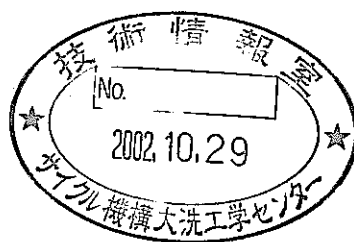


# サイクル諸量解析コードの機能拡張

(核燃料サイクル開発機構 契約業務報告書)



2002年1月

三菱マテリアル株式会社

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

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

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

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)  
2002

## サイクル諸量解析コードの機能拡張

(核燃料サイクル開発機構 契約業務報告書)

牧 隆\* 堀内 伸剛\*

### 要旨

本件では、平成12年度に作成したサイクル諸量解析コードの機能拡張を行った。このサイクル諸量解析コードは、核燃料サイクルにおける物質収支（例えば天然ウラン需要量、プルトニウムバランス、環境負荷低減等）の経時特性を計算するプログラムであり、将来の導入炉型やリサイクル施設の在り方を検討するために用いる。平成13年度の機能拡張作業では、プルサーマル使用済燃料再処理施設や回収ウランリサイクルの計算機能の追加、FBR 取扱い炉型の複数化を実施し、それに合わせて入出力機能の改良を行った。

また、機能拡張を施したサイクル諸量解析コードについては、他のツールによるベンチマーク計算を行い、物質収支が適切に計算されることを確認した。さらに、代表的なFBR サイクル概念の物質収支を本解析コードで計算し、それぞれの概念の特徴を明らかにした。

---

本報告書は、三菱マテリアル株式会社が核燃料サイクル開発機構との契約により実施した業務成果に関するものである。

機構担当部課室：システム技術開発部 FBR サイクル解析グループ

\* 三菱マテリアル株式会社

## Analysis on the fuel cycle requirements of the FR systems

Takashi Maki\*    Nobutake Horiuchi\*

### Abstract

The functions of the nuclear fuel cycle amount analysis code, developed in 2001 were extended. This code is a program that calculates the change in characteristics with time of mass balance (for example, the amount of natural uranium demand, plutonium mass balance, environmental load reduction, etc.) in a nuclear fuel cycle, to examine the state of future reactor types or recycling facilities. In 2002, as for this code, calculation functions of reprocessing facilities on plutonium-thermal spent fuels, recovery uranium recycling, and multiple FR concepts were added, and the I/O function was improved according to it.

Moreover, benchmark calculation to the extended amount analysis code was performed using the other tool, and it was confirmed that mass balance was calculated appropriately. Furthermore, the mass balance of a few typical FR cycle concepts was calculated in this analysis code, and the feature of each concept was clarified.

---

This work was performed by Mitsubishi Materials Corporation under contract with Japan Nuclear Cycle Development Agency.  
JNC Liaison : System Engineering Technology Center    Fast Reactor Cycle Analysis Group

\* Mitsubishi Materials Corporation

目次

1 はじめに .....	1
2 実施内容 .....	2
2.1 サイクル諸量解析コードの機能拡張および試計算 .....	2
2.2 解析コードのプログラム内部仕様書等の整備 .....	3
3 作業の結果.....	4
3.1 サイクル諸量解析コードの機能拡張および試計算 .....	4
3.1.1 LWR-MOX 使用済燃料再処理施設の計算機能の追加 .....	4
3.1.2 回収ウランの収支計算機能の追加.....	8
3.1.3 FBR 取扱い炉型の複数化 .....	10
3.1.4 物量フロー .....	15
3.1.5 試計算結果 .....	25
3.2 解析コードのプログラム内部仕様書およびプログラム使用書等の整備.....	70
4 まとめ.....	71
5 謝辞 .....	72
6 参考文献 .....	73

## 図目次

図 3-1 FBR 炉型を中心としたリサイクルイメージ.....	14
図 3-2 PU 物量フロー図.....	16
図 3-3 母材用 U 物量フロー図.....	19
図 3-4 UO <sub>2</sub> 燃料用 U 物量フロー.....	22
図 3-5 発電設備容量の経時変化 (想定条件).....	25
図 3-6 燃料製造量.....	29
図 3-7 使用済燃料発生量.....	29
図 3-8 再処理量.....	30
図 3-9 使用済燃料貯蔵量.....	30
図 3-10 天然ウラン累積需要量.....	31
図 3-11 PU 貯蔵量.....	31
図 3-12 MA 蓄積量.....	32
図 3-13 LWR 使用済燃料貯蔵量の内訳 (改良前).....	32
図 3-14 LWR 使用済燃料貯蔵量の内訳 (改良後).....	33
図 3-15 発電設備容量の推移 (ケース 1).....	44
図 3-16 燃料製造量の推移 (ケース 1).....	44
図 3-17 使用済燃料発生量の推移 (ケース 1).....	45
図 3-18 再処理量の推移 (ケース 1).....	45
図 3-19 使用済燃料貯蔵量の推移 (ケース 1).....	46
図 3-20 天然ウラン累積需要量の比較 (ケース 1).....	46
図 3-21 PU 貯蔵量の推移 (ケース 1).....	47
図 3-22 MA 蓄積量の推移 (ケース 1).....	47
図 3-23 発電設備容量の推移 (ケース 2).....	49
図 3-24 発電設備容量の比較 (ケース 1 とケース 2).....	49
図 3-25 燃料製造量の推移 (ケース 2).....	51
図 3-26 燃料製造量の比較 (ケース 1 とケース 2).....	51
図 3-27 使用済燃料発生量の推移 (ケース 2).....	52
図 3-28 使用済燃料発生量の比較 (ケース 1 とケース 2).....	52
図 3-29 再処理量の推移 (ケース 2).....	54
図 3-30 使用済燃料ストックの推移 (ケース 1 とケース 2).....	54
図 3-31 PU ストックの比較 (ケース 1 とケース 2).....	55
図 3-32 天然ウラン累積需要量の比較 (ケース 1 とケース 2).....	56
図 3-33 MA 蓄積量の比較 (ケース 2).....	57

図 3-34	発電設備容量の推移(ケース 3、ケース 4).....	59
図 3-35	PUストックの推移(ケース 3、ケース 4).....	60
図 3-36	天然ウラン累積需要量の比較(ケース 3、ケース 4).....	61
図 3-37	発電設備容量の推移(ケース 5).....	62
図 3-38	燃料製造量の推移(ケース 5).....	64
図 3-39	燃料製造量の比較(ケース 1 とケース 5).....	64
図 3-40	使用済燃料発生量の推移(ケース 5).....	65
図 3-41	使用済燃料発生量の比較(ケース 1 とケース 5).....	65
図 3-42	再処理量の比較(ケース 1 とケース 5).....	67
図 3-43	使用済燃料ストック量の比較(ケース 1 とケース 5).....	67
図 3-44	PUストックの比較(ケース 1 とケース 5).....	68
図 3-45	MA 蓄積量の比較(ケース 1 とケース 5).....	69

## 表目次

表 3.1-1	軽水炉及びプルサーマル炉対象炉心.....	6
表 3.1-2	燃焼遷移行列作成に関する炉心別 ORIGEN ライブラリ適用表(軽水炉および プルサーマル炉).....	7
表 3.1-3	時系列対象FBR(1/2).....	11
表 3.1-4	取扱い再処理方式.....	13
表 3.1-5	PU利用優先順位.....	17
表 3.1-6	U利用優先順位(母材用).....	20
表 3.1-7	U利用優先順位(UOX).....	23
表 3.1-8	計算ケースの概要.....	35
表 3.1-9	計算前提条件(ケース 1、ケース 2)(1/2).....	36
表 3.1-9	計算前提条件(ケース 1、ケース 2)(2/2).....	37
表 3.1-10	計算前提条件(ケース 3、ケース 4)(1/2).....	38
表 3.1-10	計算前提条件(ケース 3、ケース 4)(2/2).....	39
表 3.1-11	計算前提条件(ケース 5)(1/2).....	40
表 3.1-11	計算前提条件(ケース 5)(2/2).....	41



