス、水など）、燃料形態（酸化物、窒化物、金属など）、再処理方法（湿式法、乾式法など）、燃料製造方法（ペレット法、振動充填法、鋳造法など）について幅広い検討が行われ、各候補概念の特徴を把握した。

その後、平成 13 年 4 月から 5 カ年計画で始まったフェーズ IIにおいては、フェーズ I の結果を受けて原子炉と燃料サイクルの整合性を考慮して、安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性、技術的実現性、社会的受容性の各観点から多面的評価を行い、有望な FBR サイクル概念を抽出することになっている。

平成 15 年度にフェーズ II の中間報告として有望概念をいくつか抽出するにあたり、各候補概念の FBR サイクルとしてのポテンシャル評価を実施するとともに、FBR 導入シナリオとの整合性を検討する予定である。これに先がけて、平成 14 年度は予備評価として、将来の FBR 導入の考えられる姿をいくつか想定し、これまでに提案された各種炉型を対象に各種炉型の違いによるサイクル諸量上の差を把握し、平成 15 年度中間報告の本評価に反映することとした。

2. FBR サイクル導入シナリオ

2.1 予備評価の目的

平成 15 年度に実施するシナリオ本評価に反映することを目的とした事前評価の位置付けとして実施する。

2.2 FBR サイクル導入の筋書き

2.2.1 世界の情勢

人類の生存にはエネルギーの利用は不可欠である。実際に古代文明においても、人類は森林資源などをエネルギー資源として採取、利用、廃棄し、環境問題を引き起こした事例もある¹⁾。さらに人類は、産業革命を一つの契機として、鉱物・化石燃料を中心とした資源を大量に消費するとともに、社会経済活動によって生じる多様な汚染物質を環境中に大量に放出するようになった²⁾。

現在、世界のおよそ半数の家庭において、石炭や薪などを含めた燃料が熱源として調理や暖房に使用されており、工業分野におけるこれらの固形燃料の使用規模はさらに大きい³⁾。こうしたエネルギー利用形態は、徐々に森林資源、化石資源などを減少させるとともに、大量のエネルギー利用に伴って環境中に放出された汚染物質が地球の自浄能力を超えた結果、地球温暖化、酸性雨、大気汚染などの地球環境問題を顕在化させてきた。そこで、社会経済活動で使用されるエネルギー資源はできるだけ少なく、かつ循環的に使用するとともに、進歩的な技術やシステムをも活用して、環境への負荷を低減させることが課題となっている。

一方、近年の先進国では、歴史上最も長い平均寿命と豊かな社会経済環境を享受することが可能となった。しかし、その文明を支えるエネルギー需要もかつてない規模に達している。さらに将来、アジア・アフリカ地域における人口は 2050 年で約 1.9 倍にまで急増することが予想されている。現在のこれらの地域における一人当たりのエネルギー使用量は世界平均のおよそ半分以下であり、これらの国々における生活水準の向上を図るために、更に大きなエネルギー需要が発生することが予想される。

化石燃料プラントなどにおけるエネルギー利用効率の向上、原子力利用の高度化、新エネルギーの利用などエネルギー供給技術の進展によりエネルギー戦略上の技術選択肢の幅は広がってきていている。IIASA(International Institute for Applied Systems Analysis : 国際システム解析研究所)/WEC (World Energy Council : 世界エネルギー会議) では、経済成長、人口推移、環境意識ほか様々な想定条件の下での 1 次エネルギー供給量推移や供給源構成を予測している⁴⁾。

その予測結果は、炭素税導入などの政策が取られた場合、原子力エネルギーの構成比率は大きくなり、未来の地域社会が経済発展と環境の双方を重視する場合には、原子力の推進が必要であることを示している。

エネルギー選択には、人口増加に伴うエネルギー需要の増大に対応できること、資源の枯渇に対して有効な対応がとれること、二酸化炭素による地球温暖化を抑制できることが、社会的ニーズとして求められている。FBR サイクルはそれらのニーズに対応できる有力な技術選択肢の一つである。

2.2.2 わが国情勢

わが国のエネルギー需要を考えると、産業及び運輸部門ではほぼ横ばい、家庭用電力需要が伸びるため民生部門で伸びると予測されている。また、わが国の人囗は 2010 年頃から減少傾向に転じ、2050 年頃に 1 億人（うち高齢者が半数）を割り込むと予想されており、出生率が現状維持（1.4 程度）とすると 2100 年頃には 6500 万人程度に減少すると予想されている。よってエネルギー需要は民生部門の伸びと、人口の減少傾向が相殺し、全体的に現状を維持するものと考えられる。

一方、わが国のエネルギー供給を考えてみると、もともと産出するエネルギー資源が少ないため、大量のエネルギー輸入が必要である。そこで、準国産エネルギーとして原子力開発を進め、またエネルギー構成を多様化することでエネルギー効率の向上を図ってきたが、現時点ではエネルギー自給率はおよそ 4% であり、原子力を準国産エネルギーと見なしても 20% 程度に過ぎない。つまり、わが国のエネルギー供給構造は今なお脆弱な状況にある。

さらにわが国は、2002 年 6 月、京都議定書を批准・締結し、「2008 年から 2012 年の第 1 約束期間に基準年レベルから 6 % 削減する」という国際約束を果たすこととなった。

したがって、わが国では、脆弱なエネルギー供給構造を転換し、エネルギー効率の向上を図るために原子力利用の推進は引き続き必要である。また、わが国が地球温暖化対策に貢献し、京都議定書を遵守するためには、CO₂ をほとんど排出しない基幹電源である原子力の役割は大きいと考えられる。

しかし、将来の原子力利用推進にあたっては、以下の点を考慮すべきである。

(1) 現状の技術では、ウラン資源の枯渇の恐れがあり、軽水炉における原子力の経済的な長期大量利用は困難であると思われる。また、現行の軽水炉寿命を 60 年に延長できるならば、2030 年から軽水炉のリプレース需要が発生する。このときに、引き続き軽水炉発電を導入するのか、それとも他の発電炉を導入するのか、を選択する機会が生じる。

(2) 日本では、使用済燃料の再処理を海外に委託しており、抽出された Pu

が返還されることとなる。また、2004年からは国内においても商業用再処理工場がアクティブ試験を開始し、分離Puが蓄積される。しかし、明確な利用意図もなく分離されたPuを多量に保有することは、国際的に好ましくないとされている。日本では、軽水炉でPuを燃焼させる“プルサーマル”により余剰Puを消費する計画であるが、Pu管理は国際的な関心事項であり、政府にも責任があると考えるべきである。また、原子力利用に関しては、放射性廃棄物量やそれらの廃棄物のもたらす危険性、また放射性廃棄物の安全な処理・処分方法には一般的の関心が高い。

- (3) 近年、水素社会実現への期待が高まっている。水素は二次エネルギーであり、水素を製造するには大量の一次エネルギー源が必要である。一次エネルギー源には、需要の増大に対応できる供給能力、長期的な供給能力、CO₂等の環境影響物質を排出しないといった社会ニーズを満たすことが必要なのは、基幹電源の選択と同様である。

2.2.3 FBRサイクルのポテンシャル

FBRサイクル技術は、現行の軽水炉システムに比べ、以下のような特徴を有する技術である。

- (1) FBRサイクル技術は、ウラン資源のリサイクル利用により、ウランの利用率が高く、長期にわたってわが国のエネルギーセキュリティを確保しうる技術であり、FSでは技術体系の整備を2015年までに行う。したがって、2030年以降に生じる現行軽水炉のリプレース需要のタイミングを捉えてFBRサイクルを導入することが可能である。
 - (2) FBRサイクル技術は、Puを燃焼するだけでなく、余剰中性子の利用によりNp、Am、Cm等のマイナーアクチニド(Minor Actinide:以下では「MA」と表記)及び長半減期核分裂生成物(Long-lived Fission Products:以下では「LLFP」と表記)を核変換可能であり、軽水炉システムに比べ放射性廃棄物の減容、毒性の低減を図ることが可能である。
 - (3) FBRサイクル技術は、長期にわたる大規模なエネルギー供給能力があり、将来の「水素社会」における主要な水素製造用一次エネルギー源となりうる。また、軽水炉に比べ高温を利用できるため、水素製造方法の幅が広がるという利点も有する。さらに、原子力一般の特長として、CO₂をほとんど排出しないエネルギー源である。
- このようなFBRサイクルシステム固有の性能は、2.2.1で述べた社会的ニーズに合致するものである。

2.3 FBR サイクル導入シナリオの策定

2.3.1 導入シナリオの策定

2.2で考察したように、日本における社会ニーズと FBR サイクル技術のポテンシャルを考え、以下の 3 つの導入シナリオを予備評価のために策定した。

- ① シナリオ 1：ウラン資源のリサイクル利用
- ② シナリオ 2：プルトニウム利用技術の実践と環境保全
- ③ シナリオ 3：原子力の利用拡大（水素製造）

共通の前提条件として、解析期間 2000～2200 年、FBR 使用済燃料の全量即時再処理を想定し、FS で検討している複数の FBR サイクル概念について物質収支解析を行う。炉内の重金属インベントリやサイクルロス率などを入力として、設備容量の変遷、ウランの累積需要量、廃棄物発生量などの経年変化を把握する。

シナリオを構成する上での時間的な因子に関しては、FS における FBR サイクルの開発計画を反映して、導入開始年、導入するシステムの技術レベル及び炉と燃料サイクルの導入の前後関係などを決定する。

導入シナリオで考慮する炉心は、余剰中性子の用途により、以下のような設計の柔軟性を有する。

- 1) 内部転換比の向上に利用（経済性を重視）
- 2) 増殖に利用（LWR からの速やかな移行による資源節約、環境負荷低減）
- 3) LLFP の核変換に利用（更なる環境負荷低減）

これらの炉心設計の柔軟性を考慮し、投入する炉心の違いによって、検討した導入シナリオそれぞれに幅を持たせている。

以下に各シナリオの詳細について記述する。

2.3.2 評価対象炉心

現在、大別して表 2-1 のような特徴を有するタイプの炉心を検討している。経済性等に配慮せず、早期のリプレースを追及したタイプの炉心「リプレース重視型炉心」、早期リプレースが可能であり、かつ経済性にも配慮したタイプの炉心「バランス型炉心」、核分裂性物質が十分存在する平衡期を想定して、経済性を追求したタイプの炉心「経済性重視型炉心」である。表 2-1 に導入シナリオ上で対応する FBR (FBR1～3：後段のシナリオ説明を参照) と核分裂性プルトニウムインベントリや増殖比などの炉特性の傾向を示す。

表 2-1 炉心のタイプ

炉心のタイプ	[Puふり便り]	[増殖比]	[サイクル長さ]	[倍増時間]	[特徴]	シナリオ上対応する FBR
リプレース重視型炉心	少	~1.2	短	短	リプレース性を追求 経済性は低い可能性(未検討)	(FBR1、FBR3)
バランス型炉心	少	1.1~1.2	中	中	設備容量 70GWeならば、比較的短期間でリプレース可 経済性は中程度	FBR1、FBR3 (FBR2)
経済性重視型炉心	多	1近傍	長	長	リプレース性は低い可能性 (未検討) 高燃焼度化した炉心であり、 経済性を追求	FBR2

以下 2 つの理由から、各シナリオにおいて、導入開始時の FBR にはバランス型炉心を導入する。また、導入が進み、燃料を増殖する必要が無い時期の FBR には経済性重視型炉心を導入することを基本とする。

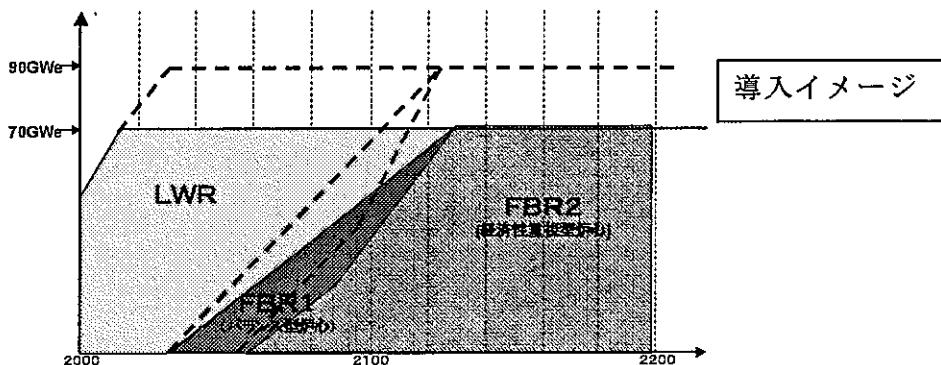
- ・ バランス型と経済性重視型の炉心については、径プランケットを増減させることにより（増殖比をコントロールすることが可能であり）、一方の炉特性から他方のタイプの炉特性を設計することは可能である。
- ・ 従来シナリオ評価においては、リプレース用の炉心としてバランス型の炉心を用いている。（注：フェーズ I では、増殖比 1.2 程度であったが、現在のバランス型は増殖比 1.1~1.2 へ若干低下している）

また、リプレース重視型の炉心については以下の点を考慮してシナリオ上の取り扱いを決定した。

- ・ 70GWe に比べて設備容量が大きなケースでは、バランス型の炉心では導入に長期間を要する可能性がある。そのとき、リプレース重視型の炉心を導入することが考えられる。
- ・ リプレース重視型炉心は、従来諸量評価面から検討されていないため、基本的なケース、極端なケースで評価することが望ましい。

本検討はフェーズ II 中間評価に向けた予備的な評価であるため、炉心設計が必ずしも分類通りの区分けに対応しているわけではなく、Na 冷却 MOX 燃料炉心以外はバランス型と経済性重視型の 2 種類しかない。そのため、例えば金属燃料炉心や窒化物燃料炉心において、倍増時間の点で Na 冷却 MOX 燃料炉心のリプレース性重視型に類似しているものでもバランス型として扱い、導入シナリオを構築する。LLFP 核変換炉心については Na 冷却大型炉 MOX 燃料炉心についてのみ設計を行い、バランス型を改良した炉心を用いた。

2.3.3 シナリオ1：ウラン資源のリサイクル利用（9ケース）



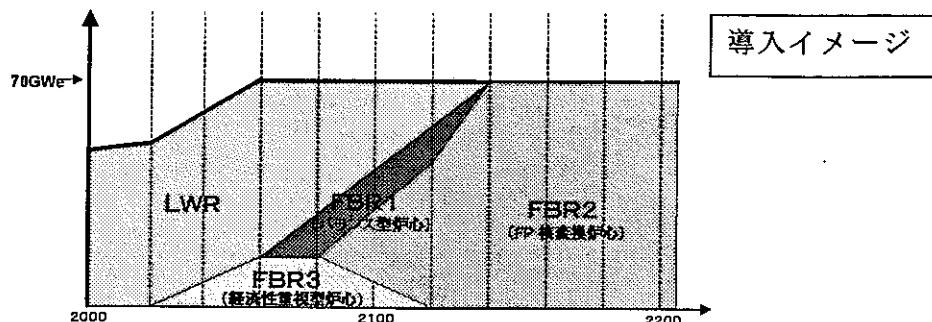
シナリオ1の基本的考え方は以下の通りである。また、その概要を表2-2に示す。

- ・寿命（60年）がきたLWRの順次リプレース
- ・燃焼度が高くかつ熱効率が良く、発生エネルギーあたりの必要ウラン資源量及び廃棄物発生量が少ないエネルギーシステムへの転換
- ・LWRでは廃棄物となる減損ウランの利用によるエネルギー自給率の向上。将来のエネルギー自給達成のために、FBR1を導入し、増殖が不要となった時点からFBR2を導入

表2-2 シナリオ1の概要

導入年	2030年（基本ケース）、2050年（1ケース：Na冷却金属燃料炉導入）
設備容量	70GW(e)（基本ケース）、90GW(e)（2ケース：Na冷却金属燃料炉導入）
FBR1	バランス型炉心 基本ケース リプレース重視型炉心（1ケース：Na冷却MOX燃料炉導入）
FBR2	経済性重視型炉心
概要	<ul style="list-style-type: none"> ・FBR（サイクル）炉心概念の違いによるサイクル諸量上の差を検討することを目的とする。 ・同一ケースにおいて冷却材の異なる炉の導入は、炉の技術の連続性の観点から考えない。 ・金属燃料炉については、2050年に導入する場合を評価する。 ・設備容量が90GW(e)となる場合についても、2ケース評価する。 ・ケース1-1（レファレンスケース：FBR1及びFBR2の両者ともNa冷却大型MOX燃料炉を導入する）のFBR1として、リプレース重視型の炉心を導入する場合も1ケース評価する。 ・ケース1-3（FBR1としてNa冷却大型MOX燃料炉を導入した後にFBR2として金属燃料炉を導入する）では、FBRプラントスケールの連続性を考慮して全て大型炉を導入する。ケース1-4は、大型炉ではなく中型炉について評価する。

2.3.4 シナリオ 2：プルトニウム利用技術の実践と環境保全（1ケース）



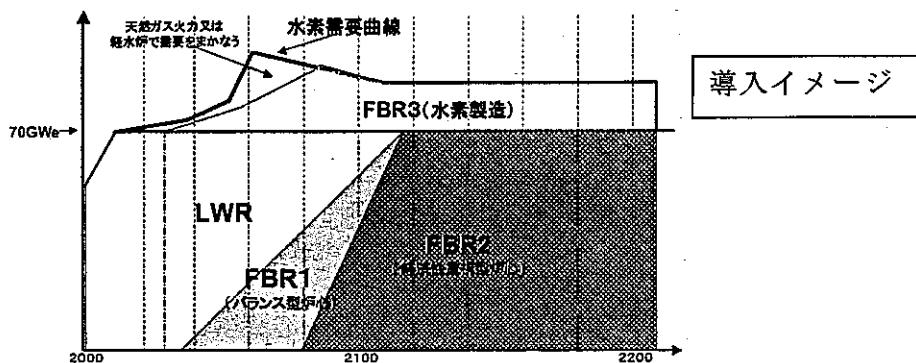
シナリオ 2 の基本的考え方は以下の通りである。また、その概要を表 2-3 に示す。

- ・ 2020 年 FBR 導入によるプルサーマルの負担軽減
- ・ 経済性を有する FBR を実証し、さらなる経済性向上、技術継承のリードタイムを確保するために、FBR サイクル施設に先駆けて、FBR3 を先行して導入するシナリオ（注）
- ・ 放射性廃棄物の毒性低減（LWR サイクルからのマイナーアクチニド（MA）の受け入れ、LLFP 核変換）

表 2-3 シナリオ 2 の概要

導入年	2020 年 (FBR3)、2040 年 (FBR1)
設備容量	70GWe (増設計画の変更)
FBR1	バランス型炉心
FBR2	LLFP 核変換炉心（改良したバランス型炉心）
FBR3 (先行導入炉)	経済性重視型炉心
概要	<ul style="list-style-type: none"> ・ 核燃料サイクル施設の導入は 2040 年 (FBR1 導入時) とする。 ・ FBR3 は、経済性ある FBR 技術を実証するために先行して導入する。 ・ 原子力設備容量を 70GWe とする。ただし、2020 年以降の FBR 導入を確保するために、2016 年までの LWR による原子力設備容量増設計画分（既存の 70GWe ケース）を 2020 年以降に先送りして設定し、その増設は FBR で対応すると想定する。FBR 導入は LWR 使用済燃料の再処理からのプルトニウムバランスによる。 ・ 中間評価で開発計画を反映したシナリオ検討を行うことを想定した予備的評価。前提条件における時間的な因子は開発計画から示されるため、今回は FBR を先行導入して、燃料サイクル施設の導入を遅らせることを仮定する。その際、六ヶ所再処理工場からのプルトニウム供給のみでどの程度 FBR が入るかを確認する。 ・ FBR2 として、LLFP 核変換を指向した炉心（シナリオ 1 とは違う炉心）を使用し、LLFP 核変換炉心の効果を議論する。

2.3.5 シナリオ3：原子力の利用拡大（5ケース）



シナリオ3の基本的考え方は以下の通りである。また、その概要を表2-4に示す。

- 将来の水素利用社会を想定し、水素需要に対応するためにFBR3を用いて水素製造を行うシナリオ
- 将来のエネルギー自給達成のために、FBR1を導入し、その後FBR2を導入する点については、シナリオ1と同様
- 水素需要に対応するために設備容量が増大

表2-4 シナリオ3の概要

導入年	2030年（基幹電源、水素製造共通）
設備容量	基幹電源：70 GWe 水素製造：20GWe（低温水蒸気改質法）、50GWe（熱化学法、電気分解法）
FBR1	バランス型炉心、リプレース重視型炉心（1ケース：水素製造用 50GWe）
FBR2	経済性重視型炉心
FBR3 (水素製造炉)	経済性重視型炉心 Na冷却大型MOX炉、Heガス冷却大型窒化物炉
概要	<ul style="list-style-type: none"> 2005年からの水素需要を考慮し、FBRが導入される2030年以降については、FBR3を用いて水素製造を行うと想定する。 水素製造用のFBR導入を基幹電源用のFBR導入よりも優先する（基幹電源用FBRのLWRからのリプレースは遅れることが予想される）。基幹電源用FBRと水素製造用FBRで、炉心概念や炉心の性格が異なっても構わずに導入していくと想定する。（注：この点はシナリオの現実性に関して、議論が残るが、今回は予備評価であるので、敢えて評価を試みた。また、基幹電源も水素製造もガス冷却炉で行うというシナリオについては、シナリオ1とシナリオ3の他ケースの結果を比べれば推測可能であることから省略した。） 水素製造によるプルトニウム需要増加に対応するため、1ケースだけFBR1としてリプレース重視型炉心を使用した解析を行い、リプレース重視型炉心の導入による効果を併せて議論する。

- | | |
|--|---|
| | <ul style="list-style-type: none">・低温水蒸気改質法を用いた水素製造（予備評価では、MOX燃料炉心）では、20GWe の設備容量が必要となり、FBR が導入される 2030 年までは、LNG を用いた高温水蒸気改質法による水素製造を想定する。・熱化学法を用いた FBR による水素製造（予備評価では、窒化物燃料炉心）では、50GWe の設備容量が必要となり、FBR が導入される 2030 年以前は、LWR で発電した電力を用いた電気分解法によって水素需要を賄うことを想定する。 |
|--|---|

注：シナリオ 3 に関しては、以下の 3 種類の導入シナリオも検討したもの、いずれも現実性が乏しいと考えられたので採用しなかった。

- 1) 2020～2040 年で 20GWe 分を追加し 90GWe を達成できるように原子力設備を計画導入。その上でプルトニウムバランスにより FBR3 または改良-LWR を導入。2040 年には強制的に FBR1 の導入に切り替え。（設備容量 90GWe）
- 2) 導入ペースをプルトニウムバランスで制限。FBR3 が 20GWe になるまで導入。導入期間が長期化する。（設備容量 90GWe）
- 3) LWR 使用済燃料の再処理量を 2 倍以上に増やす。