## 1 はじめに

核燃料サイクル開発機構（以下、サイクル機構という）が実施している FBR サイクル実用化戦略調査研究では、様々な概念の原子炉トリサイクル関連システムを組み合わせた FBR サイクルシステム候補概念について設計研究を実施している。また、各々の実用化候補概念については、核燃料サイクル全体の諸量計算を通してシステムとしての特徴を明らかにすると共に、物質収支の観点より各々の候補概念に適した導入条件の策定を進めている。この様な核燃料サイクル全体を対象にした複雑かつ大規模なシステム評価では、解析コードの計算機能や計算体系の制約が評価結果の精度並びに再現性に影響を及ぼす。

本件では、各々の FBR サイクルシステム候補概念のシステム特性や導入条件についての評価精度の向上を図るために、平成 12 年度に作成したサイクル諸量解析コードの機能拡張を行う。

## 2 実施内容

### 2.1 サイクル諸量解析コードの機能拡張および試算

サイクル機構から提示された計算式やプロセスフローに基づいて、平成 12 年度に作成したサイクル諸量解析コードの機能拡張を行うと共に、改良後のソースプログラムおよび実行形式プログラムをサイクル機構が所有しているパーソナルコンピュータにインストールする。また、機能拡張を行ったサイクル諸量解析コードで試算を実施し、追加機能ならびに改良後のコードで正常に計算できることを確認する。追加機能の概要を以下に示す。

なお、これらの機能は Microsoft Visual Basic Ver.6.0(SP5)、EXCEL2000(SR2)を用いて作成する。

#### (1) 軽水炉 MOX 使用済燃料再処理施設の計算機能の追加

現状のプルサーマル炉における燃焼計算では、 $UO_2$  域と MOX 域を混合した燃焼計算遷移行列を使用しているが、これを別々の遷移行列を用いて計算を行う。具体的には、プルサーマル使用済燃料を  $UO_2$  燃料と MOX 燃料に分別し、以下に示す再処理方法で軽水炉 MOX (以下、LWR-MOX という) 燃料を再処理し、ウランおよびプルトニウムの回収を行う(同時に高レベル廃棄物量も計算する)。

LWR-MOX 燃料の再処理は、次のオプションから選択的に指定できる。

- ① 軽水炉再処理施設による“SF 貯蔵量に応じた比例再処理”あるいは“ $UO_2$  燃料の優先再処理”
- ② LWR-MOX 専用の再処理施設
- ③ FBR 再処理施設による“SF 貯蔵量に応じた比例再処理”

#### (2) 回収ウランの収支計算機能の追加

軽水炉再処理施設と LWR-MOX 再処理施設において、回収ウランの再利用を模擬するための機能追加を行う。回収したウランは濃縮度によって用途を振り分ける。例えば、回収したウランが天然ウラン濃度以上であれば、再濃縮を行い軽水炉燃料製造施設で加工した後に原子炉へ再装荷する。また、天然ウラン濃度未満であれば、LWR-MOX 燃料の母材として再利用されるものとする。

同様に、FBR 再処理施設においてもウラン回収を行う。回収ウランは、炉心燃料およびブランケット燃料の母材として再利用する。

#### (3) FBR 取扱い炉型の複数化

昨年度作成したコードでは、同時に取扱える FBR 炉型数は 1 つに制限されており、この制限を 5 炉型に拡張する。また、複数の FBR 炉型が同時に存在する場合

の各導入割合あるいは導入の優先順位等は、外部入力で任意に与えるものとする。

(4) 試計算

前記(1)～(3)の機能拡張を施したサイクル諸量解析コードで試計算を実施し、改良後においても正常に計算できることを確認する。試計算はサイクル機構から提示された5ケースについて行う。

2.2 解析コードのプログラム内部仕様書等の整備

前記2.1節の作業内容および計算結果を、以下のドキュメントにまとめる。

(1) プログラム内部仕様書の整備

メインプログラム、計算モジュールやサブルーチンの相互関連を示すプログラムツリーを整備する。また、プログラム内部仕様書では、計算モジュールやサブルーチン毎に計算機能、内部変数名と格納されるデータの内容、その単位を明示するとともに、数式にあってはソースプログラム上にプログラム言語で式化されたリストと基礎式を併記する。

(2) プログラム使用書の整備

本コードの機能並びに制限事項をはじめ、計算開始から実行結果の出力に至るまでの一連の操作フロー、機能選択方法、外部入力データのフォーマットおよび単位、計算結果の出力用データテーブルの構成やフォーマットおよび単位等を明示する。

(3) 試計算情報

試計算の計算条件、外部入力データ、計算結果リストおよびグラフ出力を解析ケース毎に整理して、ドキュメントにまとめる。

### 3 作業の結果

#### 3.1 サイクル諸量解析コードの機能拡張および試計算

サイクル諸量解析コードの機能拡張に際し、実施した項目を以下に説明する。

##### 3.1.1 LWR-MOX 使用済燃料再処理施設の計算機能の追加

前年度に作成したサイクル諸量解析コードでは、プルサーマル炉の燃焼計算は  $UO_2$  領域と MOX 領域を混合した燃焼計算遷移行列を使用していた。そのため、 $UO_2$  燃料と MOX 燃料を区別して取り扱うことはできなかった。機能拡張作業では  $UO_2$  領域と MOX 領域をそれぞれ独立した燃焼計算遷移行列で計算するように改良した。また、 $UO_2$  と MOX の 2 領域を独立に取扱うための再処理元素フローを検討・設定した。

##### (1) 簡易燃焼計算ルーチンの拡張

対象とするプルサーマル炉は、改良前のサイクル諸量解析コードが取扱っている 5 炉型(BWR-P、PWR-P、ABWR-P、APWR-P、FULL MOX BWR)とした。燃焼計算遷移行列の計算に使用した炉データおよび断面積ライブラリを表 3.1-1、表 3.1-2に示す。なお、 $UO_2$  燃料領域の特性は標準的な軽水炉の特性を利用することとした。

##### (2) 再処理元素フローの検討

プルサーマル炉から発生する使用済燃料を  $UO_2$  と MOX の領域毎に区別して取扱うために、再処理元素フローを検討した。

プルサーマル炉の  $UO_2$  領域から発生する使用済燃料は、従来の LWR から発生する使用済燃料と同じ再処理元素フローを用いることとした。すなわち、すべての使用済  $UO_2$  燃料は軽水炉再処理施設(以下、LWR-UOX 再処理施設)で再処理を行い、プルサーマル炉の MOX 領域から発生する LWR-MOX 燃料(Full MOX も含む)は、次に示す 3 つの施設で再処理できるよう改良した。

- ・ LWR-UOX 再処理施設
- ・ LWR-MOX 再処理施設
- ・ FBR 再処理施設

ただし、LWR-UOX 再処理施設では、 $UO_2$  使用済燃料の再処理が全て完了している場合に限り LWR-MOX 使用済燃料を再処理する場合と、 $UO_2$  使用済燃料と LWR-MOX 使用済燃料の貯蔵量に応じて再処理する場合(比例再処理)の 2 通りを想定することとした。また、LWR-MOX 再処理施設および FBR 再処理施設では、再処理待ちの使用済燃料貯蔵量に応じた割合で再処理されることとした(比例再処理)。なお、LWR-MOX 使用済燃料を再処理する施設の選択は、各再処理施設への配分割合を外部入力で与えて行うことにした。例えば LWR-MOX 再処理施設のみ