3. 解析ケースとその前提条件

導入シナリオ予備評価の解析ケースを以下のとおり設定した。「リプレース重視型」、「バランス型炉心」、「経済性重視型炉心」、「LLFP 核変換型炉心」の定義については、2.3.2 節を参照のこと。

3.1 各シナリオの解析に共通する前提条件

各シナリオ共通に用いた前提条件を以下に示す。

3.1.1 解析対象とする FBR サイクル

解析に当たっては、表 3-1 に示す炉型と燃料サイクル施設を組み合せた FBR サイクルを対象とする。解析に必要な設計データは炉特性データが主である。燃料サイクルに関するデータは、再処理、燃料製造の設備容量や工程ロス率である。これら設備容量や工程ロス率については、実用化戦略調査研究フェーズ I 以降に「FBR サイクル技術情報データベース」に収録されたデータを使用する。また、今回、ガラス固化体発生量に関しては燃料サイクル側のシステムに依存した評価は省略する。

表 3-1 解析対象とする FBR サイクル

	炉心概念：冷却材別	燃料形態	再処理方式	燃料製造方式
サイクル 1	Na 冷却大型炉	MOX 燃料	先進湿式法	簡素化ペレット法
サイクル 2	Na 冷却大（中）型炉	金属燃料	金属電解法	射出成型法
サイクル 3	Pb-Bi 冷却中型炉	窒化物燃料	先進湿式法	簡素化ペレット法
サイクル 4	He ガス冷却大型炉	窒化物燃料	先進湿式法	被覆粒子
サイクル 5	水冷却大型炉	MOX 燃料	先進湿式法	簡素化ペレット法

なお、これ以降について、表 3-1 の炉心概念についての記述を以下のとおりとする。

Na 冷却大型炉、MOX 燃料 : Na-大型-MOX

Na 冷却大（中）型炉、金属燃料 : Na-大（中）型-金属

Pb-Bi 冷却中型炉、窒化物燃料 : Pb-Bi-中型-窒化物

He ガス冷却大型炉、窒化物燃料 : He-大型-窒化物

水冷却大型炉、MOX 燃料 : 水-大型-MOX

3.1.2 解析で使用する炉特性データ（炉心の物質収支）

本解析用に作成した各炉心概念別の炉特性（炉心の物質収支）データは表 3-2 のとおりである。詳細な数値については付録 1 に示す。

表 3-2 解析で使用する炉心特性データ

	リプレース 重視型炉心	バランス型炉心	経済性 重視型炉心	LLFP 核変 換型炉心
Na-大型-MOX	★	★	★	★
Na-中型-MOX	×	★	★	×
Na-大(中)型-金属	×	★	○	×
Pb-Bi-中型-窒化物	×	○	★	×
He-大型-窒化物	×	○	★	×
水-大型-MOX	×	○		×

★：炉特性データを本解析のために作成

○：炉特性データはフェーズⅡで設計

×：炉特性データは本解析では使用しない

注) 炉心タイプについては 2.3.2 節を参照

3.1.3 各ケースに共通するその他の前提条件

各ケースに共通するその他の前提条件を表 3-3 に示す。

なお、LWR 炉特性データの詳細な数値については付録 2 に示す。

表 3-3 各ケースに共通の前提条件

	設定値	
解析期間	2000 年～2200 年（計算は 1997 年～2210 年まで行う）	
炉特性データ (LWR、もんじゅ)	BWR	2019 年まで新設対象、燃焼度 45,000MWD/t、所内率 3.5%
	PWR	2019 年まで新設対象、燃焼度 49,000MWD/t、所内率 3.5%
	ABWR	2020 年以降新設対象、燃焼度 60,000MWD/t、所内率 4.5%
	APWR	2020 年以降新設対象、燃焼度 60,000MWD/t、所内率 4.5%
	もんじゅ	燃焼度 80,000MWD/t、所内率 5.0%
炉の稼働率 (LWR、もんじゅ)	LWR	80%
	ALWR	90%
	もんじゅ	71%
炉寿命	LWR（計算開始時既設炉及び新設炉）、FBR 共に 60 年（但し、敦賀 1 号 2010 年廃止、もんじゅは 40 年）	
計算開始年以	使用済燃料	BWR：約 3,200tHM、PWR：約 2,300tHM、その他なし ⁵⁾

前の諸量 (1996年末)	核分裂性 プルトニウム量	33 t 内訳：海外再処理委託分約30t、JNC再処理・燃料加工施設内の分離 プルトニウム約3(=(0.602+3.543)*0.7)t ⁶⁾
	天然ウラン 累積需要量	なし
	ティルウラ ン量	約5,000t ⁶⁾
	ガラス固化 体発生本数	約3,600本 ⁷⁾
計算開始年以 前の既設容量 (1996年末)	BWR: 25.6GWe, PWR: 19.4GWe (東海ガス炉(1998年廃止)は考慮しない)	
濃縮施設	1998~2009年: 1050tSWU/年、2010~2019年: 1500tSWU/年まで段階的に増加、2020 年以降: 1500tSWU/年、施設能力を超える需要は海外委託を想定する ⁸⁾	
燃料製造施設	処理能力の制限なし	
再処理施設	LWR	<ul style="list-style-type: none"> 東海工場: 2001~2010年 90t/年 六ヶ所工場: 2004年 210t/年(26%)、2005年 360t/年(45%)、2006 年 480t/年(60%)、2007年 640t/年(80%)、2008年~800t/年 六ヶ所工場をリプレースして 800t/年を継続 <p>※計算期間を通してMAは回収しないものとする</p>
	フルサーマ ル	FBR本格導入以降
	FBR	FBR本格導入以降(シナリオ3では2040年以降)、燃料冷却後即時 再処理とする。但し、発電設備容量の伸び及びリプレース分にFBR を最大に導入したにもかかわらず余剰プルトニウムが発生している 期間については、処理能力に多少の制限を持たせる。
ガラス固化体 発生単位	使用済燃料1tの再処理につき、BWR: 1.3本、PWR: 1.4本、ABWR: 1.7本、APWR: 1.7本、もんじゅ: 1.1本、FBRはそれぞれ以下の通り。 <ul style="list-style-type: none"> Na-大型-MOX: リプレース重視型 1.8本、バランス型 2.4本、経済型 2.8本、 LLFP変換型 2.8本 Na-大(中)型-金属: バランス型 2.0本、経済型 2.4本 Pb-Bi-中型-窒化物: バランス型 2.5本、経済型 2.9本 He-大型-窒化物被覆粒子: バランス型 1.2本、経済型 1.8本 水-大型-MOX: 1.7本 <算出根拠: 六ヶ所再処理工場の設計仕様(平均燃焼度4.5GWd/tの使用済燃料を 年間800t再処理した場合、ガラス固化体が1000本発生)に基づき、平均燃焼 度に発生本数が比例すると想定>	
ロス率	LWR	3.5% (転換0.5%、濃縮0.0%、加工1.0%、再処理2.0%) <出典: OECD/NEA、核燃料サイクルの経済性、1994>
	FBR	<ul style="list-style-type: none"> Na-大型-MOX: 加工0.1%、再処理0.3% Na-大(中)型-金属: 加工0.1%、再処理0.2% Pb-Bi-中型-窒化物: 加工0.1%、再処理0.3% He-大型-窒化物被覆粒子: 加工0.1%、再処理0.3% 水-大型-MOX: 加工0.1%、再処理0.3%
炉外サイクル 時間	LWR	6年(燃料加工1年、取出燃料の冷却4年、再処理1年)
	FBR	5年(取出燃料の冷却4年、再処理と燃料加工合わせて1年)
ティル濃度	0.30%	
回収ウラン利 用	有	

3.2 シナリオ1の解析ケースと前提条件

シナリオ1(ウラン資源のリサイクル利用)を検討するに当たっては、表3-4のケースを取り上げた。また、シナリオ1の前提条件を表3-5に示す。

表 3-4 シナリオ 1 の解析ケース

	FBR1	FBR2	FBR1 導入年	設備 容量	備考
1-1	Na-大型-MOX バランス型	Na-大型-MOX 経済性重視型	2030	70GWe	・レファレンスケース ・MA 蓄積量評価を実施
1-2	Na-大型-MOX リプレース重視型	Na-大型-MOX 経済性重視型	2030	70GWe	・レファレンスケース ・FBR1 のリプレース性能重視
1-3	Na-大型-MOX バランス型	Na-大型-金属 経済性重視型	2030	70GWe	・実現性から MOX 初期導入 ・将来の環境負荷を考慮し金属導入
1-4	Na-中型-金属 バランス型	Na-中型-金属 経済性重視型	2050	70GWe	・2050 年開始だと、第一期リプレースの 44% が LWR で再び置き換わった後に導入することになる。そのため 2110 年以前にはリプレースが完了しない。
1-5	Pb-Bi-中型窒化物 バランス型	Pb-Bi-中型窒化物 経済性重視型	2030	70GWe	・Pb-Bi 炉の性能をレファレンスと比べるため導入年を 2030 年に固定 ・Na 冷却炉の代替概念としての評価
1-6	He ガス-大型 窒化物被覆粒子 バランス型	He ガス-大型 窒化物被覆粒子 経済性重視型	2030	70GWe	・He 炉の性能をレファレンスと比べるため導入年固定
1-7	水増殖炉 (BWR 型) 型の違いなし	水増殖炉 (BWR 型) 型の違いなし	2030	70GWe	・水炉の性能評価 ・インベントリ大のため、環境負荷大 ・増殖比小のため U 無駄使い
1-8	Na-大型-MOX バランス型	Na-大型-MOX 経済性重視型	2030	90GWe	・レファレンスケース
1-9	Na-中型-金属 バランス型	Na-中型-金属 経済性重視型	2030	90GWe	・設備容量 90GWe のレファレンス。他の炉については 70GWe のケースから推定可能

表 3-5 シナリオ 1 の前提条件

	設定値	
発電設備容量	70GWe または 90GWe	<ul style="list-style-type: none"> 70GWe : 1997 年時点 45GWe に平成 14 年度電力供給計画^⑨に基づく LWR19 基 (~2015 年) と 2005 年もんじゅが導入される規模の継続 90GWe : 上記 70GWe に、さらに FBR 本格導入までの 2016~2029 年に毎年 LWR1 基 (約 1.4GWe) が導入される規模の継続 敦賀 1 号は計画に基づき 2010 年廃止 (これに対応するリプレースはなし) ふげんは考慮しない
新設及びリブ レース炉型構 成	2015 年まで	<ul style="list-style-type: none"> 新設炉 : 平成 14 年度電力供給計画に基づく LWR19 基と 2005 年もんじゅ リプレース炉 : 1970 年以降運転した既設炉のリプレースは 2030 年以降に発生するためなし

	2016 ~ 2029 年まで	<ul style="list-style-type: none"> 70GWe の場合：新設炉及びリプレース炉なし 90GWe の場合：毎年 LWR1 基（約 1.4GWe、BWR と PWR 交互を仮定）が新設、リプレース炉はなし
	2030 年以降	<ul style="list-style-type: none"> LWR もしくは FBR のリプレース炉として FBR が新設される。FBR の新設にプルトニウムが足りない場合は LWR を新設 FBR の炉型をバランス型（シナリオ 1-2 ではリプレース重視型）の FBR1 から経済性重視型の FBR2 に置き換えるのは増殖性能が不要となる時期からとして、FBR1 を 2200 年まで新設するとした場合の毎年の新設容量について、ある年以降容量を変えることなく炉心タイプのみを FBR2 に置き換えたとしてもプルトニウムが不足することはない条件を満たす最も早い年を求める。 2050 年に FBR 導入を開始するシナリオ 1-4 は、2049 年までのリプレース炉は LWR である
プルサーマル導入量		<ul style="list-style-type: none"> 2029 年まで 16~18 基の LWR で実施（電事連計画）。大間フル MOX は、計算上 1/3MOX、PWR3.9GWe で代替 シナリオ 1-4 は、2049 年まで 16~18 基の LWR で実施

3.3 シナリオ 2 に関する前提条件

シナリオ 2（プルトニウム利用技術の実践と環境保全）を検討するに当たっては、表 3-6 のケースを取り上げた。また、シナリオ 2 の前提条件を表 3-7 に示す。

表 3-6 シナリオ 2 の解析ケース

	FBR3 先行導入炉 (技術実証炉)	FBR1 バランス型	FBR2 LLFP 核変換	FBR3 導入年	FBR1 導入年	設備 容量	備考
2-1	Na-大型-MOX 経済性重視型	Na-大型-MOX バランス型	Na-大型-MOX LLFP 核変換炉 (改良バランス型)	2020	2040	70GWe	<ul style="list-style-type: none"> 先行導入炉の影響 LLFP 核変換炉導入

表 3-7 シナリオ 2 の前提条件

	設定値	
発電設備容量	70GWe	<ul style="list-style-type: none"> 70GWe:1997 年時点 45GWe に平成 14 年度電力供給計画に基づく LWR19 基（～2015 年）と 2005 年もんじゅが導入される規模の継続 敦賀 1 号は計画に基づき 2010 年廃止（これに対応するリプレースはなし） ふげんは考慮しない
新設及びリプレース炉型構成	2015 年まで	<ul style="list-style-type: none"> 新設炉：平成 14 年度電力供給計画に基づく LWR19 基のうち、下欄の 2020 年以降の FBR3 の導入量を新設計画の遅い順に除いた導入量 2005 年もんじゅ リプレース炉なし
	2016 ~ 2019 年まで	新設炉及びリプレース炉なし

	2020 ~ 2039 年まで	<ul style="list-style-type: none"> 新設炉：FBR (FBR3) を LWR 再処理からのプルトニウムで導入される規模 リプレース炉：2029 年まではなし。2030 年以降は LWR のリプレース炉として FBR (FBR3) もしくはプルトニウムが足りない場合は LWR を新設
	2040 年以降	<ul style="list-style-type: none"> LWR もしくは FBR のリプレース炉として FBR (FBR1 もしくは 2) が新設される。FBR の新設にプルトニウムが足りない場合は LWR を新設。 FBR の炉型をバランス型の FBR1 から経済性重視型の FBR2 に置き換える時期はシナリオ 1 と同様の手法で求める
プルサーマル 導入量	2019 年まで 16~18 基の LWR で実施(電事連計画)。大間フル MOX は、計算上 1/3MOX、PWR3.9GWe で代替	

3.4 シナリオ 3 に関する前提条件

シナリオ 3 (原子力の利用拡大) を検討するに当たっては、表 3-8 のケースを取り上げた。また、シナリオ 3 の前提条件を表 3-9 に示す。

表 3-8 シナリオ 3 の解析ケース

	FBR1 バランス型	FBR2 経済性重視	FBR3 水素製造	FBR1 FBR3 導入年	設備 容量	水素製造 設備容量	備考
3-1	Na-大型-MOX バランス型	Na-大型-MOX 経済性重視型	Na-大型-MOX バランス型/ 経済性重視型	2030	70GWe	約 20GWe 水蒸気改質法	・シナリオ 1-1 を参照
3-2	Na-大型-MOX バランス型	Na-大型-MOX 経済性重視型	He-大型-窒化物 バランス型/ 経済性重視型	2030	70GWe	約 20GWe 水蒸気改質法	・MOX 炉と窒化物炉の差を検討
3-3	Na-大型-MOX バランス型	Na-大型-MOX 経済性重視型	Na-大型-MOX バランス型/ 経済性重視型	2030	70GWe	約 50GWe 電気分解法	・改質法と電気分解法の差を評価
3-4	Na-大型-MOX バランス型	Na-大型-MOX 経済性重視型	He-大型-窒化物 バランス型/ 経済性重視型	2030	70GWe	約 50GWe 熱化学法	・改質法と熱化学法の差を評価
3-5	Na-大型-MOX リプレース 重視型	Na-大型-MOX 経済性重視型	Na-大型-MOX バランス型/ 経済性重視型	2030	70GWe	約 50GWe 電気分解法	・FBR1 のリプレース性能を評価

表 3-9 シナリオ 3 の前提条件

		設定値
発電設備容量	基幹電源 70GWe + 水素製造設備容量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基幹電源 70GWe : シナリオ 1、2 と同様の規模 ・ 水素製造設備容量は、低温水蒸気改質法と電気分解法については運輸部門の需要に基づく設備容量約 55GWe、約 20GWe¹⁰⁾ ・ 2029 年まで及び 2030 年以降 FBR の新設に必要なプルトニウムが不足している場合の水素製造は、シナリオ 3-1 と 3-2（低温水蒸気改質法）では天然ガス火力を、シナリオ 3-3 と 3-5（電気分解法）では LWR を想定 ・ シナリオ 3-4 に関しては、シナリオ 3-5 の派生ケースとして、2029 年までの水素製造は LWR による電気分解法とし、2030 年以降の He 冷却-大型-窒化物 FBR による熱化学法の設備容量については、原子力から取り出した熱のエネルギー利用割合を暫定的に 40% として、電気分解法の 2030 年以降新設炉の設備容量（エネルギー利用割合は 35%）から換算して算出 ・ 全ケースにおいて、水素製造需要が減少した場合には、需要を上回る余剰設備分を炉寿命未満で廃止すると想定
新設及びリプレース炉型構成	2015 年まで	<ul style="list-style-type: none"> ・ 新設炉：平成 14 年度電力供給計画に基づく LWR19 基と 2005 年もんじゅ ・ リプレース炉なし
	2016 ~ 2029 年まで	<ul style="list-style-type: none"> ・ 70GWe の場合：新設炉及びリプレース炉なし
	2030 年以降	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素製造設備容量の伸び及びリプレース炉として FBR (FBR1 もしくは 2) が新設。 ・ 基幹電源の LWR もしくは FBR のリプレース炉として FBR (FBR1 もしくは 2)、プルトニウムが足りない場合は LWR を新設 ・ FBR の炉型をバランス型の FBR1 から経済性重視型の FBR2 に置き換える時期は、基幹電源と水素製造を同時期としてシナリオ 1 と同様の手法で求める
プルサーマル導入量	2029 年まで 16~18 基の LWR で実施（電事連計画）。大間フル MOX は、計算上 1/3MOX、PWR3.9GWe で代替	

4. 解析結果

シナリオ 1～3について FAMILY-EX コードを用いて解析した結果を以下に示す。

4.1 シナリオ 1 の各ケースの解析結果

FBR 導入初期における主要なプルトニウム供給源は下北再処理工場からの年間約 8t（注：金属換算の値）の一定量のプルトニウムであり、初装荷炉心の核分裂性プルトニウムインベントリが導入初期の導入ペースを大きく支配する。導入が進むにつれて初装荷時の核分裂性プルトニウムインベントリに加えて平衡装荷時の核分裂性プルトニウムインベントリ、増殖比、倍増時間などの炉特性や炉外サイクル時間の影響により、ケースごとの移行状況に変化が現れる。表 4-1～表 4-3 に各ケースで導入する FBR の主な炉特性データの移行を示す。

各ケースの解析結果を図 4-1～図 4-9 に、また、解析結果における移行完了年、天然ウラン累積需要量、ガラス固化体累積発生本数などの各ケースの代表的な結果値を表 4-4、表 4-5 に示す。

4.1.1 設備容量 70GWe ケース：Na 冷却炉（ケース 1-1～1-4）

(1) LWR から FBR へのリプレース状況

図 4-10 に 2030 年以前に導入した LWR 設備容量の廃止状況を、図 4-11 にレフアレンスであるケース 1-1 についての原子力発電設備容量（70GWe）に対する FBR 累積導入量の割合を示す。FBR の導入以降、LWR からのリプレースが行われるが、その時期を便宜上以下のように区分して呼ぶこととする。図 4-10 の 2030 年から 2090 年までの LWR 廃止の集中時期を第一リプレース期とし、第一リプレース期に導入された炉が廃止を迎える 2090～2150 年を第二リプレース期とする。第一リプレース期において廃止 LWR 総量の 44% が FBR に置き換わっており、第二リプレース期終了時で 91% が FBR に置き換わっている。2200 年時点では、リプレースは全て完了している。

図 4-12 に各ケースの各年における FBR 導入量からケース 1-1 の FBR 導入量を差し引いた差を示す。この図の縦軸が正であればそのケースはレフアレンスケースより導入が進んでいることを示し、負であれば導入が遅れていることを示す。以下に各ケースについて、導入の様子を考察する。

ケース 1-2 で導入する FBR サイクルは、ケース 1-1 と同じ Na-大型-MOX サイクルである。しかし、導入初期の炉心として、増殖比は若干高いものの、初装荷及び平衡装荷時の核分裂性プルトニウムインベントリが少なく、複合システム倍増時間が短いリプレース指向の MOX 燃料を用いた。初期導入 FBR の初

装荷時の核分裂性 plutoniウムインベントリが 4.6t と、ケース 1・1 の 6.3t に比べ少ないとから、導入初期の導入ペースは早く、また、増殖比 1.16、複合システム倍増時間が 48 年であり、ケース 1・1 の同じく 1.14、121 年に比べ導入初期以降の増殖性能もよい。結果として第一リプレース期に総 LWR 廃止量の 61% を FBR に置き換え、第二リプレース期で全て置き換わる（2133 年完了）。

ケース 1・3 は Na 冷却大型炉であるが、MOX 燃料炉心を初期導入し、後に金属燃料炉心を導入するケースである。リプレースの観点からは初期に導入する MOX 燃料炉心の炉心性能が支配的であり、第一リプレース期で 44%、第二リプレース期で 91% が FBR にリプレース、傾向はケース 1・1 と全く同じである。経済性重視型 FBR として導入する金属燃料炉心の初装荷時の核分裂性 plutoniウムインベントリは 5.4 t とケース 1・1 の 6.3 t に比べて少ないために経済性重視型 FBR の導入年は 2111 年と、ケース 1・1 に比べ若干早い。

ケース 1・4 は金属燃料炉心の潜在性能の高さから導入年を 2050 年としたケースである。第一リプレース期で 56%、第二リプレース期で 100% FBR にリプレースする（2135 年リプレース完了）。図 4・12 より、ケース 1・1 と比べた場合、導入年の 20 年の遅れは導入後の 20 年でカバーしている。これは、導入する FBR の初装荷時の核分裂性 plutoniウムインベントリ、平衡装荷時の核分裂性 plutoniウムインベントリ、複合システム倍増時間が 4.6t、0.6t、39 年と、ケース 1・1 の 6.3 t、0.7t、121 年に比べて大幅に少ないと起因する。

本解析対象の Na 冷却炉は、ケース 1・4 を除き設計電気出力 1500MWe の大型炉心である。大型炉心は中性子の漏れの効果が中型炉心に比べ少なく、中性子経済の面で優れる。そのため大型炉と中型炉ではリプレース重視、経済性重視などの設計の方向性が同じであっても、中型炉の核分裂性 plutoniウムインベントリは多くなり、リプレースペースも若干遅れると予想される。しかし、金属燃料は発熱密度が高いために、ケース 1・4 のように 2050 年導入にもかかわらず 2135 年にリプレースを完了し、中型炉においても十分なポテンシャルを有する。

(2) 天然ウラン累積需要量

図 4・13 にシナリオ 1 全ケースの天然ウラン累積需要量の解析結果を示す。天然ウラン累積需要量は LWR によるウラン消費期間が長いほど増大するため、FBR へのリプレースが早いほど低い値で押さえることができる。2193 年にリプレースを完了するレファレンスケース 1・1 及びケース 1・3 では累積需要量は 103 万 t（注：ウラン金属換算、以下同じ）であった。ケース 1・1 及びケース 1・3 について、リプレース完了年は 2190 年代と遅いが、リプレース状況の考察で述べたように第二リプレース期におけるリプレース完了率が約 90% と、ほぼ FBR にリプレースしているために、リプレース完了が 2130 年代のケース 1・2 及び 1・4

の累積需要量 90 万 t との開きは大きくない。

(3) FBR 再処理設備容量

いずれのケースにおいても第二リプレース期終了時には FBR へのリプレース率 90% とリプレース状況が類似している。そのため、解析期間内の平均 FBR 再処理量は、プランケット燃料も含めた全体の平均燃焼度が高い炉心の組合せであるケース 1・1、1・3 がおよそ 350t/y であり、ついで 430t/y 前後で 1・2、1・4 となつた。

(4) 分離プルトニウム貯蔵量

リプレース完了が 2190 年代のケース 1・1 及びケース 1・3 では分離プルトニウム貯蔵量は平均して約 50t であり、ケース 1・2 では約 70t、ケース 1・3 では約 100t であった。ケース 1・2 及び 1・4 では、ケース 1・1 及び 1・3 の残り 10% の FBR リプレースに必要なプルトニウム量が余分に余っているためであり、経済性重視型 FBR の導入計画や FBR 再処理量のコントロールにより適切な量を維持できると考える。

(5) MA 蓄積量

ケース 1・1 のみについて求めた MA 蓄積量を図 4-14 に示す。今回の解析では、FBR に LWR の MA を受け入れないことを前提としたため、LWR 再処理から MA を回収していない。その結果、LWR からのリプレースが完了している 2200 年時点の MA 蓄積量は約 250t となった。内訳は、LWR 再処理で発生するガラス固化体中の MA が 84% を占め、その他、Na 冷却炉の 4 年冷却中の使用済燃料中に存在する MA が 6%、LWR プルサーマル再処理で発生するガラス固化体中が 9%、FBR 再処理で発生するガラス固化体中が 1% である。

他のケースについて今回は解析を行っていないが、LWR 再処理で発生する MA を回収しない前提条件の下では、FBR サイクルの違いによる MA 蓄積量の大小関係は、LWR からのリプレース性能が大きく影響すると思われる。

今後の中間取りまとめに向けては、LWR 再処理で回収した MA を FBR で受け入れるシナリオの検討及びそのための LWR の MA を受け入れる FBR 炉特性データの整備が課題と考える。

4.1.2 設備容量 70GWe ケース：Pb-Bi 冷却炉、He ガス冷却炉及び水冷却高速炉（ケース 1-5～1-7）

(1) LWR から FBR へのリプレース状況

ケース 1-5 の Pb-Bi 冷却窒化物燃料サイクルでのリプレースは 2133 年に完了する。Pb-Bi 冷却材の流速制限のために Na 冷却よりも除熱性に劣り、窒化物燃料の燃料体積比は低い。そのためケース 1-5 における初期導入炉心の初装荷炉心における核分裂性プルトニウムインベントリは 1000MWeあたり 7.4t とケース 1-1 に比べ多くなり、初期の導入ペースは遅い。しかし、ケース 1-1 に比べ平衡装荷における核分裂性プルトニウムインベントリ（1000MWeあたり、年あたり）が 0.59t と少なく、倍増時間も 35 年と短期であるため、次第に導入が促進し、第一リプレース期に 53%、第二リプレース期に全てのリプレースが済み、2130 年代には完了する。

ケース 1-6 の He 冷却窒化物被覆粒子燃料サイクルでは、ガス冷却かつ被覆粒子燃料であるために燃料体積比が低く、初期導入炉心の初装荷炉心における核分裂性プルトニウムインベントリ（1000MWeあたり）は 9.2t と、ケース 1-1 に比べ多いため、ケース 1-1 に比べ初期の導入は遅れる。また、ケース 1-1 に比べ、平衡装荷時における核分裂性プルトニウムインベントリ（1000MWeあたり、年あたり）が 0.80t と多いものの増殖比が 1.21 と高く、複合システム倍増時間が 47 年と短くなるため、ケース 1-5 ほど導入は進まない。しかし、導入から 70 年後の 2100 年頃にはケース 1-1 の導入ペースに追いつき、第一リプレース期に 41%、第二リプレース期に全てのリプレースが済み、2130 年代にリプレースが完了する。

以上今回検討した 2 つの冷却形式の炉を比べると、サイクル諸量上は燃料体積比が多少大きい Pb-Bi 冷却炉の方が若干優位である。

ケース 1-7 の水冷却 FBR は初装荷（1000MWeあたり）及び平衡装荷（年あたり 1000MWeあたり）時に必要な核分裂性プルトニウムインベントリが 12t 及び 1.51t と多く、増殖比 1.05、複合システム倍増時間 274 年も長いために第一リプレース期に 21%、第二リプレース期に 41% と解析期間内（2000～2200 年）でのリプレースは完了しない。

(2) 天然ウラン累積需要量

ケース 1-5 の天然ウラン累積需要量は、Na 冷却炉サイクルにおいて同じく 2130 年代にリプレースを終えるケース 1-2 及び 1-4 と同程度の 90 万 t であった。

ケース 1-6 は導入初期の遅れが大きく影響し、レファレンスケースと同程度の 101 万 t であった。

(3) FBR 再処理設備容量

ケース 1・5 はケース 1・2 及びケース 1・4 と同じ時期にリプレースを完了し、かつ導入する FBR の燃焼度の組合せが高いため、解析期間中、平均の再処理量は約 350t とケース 1・1~1・4 に比べて若干少なかった。

He 冷却炉では先に述べた冷却性能の制限から燃料体積比に制限があり、平均燃焼度を上げられず、ケース 1・6 の解析期間中平均の再処理量は約 490t と 70GWe ケース中最大であった。

(4) 分離プルトニウム貯蔵量

リプレース状況で述べたケース 1・1 と比べた際のリプレース状況の違いの影響から、ケース 1・5 及び 1・6 では期間中の分離プルトニウム貯蔵量は平均約 100t 及び平均約 80t であった。

ケース 1・7 では、リプレースが完了していなかったこと及び年間の核分裂性プルトニウム消費量が多いことにより、期間中を平均した分離プルトニウム貯蔵量は約 20t と 70GWe ケースの中で最も少なかった。

4.1.3 設備容量 90GWe ケース（ケース 1-8、1-9）

(1) リプレース状況

図 4-15 に 2030 年以前に導入した LWR 及び ALWR のリプレース需要の発生分布を示す。ここでもまた便宜上 90GWe ケースでは 2030 年～2090 年までを第一リプレース期とし、2090 年～2150 年までを第二リプレース期とする。また、2030 年の FBR 導入以前の設備容量 (90GWe) に対する FBR 導入量の割合を図 4-16 に示す。90GWe レファレンスケース 1-8 で導入する FBR はケース 1-1 と同じである。図 4-15 からわかるように、2020 年から 2030 年までに毎年一定量導入された ALWR のリプレース需要が、ケース 1-1 では需要が無い 2080～2090 年に発生している。この 10 年間におけるプルトニウムバランスが適切に FBR 導入に活かされたために、結果としてリプレース完了はケース 1-1 とほぼ変わらない 2190 年代となっている。ケース 1-9 においても同様の理由からリプレース完了は 2133 年となった。ケース 1-9 では 2080 年時点で全体の 62.5% を置き換えており、これは 56GWe 分に相当する。また、ケース 1-4 で 2030 年に FBR を導入した場合と 1-9 で 2080 年時点までのリプレース支配要因は変わりないことを考えると、ケース 1-4 で 2030 年に導入した場合も 2080 年時点で 56GWe をリプレースできるものと考える。これは 70GWe の 80% に相当する。（導入年が 2050 年のケース 1-4 では 2080 年時点でのリプレース完了率が 70GWe の 61% (43GWe)）

天然ウラン累積需要量及びガラス固化体発生量は 2020～2030 年の ALWR 導入の効果で上昇傾向にあり、表 4-2 に示す結果となった。

4.1.4 シナリオ 1 解析のまとめ

水冷却炉以外の場合は LWR からのリプレースを 2130 年代には完遂できることが確認された。同時期にリプレースが完了する炉心概念間では、初期に導入する FBR の全体の平均燃焼度が高く、核分裂性プルトニウムのインベントリが少なく、倍増時間が短いものがサイクル諸量上は優れていると考えられる。

本解析では 200 年間に 2 つの FBR サイクル概念が導入される。今後、発電単価計算だけでなく、長期間にわたるトータルコストの検討とサイクル諸量評価を関連させて議論した上で、シナリオを特徴づけていく必要がある。

また、設備容量が増加した 90GWe ケースであるケース 1-8 及び 1-9 は、同じ炉を導入するケース 1-1 及びケース 1-4 のリプレース完了年と同時期にリプレースを終える。よって 90GWe ケースにおいても、原子力設備容量の増設計画によつては、対応する 70GWe ケースと同様に、どのサイクル概念でも 2130 年代にリプレースを完了できると予想できる。

表 4-1 炉特性の移行 (1/3)

	ケース 1-1、1-8 Na 冷却大型炉 MOX 燃料 バランス型から 経済性重視型	ケース 1-2 Na 冷却大型炉 MOX 燃料 リプレース重視型から 経済性重視型	ケース 1-3 Na 冷却大型炉 バランス型(MOX)から 経済性重視型(金属)
増殖比	1.14→1.04	1.16→1.04	1.14→1.03
複合システム 倍増時間(年)	121→236	48→236	121→260
初装荷 Pu-fi 量 1000MWeあたり	6.30→6.30	4.58→6.30	6.30→5.41
Pu-fi 装荷量 (tPu-fi/(年・ 1000MWe))	0.69→0.69	0.69→0.69	0.69→0.85
平均燃焼度 (GWd/t)	87→100	63→100	87→88

表 4-2 炉特性の移行 (2/3)

	ケース 1-4、1-9 Na 冷却中型炉金属燃料 バランス型から 経済性重視型への移行	ケース 1-5 Pb-Bi 冷却中型炉 窒化物燃料 バランス型から 経済性重視型への移行	ケース 1-6 He ガス冷却大型炉 窒化物被覆粒子燃料 バランス型から 経済性重視型への移行
増殖比	1.17→1.03	1.22→1.04	1.21→1.03
複合システム 倍増時間(年)	39→259	35→186	47→136
初装荷 Pu-fi 量 1000MWeあたり	4.62→5.42	7.47→8.16	9.21→9.19
Pu-fi 装荷量 (tPu-fi/(年・ 1000MWe))	0.62→0.86	0.59→0.64	0.80→0.79
平均燃焼度 (GWd/t)	72→88	89→133	44→67

表 4-3 炉特性の移行 (3/3)

	ケース 1-7 水冷却高速炉 MOX 燃料 (BWR 型)
増殖比	1.05
複合システム 倍増時間 (年)	274
初装荷 Pu-fi 量 1000MWeあたり	12.0
Pu-fi 装荷量 (tPu-fi/(年・ 1000MWe))	1.51
平均燃焼度 (GWd/t)	50

表 4-4 シナリオ 1 解析結果 (1/2)

	ケース 1-1	ケース 1-2	ケース 1-3	ケース 1-4	ケース 1-5
リプレース完了年	2193	2133	2193	2135	2133
経済性重視型 FBR 導入年	2126	2090	2111	2090	2073
天然ウラン累積需要量 (万 t)	103	83	103	90	90
ガラス固化体累積発生本数 (2200 年時) (万本)	35.5	34.7	35.6	35.6	34.7
SF 貯蔵量 (最大値) (万 t)	2.45 (2077)	2.19 (2061)	2.45 (2077)	2.90 (2074)	2.38 (2074)
ティルウラン貯蔵量 (最大値) (万 t)	32.9 (2200)	26.6 (2132)	33.0 (2200)	22.5 (2030)	26.6 (2030)
FBR 再処理必要量 (MAX) (t)	976	1003	960	1237	1080
FBR 再処理必要量 (平均)	344	420	359	438	352
分離プルトニウム蓄積量 (MAX)	148	174	135	222	225
分離プルトニウム蓄積量 (平均)	49	71	48	102	104

表 4-5 シナリオ 1 解析結果 (2/2)

	ケース 1-6	ケース 1-7	ケース 1-8	ケース 1-9
リプレース完了年	2133	未完了:45GWe	未完了:89GWe	2133
経済性重視型 FBR 導入年	2075	—	2139	2085
天然ウラン累積需要量 (万 t)	101	176	147	99
ガラス固化体累積発生本数 (2200 年時) (万本)	33.3	35.1	43.9	43.9
SF 貯蔵量 (最大値) (万 t)	2.61 (2079)	3.31 (2137)	4.37 (2109)	3.60 (2077)
テイルウラン貯蔵量 (最大値) (万 t)	27 (2127)	42 (2200)	37 (2200)	25 (2125)
FBR 再処理必要量 (MAX) (t)	1527 (2194)	1063 (2189)	1222 (2194)	1394 (2134)
FBR 再処理必要量 (平均)	488	386	397	594
分離プルトニウム蓄積量 (MAX)	299 (2200)	82 (2152)	165 (2200)	276 (2185)
分離プルトニウム蓄積量 (平均)	77	21	32	104