で再処理する場合、当該施設の再処理割合を 1.0 とし、LWR・UOX と FBR の各再処理施設の再処理割合を 0.0 と指定する。

詳細な物量フローについては3.1.4節で説明する。

表 3.1-1 軽水炉及びプルサーマル炉対象炉心

炉型		BWR	ABWR	BWR-P	ABWR-P	BWR MOX	PWR	APWR	PWR-P	APWR-P
燃料タイプ		1/1 UOX	1/1 UOX	2/3 UOX + 1/3 MOX		1/1MOX	1/1 UOX	1/1 UOX	2/3 UOX + 1/3MOX	
炉 ID		LWR1	LWR5	LWR3	LWR7	LWR9	LWR2	LWR6	LWR4	LWR8
電気出力	MWe	1000.00	1000.00	1000.00	1000.00	1000.00	1000.00	1000.00	1000.00	1000.00
熱効率		0.345	0.345	0.345	0.345	0.345	0.344	0.344	0.344	0.344
比出力	MWt/ton	25.9	25.9	26.1	26.1	26.1	37.7	37.7	37.7	37.7
燃焼度	MWd/ton	45000.0	60000.0	45000.0	60000.0	45000.0	49000.0	60000.0	49000.0	60000.0
炉内存在期間	day	1737	2317	1724	2299	1724	1300	1592	1300	1592
バッチ数		4	4	4	4	4	3	3	3	3
初装荷燃料										
HM重量	ton	111.9	111.9	111.1	111.1	111.1	77.1	77.1	77.1	77.1
ウラン濃縮度	%	3.4	4.5	/	/	2.4	3.2	3.8	/	/
平衡装荷燃料										
ウラン濃縮度	%	3.8	4.9	/	/	1.3	4.6	5.3	/	/
燃料組成										
U-235	1/3MOXの軽水炉では、炉総計	0.03800019	0.04899873	0.01215933	0.01192072	0.01215926	0.04599915	0.05299868	0.00188397	0.00173577
U-238		0.96199981	0.95100127	0.92317265	0.90447621	0.92317153	0.95400085	0.94700132	0.94005812	0.86932421
Pu-238		0.00000000	0.00000000	0.00137036	0.00175835	0.00137038	0.00000000	0.00000000	0.00100421	0.00114944
Pu-239		0.00000000	0.00000000	0.03184537	0.04086105	0.03184535	0.00000000	0.00000000	0.03331630	0.03813495
Pu-240		0.00000000	0.00000000	0.02016318	0.02587381	0.02016404	0.00000000	0.00000000	0.01363609	0.01561876
Pu-241		0.00000000	0.00000000	0.00606868	0.00841140	0.00606894	0.00000000	0.00000000	0.00661603	0.00757276
Pu-242		0.00000000	0.00000000	0.00522042	0.00669846	0.00522051	0.00000000	0.00000000	0.00348528	0.06646412
1/3MOXのUO <sub>2</sub> 燃料部分の濃縮度				3.8	4.9				4.6	5.3

表 3.1-2 燃焼遷移行列作成に関する炉心別 ORIGEN ライブラリ適用表(軽水炉およびプルサーマル炉)

炉型：燃焼度	燃料タイプ	適用ライブラリ名	NLIB(5)	NLIB(6)	NLIB(7)	NLIB(12)	備考
BWR：45,000MWD/t	UO2	BS240J32	721	722	723	50	BWR step2 ボイド率40% U235Enrich 3.8% 最大燃焼度50Gwd/t
BWR：60,000MWD/t	UO2	BS340J32	730	731	732	53	BWR step3 ボイド率40% U235Enrich 4.0% 最大燃焼度60Gwd/t
BWR-P：45,000MWD/t	2/3-UO2	BS240J32	721	722	723	50	BWR step2 ボイド率40% U235Enrich 3.8% 最大燃焼度50Gwd/t
	1/3-MOX	BWRPuPu	257	258	259	6	
ABWR-P：60,000MWD/t	2/3-UO2	BS340J32	730	731	732	53	BWR step3 ボイド率40% U235Enrich 4.0% 最大燃焼度60Gwd/t
	1/3-MOX	BWRPuPu	257	258	259	6	
BWR：45,000MWD/t	FULL-MOX	BWRPuPu	257	258	259	6	
PWR：49,000MWD/t	UO2	PWR-UE	604	605	606	39	PWR U235Enrich 4.2% 最大燃焼度50Gwd/t <sup>1)</sup>
PWR：60,000MWD/t	UO2	PWR47J32	706	707	708	45	PWR 17×17 U235Enrich 4.7% 最大燃焼度60Gwd/t
APWR-P：45,000MWD/t	2/3-UO2	PWR-UE	604	605	606	39	PWR U235Enrich 4.2% 最大燃焼度50Gwd/t <sup>1)</sup>
	1/3-MOX	PWRPuPu	210	211	212	3	
APWR-P：60,000MWD/t	2/3-UO2	PWR47J32	706	707	708	45	PWR 17×17 U235Enrich 4.7% 最大燃焼度60Gwd/t
	1/3-MOX	PWRPuPu	210	211	212	3	

\*1) JAERI-Data/Code 99-003 JENDL-3.2に基づく ORIGEN 用ライブラリ：ORLIBJ32 (1999年2月) 須山賢也・片倉純一・大川内靖・石川眞 (p.16より)

### 3.1.2 回収ウランの収支計算機能の追加

改良前のサイクル諸量解析コードでは、回収ウランのリサイクルは考慮されていなかった。機能拡張作業では、再処理施設で回収されるウランを再利用するための計算オプションを追加した。

#### (1) 回収ウラン取扱いフローの検討

LWR-UOX 再処理施設および LWR-MOX 再処理施設で回収される使用済燃料中のウランは、U235 の濃縮度によって用途を振り分けることとした。具体的には、回収したウランの濃縮度が一定以上(例：天然ウラン濃縮度)であれば、再濃縮工程を経て軽水炉燃料製造施設で加工された後に、再び原子炉へ装荷することとした。一方、回収した U235 の濃縮度が一定未満であれば、プルサーマル用 MOX 燃料母材として再利用することとした。また、FBR 再処理施設で回収されるウランは、炉心燃料およびブランケット燃料の母材として再利用することとした。

詳細な回収ウラン物量フローは3.1.4節において説明する。

#### (2) 回収ウランを利用した燃料加工計算ルーチン

##### (i) UO<sub>2</sub>燃料加工計算ルーチン

回収ウランを利用した UO<sub>2</sub>燃料加工計算ルーチンでは、設計時の U フィッサイル合計値(核種毎の Pu239 等価フィッサイル係数×存在比)を保存するように濃縮度を調整することとした。濃縮度調整の前提条件を以下に示す。

- ・ U235 の濃縮にともない U236 より軽い元素(U233、U234、U235、U236)は濃縮される。
- ・ U233、U234、U236 の U235 に対する比率は濃縮による影響を受けない。
- ・ U235 の濃縮にともない U238 より重い元素(U238 含む)は希釈される。
- ・ 希釈される核種の U238 に対する比率は濃縮による影響を受けない。

したがって、装荷燃料のウラン濃縮度を以下の式で算出し、装荷燃料組成を決定することとした。

$$\varepsilon = \frac{E_o - \sum_j \beta_j \eta_j}{\sum_i \alpha_i \eta_i - \sum_j \beta_j \eta_j} \quad \text{数式 3.1-1}$$

ここで  $\varepsilon$  は濃縮側核種総重量の全体に対する割合、 $\eta$  は等価フィッサイル係数、 $\alpha_i$ 、 $\beta_j$  はそれぞれ濃縮側核種、希釈側核種の核種組成、 $i, j$  は濃縮側核種、希釈側核種の同位体についての添え字である。 $E_o$  は等価フィッサイル富化度であり、