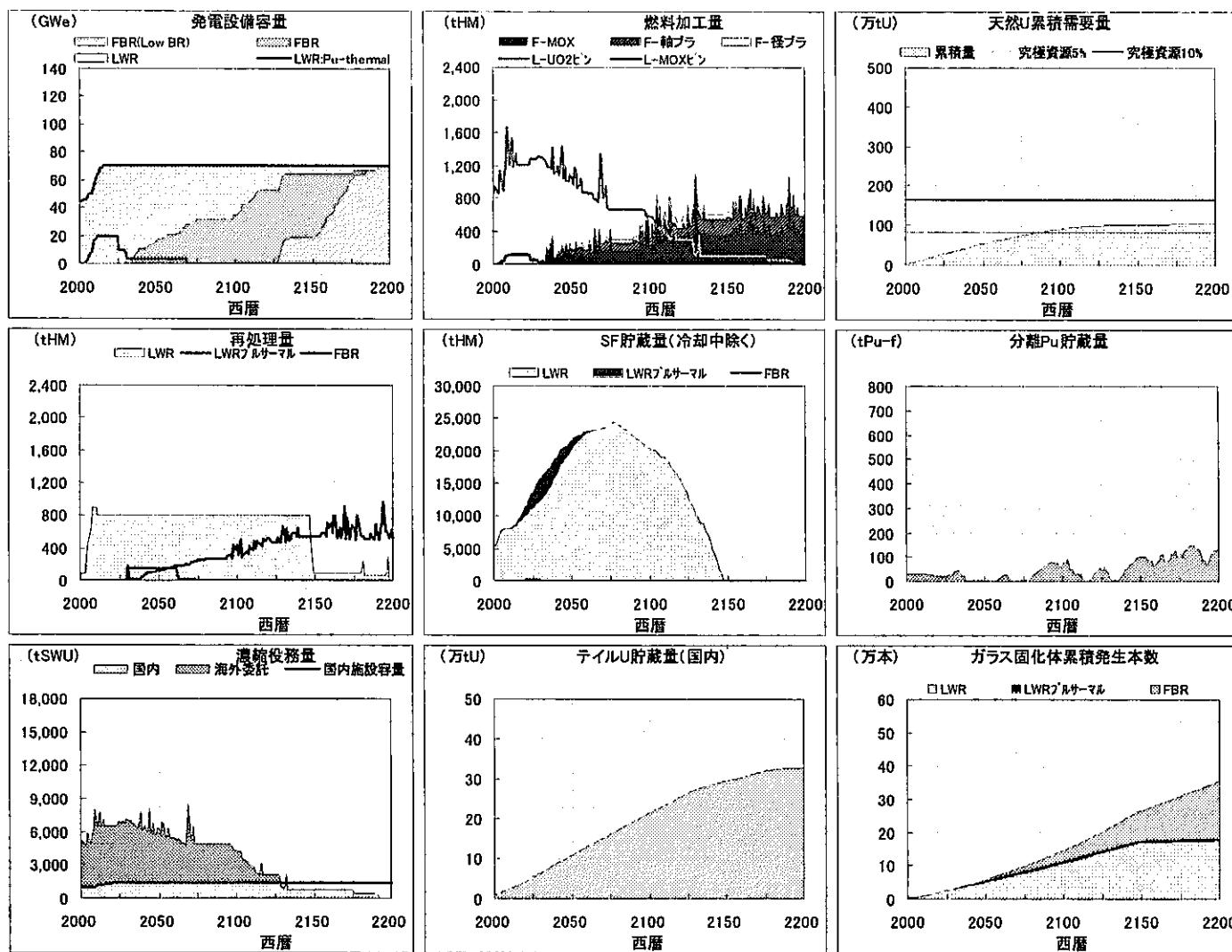


図 4-1 ケース 1-1 解析結果

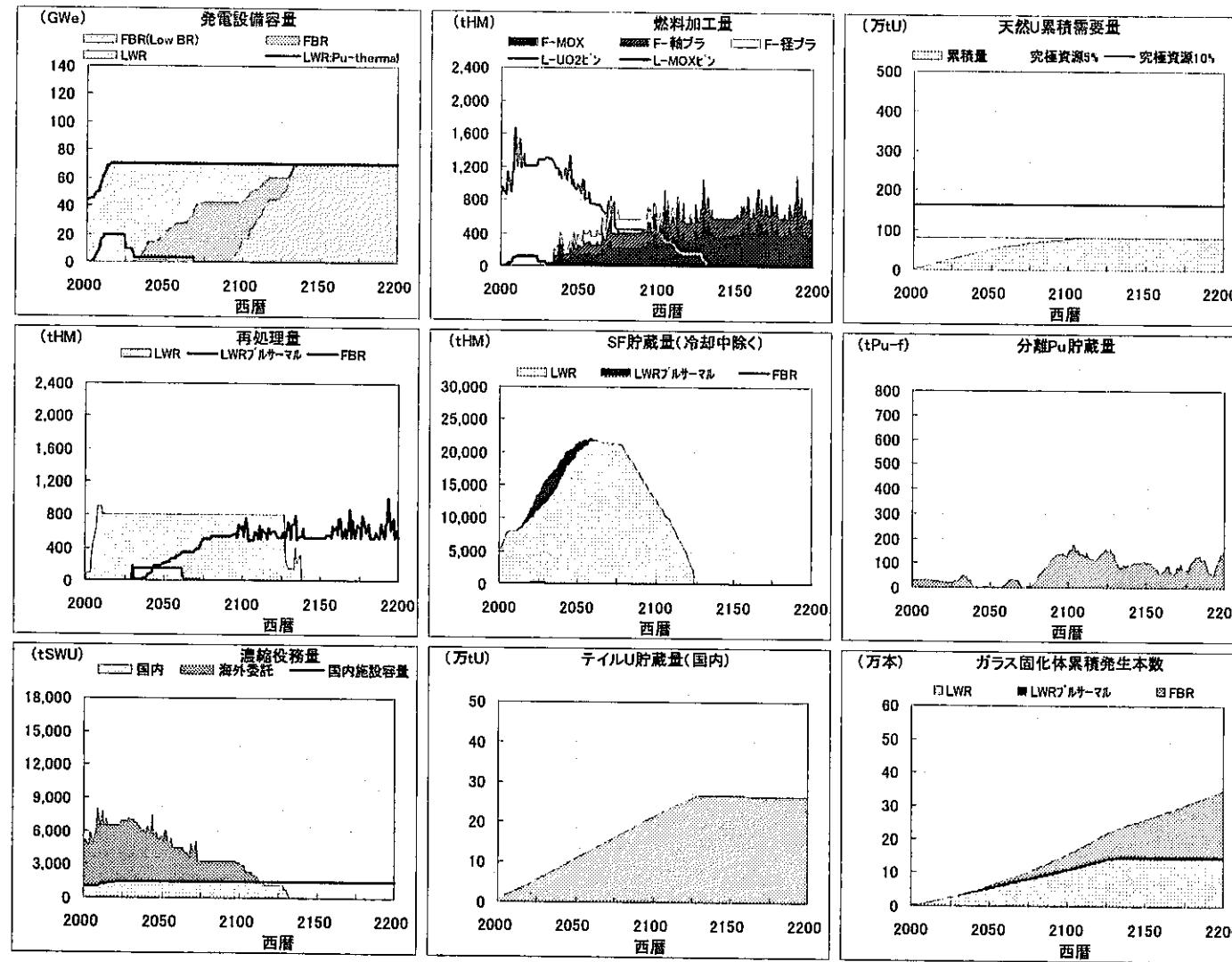


図 4-2 ケース 1-2 解析結果

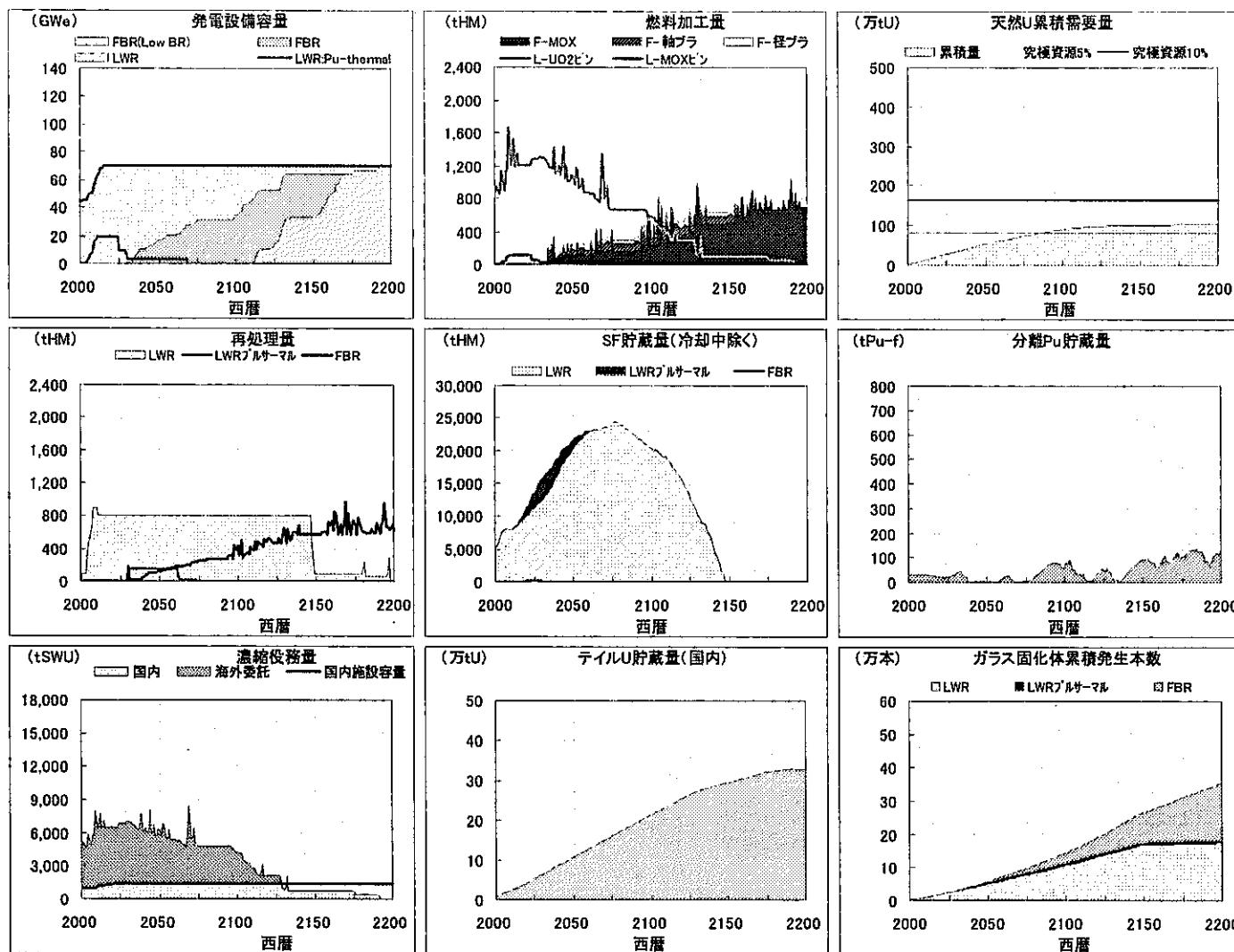


図 4-3 ケース 1-3 解析結果

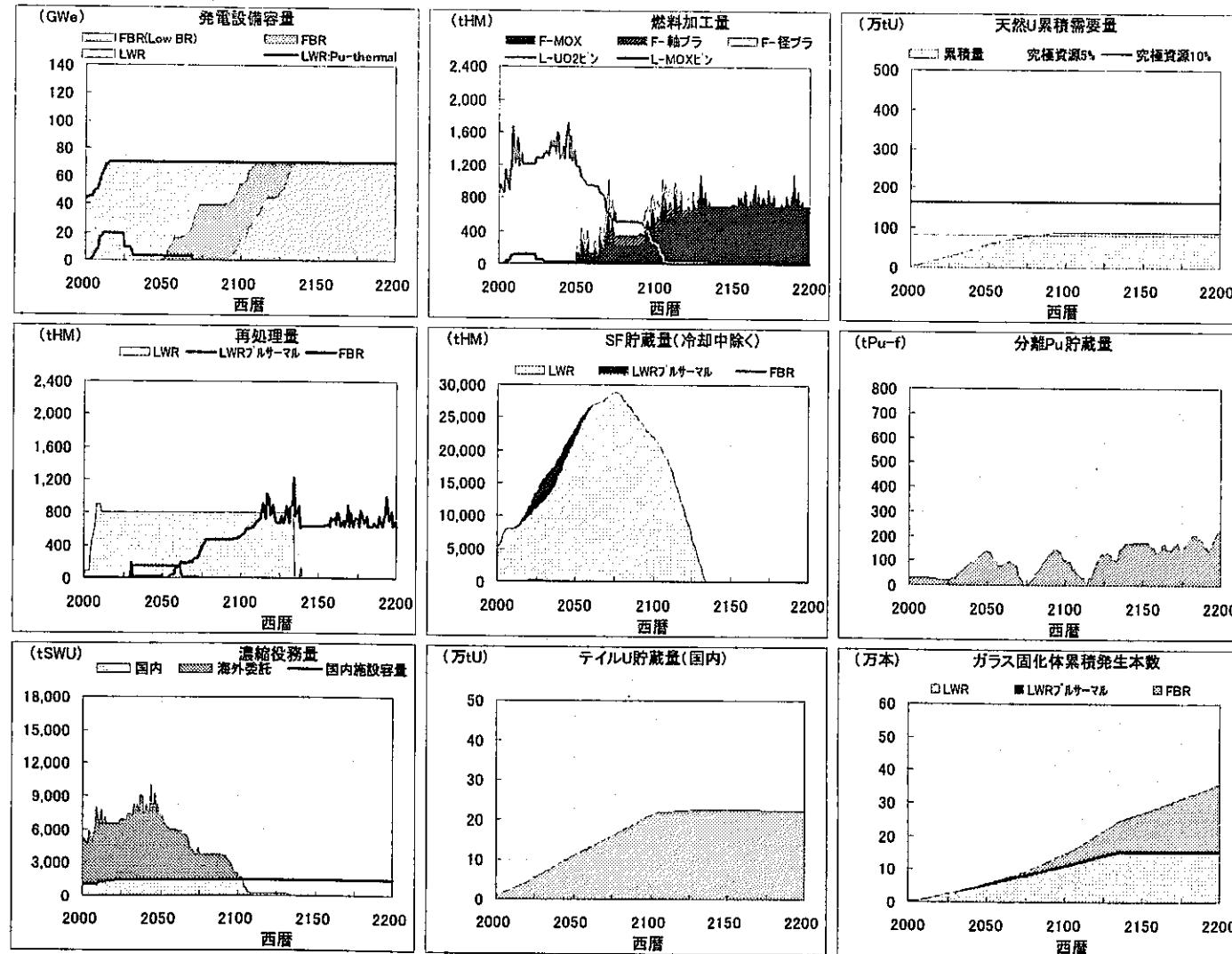


図 4-4 ケース 1-4 解析結果

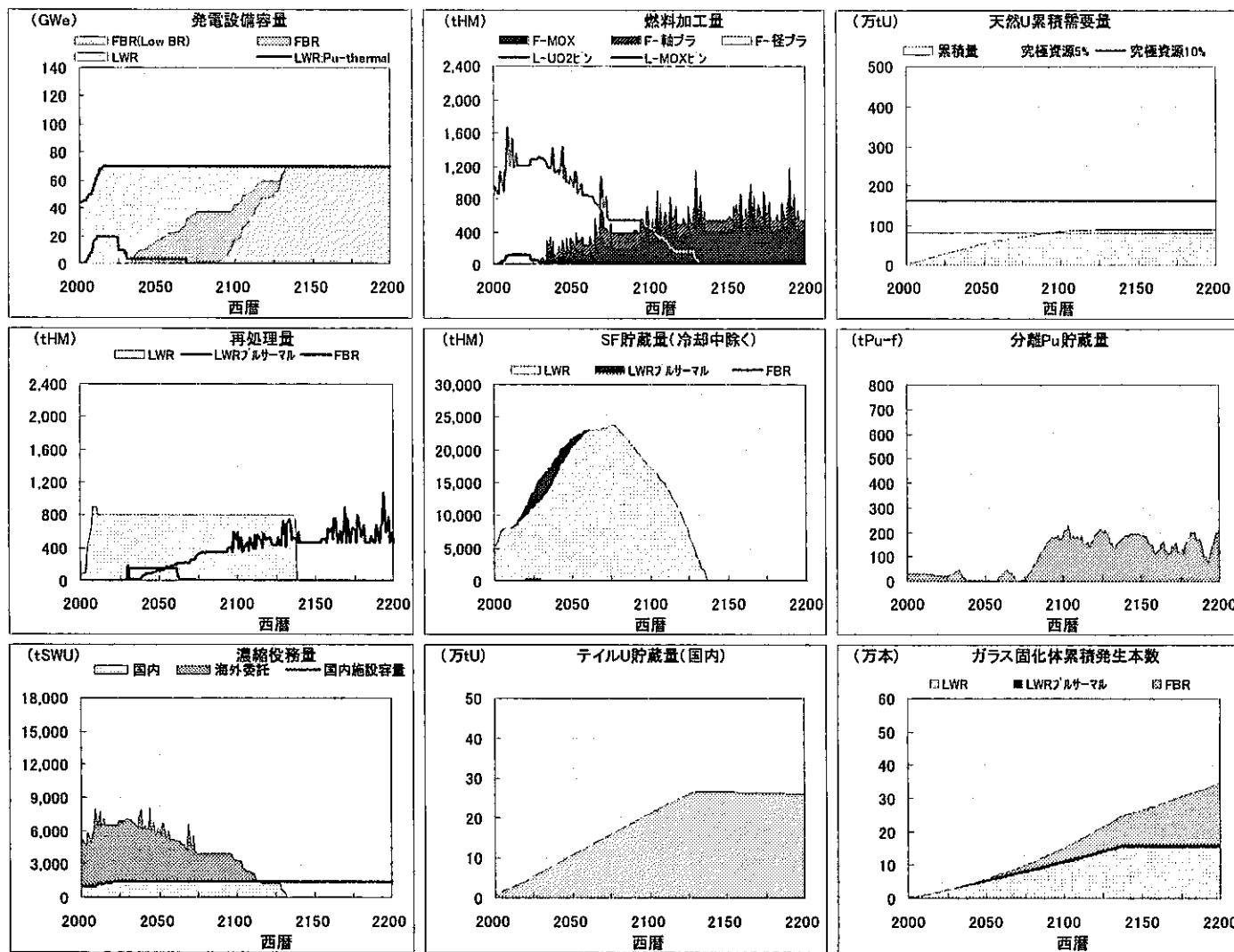


図 4-5 ケース 1-5 解析結果

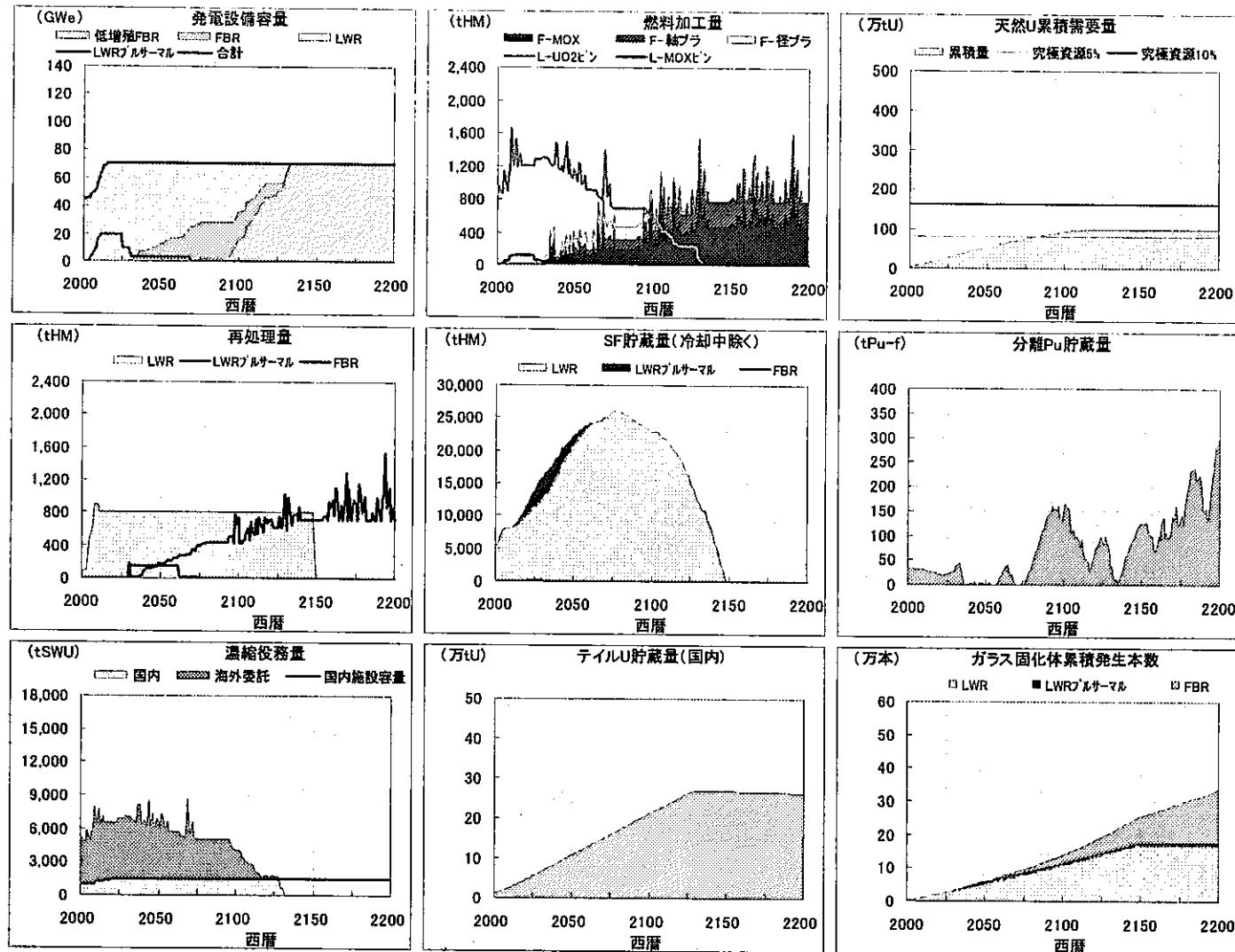


図 4-6 ケース 1-6 解析結果

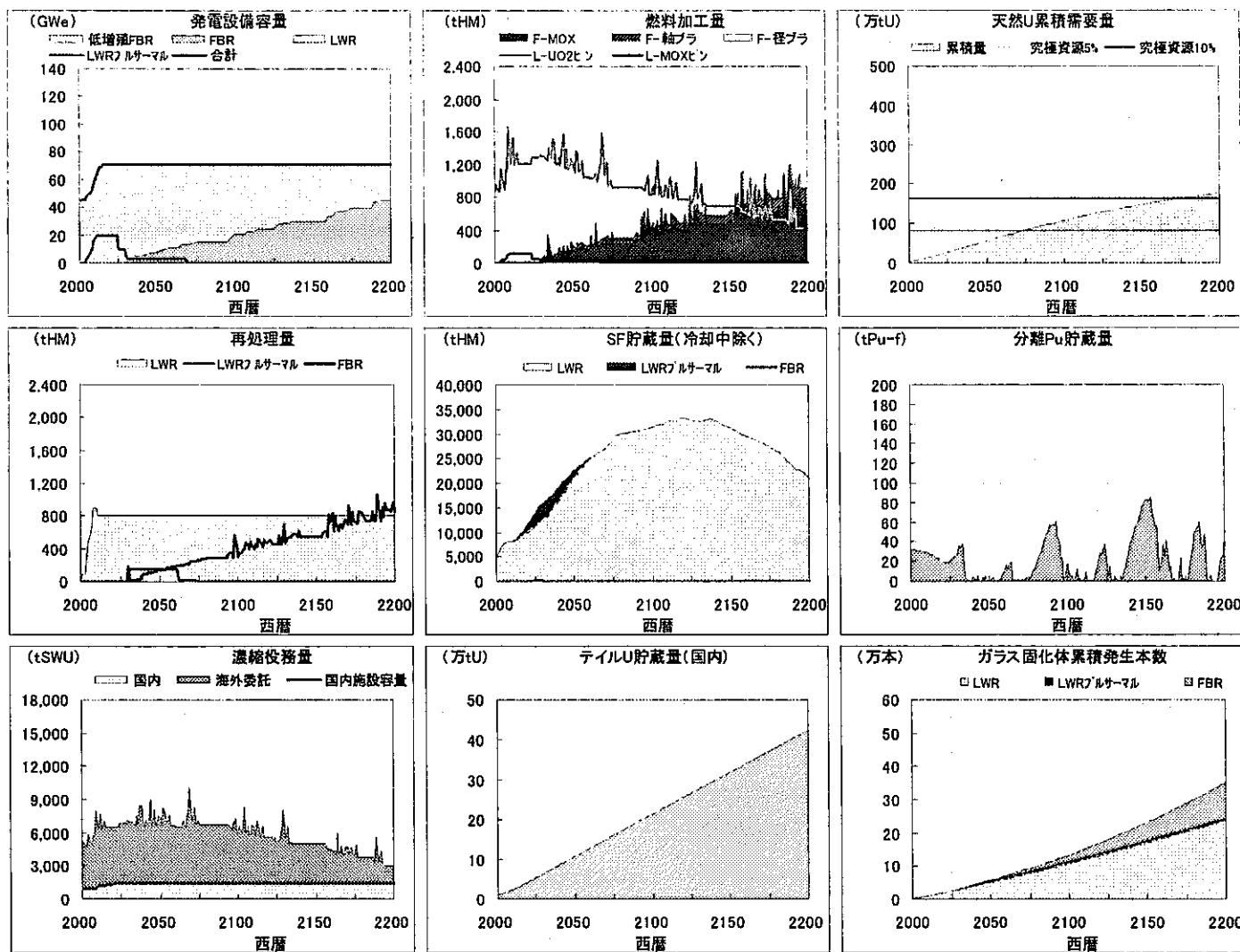


図 4-7 ケース 1-7 解析結果

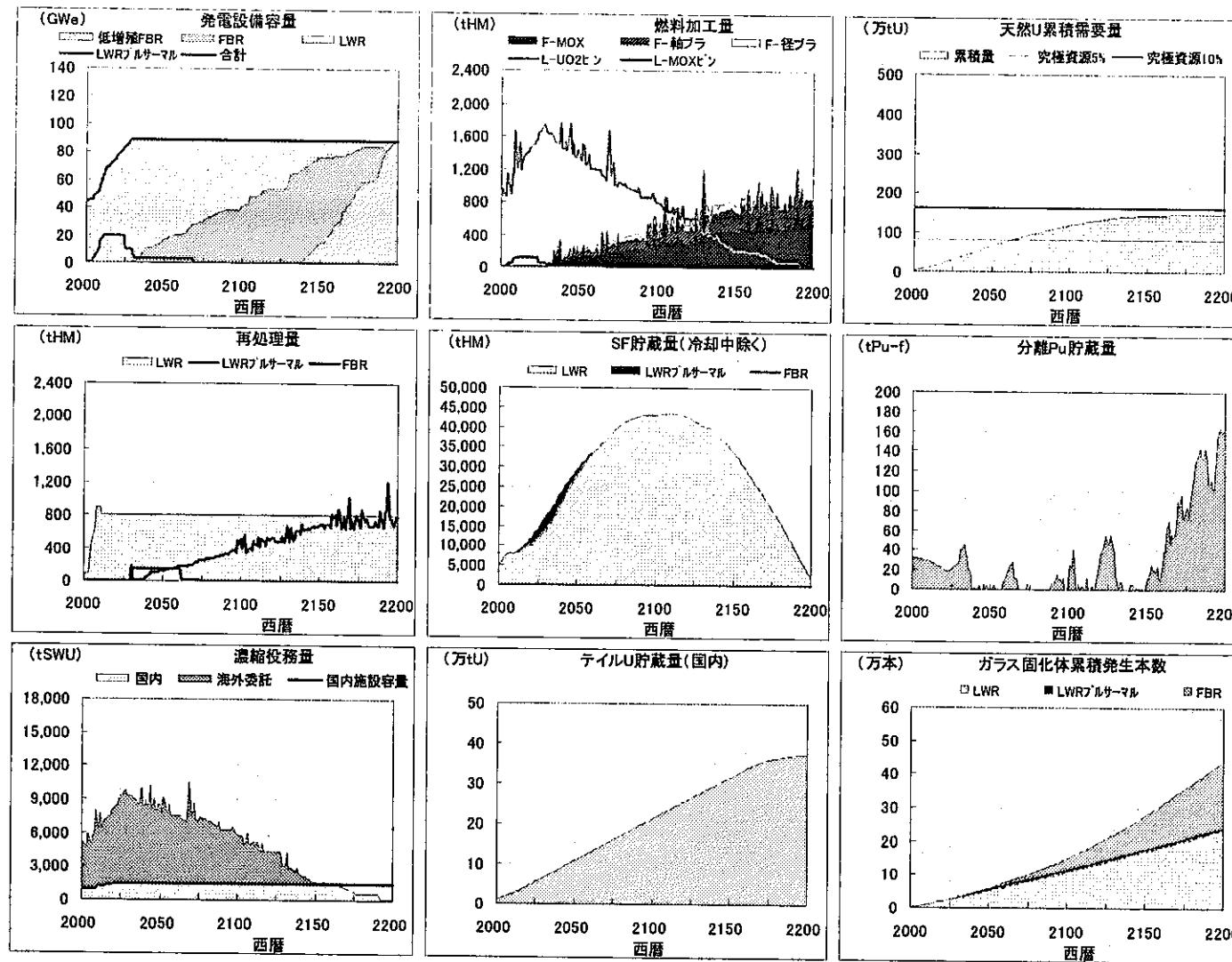


図 4-8 ケース 1-8 解析結果

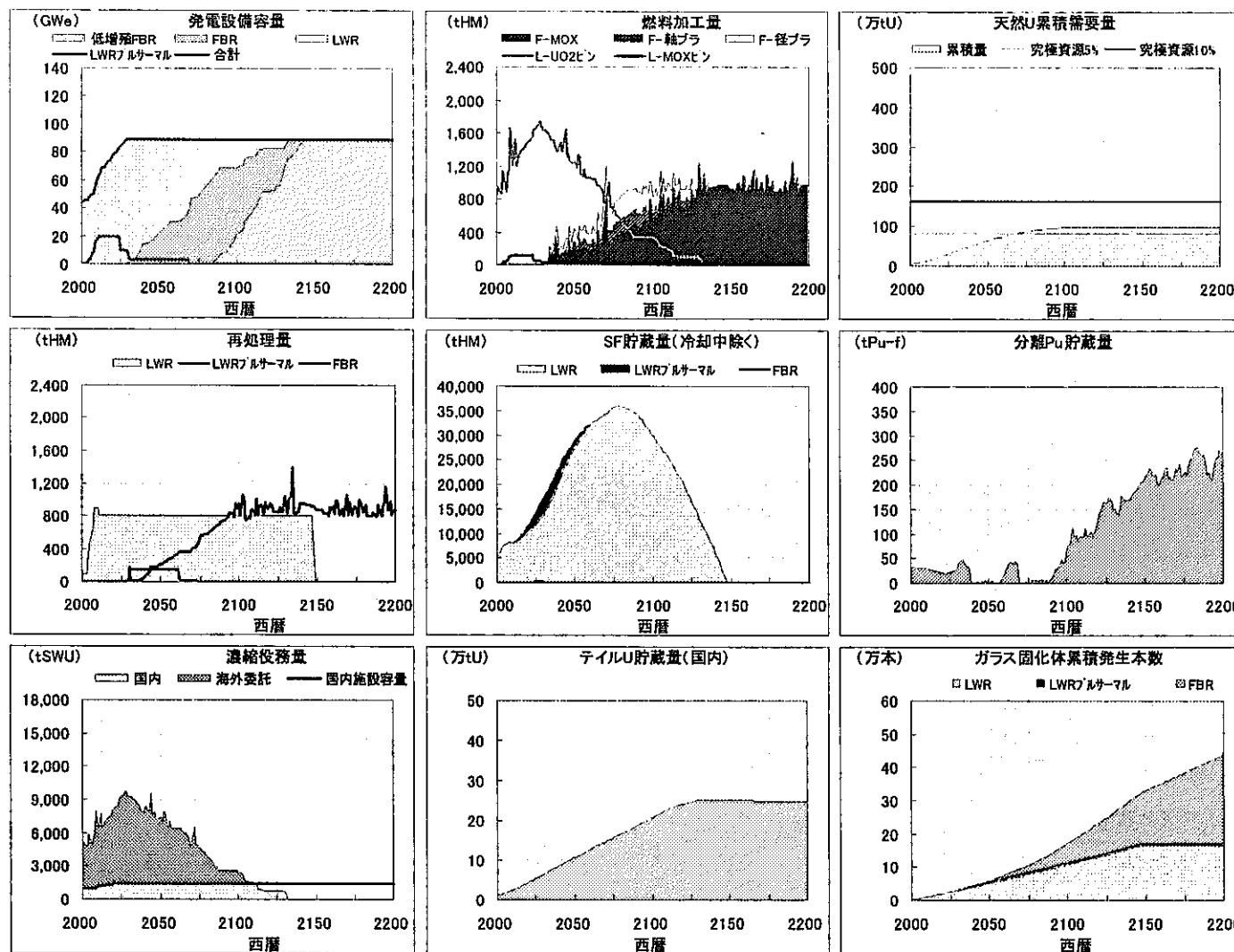


図 4-9 ケース 1-9 解析結果

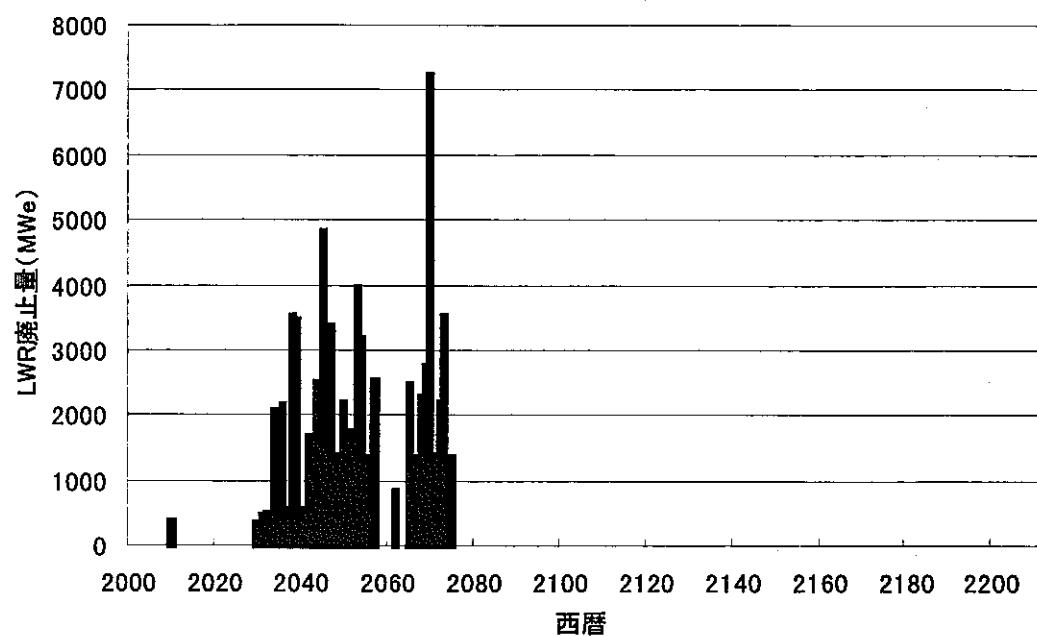


図 4-10 LWR 廃止状況

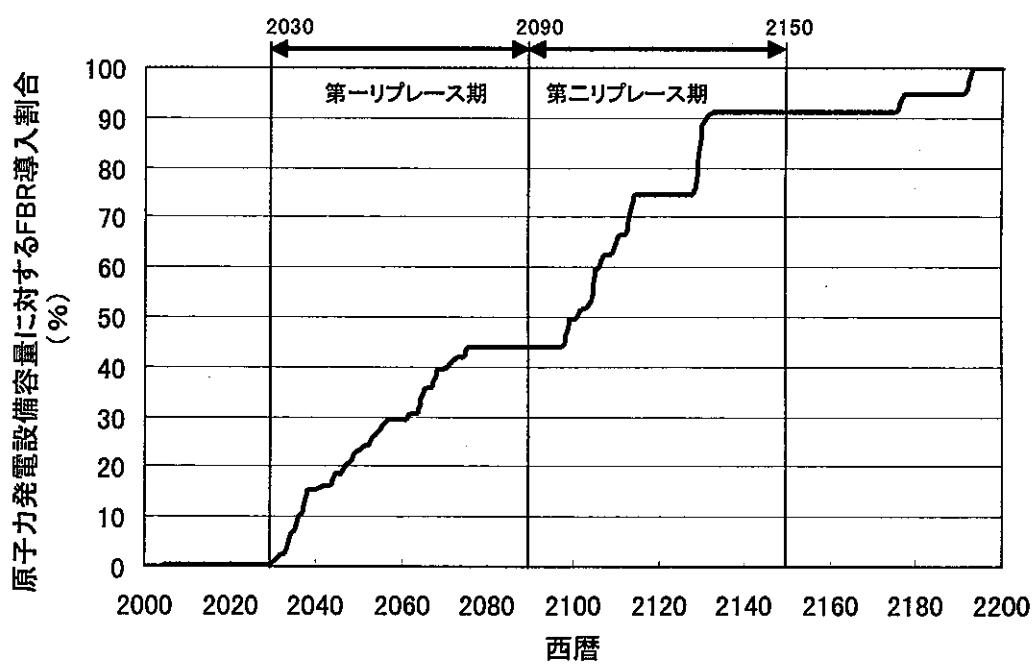


図 4-11 原子力発電設備容量 (70GW_{0e}) に対する FBR 導入割合 (ケース 1-1)

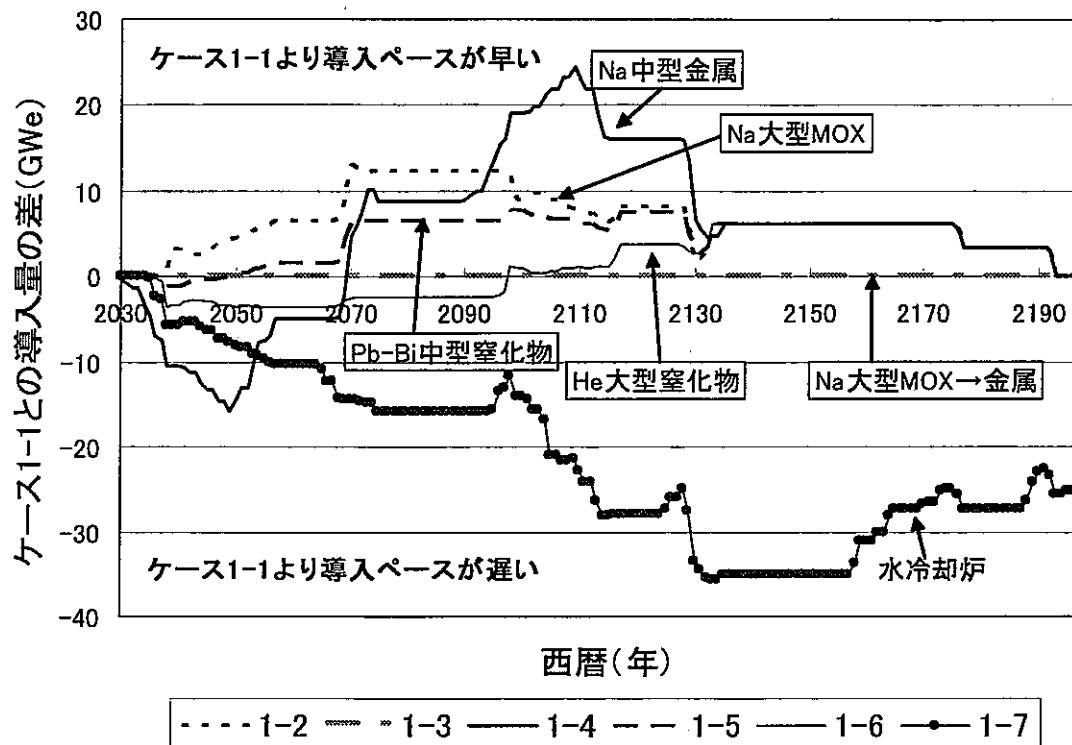


図 4-12 FBR 導入量の差 (70GWe ケース)

(各ケースの導入量からケース 1-1 の導入量を差し引いた値)

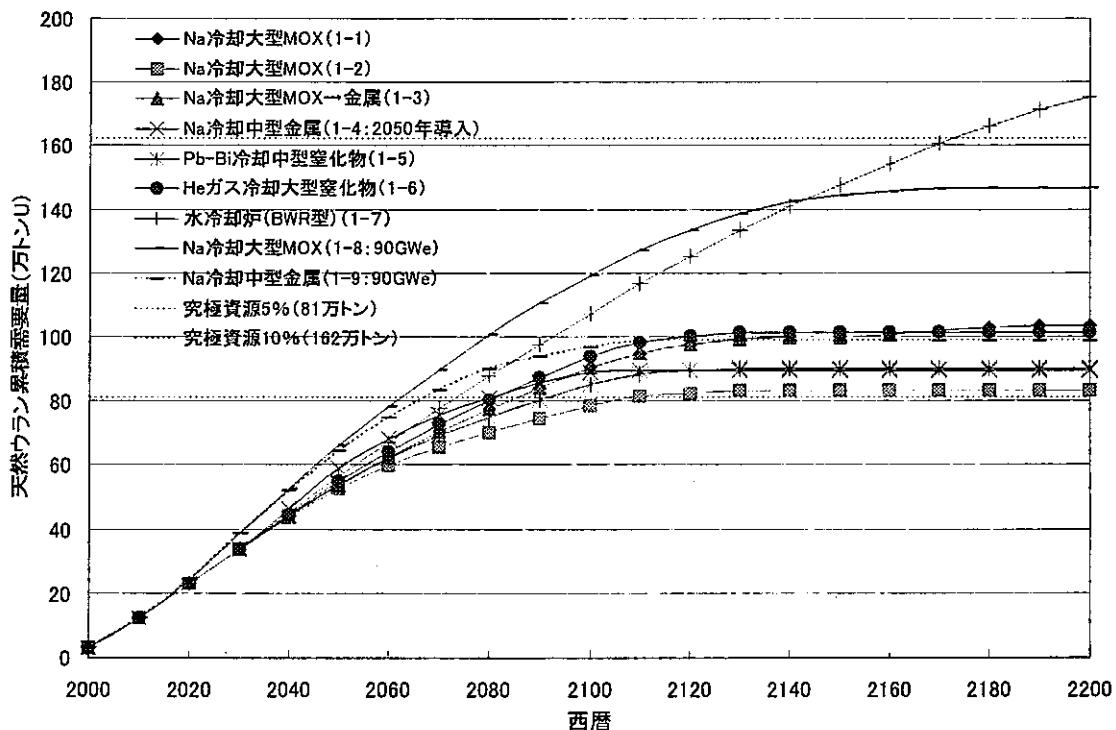


図 4-13 天然ウラン累積需要量

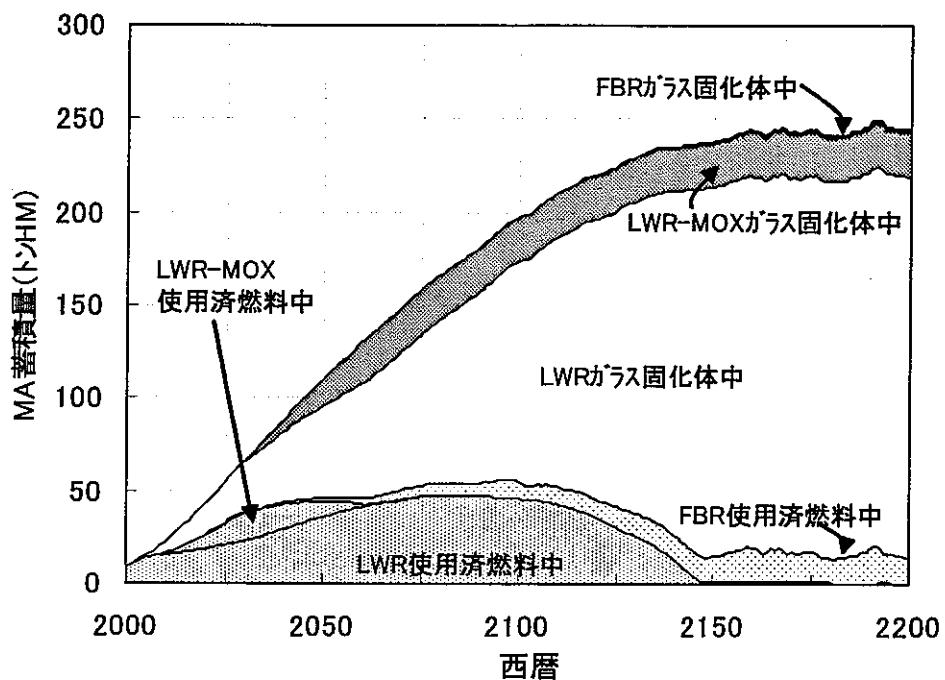


図 4-14 使用済燃料中及びガラス固化体中の MA 蓄積量（ケース 1-1）
(冷却期間の使用済燃料中 MA も含まれる)

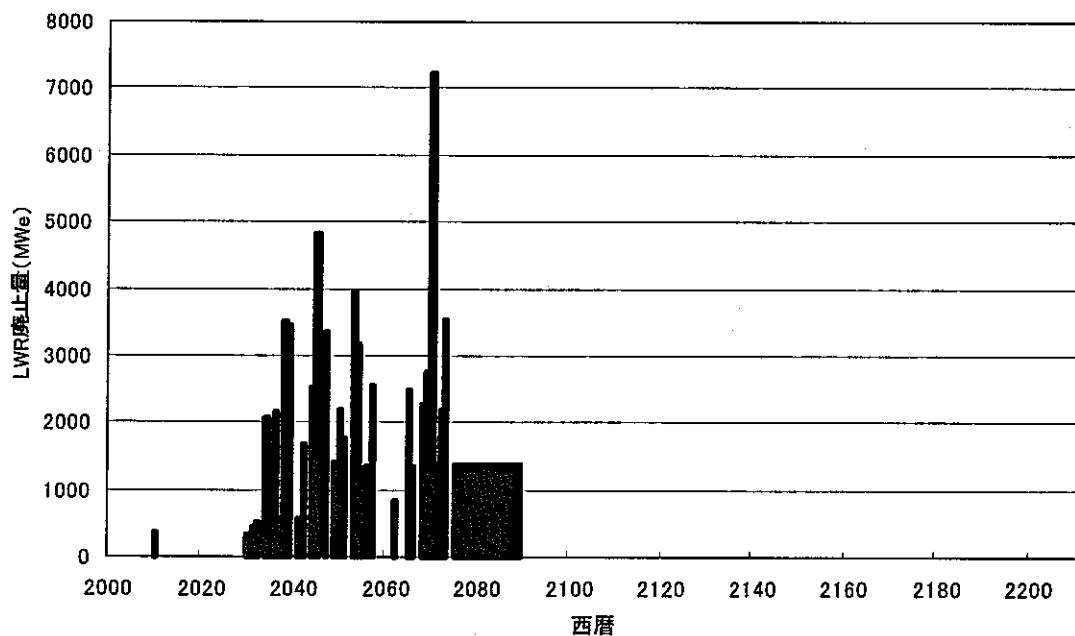


図 4-15 2030 年以前の LWR 及び ALWR の設備容量のリプレース需要

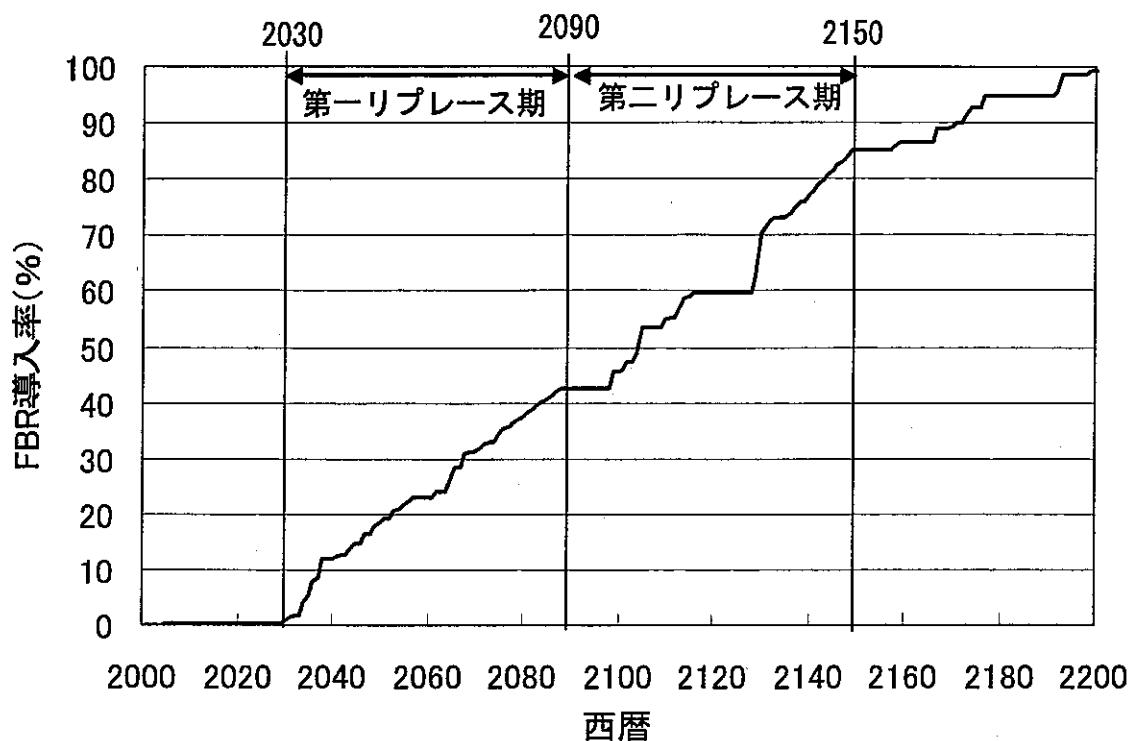


図 4-16 原子力設備容量 (90GWe) に対する FBR 導入量の割合(ケース 1-8)

4.2 シナリオ 2 の解析結果

4.2.1 ケース 2-1

ケース 2-1 の解析結果を図 4-17 に示す。

経済性に優れた FBR 技術を実証するために、燃料サイクル施設の導入に先駆けて 2020 年より FBR3（経済性重視型炉心）を導入した場合、その導入量は約 4.5GWe となった。これは、六ヶ所再処理工場のみのプルトニウム供給による FBR の導入量に当たる。

設備容量 70GWe の条件の下で、先行導入炉（FBR3）を導入する方式には、①LWR 増設計画の一部を先送りして FBR で対応、②既設 LWR の寿命を早めたりプレース（2020～2029 年の間に 60 年寿命に到達する LWR はない）が考えられる。今回は、①の方式を採用して、2013～2015 年の 4 基の LWR 増設計画容量のうち約 4.5GWe を 2020 年以降に先送りして FBR を導入することとした（毎年の FBR3 導入量を 0.5GWe とする前提条件により 4 基の LWR 増設計画容量合計約 4.9GWe と完全には一致しない）。②を想定しても、FBR3 の導入量は LWR 再処理工場容量に依存するため、変化は見られないと推測できる。