標準燃料組成を用いて以下の式により計算される。

$$E_o = \sum_i \gamma_i \eta_i \quad \text{数式 3.1-2}$$

ここで、 $\gamma_i$ は標準燃料組成比、 $i$ は核種についての添え字である。

(ii) Pu 混合燃料加工計算ルーチン

回収ウランを利用した Pu 混合燃料加工計算ルーチンでは、現状の計算機能と同様、設計時の Pu フィッサイル合計値(核種毎の Pu239 等価フィッサイル係数×存在比)を保存するように Pu 濃縮度を調整することとした。但し、回収ウラン中の核種組成を調整することは実施しないこととした。

(iii) ブランケット燃料加工計算ルーチン

回収ウランを利用したブランケット燃料加工計算ルーチンでは、回収ウランの濃縮・調整等を考慮しないこととした。

### 3.1.3 FBR 取扱い炉型の複数化

改良前のサイクル諸量解析コードでは、同時に計算できる FBR 炉型数は 1 つに制限されていた。機能拡張作業では、同時に 5 種類の高速炉およびそれぞれに応じた再処理方式が選択できるよう計算機能を拡張した。機能拡張作業では、Pu 供給物量フローについて検討した。

なお、サイクル諸量解析コードで計算可能な FBR 炉型と再処理方式は、改良前と同じ炉型 10 種類、再処理方式 6 種類であり、計算の際にはこの中から最大 5 つの炉型と再処理方式が同時に選択できる。取扱対象炉型および再処理方式の一覧をそれぞれ表 3.1-3、表 3.1-4に示す。

表 3.1-3 時系列対象FBR(1/2)

		炉番号	FBR1	FBR2	FBR3	FBR4	FBR5	FBR6	FBR7	FBR8	FBR9	FBR10
		規模	大型	大型	大型	中型	中型	中型	中型	大型	大型	大型
		冷却材	Na	Na	Na	Na	Na	Na	Pb-Bi	CO2	CO2	He
		燃料	MOX	MOX	Metal	MOX	MOX	Metal	MN	MOX	MN	MN
		装荷形態	非均質	均質	均質	非均質	均質	均質	均質	均質	均質	均質
	電気出力	MWe	1500	1500	1500	500	500	500	400	1370	1370.3546	1080
	熱出力	MWth	3570	3570	3900	1190	1190	1300	1053	3600	3600	2400
	熱効率		0.42	0.42	0.385	0.42	0.42	0.385	0.38	0.381	0.381	0.45
	増殖比		1.24	1.22	1.29	1.23	1.2	1.2	1.19	1.2	1.38	1.2
			FBR1	FBR2	FBR3	FBR4	FBR5	FBR6	FBR7	FBR8	FBR9	FBR10
炉心域	燃焼度	MWd/t	146800	149000	150000	150000	143000	150000	153000	155000	159000	136915
	比出力	MW/t	64.4	72.1	65.8	62.5	69.1	64.7	26.5	42.5	30.8	32.6
	総HM量	tonHM	47.95	43.5204	54.282	16.2	15.1	19.1	35	75.2	101.6	69.09
	Flux		2.31E+15	2.83E+15	3.61E+15	2.15E+15	2.61E+15	3.08E+15	1.15E+15	1.7E+15	1.49E+15	1.45E+15
	サイクル期間	day	570	517	570	600	517	580	578	730	1034	700
	バッチ数		4	4	4	4	4	4	10	5	5	6
軸ブラ域	燃焼度	MWd/t	8400	20327	17000	9700	15500	17000	14400	20000	24000	10000
	比出力	MW/t	3.68	9.83	7.46	4.04	7.50	7.33	2.49	5.48	4.64	2.38
	総HM量	tonHM	38.27	37.3314	29	7.9	12.1	9.1	42	53.8	73.9	51.93
	Flux		5.731E+14	1.151E+15	1.148E+15	6.01E+14	9.581E+14	1.129E+15	4.054E+14	6.972E+14	5.563E+14	3.802E+14
	サイクル期間	day	570	517	570	600	517	580	578	730	1034	700
	バッチ数		4	4	4	4	4	4	10	5	5	6
径ブラ域	燃焼度	MWd/t	7100	4355	5000	6400	6000	5000	3300	6000	7000	3400
	比出力	MW/t	3.11	2.11	2.19	2.67	2.90	1.72	0.57	1.64	1.35	0.81
	総HM量	tonHM	27.52	36.1104	48	24.7	19.8	23.3	44	69.4	95.3	61.24
	Flux		5.591E+14	4.389E+14	5.877E+14	4.946E+14	5.491E+14	4.62E+14	1.724E+14	3.121E+14	2.45E+14	1.814E+14
	サイクル期間	day	570	517	570	600	517	580	578	730	1034	700
	バッチ数		4	4	4	4	4	5	10	5	5	6

表 3.1-3 時系列計算対象FBR (2/2)

		炉番号	FBR1	FBR2	FBR3	FBR4	FBR5	FBR6	FBR7	FBR8	FBR9	FBR10
内ブラ域	燃焼度	MWd/t	11400	0	0	16000	0	0	0	0	0	0
	比出力	MW/t	10	0	0	13.3	0	0	0	0	0	0
	総HM量	tonHM	25.59	0	0	5.9	0	0	0	0	0	0
	Flux		1.54E+15			1.832E+15			0			
	サイクル期間	day	570	517	570	600	517	580	578	730	1034	700
	バッチ数		2	0	0	2	0	0	0	0	0	0
炉心域燃料組成	U235	Kg/Core	26.3	24.8	22.9	8.67	8.47	7.6	8	34.3	50.5	27.161034
	U236	Kg/Core	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	U238	Kg/Core	8725.4	8254.2	11425.2	2881.38	2812.1	3784.5	2643.6	11405.2	16778.2	9026.517
	Pu238	Kg/Core	35.6	28.6	24.3	12.82	10.48	11.3	9.6	39.6	37.7	24.550802
	Pu239	Kg/Core	1750	1407.2	1146.9	630.465	515.4	534	471.1	1945.7	1853	1207.4531
	Pu240	Kg/Core	1038.3	835	680.9	374.08	305.81	317	279.5	1154.4	1099.5	716.43703
	Pu241	Kg/Core	139.1	111.8	91.2	50.11	40.96	42.5	37.4	154.6	147.3	95.971315
	Pu242	Kg/Core	126.2	101.5	83.1	45.45	37.19	38.7	34	140.3	133.6	87.043751
	Np237	Kg/Core	16.2	13	10.7	5.8325	4.77	4.9	4.4	18	91.3	11.159455
	Np239	Kg/Core	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	Am241	Kg/Core	64.8	52	42.7	23.33	19.05	19.8	17.4	71.9	68.5	44.637821
	Am242	Kg/Core	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	Am243	Kg/Core	32.4	26	21.3	11.665	9.52	9.9	8.7	36.1	34.3	22.318911
	Cm242	Kg/Core	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	Cm243	Kg/Core	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	Cm244	Kg/Core	32.4	26	21.3	11.665	9.52	9.9	4	36	34.3	22.318911
Cm245	Kg/Core	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
Nd-143	Kg/Core	156.53333	0	0	52.933333	534	0	37	195.7	219.7	229.59156	
			FBR1	FBR2	FBR3	FBR4	FBR5	FBR6	FBR7	FBR8	FBR9	FBR10
ブラ域濃縮度	軸	%	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
	径	%	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
	内部	%	0.3	0	0	0.3	0	0	0	0	0	0