FBR3 の導入ペースについても、毎年 0.5GWe、あるいは 1.5GWe 導入、（最新の大型 LWR 容量を想定した）1.4GWe 導入などが考えられるが、結果的に導入開始後 LWR 再処理工場容量のみに依存する導入量（約 4.5GWe）に到達する年数の差は 5 年以内であり導入ペースが大きく変わることはないため（図 4-18）、今回は毎年 0.5GWe と想定した。

また、先行して導入する FBR3 の炉心タイプは、経済性に優れた FBR 技術を実証することを目的として、経済性重視型を想定しているが、これを LLFP 核変換などその他の FBR 技術を実証する目的にバランス型あるいは LLFP 核変換型に変更しても、前述のとおりプルトニウム供給側は LWR 再処理工場容量のみに依存し、需要側は経済性重視型、バランス型、LLFP 核変換型炉心のプルトニウム装荷量がほとんど等しいことにより、Na 大型炉・MOX 燃料の場合 FBR3 自体の導入量が変わることはない（図 4-19）。

2040 年から燃料サイクル施設の導入と共に導入される FBR1 は、導入初期のプルトニウムは FBR3 及び LWR プルサーマルの使用済燃料から供給され、炉外サイクル時間 5 年経過以降のプルトニウムは FBR1 自身から供給され、FBR3 が廃止となる 2080 年以降のプルトニウムは LWR 及び FBR1 自身から供給されることにより導入量が増加し、2175 年頃に LWR からの移行がほぼ終了する結果となった。また、FBR1 のバランス型炉心の導入後、LWR からの移行が進み、増殖性能が不要となる 2130 年頃から FBR2 の LLFP 核変換炉心の導入を開始する結果となった。

FBR1 の導入量（ベース）は、先行導入する FBR3 の炉心タイプが経済性重視型の場合でもバランス型の場合でも、FBR3 の容量が小さいため、ほとんど変化はない（図 4・19）。

シナリオ 1 のリファレンスケース（ケース 1・1）と本ケース（ケース 2・1）を比較すると、LWR からの移行が完了するのは多少早くなるが、天然ウランの累積需要は 100 万 t と、ケース 1・1 から 3 万 t 程度下がる程度であり、顕著な差は見られない。その他の燃料サイクル諸量についても、FBR の燃料製造及び再処理施設容量は 800tHM/年弱、LWR 使用済燃料貯蔵量は最大 2.4 万 tHM 程度、年間濃縮役務量は最大 8,000tSWU（海外委託想定含む）、テイルウラン貯蔵量 30 万 t、ガラス固化体発生本数約 35 万本と、ケース 1・1 と比べて若干下がるかほとんど差は見られない。このように、炉を先行導入して技術継承のリードタイムを確保し、燃料サイクル施設の導入を遅らせるシナリオは、その先行・遅延の幅が基準である 2030 年から 10 年程度であれば燃料サイクル諸量上は余り影響ないことが確認された。

また、ケース 1・1 では、増殖性能が不要となる時期から導入する FBR2 の炉心タイプは経済性重視型炉心を想定しており、導入開始は 2130 年頃となっている。一方、本ケースでは FBR2 の炉心タイプは LLFP 核変換炉心を想定しており、導入開始は 2130 年頃となっている。炉心タイプは異なるが FBR2 の導入開始が同時期であること、上記のとおり本ケースとケース 1・1 では燃料サイクル諸量上の顕著な差はないことから、増殖性能が不要となる時点からの FBR 技術として経済性を指向する場合と環境負荷低減を指向して LLFP 核変換を実用化する場合では、今回の評価では天然ウラン需要量等のサイクル諸量に差はないことがわかる。これは、LLFP 核変換型炉心はバランス型炉心の径方向のブランケット燃料部分を LLFP 核変換の場として利用し、また、経済性重視型炉心はバランス型の径方向のブランケット燃料を削減して増殖比をコントロールしているため、ウラン、プルトニウムに限った炉特性は変わらないためである。