表 3.1-4 取扱い再処理方式

ID	再処理方式
R1	従来湿式法 (PUREX)
R2	先進湿式法
R3	ANL 法
R4	金属電解法
R5	酸化物電解法
R6	フッ化物揮発法

## (1) Pu 供給物量フロー

プログラム上の Pu 供給物量フローは、同時に計算できる 5 つの炉型毎に Pu リサイクルを行うことを原則とした。ただし、余剰 Pu は仮想的な転換施設を経由した後、高速炉として共通の貯蔵施設で管理し、その他の炉型 (FBR) の燃料製造へ供給できるようにした。この仮想的な転換施設は、炉型や再処理方式に依存する余剰 Pu の形態を他の炉型でも利用できるよう標準状態にするためのもので、転換係数 (または転換によるロス率) を外部入力で与えて計算する。また、ロス分については廃棄物として管理することとした。仮想転換を経た Pu は新たに INDEX を設けて管理し、仮想転換以前の炉型に係るプログラム上の Pu 管理情報についてはリセットされるものとした。

上記に示した FBR 炉型を中心としたリサイクルイメージを図 3-1 に示す。

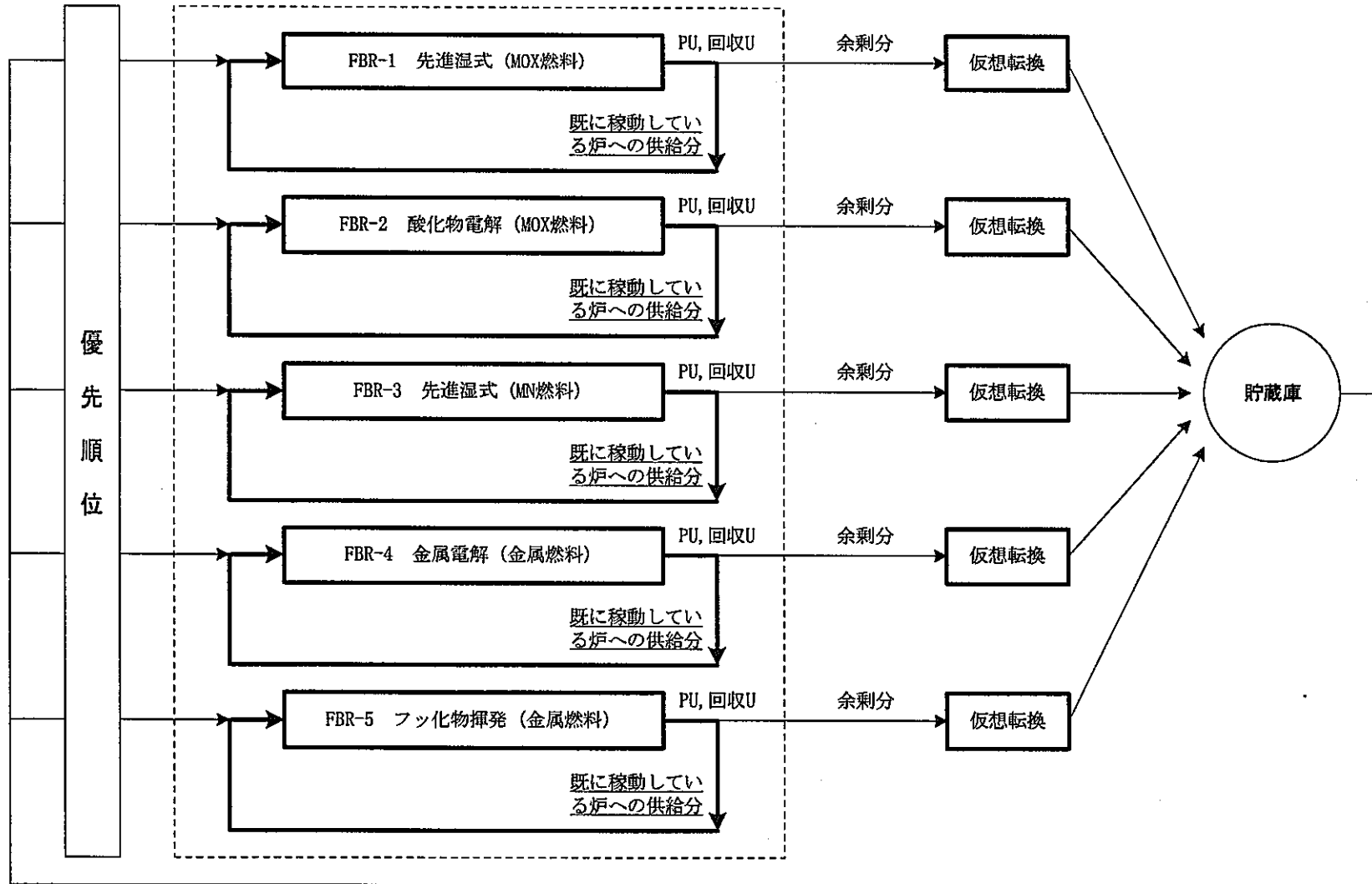


図 3-1 FBR 炉型を中心としたリサイクルイメージ

### 3.1.4 物量フロー

3.1.1～3.1.3節で述べたサイクル諸量解析コードの機能拡張作業に合わせて物量フローを再検討した。検討した Pu 物量フロー、母材用 U フロー、UO<sub>2</sub>燃料用 U フローは次の通り。

#### (1) Pu 物量フロー

FBR、プルサーマル炉、HWR (MOX) の Pu 混合燃料領域における Pu の物量フローを図 3-2に示す。軽水炉および HWR(UOX)の Pu 経路は、燃料製造工程を経由しない点以外は他の炉型と基本的に同じである。

Pu の物量を管理する変数として”Pu\_Stock”と”Pu\_Storage”の 2 種類を用意した。前者は再処理によって回収される Pu を管理する変数で、取扱う各炉型に対する INDEX を設定した\*。後者は転換工程を経た余剰 Pu を管理する変数で、次の 5 種類の INDEX を設定した。

- ・ 軽水炉使用済燃料から回収される Pu (プルサーマル炉 UO<sub>2</sub> 領域含む)燃料  
…Pu\_Storage(LWR\_UOX)
- ・ LWR-MOX 使用済燃料から回収される Pu …Pu\_Storage(LWR\_MOX)
- ・ HWR(MOX)使用済燃料から回収される Pu …Pu\_Storage(HWR\_MOX)
- ・ HWR(UOX)使用済燃料から回収される Pu …Pu\_Storage(HWR\_UOX)
- ・ FBR 使用済燃料から回収される Pu …Pu\_Storage(FBR)

回収された Pu は仮想転換工程を経た時点で上記 5 つの INDEX に振り分けられ、仮想転換以前の炉型に係る情報は保存されないこととした。また、仮想転換に要する時間は 1 年とした。

以上 2 種類の変数を用いた Pu の物量フローを説明する。但し、ここでの説明では燃料製造期間および転換期間は 1 年とする (燃料製造期間および転換期間は、入力によって任意に設定可能。但し、0 年は除く)。

---

\* LWR-MOX 使用済燃料から回収される Pu を管理する INDEX も考慮。

Pu物量フロー(FBR+LWR MOX+HWR MOX)燃料製造:1年, 燃料転換:1年)

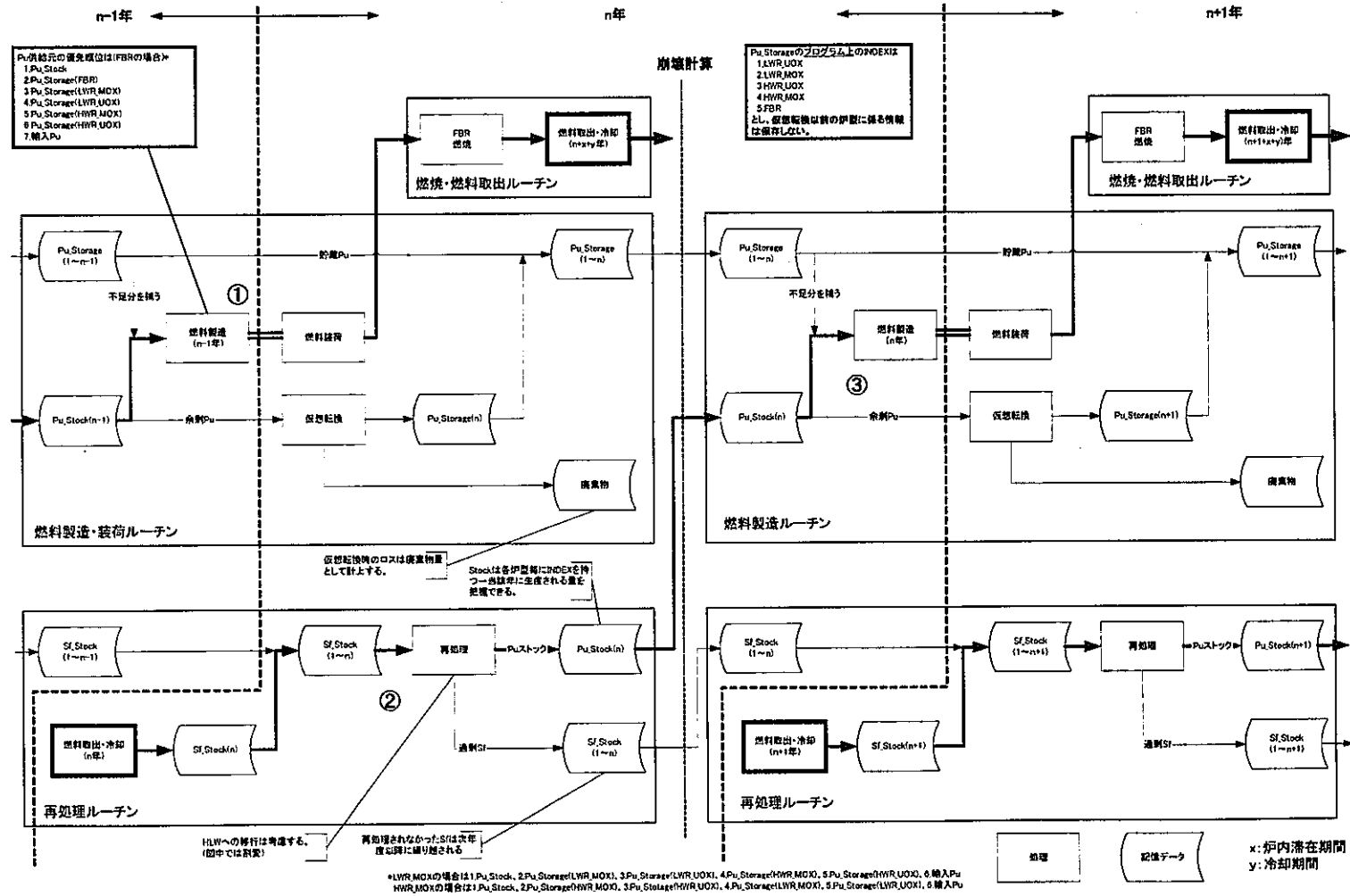


図 3-2 Pu物量フロー図



## (i) 燃料製造工程

燃料製造工程の Pu 物量フローを図 3-2中の①に示す。

燃料製造に必要な Pu は表 3.1-5に示す優先順位に従って供給されることとした。但し、n年に装荷する燃料は前年のn-1年に製造されるため、燃料製造に利用できる Pu は燃料を製造する時点で存在する Pu とした。また、“Pu\_Stock”は同じ炉型への供給しか行えないこととした。“Pu\_Stock”に余剰が生じた場合は仮想転換工程を経て“Pu\_Storage”に格納されることとした。燃料製造工程では等価フィッサイル法を用いて Pu 富化度を調整することとした。

なお、炉型毎の Pu 供給優先順位は FBR、LWR-MOX、HWR の順とした。

表 3.1-5 Pu 利用優先順位

Pu 供給元	FBR	LWR-MOX	HWR-MOX
Pu_Stock	1	1	1
Pu_Storage(FBR)	2	-	-
Pu_Storage(LWR_MOX)	3	2	4
Pu_Storage(LWR_UOX)	4	3	5
Pu_Storage(HWR_MOX)	5	4	2
Pu_Storage(HWR_UOX)	6	5	3
輸入 Pu	7	6	6

## (ii) 燃料取出し～再処理工程

燃料取出しから再処理工程の Pu 物量フローを図 3-2中の②に示す。

n年に冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料を管理する変数“Sf\_Stock”に格納されることとした。格納された後、使用済燃料貯蔵量に応じた比例再処理あるいは優先再処理（LWR-MOX 使用済燃料を LWR-UOX 再処理施設で処理する場合のオプション）が実施されるとした。再処理によって得られた回収 Pu は各炉型毎に“Pu\_Stock”に格納され、翌年の燃料製造に利用されることとした。再処理されなかった使用済燃料は翌年以降に持ち越されることとした。

LWR-MOX 使用済燃料の再処理については後述する。

## (iii) 仮想転換工程

燃料製造工程において“Pu\_Stock”に余剰が生じた場合、Pu は仮想的な転換工程を経て“Pu\_Storage”に格納されることとした。仮想転換工程では転換係数を用いて転換によるロスを考慮できるようにした。仮想転換によるロスは廃棄物として管理することとした。

## (2) 母材用ウラン物量フロー

FBR およびプルサーマル炉、HLW(MOX)の Pu 混合燃料領域におけるウランの経路について図 3-3に示す。ここではMOX 燃料製造用のウラン経路について述べ、軽水炉の UOX 燃料用のウラン経路については後述する。

ウラン (以後、U という) の物量を管理する変数として、Pu と同様に、“U\_Stock” と “U\_Storage” の 2 種類を用意した。前者は再処理によって回収される U を管理する変数で、取扱う各炉型に対して INDEX を設定した\*。後者は転換工程を経た余剰 U を管理する変数で、次の 6 種類の INDEX を設定した。

- ・ LWR-UOX 使用済燃料から回収される天然ウラン濃縮度以上の U  
…U\_Storage(LWR\_UOXA)
- ・ LWR-UOX 使用済燃料から回収される天然ウラン濃縮度未満の U  
…U\_Storage(LWR\_UOXB)
- ・ LWR-MOX 使用済燃料から回収される U …U\_Storage(LWR\_MOX)
- ・ HWR(MOX)使用済燃料から回収される U …U\_Storage(HWR\_MOX)
- ・ HWR(UOX)使用済燃料から回収される U …U\_Storage(HWR\_UOX)
- ・ FBR 使用済燃料から回収される U …U\_Storage(FBR)

回収された U は仮想転換工程を経た時点で上記 6 つの INDEX に振り分けられ、仮想転換以前の炉型に係る情報は保存されない事とした。

以上 2 種類の変数を用いた U の物量フローを説明する。但し、ここでの説明では燃料製造期間および転換期間は 1 年とした。(燃料製造期間および転換期間は、入力によって任意に設定可能。但し、0 年は除く。)

---

\* LWR-MOX 使用済燃料から回収される U を管理する INDEX も考慮。



## (i) 燃料製造工程

燃料製造工程のウラン物量フローを図 3-3中の①に示す。

燃料製造に必要な U は表 3.1-6に示す優先順位に従って供給されることとした。優先順位の設定は、回収 U を利用する場合(オプション A)と、回収 U を利用しない場合(オプション B)の 2 通りを用意した。但し、tail\_U(劣化ウラン)は無尽蔵に存在することとした。