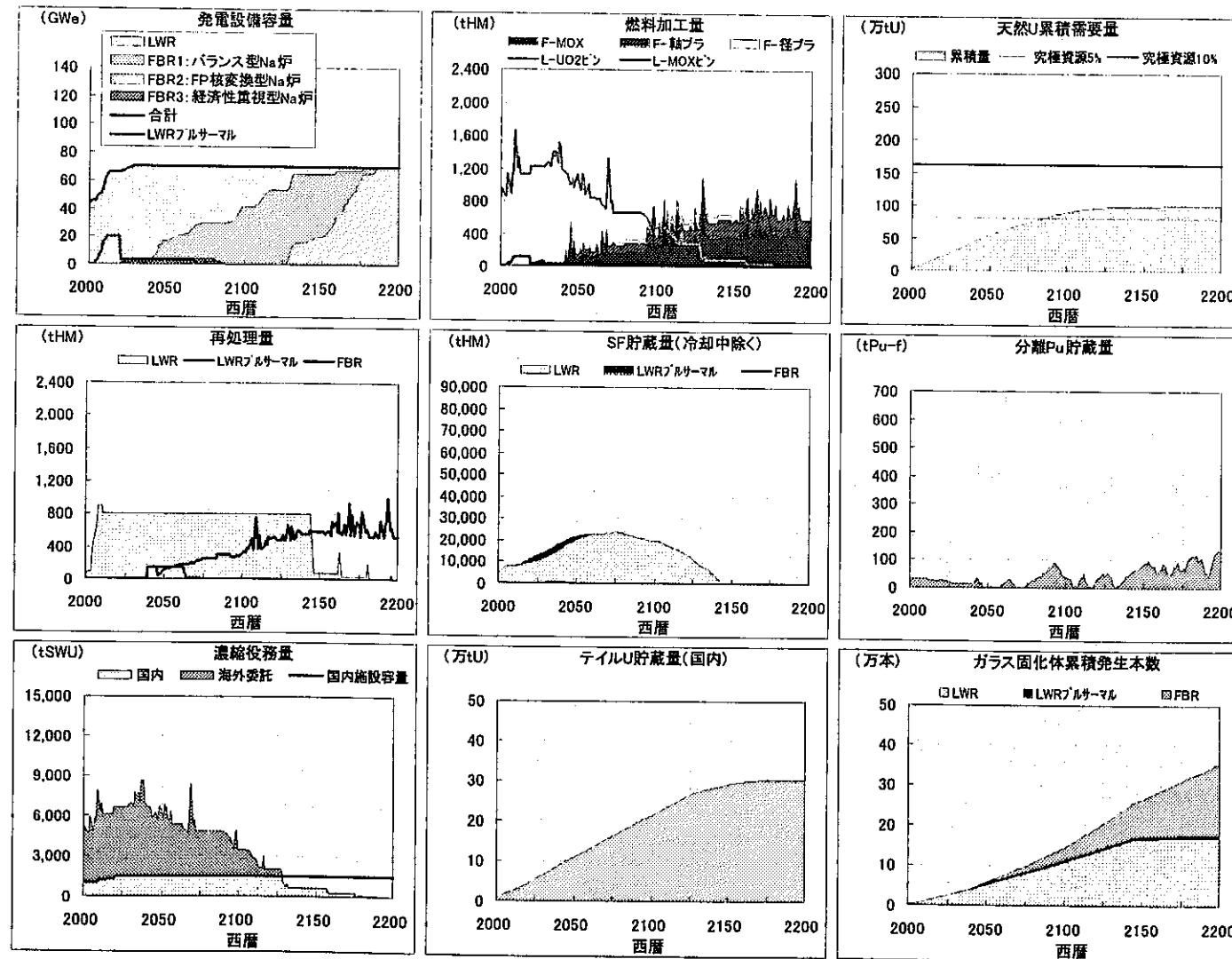


図 4-17 ケース 2-1 の解析結果

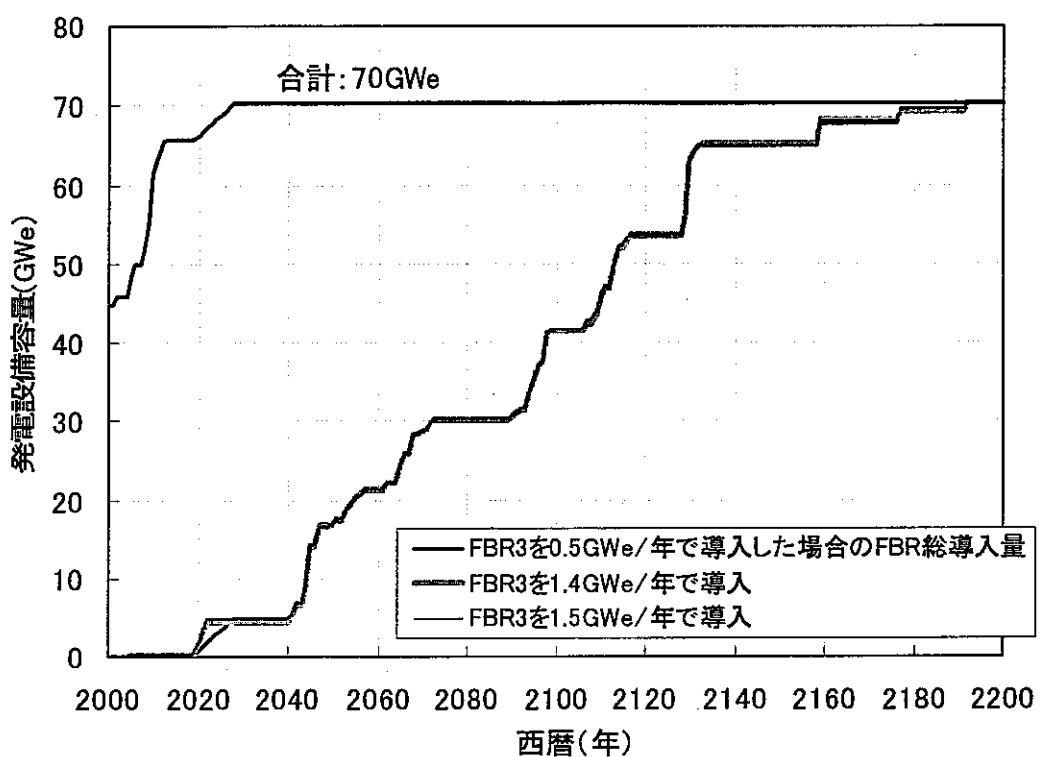


図 4-18 FBR3 の毎年の新設量が FBR の総導入量に与える影響

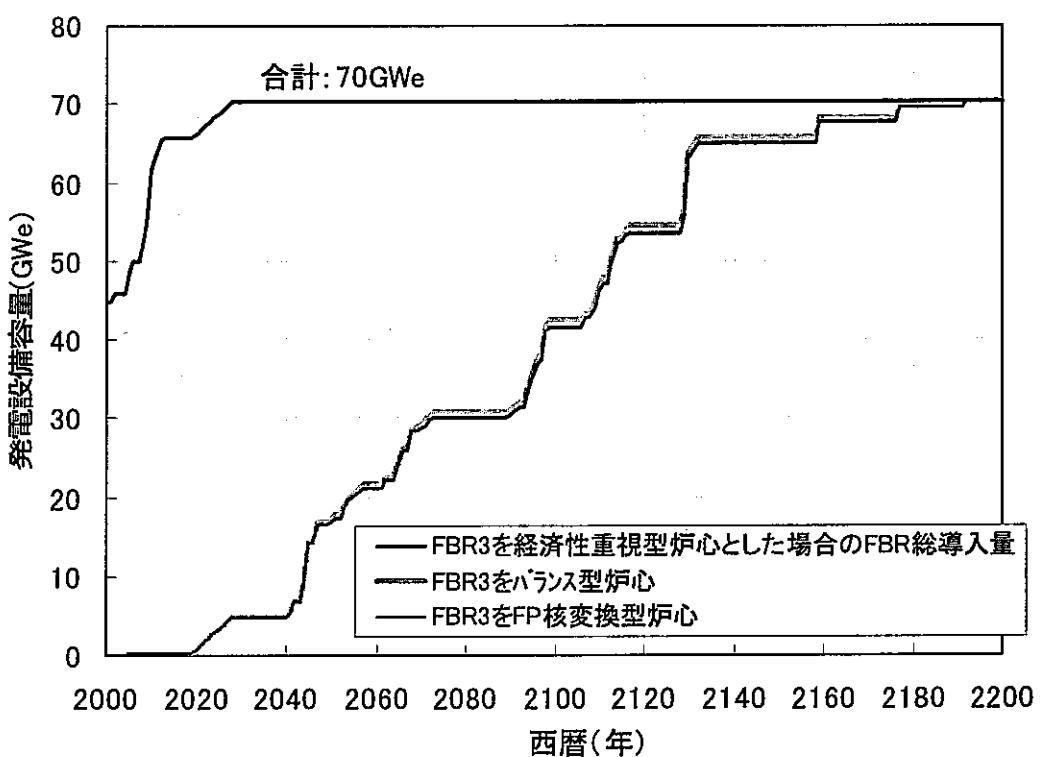


図 4-19 FBR3 の炉心タイプが FBR の総導入量に与える影響

4.3 シナリオ 3 の解析結果

4.3.1 ケース 3-1、ケース 3-2（低温水蒸気改質法）

ケース 3-1 の解析結果を図 4-20 に、ケース 3-2 の解析結果を図 4-21 に示す。設備容量の図中の 70GWe 以上の部分が水素製造のための設備容量である。なお、今回用いた解析ツール (FAMILY-EX4.8) では、サイクル諸量を計算するために電気出力で設備容量を入力する必要がある。そこで、水素製造目的の設備については、発生する核熱を用いて発電すると見なした時の設備容量を用いている。以下、水素製造目的の設備容量に言及するときは、上記の意味で用いる。

ケース 3-1 の 2030 年より低温水蒸気改質法を用いた原子力水素製造設備として Na 冷却炉を導入した場合、運輸部門の水素需要に基づく新設炉の全てを Na 冷却炉で賄える結果となった。その際、2029 年までに新設された天然ガス火力は Na 冷却炉に更新されるか、もしくは需要の減少により廃止され、2077 年には FBR 水素製造のみとなる。

基幹電源 Na 冷却炉の導入ペースへの影響は、プルトニウムを水素製造用の Na 冷却炉へ優先的に利用すると想定したこともあるって、ケース 1-1 と比較すると LWR からの移行完了年は 2193 年と変化はないが、2193 年までの途中の FBR 導入量が低く抑えられるため、天然ウラン累積需要量は約 140 万 t と約 35 万 t 増加する。また、FBR 再処理容量は最大約 1090t でケース 1-1 から約 110t の増加、LWR 使用済燃料貯蔵量は最大約 3.5 万 t でケース 1-1 から約 1.0 万 t の増加となる。

また、ケース 3-2 の低温水蒸気改質法を用いた原子力水素製造用の設備として He ガス冷却炉を想定した場合、シナリオ 1 で検討したとおり (図 4-12)、Na 冷却炉に比べ初期の導入ペースは遅れるため、2030 年以降も若干天然ガス火力の新設が見られるものの、2115 年からは FBR のみが水素製造用の熱を供給することとなる。

基幹電源 Na 冷却炉の導入ペースへの影響は、プルトニウムを水素製造用の He ガス冷却炉へ優先的に利用したこともあるって、ケース 1-1 と比較すると、水素製造用の He ガス冷却炉は、LWR からの移行完了年については、2175 年と多少早まるが、上記 Na 冷却炉の場合と同様に天然ウラン累積需要量は 125 万 t と約 20 万 t 増加する。また、FBR 再処理容量は最大約 1250t でケース 1-1 から約 220t の増加、LWR 使用済燃料貯蔵量は最大約 3.7 万 t でケース 1-1 から約 1.2 万 t の増加となる。移行完了年についての結果は、ケース 1-6 がケース 1-1 に比べて移行完了年が早くなることと整合しており、また、天然ウラン累積需

要量についても、ケース 3・1 より減少し、シナリオ 1（ケース 1・1 やケース 1・6）より増加しており、それらのケースと矛盾しない結果である。

また、図 4・21 の分離プルトニウム貯蔵量は 2100 年以降増加しているが、これは FAMILY・EX ツールの制約上（取り扱える FBR の炉型はもんじゅを含め 4 種類のみである）、水素製造用の He ガス冷却炉において増殖性能が不要となる時点から導入する FBR2 の経済性重視型炉の導入を省略しているために発生しており、経済性重視型炉を導入することにより低下させることは可能である。

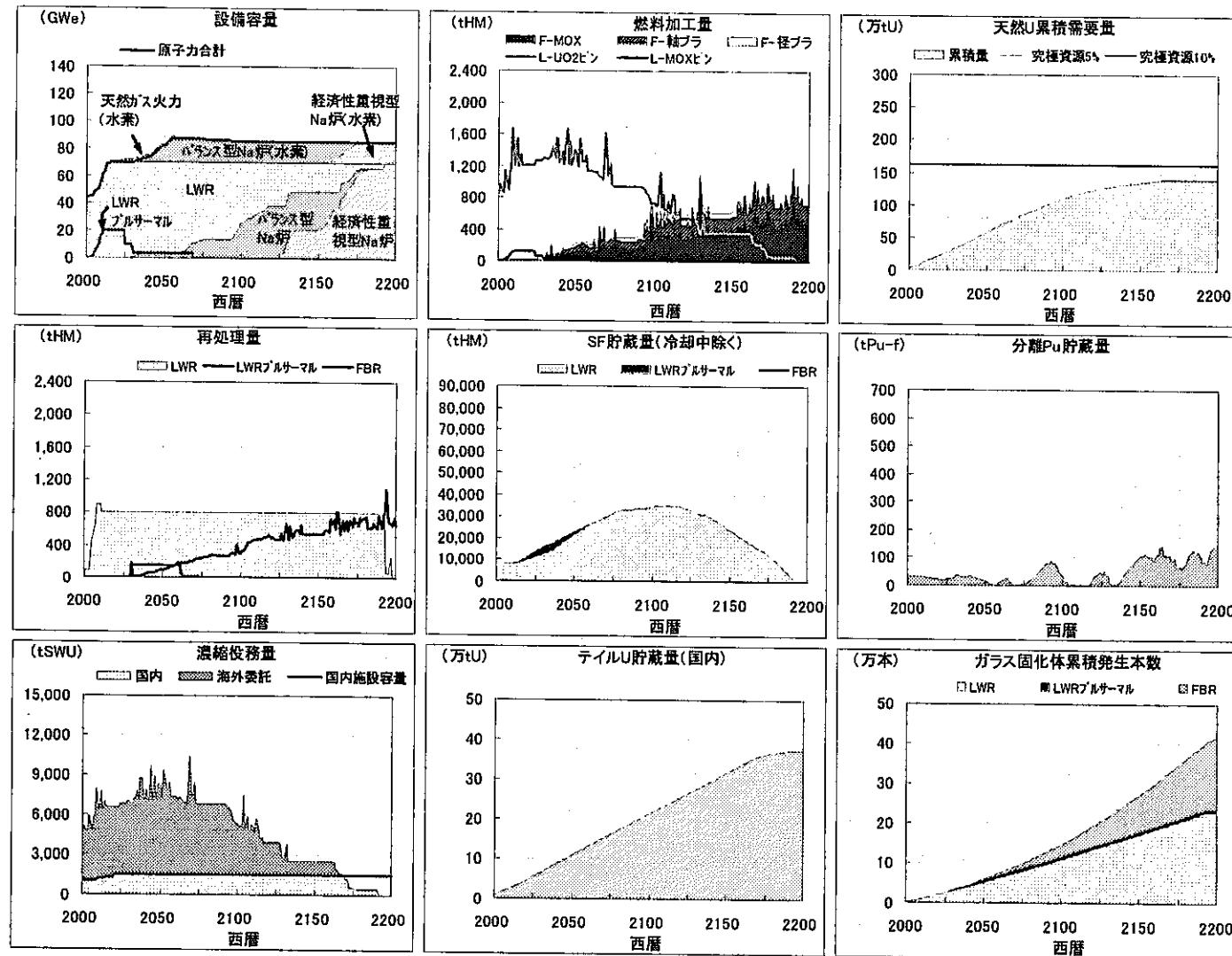


図 4-20 ケース 3-1 の解析結果

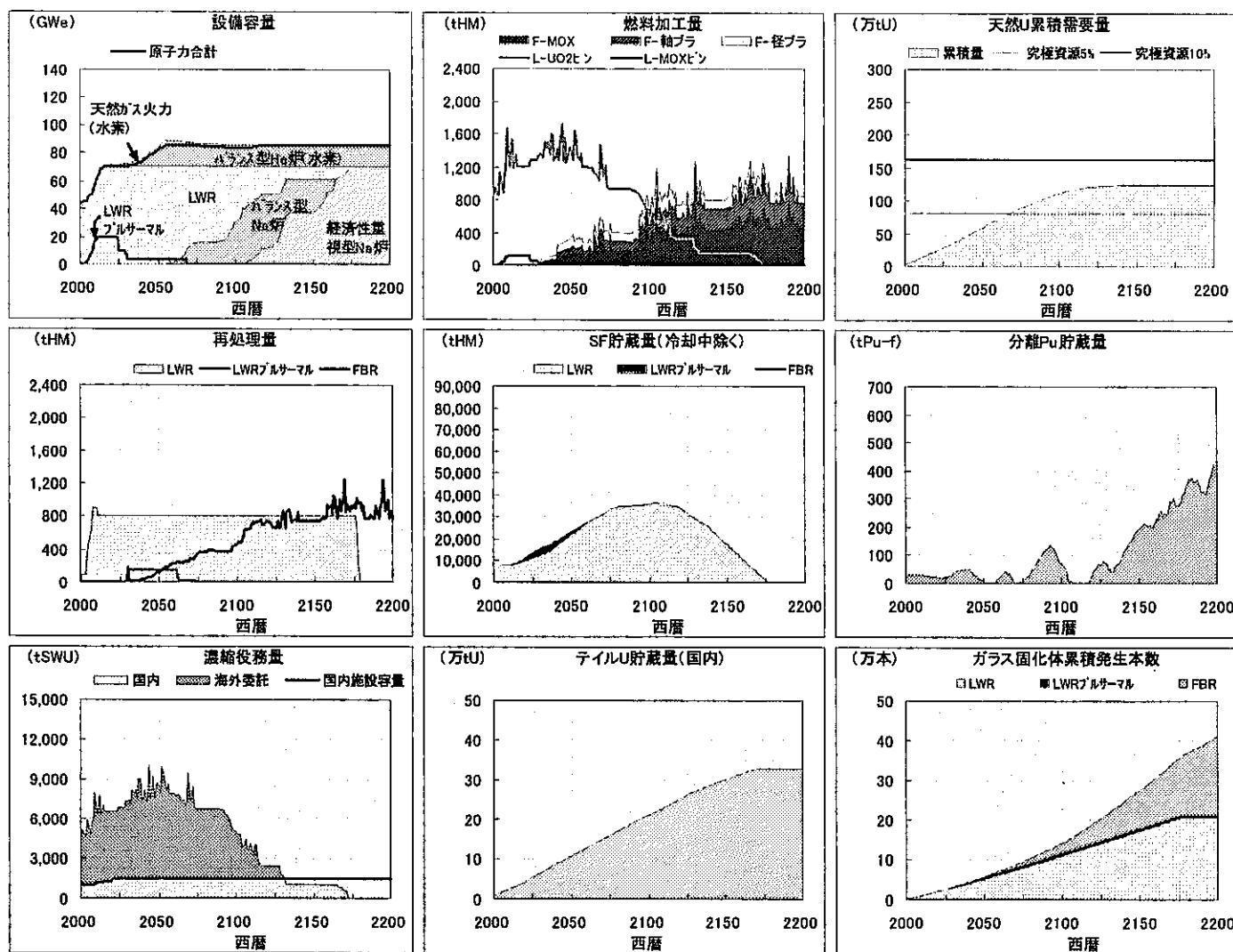


図 4-21 ケース 3-2 の解析結果

4.3.2 ケース 3-3、3-4、3-5（電気分解法、熱化学法）

ケース 3-3 の解析結果を図 4-22 に、ケース 3-4 の解析結果を図 4-23 に、ケース 3-5 の解析結果を図 4-24 に示す。前節同様に、発電設備容量の図中の 70GWe 以上の部分が水素製造目的の設備容量である。

ケース 3-3において、電気分解法を用いた原子力水素製造用の約 50GWe については、当初は LWR で、2030 年以降は Na 冷却炉を導入し 2115 年に移行が完了し、対応する結果となった。また、利用可能なプルトニウムを優先して水素製造用の Na 冷却炉へ装荷するため、基幹電源側では LWR から Na 冷却炉への移行が遅れ、最初の導入が 2056 年となり、その後徐々に増加していくが、2200 年までには置換は完了せず、2200 年時点では約 50GWe（約 70%）が導入されるに留まった。

図 4-22 の発電設備容量の図をみると、水素製造用 Na 冷却炉の LWR からの移行が完了していない 2056～2066 年に基幹電源 Na 冷却炉が導入されている。これは優先的に水素製造にプルトニウムを利用した結果、それでも余剰するプルトニウムにより導入されたものである。すなわち、2056～2066 年に基幹電源 Na 冷却炉を導入しなかったとしても、図 4-22 の水素製造用の Na 冷却炉の導入ペースが早まることはない。2056～2092 年の増設またはリプレース対象の LWR ではなく、2093～2115 年はすでに増設または LWR リプレース対象は全て Na 冷却炉になっているため、分離プルトニウム貯蔵量が増加するのみである。

天然ウラン累積需要量は、水素製造用の LWR による需要の増加と基幹電源 Na 冷却炉の導入の遅れによる影響により、2200 年時点で 245 万 t とケース 1-1 の 2 倍以上なり、2200 年以降、基幹電源 Na 冷却炉の LWR からの移行が完了するまでにはさらに増加する結果となった。LWR 使用済燃料貯蔵量は、最大で約 8.7 万 t とケース 1-1 の約 3.5 倍まで増加し、2200 年時点でも約 7.9 万 t の貯蔵が見られる。

ケース 3-3 では、基幹電源の Na 冷却炉として、リファレンスケース（ケース 1-1）と同様に、導入初期はバランス型炉心、増殖性能が必要なくなった時代には経済性重視型炉心を導入することを想定している。基幹電源に想定したバランス型炉心をリプレース重視型炉心に変更したケース 3-5 では、原子力水素製造用の約 50GWe における Na 冷却炉（水素製造 Na 冷却炉の炉心タイプはケース 3-3 と同じバランス型炉心）の導入ペースは、プルトニウムを優先して利用しているためケース 3-3 から変化はない。基幹電源では、増殖性能が高まったことによりケース 3-3 よりも導入ペースが早まり、2177 年に移行が完了するが、天然ウラン累積需要量は、水素製造用 LWR による需要の増加の影響が大きく、213 万 t とケース 1-1 の 2 倍程度となった。LWR 使用済燃料貯蔵量は、最大で約 7.8

万 t とケース 1・1 の約 3.2 倍となり、2200 年時点でも約 5.3 万 t の貯蔵が見られる。

ケース 3・4 の He 冷却炉による熱化学法を用いた水素製造を想定すると、核熱エネルギー利用効率が電気分解法の 35% から 40% に増加するという前提条件により、ケース 3・3 と同様に電気分解法を想定している水素製造用 LWR から He 冷却炉へリプレースする際に設備容量（発電設備等価換算容量）が減少することとなる。水素製造用の原子炉が全て FBR に移行した時代での設備容量の差は、Na 冷却炉／電気分解法に比べて He 冷却炉／熱化学法では約 6GWe 減少する。He 冷却炉の導入ペースは、Na 冷却炉と同程度で、2115 年に移行が完了した。

基幹電源での LWR から Na 冷却炉への移行は、水素製造用の FBR に増殖性能が Na 冷却炉に比べ高い He 冷却炉を導入したことにより、ケース 3・3 に比べ早くなり 2177 年に移行が完了する結果となり、天然ウラン累積需要量は 206 万 t、LWR 使用済燃料貯蔵量は最大で約 7.5 万 t（2200 年時点で約 4.8 万 t）で、ケース 3・5 と同程度となった。また、図 4・23 の分離プルトニウム貯蔵量は、ケース 3・2 と同様に 2100 年以降増加しているが、FAMILY・EX ツールの制約上省略している水素製造用の He ガス冷却炉において経済性重視型炉を導入することにより低下させることが可能である。

ケース 3・3～3・5において、水素製造用の設備として約 40～50GWe の発電設備等価換算容量が 70GWe の基幹電源に追加されると FBR 再処理施設容量は 1400～1600t/年が必要となる。

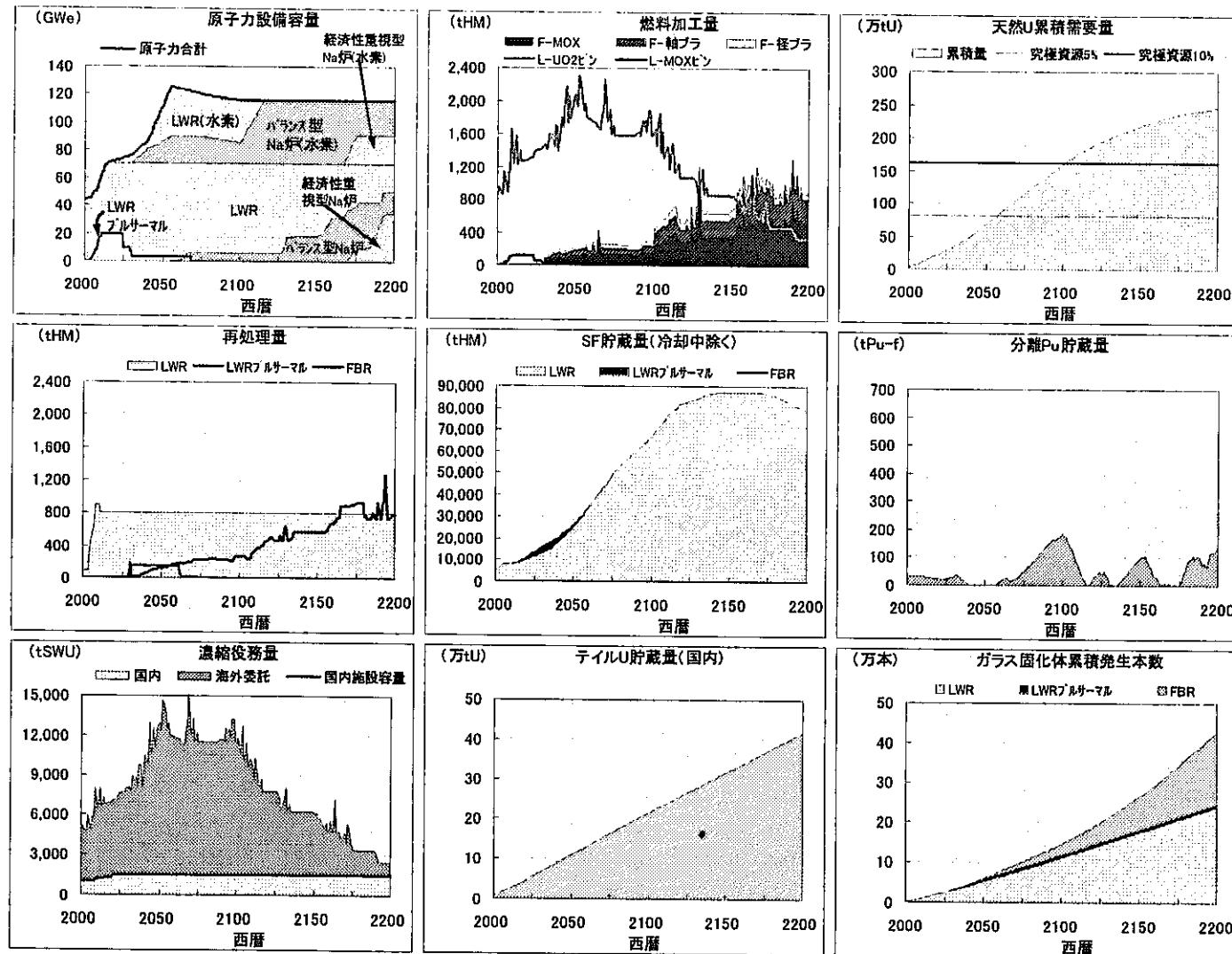


図 4-22 ケース 3-3 の解析結果

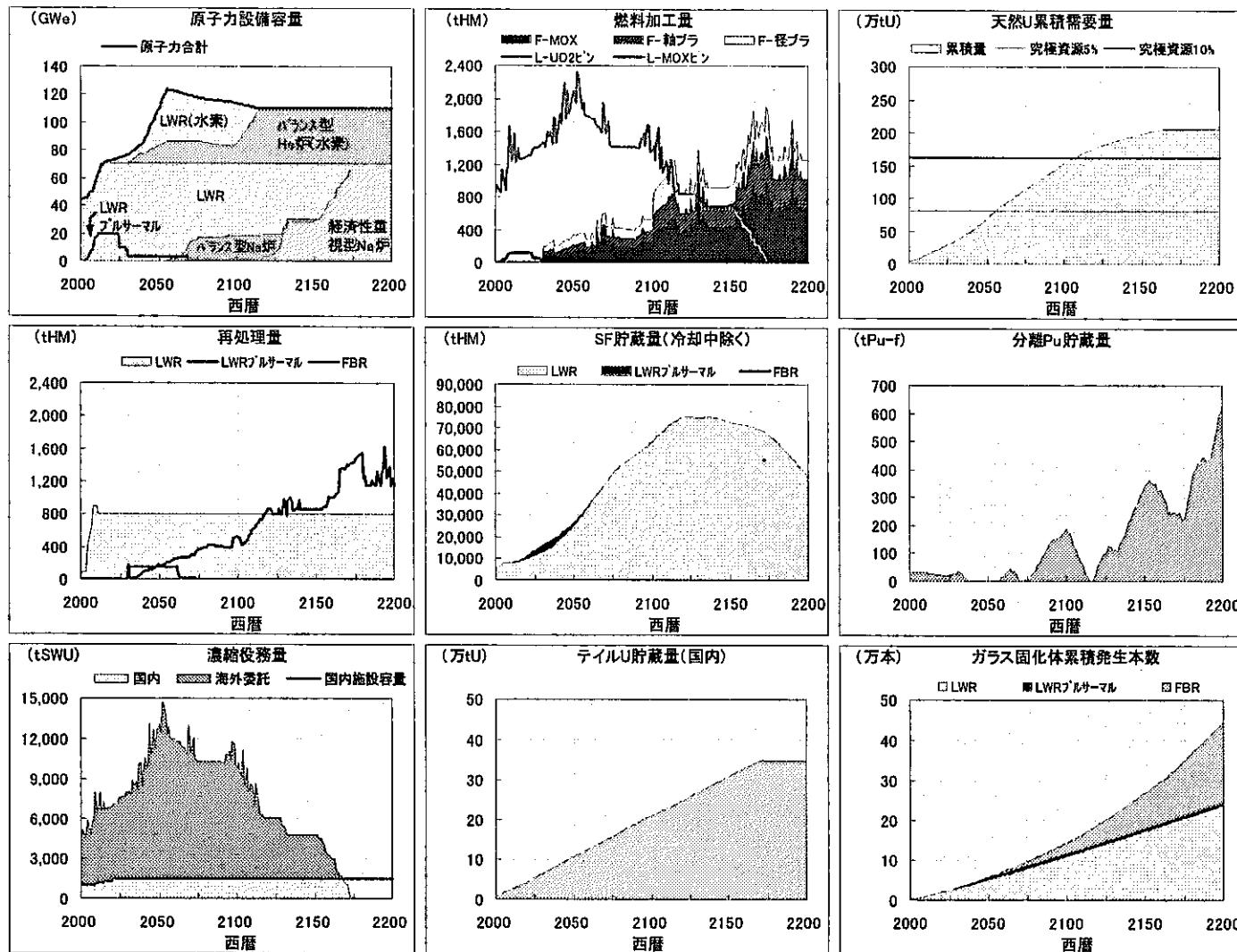


図 4-23 ケース 3-4 の解析結果

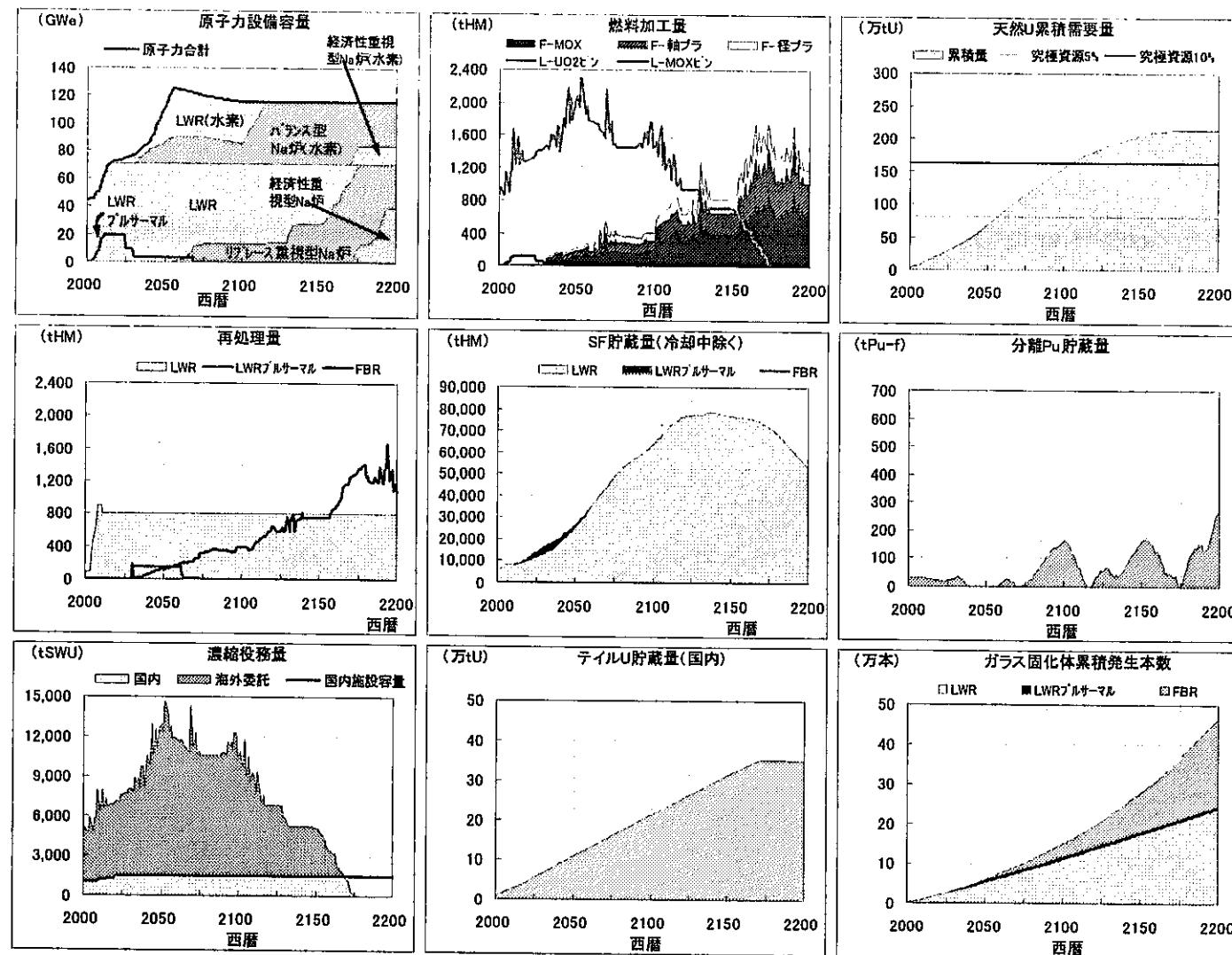


図 4-24 ケース 3-5 の解析結果

5. 解析のまとめと中間取りまとめに向けた課題

5.1 解析のまとめ

FBR サイクル技術は、環境への負荷も小さく、長期にわたって経済性に優れた基幹電源用の技術となることが期待されている。特に資源に恵まれない我が国にとっては、豊富に資源を産出する国が主導権を握る「資源支配の」エネルギー供給から脱却し、いわば「技術支配の」エネルギー供給を可能にする点で、また、ほとんど CO₂ を排出しない水素製造用の 1 次エネルギー源となり得る点で貴重なエネルギー技術である。

平成 15 年度には、FBR サイクル実用化戦略調査研究のフェーズⅡ中間とりまとめの一環として、FBR サイクル導入シナリオの評価が行われる予定である。今回、その準備として、解析期間 2000～2200 年、FBR 使用済燃料の全量即時再処理を想定し、複数のサイクル候補概念について物質収支解析を行った。将来的原子力設備容量を 70GWe(一部 90GWe) として、FBR の各炉型について、まず増殖性能の高い FBR を導入し、プルトニウム増殖の必要性が薄れた時点から増殖比 1.0 近傍の炉心に移行すると想定した場合の FBR 設備容量、天然ウラン累積需要量、高レベル放射性廃棄物発生量といったサイクル諸量の経年変化を把握することを目的とした。また、経済性を重視した FBR を先行して導入し、さらに将来核変換を指向した FBR を導入するというシナリオや基幹電源に加えて水素製造目的の FBR を導入するシナリオについても、サイクル諸量評価を行った。これらの評価から得られた結果、概要をまとめると以下の通りである。

初装荷時及び平衡装荷時の核分裂性プルトニウムインベントリ、増殖比などの炉特性や炉外サイクル時間（または炉特性と炉外サイクル時間の両者をまとめた複合システム倍増時間）が導入のペースを左右する因子である。シナリオ 1 では、これらの因子と各ケースの諸量評価結果を見比べながら各ケースの導入シナリオについて相対比較した。

原子力の設備容量が 70GWe であるケース 1-1～1-7 に関しては、水冷却炉以外は、2130 年までに LWR から FBR へのリプレースがほぼ完了するとの結果が得られた。また、天然ウラン累積需要量、ガラス固化体累積発生量、FBR 再処理設備容量、分離プルトニウム貯蔵量もそれぞれのケースで大差なかった。この結果は、フェーズ 1 の知見を踏まえて一定の導入性能を確保できるような炉心設計を行ってきたことが功を奏した結果であると考えられる。言い換れば、一定の導入性能を確保する炉心を設計するという意図はおおよそ達成されたと判断される。

ただ、Na 冷却 MOX 炉では、2130 年代の大規模なリプレース時に若干プルトニウム量が不足するために、リプレース完了が 2190 年代になった。しかし、

解析上炉寿命を 60 年に固定したためにリプレースが一定時期に集中したという点、増殖比やインベントリは設計で調整できる点を考慮すれば、導入ペースはかなり柔軟に調整可能である（あるいは、変化する）。したがって、リプレース完了が遅れたことは大きな問題とはならないと考えられる。実際に、インベントリが少なく、複合システム増倍時間の短い MOX 炉心を導入するケース 1・2 では、速やかに FBR が導入できるという結果が得られている。

他方、ケース 1・7 の水冷却炉については、導入が非常に遅れる結果となり、天然ウラン累積需要量も大きくなっている。これは、初装荷時の核分裂性プルトニウムインベントリ及び平衡装荷時の核分裂性プルトニウムインベントリ、増殖比、倍増時間の全てが導入に不利な設計となっていたからである。

原子力の設備容量が 90GWe であるケース 1・8 及び 1・9 の結果から、20GWe 程度の設備容量増加では、リプレース上の問題は少ないことが示された。前提条件次第では核分裂性プルトニウム量の配分により、70GWe の場合に比べてリプレース完了時期等が遅くなることもあり得るが、設計で対応できる範囲であると予想される。

ケース 1・1 については、MA 蓄積量を評価した。FBR に LWR の MA を受け入れないことを前提としたため、2200 年時点の MA 蓄積量は、約 250t となり、そのうち LWR 再処理で発生するガラス固化体中の MA が 84% を占める（他に冷却中の使用済燃料中、LWR プルサーマル及び FBR 再処理で発生するガラス固化体中に MA が存在）こととなった。他のケースの評価は行わなかったが、FBR に LWR の MA を受け入れない条件下では、LWR から FBR へのリプレース性能が MA 蓄積量の大小に影響すると思われる。

シナリオ 2 については、導入シナリオ上、特に大きな問題は見られなかった。2020 年から 2040 年までの FBR サイクル施設を導入しない状況では、FBR の導入量が LWR 再処理工場容量に依存し、導入する炉心のタイプ（経済性重視をめざす炉心なのか、早期リプレースをめざす炉心なのか等）を変更しても装荷される核分裂性プルトニウム量がほぼ同じなので、4.5GWe 程度の FBR が導入できる程度であり、サイクル諸量の観点からは大きなインパクトを与えない。

さらに、シナリオ 2 では、増殖が不要となった時点で、LLFP 核変換用炉心を導入することを想定した（LLFP 核変換用炉心の導入開始は 2130 年頃との結果だった）。今回の評価では、増殖性能が不要となる時代については、経済性指向の FBR を導入する場合と環境負荷低減（ここでは LLFP 核変換）指向の FBR を導入する場合では、サイクル諸量上の差は出ていない。これは、今回の評価では、経済性指向の炉心と LLFP 核変換用炉心では FAMILY・EX で入力する炉特性が同じためである。

FBR の小規模な先行導入や LLFP 核変換炉導入のために必要な技術開発が成功するのか、また将来の社会がこれらの技術を必要とするのか、といった点

は今回の評価対象範囲を越える。しかし、シナリオ 2 の結果は、これらのシナリオが実現したときでも、サイクル諸量上は大きな問題を起こさない柔軟性を FBR サイクル技術が備えていることを予想させるものである。

シナリオ 3 については、水素製造用の FBR を導入することを想定した。サイクル諸量評価においては、導入が必要な FBR 設備容量が 20GWe から 50GWe ほど大きくなつた。水素製造用 FBR の設備容量が 20GWe 程度ならば、サイクル諸量上は、ケース 1・8 及びケース 1・9 とほぼ同様と考えられ、大きな変化はない。しかし、今回の評価の前提条件では、FBR 設備容量が 110～120GWe (水素製造用 FBR の設備容量が 40～50GWe 程度) に達する場合には、水素製造への需要を FBR だけで賄うことは難しくなり、FBR へのリプレースが完了する時期もかなり遅くなる。この場合にはケース 3・3 と 3・4 の比較から、FBR が持つ導入性能の差が大きく諸量評価の結果に影響すると考えられる。したがつて、LWR 再処理を増加させたり、リプレースを指向した型の FBR を導入したりするといった方策で対応することが期待される。

また、炉型による出口温度の差は、水素製造方法（水素製造効率）の違いに反映される。しかし、この効果を諸量の観点から評価することは、評価に必要となる水素製造効率に関するデータが少ない上に精度が低いこと、また出口温度の差が発電効率の差となって必要な FBR 設備容量を変化させる効果が大きいこと、等からかなり困難である。

5.2 中間取りまとめに向けての課題

中間取りまとめに向けて以下のような課題が挙げられる。

さまざまな炉型の相対的比較に関しては、炉型によって炉特性データの信頼性が大きく違うことが挙げられる。特に水冷却炉の詳細な設計データについては、不明な点が多いため、炉特性データ上多くの仮定を設けた。日本原子力研究所の協力を求め、本評価までにデータを充実する必要がある。さらに水冷却炉の設計はフェーズ I からほとんど進展していない。このため、他の炉型が新たな知見を一部取り込んで設計されていることを考えれば、設計がフェーズ I から変わらないことが水冷却炉の導入性能を相対的に悪化させている一因となった可能性もある。できれば、FBR 導入を促進するような炉心を再設計して、その炉心設計データを用いた諸量解析を行つて水冷却炉のポテンシャルを見極める必要がある。

MA 蓄積量の評価に関しては、LWR 再処理で回収した MA を FBR で受け入れるシナリオの検討及びそのための LWR の MA を受け入れる FBR 炉特性データの整備が課題である。

分離技術や核変換技術の利用については、研究開発の進展が期待されている。

中間取りまとめにあたっては、これらの技術を利用する可能性やその効果を検討する目的で、従来元素単位で行ってきた諸量評価に代えて核種単位の諸量評価を行うべきである。核種単位の諸量評価には、解析対象となる炉型について、核種毎の炉心装荷量や取出量データや、簡易化した燃焼計算が必要となる（燃焼計算にあたって、ORIGEN による燃焼計算結果を利用する場合には、炉型毎の ORIGEN 計算用の断面積データが必要となる）ことが予想されるが、これらの定量的なデータを諸量評価開始までに用意する必要がある。

なお、中間とりまとめ時に LLFP 核変換の実施による諸量上の影響を評価したい場合には、核変換対象となる LLFP を決め、変換される LLFP の種類・量とサイクル諸量（ガラス固化体や TRU 廃棄物の発生量などが考えられるが、これらの廃棄物の発生量に無関係である可能性もある）の関係を検討した上で議論・評価する必要がある。

FBR による水素製造を想定した場合の諸量評価については、次のような課題がある。まず、諸量評価上は概ね、FBR によって水素製造を行うことは、単に発電設備容量の増加とみなせばよいが、発電設備容量が 110～120GWe（水素製造用 FBR の設備容量が 40～50GWe 程度）に達する場合の対応策として、早期リプレースを指向した炉心を導入することが考えられる（他にも再処理設備容量を増加させるなどの対応策が考えられる）。そのときには、各炉型においてどの程度まで早期リプレースを指向できるのか、急ぎボテンシャルを評価しておくことが肝要である。