回収 U を利用する場合、n 年に装荷する燃料は前年の n-1 年に製造される点に留意する必要がある。そのため、利用できる回収 U は燃料を製造する時点で存在する U とした。また、“U\_Stock”は同じ炉型への供給しか行えない事とした。“U\_Stock”に余剰が生じた場合は仮想転換工程を経て“U\_Storage”に格納されることとした。

表 3.1-6 U 利用優先順位(母材用)

U 供給元	FBR		LWR-MOX, HWR-MO X	
	A	B	A	B
オプション				
U_Stock	1	-	1	-
U_Storage (FBR)	2	-	-	-
U_Storage (LWR_MOX)	3	-	3	-
U_Storage (LWR_UOXA)	-	-	-	-
U_Storage (LWR_UOXB)	4	-	2	-
U_Storage (HWR_MOX)	5	-	5	-
U_Storage (HWR_UOXB)	6	-	4	-
tail_U	7	1	6	1

## (ii) 燃料取出し～再処理工程

燃料取出しから再処理工程の U 物量フローを図 3-3中の②に示す。

n 年に冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料を管理する変数“Sf\_Stock”に格納されることとした。格納された後、使用済燃料貯蔵量に応じた比例再処理あるいは優先再処理 (LWR-MOX 使用済燃料を LWR-UOX 再処理施設で処理する場合のオプション) が実施されるとした。再処理によって得られた回収 U は各炉型毎に“U\_Stock”に格納され、翌年の燃料製造に利用されることとした。再処理されなかった使用済燃料は翌年以降に持ち越されることとした。

LWR-MOX 使用済燃料の再処理については後述する。

(iii) 仮想転換工程

燃料製造工程において“U\_Stock”に余剰が生じた場合、Uは仮想的な転換工程を経て“U\_Storage”に格納されることとした。仮想転換工程では転換係数を用いて転換によるロスを考慮する。仮想転換によるロスは廃棄物として管理することと。

(3) UO<sub>2</sub> 燃料用 U 物量フロー

LWR およびプルサーマル炉、HLW(UOX)の UOX 領域における U 経路について図 3-4に示す。以下に示す経路は低濃縮 U 燃料に用いる U 経路である。U の物量を管理する変数は Pu 混合燃料を製造する場合の U 経路と同じものを利用することとした。



## (i) 燃料製造工程

燃料製造工程の U 物量フローを図 3-4中の①に示す。

燃料製造に必要な U は表 3.1-7に示す優先順位に従って供給されることとした。優先順位の設定は、回収 U を利用する場合(オプション A)と、回収 U を利用しない場合、即ち天然ウラン(Natural\_U)のみを利用する場合(オプション B)の 2 通りを用意した。

回収 U を利用する場合、n 年に装荷する燃料は n-2 年に濃縮、n-1 年に製造されることに留意する必要がある。また、濃縮工程が必要なため、“U\_Stock”からの U 供給は行わないこととした。

表 3.1-7 U 利用優先順位(UOX)

U 供給元 オプション	LWR-UOX		HWR-UOX	
	A	B	A	B
U_Stock	-	-	-	-
U_Storage (FBR)	-	-	-	-
U_Storage (LWR_MOX)	-	-	-	-
U_Storage (LWR_UOXA)	1	-	-	-
U_Storage (LWR_UOXB)	-	-	-	-
U_Storage (HWR_MOX)	-	-	-	-
U_Storage (HWR_UOX)	-	-	-	-
Natural_U	2	1	1	1

## (ii) 燃料取出し～再処理工程

燃料取出しから再処理工程の U 物量フローを図 3-4中の②に示す。

n 年に冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料を管理する変数“Sf\_Stock”に格納されることとした。格納後、使用済燃料貯蔵量に応じた比例再処理が実施されることとした。再処理によって得られた回収 U は各炉型毎に“U\_Stock”に分類され、その翌年に全量仮想転換されることとした。その後、U235 の濃縮度に応じて(天然ウランにおける U235 濃度)U\_storage の各区分へ分別することとした。再処理されなかった使用済燃料は翌年以降に持ち越されることとした。

## (iii) 仮想転換工程

回収 U は仮想的な転換工程を経て、濃縮度によって分別された後、“U\_Storage”に格納されることとした。仮想転換工程では転換係数を用いて転換によるロスを考慮することとした。仮想転換によるロスは廃棄物として管理することとした。

(4) LWR-MOX 燃料の再処理および仮想転換について

LWR-MOX 使用済燃料の再処理は、①軽水炉再処理施設、②LWR-MOX 専用再処理施設、③FBR 再処理施設の 3 つの施設に割振って行うこととした。各施設への使用済燃料の割振る割合は外部より与えることとした。それぞれの施設への割振りは炉取出直後に実施することとした。割振られた後の使用済燃料は、それぞれに INDEX を与えて使用済燃料ストック (Sf\_Stock) として独立に管理することとした。各施設毎での優先順位を次のように設定した。

- ①軽水炉再処理施設…SF 貯蔵量に応じた比例再処理、および  $UO_2$  燃料の優先再処理
- ②LWR-MOX 専用再処理…SF 貯蔵量に応じた比例再処理
- ③FBR 再処理施設…SF 貯蔵量に応じた比例再処理

“Pu\_Stock” に格納された Pu は翌年に全量仮想転換され、Pu\_storage (LWR-MOX) に格納されることとした。同様に“U\_Stock” に格納された U は翌年に全量仮想転換され、U\_Storage (LWR-MOX) に格納されることとした。



### 3.1.5 試算結果

3.1.1～3.1.4の機能拡張作業を施したサイクル諸量解析コードを用いて試算を実施し、改良後の計算コードで正常に計算できることを確認した。

結果を以下に述べる。

#### (1) 動作テスト

機能拡張後の動作確認を目的として、改良前と改良後のサイクル諸量解析コードによる計算結果を比較した。

##### (i) 想定条件

想定条件は平成 12 年度に実施したシナリオ解析のケース 4（実用化戦略調査研究フェーズ I の A-1 概念、2040 年導入）を踏襲するものとし、図 3-5 に示した原子力発電構成の経時変化に基づいて諸量計算を行う。なお、機能拡張後のオプションについては、以下の通りとする。

- ・ LWR-MOX 使用済燃料は、LWR-UOX 再処理施設の処理能力に余力が生じた場合に再処理されるものとする（UO<sub>2</sub>燃料優先再処理）。
- ・ 回収ウランのリサイクルを考慮する。
- ・ FBR の炉型数は「もんじゅ」と「実用炉」を考慮し、2 炉型とする。