また、評価に必要となる水素製造効率等に関するデータの精度は低く、今後の検討、調査による充実が待たれる。また、一部のケースでは、FBR 導入で賄うことができない水素の製造方法を設定する必要も生じたが、LWR で水素製造を賄うことは、サイクル諸量に大きなインパクトを与える。さらに、今回は予備評価ということもあり、たとえば基幹電源用に MOX 燃料ナトリウム冷却炉と湿式再処理とペレット製造を組み合わせたシステムを導入し、水素製造用には、窒化物燃料ガス冷却炉と湿式再処理と被覆粒子製造というように炉や燃料サイクルの性質が異なるシステムを導入すると想定したケースもあった。今後、FBR サイクルシステムだけでなく、他の製造方法や基幹電源システムとのマッチングなどを考慮した水素製造シナリオを描く必要があると考えられる。

超長期の諸量評価にあたっては、大小様々な前提が必要となる。今回の予備評価では、基本的に原子力の設備容量を 70GWe とした上で、LWR 再処理量を 800tHM/年と固定し、FBR サイクルの導入時期も 2030 年として、運転開始から 60 年経過した LWR を FBR が順次置き換えていく、といった前提条件がある。多数の FBR サイクル候補概念を比較評価するためには、ある程度前提条件を固定する必要がある。

しかし、既に述べたようにシナリオ 2 を検討したときには、LWR 増設を先送りした容量が先行導入用 FBR の容量となると想定したが、LWR の炉寿命は現在 40 年であることを考慮すれば、60 年の炉寿命に拘らずに FBR を導入することを想定したシナリオやわずかな設備容量の増減を許容するシナリオがあつてもよい。また、シナリオ 3 のように、資源制約が大きく影響する可能性がある場合、LWR 再処理を増加して、FBR の導入を加速することも考えられる。実際に今回の予備評価を実施したときも前提条件に関するこうした検討が必要であった。本評価において、シナリオ 2 やシナリオ 3 のように、やや複雑なシナリオを検討する場合には、これらの「細かな」前提条件についても併せて考えておく必要がある。

別の大きな前提として、実用化戦略調査研究では、ウラン-プルトニウム系の FBR のみが設計されており、かつ FBR の導入をプルトニウム供給量のみで制限していることがあげられる。今後は、あらゆる核分裂性物質による中性子を有効に用いることを視野に入れてはどうであろうか。MA を含有する燃料については、既に設計が行われており、本評価で核種量に着目する諸量評価を行うときには、MA の寄与も考慮されることが予想される。加えてウラン 233 や高濃縮ウランを用いた FBR を検討することによって、FBR サイクルの導入シナリオに新たな広がりが出る可能性がある。

6. おわりに

解析期間 2000～2200 年、FBR 使用済燃料の全量即時再処理を想定し、複数のサイクル候補概念について物質収支解析を行った。平成 15 年度には、FBR サイクル実用化戦略調査研究フェーズⅡ中間取りまとめが予定されており、FBR サイクル候補概念の設計や評価手法の整備が進められている。それらの設計や手法整備にこの評価で得られた知見が反映されて、中間取りまとめにおける FBR サイクル導入シナリオ検討やその後の実用化戦略調査研究において、より有意義な結果を得るために役立つことを希望する。

また、本評価は、本社 FBR サイクル推進部の方や大洗工学センターシステム技術開発部の方の協力と励ましの下で行われたものであった。特に FBR サイクル推進部の統合・評価グループの佐藤和二郎 GL、炉システムグループの嶋田雅樹主幹、システム技術開発部の水野朋保 GL をはじめとする炉心・燃料グループの方々、またサイクル Gr.の方々には有益な助言やデータ等の提供など、多大なご協力をいただきました。末筆ながらここにお礼申し上げます。

7. 参考文献

- 1) 大貫良夫、前川和也、渡辺和子、屋形禎亮：“世界の歴史 1 人類の起源と古代オリエント”、中央公論社（1998）
- 2) 環境省編：“平成 14 年版 環境白書 動き始めた持続可能な社会づくり”、株式会社ぎょうせい（2002）
- 3) United Nations Development Programme (UNDP): “World Energy Assessment: energy and the challenge of sustainability” (2001)
- 4) IIASA/WEC : “Global Energy Perspectives”、1998 年報告書（1998）
- 5) 通産省原子力産業課・電気事業会：“使用済み燃料貯蔵の現状・将来の見通しについて”、原産マンスリー、No.12、p.77 (1997)
- 6) “我が国のプルトニウム管理状況”、原子力白書平成 10 年度版、p.88 (1998)
- 7) “高レベル放射性廃棄物の処分費”、1998 年 10 月 15 日付 総合エネルギー調査会・原子力部会資料（1998）
- 8) 日本原燃株式会社プレスリリース
- 9) 経済産業省ホームページ
[\(http://www.atom.meti.go.jp/siraberu/atom/05/main01s.html\)](http://www.atom.meti.go.jp/siraberu/atom/05/main01s.html)
- 10) 大滝明、他：“FBR サイクル導入シナリオの検討（Ⅲ）－水素利用社会を想定したハードパスとソフトパスの新たな協調概念－”、JNC TN9400 2002-035 (2002)

付録1 FBR 導入シナリオフェーズⅡ予備評価で使用した炉特性データ (FBR)

各炉心概念別のフェーズⅡ設計炉心を基に、導入シナリオ予備評価用に作成した炉特性（炉心の物質収支）データの詳細は以下のとおりである。炉心タイプ、解析ケースについては、2.3.2節及び3章を参照のこと。

付録表 1 Na-大型-MOX の炉特性データ

項目	Na-大型-MOX <リプレース重視型> (BR=1.16)			Na-大型-MOX <バランス型> (BR=1.14)			Na-大型-MOX <経済性重視型> (BR=1.04)			Na-大型-MOX <FP核変換型> (BR=1.04)		
電気出力(万kWe)	100			100			100			100		
熱出力(MWth)	2380			2380			2380			2380		
熱効率(%)												
燃焼度(MWd/t)	148,000			146,000			149,000			149,000		
運転/定検(月)	18/1.4			26/1.4			26/1.4			26/1.4		
稼働率(%)／所内負荷率(%)	92.6/4.1			94.7/4.1			94.7/4.1			94.7/4.1		
	炉心	軸プラ	径プラ	炉心	軸プラ	径プラ	炉心	軸プラ	径プラ	炉心	軸プラ	径プラ
初装荷												
重金属(トン)	32.9	27.8	26.1	49.7	27.8	13.0	49.7	27.8	0.0	49.7	27.8	0.0
ウラン(トン)	25.1	27.8	26.1	38.9	27.8	13.0	38.9	27.8	0.0	38.9	27.8	0.0
プルトニウム(トン)	7.5	0.0	0.0	10.3	0.0	0.0	10.3	0.0	0.0	10.3	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン)	4.6	0.0	0.0	6.3	0.0	0.0	6.3	0.0	0.0	6.3	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0
平衡装荷												
重金属(トン/年)	5.1	4.3	4.0	5.4	3.0	1.4	5.4	3.0	0.0	5.4	3.0	0.0
ウラン(トン/年)	3.9	4.3	4.0	4.3	3.0	1.4	4.3	3.0	0.0	4.3	3.0	0.0
プルトニウム(トン/年)	1.2	0.0	0.0	1.1	0.0	0.0	1.1	0.0	0.0	1.1	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.7	0.0	0.0	0.7	0.0	0.0	0.7	0.0	0.0	0.7	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0
初期取出												
重金属(トン/年)	4.9	4.3	4.0	5.2	3.0	1.4	5.2	3.0	0.0	5.2	3.0	0.0
ウラン(トン/年)	3.7	4.2	4.0	4.1	3.0	1.4	4.1	3.0	0.0	4.1	3.0	0.0
プルトニウム(トン/年)	1.1	0.1	0.0	1.1	0.0	0.0	1.1	0.0	0.0	1.1	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.7	0.0	0.0	0.7	0.0	0.0	0.7	0.0	0.0	0.7	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0
平衡取出												
重金属(トン/年)	4.3	4.2	4.0	4.6	3.0	1.4	4.6	3.0	0.0	4.6	3.0	0.0
ウラン(トン/年)	3.3	4.0	3.9	3.5	2.8	1.4	3.5	2.8	0.0	3.5	2.8	0.0
プルトニウム(トン/年)	1.0	0.2	0.1	1.0	0.2	0.0	1.0	0.2	0.0	1.0	0.2	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.6	0.2	0.1	0.6	0.1	0.0	0.6	0.1	0.0	0.6	0.1	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.0	0.1	0.2	0.0
廃炉取出												
重金属(トン)	29.8	27.6	26.0	44.8	27.6	13.0	44.8	27.6	0.0	44.8	27.6	0.0
ウラン(トン)	22.7	26.7	25.7	34.8	26.7	12.8	34.8	26.7	0.0	34.8	26.7	0.0
プルトニウム(トン)	6.8	0.9	0.3	9.5	0.9	0.2	9.5	0.9	0.0	9.5	0.9	0.0
核分裂性プルトニウム(トン)	4.0	0.8	0.3	5.6	0.9	0.2	5.6	0.9	0.0	5.6	0.9	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.2	0.2	0.3	0.2	0.2	0.3	0.2	0.2	0.0	0.2	0.2	0.0

付録表 2 Na-大(中)型-金属の炉特性データ

項目	Na-大型-金属 <バランス型> (BR=1.17)			Na-大型-金属 <経済性重視型> (BR=1.03)			Na-中型-金属 <バランス型> (BR=1.17)			Na-中型-金属 <経済性重視型> (BR=1.03)		
電気出力(万kWe)	100			100			100			100		
熱出力(MWth)	2600			2380			2600			2380		
熱効率(%)												
燃焼度(MWd/t)	150,000			88,000			150,000			88,000		
運転/定検(月)	21.1/1.4			24.1/1.4			21.1/1.2			24.1/1.2		
稼働率(%)／所内負荷率(%)	93.6/4.1			94.3/4.1			94.6/4.3			95.3/4.3		
	炉心	軸プラ	径プラ	炉心	軸プラ	径プラ	炉心	軸プラ	径プラ	炉心	軸プラ	径プラ
初装荷												
重金属(トン)	42.4	21.3	32.0	62.7	0.0	0.0	42.5	21.4	32.1	62.9	0.0	0.0
ウラン(トン)	35.6	21.3	32.0	54.8	0.0	0.0	35.7	21.4	32.1	54.9	0.0	0.0
プルトニウム(トン)	6.5	0.0	0.0	7.7	0.0	0.0	6.5	0.0	0.0	7.7	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン)	4.6	0.0	0.0	5.4	0.0	0.0	4.6	0.0	0.0	5.4	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.3	0.3	0.3	0.3	0.0	0.0	0.3	0.3	0.3	0.3	0.0	0.0
平衡荷												
重金属(トン/年)	5.6	2.8	4.3	9.8	0.0	0.0	5.7	2.9	4.3	10.0	0.0	0.0
ウラン(トン/年)	4.7	2.8	4.3	8.6	0.0	0.0	4.8	2.9	4.3	8.7	0.0	0.0
プルトニウム(トン/年)	0.9	0.0	0.0	1.2	0.0	0.0	0.9	0.0	0.0	1.2	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.6	0.0	0.0	0.8	0.0	0.0	0.6	0.0	0.0	0.9	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.3	0.3	0.3	0.3	0.0	0.0	0.3	0.3	0.3	0.3	0.0	0.0
初期取出												
重金属(トン/年)	5.4	2.8	4.3	9.5	0.0	0.0	5.5	2.9	4.3	9.7	0.0	0.0
ウラン(トン/年)	4.6	2.8	4.2	8.3	0.0	0.0	4.6	2.8	4.3	8.4	0.0	0.0
プルトニウム(トン/年)	0.9	0.0	0.0	1.2	0.0	0.0	0.9	0.0	0.0	1.2	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.6	0.0	0.0	0.9	0.0	0.0	0.6	0.0	0.0	0.9	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.3	0.3	0.3	0.3	0.0	0.0	0.3	0.3	0.3	0.3	0.0	0.0
平衡取出												
重金属(トン/年)	4.8	2.8	4.2	8.9	0.0	0.0	4.8	2.8	4.3	9.1	0.0	0.0
ウラン(トン/年)	4.0	2.7	4.1	7.7	0.0	0.0	4.0	2.7	4.2	7.7	0.0	0.0
プルトニウム(トン/年)	0.8	0.1	0.1	1.2	0.0	0.0	0.8	0.1	0.1	1.3	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.5	0.1	0.1	0.9	0.0	0.0	0.5	0.1	0.1	0.9	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.1	0.2	0.2	0.1	0.0	0.0	0.1	0.2	0.2	0.1	0.0	0.0
廃炉取出												
重金属(トン)	38.3	21.2	31.9	58.9	0.0	0.0	38.3	21.2	32.0	59.1	0.0	0.0
ウラン(トン)	31.9	20.6	31.3	50.8	0.0	0.0	31.9	20.6	31.4	50.9	0.0	0.0
プルトニウム(トン)	6.2	0.6	0.6	7.9	0.0	0.0	6.2	0.6	0.6	7.9	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン)	4.2	0.6	0.6	5.6	0.0	0.0	4.2	0.6	0.6	5.6	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.2	0.2	0.3	0.2	0.0	0.0	0.2	0.2	0.3	0.2	0.0	0.0

付録表 3 Pb-Bi-中型-塗化物と He-大型-塗化物の炉特性データ

項目	PBBI-中型-塗化物 <バランス型> (BR=1.22)			PBBI-中型-塗化物 <経済性重視型> (BR=1.04)			He-大型-塗化物 <バランス型> (BR=1.21)			He-大型-塗化物 <経済性重視型> (BR=1.03)		
電気出力(万kWe)	100			100			100			100		
熱出力(MWth)	2836			2636			2135			2135		
熱効率(%)												
燃焼度(MWd/t)	155,000			162,500			92,300			92,300		
運転/定検(月)	18/1			18/1			18.4/1.4			18.4/1.4		
稼働率(%)／所内負荷率(%)	94.6/2.7			94.6/2.7			93/2.8			93/2.8		
	炉心	軸プラ	径プラ	炉心	軸プラ	径プラ	炉心	軸プラ	径プラ	炉心	軸プラ	径プラ
初装荷												
重金属(トン)	67.5	66.1	0.0	73.8	24.1	0.0	77.8	48.2	64.5	77.7	48.4	0.0
ウラン(トン)	54.8	66.1	0.0	59.8	24.1	0.0	62.0	48.2	64.3	61.9	48.4	0.0
プルトニウム(トン)	12.2	0.0	0.0	13.3	0.0	0.0	15.1	0.0	64.3	15.0	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン)	7.5	0.0	0.0	8.2	0.0	0.0	9.2	0.0	0.0	9.2	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0
平衡装荷												
重金属(トン/年)	5.3	5.2	0.0	5.8	1.9	0.0	6.7	4.2	5.6	6.7	4.2	0.0
ウラン(トン/年)	4.3	5.2	0.0	4.7	1.9	0.0	5.4	4.2	5.6	5.4	4.2	0.0
プルトニウム(トン/年)	1.0	0.0	0.0	1.1	0.0	0.0	1.3	0.0	5.6	1.3	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.6	0.0	0.0	0.6	0.0	0.0	0.8	0.0	0.0	0.8	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0
初期取出												
重金属(トン/年)	5.2	5.2	0.0	5.7	1.9	0.0	6.6	4.1	5.6	6.6	4.2	0.0
ウラン(トン/年)	4.2	5.2	0.0	4.6	1.9	0.0	5.3	4.1	5.6	5.3	4.1	0.0
プルトニウム(トン/年)	0.9	0.0	0.0	1.0	0.0	0.0	1.3	0.0	5.6	1.3	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.6	0.0	0.0	0.6	0.0	0.0	0.8	0.0	0.0	0.8	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0	0.3	0.3	0.0
平衡取出												
重金属(トン/年)	4.5	5.1	0.0	4.9	1.9	0.0	6.0	4.0	5.5	6.0	4.1	0.0
ウラン(トン/年)	3.6	4.8	0.0	3.9	1.7	0.0	4.7	3.9	5.6	4.7	3.9	0.0
プルトニウム(トン/年)	0.9	0.3	0.0	0.9	0.1	0.0	1.2	0.2	5.6	1.2	0.2	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.5	0.3	0.0	0.6	0.1	0.0	0.7	0.1	0.2	0.7	0.2	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.1	0.2	0.0	0.1	0.2	0.0	0.1	0.2	0.0	0.1	0.1	0.0
廃炉取出												
重金属(トン)	61.2	65.5	0.0	66.8	23.8	0.0	73.2	47.4	64.3	73.0	49.9	0.0
ウラン(トン)	49.2	63.0	0.0	53.7	22.9	0.0	57.7	46.3	64.4	57.7	48.8	0.0
プルトニウム(トン)	11.4	2.4	0.0	12.5	0.9	0.0	14.7	1.1	64.4	14.5	1.1	0.0
核分裂性プルトニウム(トン)	6.9	2.3	0.0	7.6	0.8	0.0	8.8	1.0	1.2	8.6	1.1	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.2	0.2	0.0	0.2	0.2	0.0	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.0

付録表 4 水-大型-MOX の炉特性データ

項目	水(BWR)-大型酸化物 マルチリサイクル (BR=1.05:残存比)		
	炉心	軸プラ	径プラ
電気出力(万kWe)	100		
熱出力(MWth)	2895		
熱効率(%)			
燃焼度(MWd/t)	55,000		
運転/定検(月)	19/1.4		
稼働率(%)／所内負荷率(%)	93.4/3.5		
初装荷			
重金属(トン)	119.6	31.3	0.0
ウラン(トン)	96.6	30.7	0.0
プルトニウム(トン)	21.1	0.6	0.0
核分裂性プルトニウム(トン)	11.5	0.5	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.1	0.1	0.3
平衡装荷			
重金属(トン/年)	15.9	4.1	0.0
ウラン(トン/年)	12.9	4.1	0.0
プルトニウム(トン/年)	2.8	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	1.5	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.2	0.2	0.3
初期取出			
重金属(トン/年)	15.7	4.1	0.0
ウラン(トン/年)	12.7	4.0	0.0
プルトニウム(トン/年)	2.7	0.0	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	1.5	0.0	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.2	0.2	0.2
平衡取出			
重金属(トン/年)	15.0	4.0	0.0
ウラン(トン/年)	12.1	3.8	0.0
プルトニウム(トン/年)	2.7	0.2	0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	1.5	0.1	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.1	0.1	0.0
廃炉取出			
重金属(トン)	118.1	31.0	0.0
ウラン(トン)	95.1	30.2	0.0
プルトニウム(トン)	21.0	0.8	0.0
核分裂性プルトニウム(トン)	11.4	0.7	0.0
ウラン濃縮度(%)	0.1	0.1	0.0

付録2 FBR 導入シナリオフェーズⅡ予備評価で使用した炉特性データ (LWR ともんじゅ)

LWR 及びもんじゅのその他の解析条件については 3.1.3 節を参照のこと。

付録表 5 LWR ともんじゅの炉特性データ

項目	BWR	PWR	A-BWR	A-PWR	BWR Puサーマル	PWR Puサーマル	A-BWR Puサーマル	A-PWR Puサーマル	もんじゅ
電気出力(万kWe)	100	100	100	100	100	100	100	100	100
熱出力(MWth)	34.50	34.40	34.50	34.40					713
熱効率(%)	45,000	49,000	60,000	60,000					39.2
燃焼度(MWd/t)									80,000
運転/定検(月)									4.9/2.0
稼働率(%)／所内負荷率(%)	80/3.5	80/4.5	90/3.5	90/4.5					71.2/5.0
初装荷					MOX	UO2	MOX	UO2	炉心 軸プラ 径プラ
重金属(トン)	115.9	80.7	115.9	80.7					22.1 16.8 47.8
ウラン(トン)	115.9	80.7	115.9	80.7					17.0 16.8 47.8
プルトニウム(トン)	0.0	0.0	0.0	0.0					5.2 0.0 0.0
核分裂性プルトニウム(トン)	0.0	0.0	0.0	0.0					3.8 0.0 0.0
ウラン濃縮度(%)	3.4	3.2	4.5	3.8					0.2 0.2 0.2
平衡装荷									
重金属(トン/年)	19.4	18.1	16.4	16.7	6.5	12.9	6.0	12.1	8.1 6.1 16.5
ウラン(トン/年)	19.4	18.1	16.4	16.7	6.0	12.9	5.7	12.1	6.0 6.1 16.5
プルトニウム(トン/年)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.4	0.0	0.4	0.0	2.1 0.0 0.0
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.3	0.0	0.2	0.0	1.5 0.0 0.0
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
初期取出									
重金属(トン/年)	22.1	17.5	18.9	16.0	14.8		11.7	12.6	10.7 13.4 10.5 19.9
ウラン(トン/年)	21.9	17.3	18.7	15.8	14.6		11.6	12.5	10.5 10.3 10.4 19.8
プルトニウム(トン/年)	0.2	0.2	0.2	0.2	0.1		0.1	0.1	3.2 0.1 0.1
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1		0.1	0.1	2.2 0.1 0.1
ウラン濃縮度(%)	0.7	0.9	0.8	0.9	0.7		0.9	0.8	0.9 0.2 0.2 0.2
平衡取出									
重金属(トン/年)	18.5	17.3	15.4	15.7	6.2	12.4	5.8	11.5	5.2 10.5 7.4 6.1 16.5
ウラン(トン/年)	18.3	17.0	15.2	15.5	5.9	12.2	5.5	11.4	4.8 10.1 5.0 10.3 5.5 6.0 16.2
プルトニウム(トン/年)	0.2	0.2	0.2	0.2	0.3	0.1	0.3	0.1	0.2 0.1 0.1 0.1 0.1 0.1
核分裂性プルトニウム(トン/年)	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1 0.1 0.1 0.1 0.1 0.1
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 0.1 0.1 0.2 0.2
廃炉取出									
重金属(トン)	112.9	78.2	111.9	77.6	37.3	75.3	26.1	52.1	37.0 74.6 25.9 51.7 21.0 17.4 46.9
ウラン(トン)	112.1	77.5	111.0	76.9	35.1	74.7	24.7	51.7	34.2 74.0 24.5 51.2 15.7 17.0 46.2
プルトニウム(トン)	0.8	0.7	0.9	0.7	2.1	0.5	1.2	0.4	2.6 0.6 1.3 0.4 0.4 0.4 0.7
核分裂性プルトニウム(トン)	0.5	0.5	0.6	0.5	1.1	0.4	0.7	0.3	1.3 0.4 0.7 0.3 0.3 0.4 0.7
ウラン濃縮度(%)	1.7	2.0	2.0	2.1	0.9	1.7	0.1	2.0	0.9 2.0 0.1 2.1 0.1 0.2 0.2