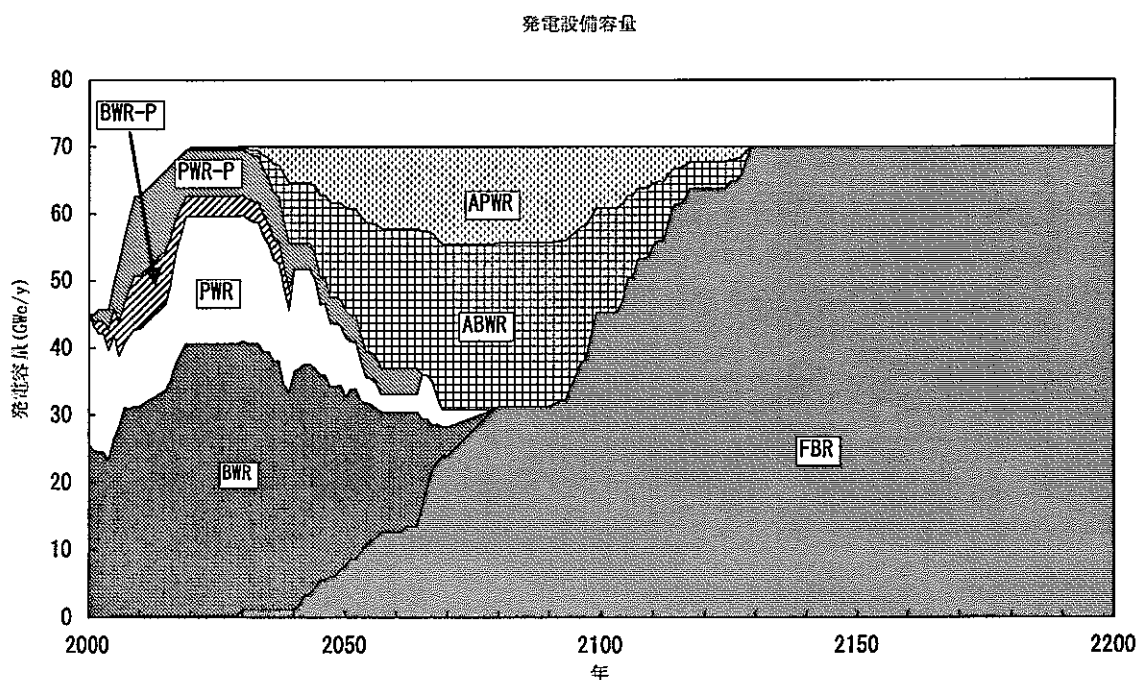


図 3-5 発電設備容量の経時変化（想定条件）

## (ii) 計算結果

改良前と改良後の各サイクル諸量解析コードで計算した結果を図 3-6～図 3-12 に示す。各図では、改良前のコードによる結果を H12、改良後のコードによる結果を H13 と表記している。また、動作確認は計算結果の再現性よりも、コードの機能拡張あるいは改良内容と、改良前後に見られる計算結果の差異との整合性について評価する。比較結果の概要を以下に記す。

## ① 燃料製造量 (図 3-6)

単年度当りの燃料製造量は、全炉心の装荷量を炉内滞在期間で割って算出している。改良前の LWR・UO<sub>2</sub> 燃料の炉内滞在期間は小数部を繰り上げて整数化していたが、改良後のコードでは炉内滞在期間を実数形式に変更したことから、単年度当りの製造量が改良前よりも幾分高い傾向を示す。LWR・MOX 燃料については、機能拡張の影響はグラフ上では確認しにくい、LWR・UOX と同様、改良前よりわずかに高い傾向を示している。FBR 燃料については、改良前は炉心 (FBR・CORE) 領域のみを出力対象としていたが、改良後は軸ブランケットならびに径ブランケットの各領域も出力可能になった。

## ② 使用済燃料発生量 (図 3-7)

改良前のコードでは LWR プルサーマルの使用済燃料は、その中に含まれる LWR・UO<sub>2</sub> 燃料要素も LWR・MOX 燃料としてカウントしていた。改良後のコードでは、LWR・UO<sub>2</sub> 燃料要素は通常の LWR・UO<sub>2</sub> 燃料に振り分けて集計しているため、改良前に比べ LWR・MOX 燃料量が減り、LWR・UO<sub>2</sub> 燃料量が増えている。また、改良後の LWR・UO<sub>2</sub> 使用済燃料発生量が多くなる要因としては、前項①で述べた理由による燃料製造量の増加がある。

FBR 使用済燃料については、改良前は炉心領域、軸ブランケットおよび径ブランケットの集計値を出力していたが、改良後は各領域毎の発生量が把握できるようになった。なお、FBR 使用済燃料の改良前後に差異が見られるが、これは単年度当りの燃料装荷量 (燃料製造量) を LWR 燃料と同様に実数形式の炉内滞在期間で計算するよう変更したため、単年度の燃料製造量の増加が起因している。

## ③ 再処理量 (図 3-8)

改良後のコードは、LWR・MOX 使用済燃料を LWR・UOX 再処理施設、LWR・MOX 再処理施設および FBR 再処理施設で再処理できるよう改良している。本計算では、LWR・UOX 再処理施設の処理能力に余力が生じた場合に LWR・MOX 使用済燃料の再処理が行われているため、2100 年～2130 年の期間

の再処理量が定格容量 800 t HM/年で推移している。また、FBR 再処理では、原子炉取り出し後一定冷却期間を経過した使用済燃料は単年度で再処理される想定で計算しており、設備容量の制約による差異は生じ得ない。したがって、改良前後における再処理量の差は前項②で述べた通り燃料製造量の増加に起因するものであるが、評価への影響は再処量の差から見て小さいと判断される。

#### ④ 使用済燃料貯蔵量 (図 3-9)

FBR のうち「もんじゅ」の使用済燃料発生量は年間 4.5tHM 程度であり、FBR 再処理施設が運開する 2040 年まで使用済燃料貯蔵量は約 180tHM にとどまることから、グラフ上ではほとんど識別がつかない。また、本計算では 2040 年に FBR が本格導入された場合、原子炉取り出し後一定冷却期間を経過した FBR 使用済燃料は単年度で再処理されるものと仮定していることから、再処理サイトの FBR 使用済燃料貯蔵量はゼロとなっている。

一方、改良後のコードによる LWR 使用済燃料貯蔵量については、前述の通り実数形式の炉内滞在期間を採用したため単年度当りの燃料製造量が多くなり、その影響で再処理待ちの LWR 使用済燃料貯蔵量も増加している。さらに LWR プルサーマルの  $UO_2$  燃料要素を通常の LWR- $UO_2$  燃料に振分けて集計しているため、改良後のコードでは LWR-MOX 使用済燃料貯蔵量が減少し、LWR- $UO_2$  使用済燃料貯蔵量が増えている。なお、前項③の再処理量 (図 3-8) と LWR 使用済燃料貯蔵量の関係状態から、LWR-MOX 再処理計算機能は適切に動作していると考えられる。

#### ⑤ 天然ウラン累積需要量 (図 3-10)

図 3-10 では、改良後のコードによる天然ウラン累積需要量は、回収ウランのリサイクルオプションを使用しているため改良前の計算結果よりも幾分少なく計算されている。燃料製造量の計算に実数形式の炉内滞在期間を採用した改良後のコードでは、LWR 燃料製造量が改良前よりも多めに計算されているため天然ウラン累積需要量は増えるはずであるが、天然ウラン累積需要が改良前の結果を下回っていることから回収ウランのリサイクル計算が適切に機能しているものと考えられる。

#### ⑥ Pu 貯蔵量 (図 3-11)

改良後のコードでは、燃料製造量の増加および LWR-MOX 使用済燃料の再処理によって、Pu 貯蔵量が改良前よりも全般的に多くなる傾向を示している。燃料別の Pu 貯蔵量を見た場合、その傾向は LWR- $UO_2$  系および LWR-MOX 系で顕著に表れている。一方、FBR 系の Pu 貯蔵量は、LWR から FBR へのリプレ

イスがほぼ終える 2130 年までは改良前よりも少ないが (FBR-MOX 燃料製造用の原料 Pu は当該 Pu 貯蔵施設から優先的に供給しているため)、リプレイス完了後は Pu 回収量が多くなり増加傾向を示している。Pu 貯蔵量の変化は、燃料製造量の増加、LWR-MOX 再処理ならびに FBR 導入といった計算事象と整合しており、動作の上では Pu 貯蔵量を適切に計算していると考えられる。

#### ⑦ MA 蓄積量 (図 3-12)

改良後のコードによる MA 蓄積量は、①項で前述した要因により燃料製造量が増えたことから改良前と比べ全般的に高い傾向を示している。また、Pu 貯蔵施設内 (Pu\_stock)、再処理待ちの使用済燃料中 (Sf\_stock)、高レベル廃棄物 (HLW) における MA 蓄積量の経時変化を見た場合、Pu\_stock の MA 蓄積量は Pu 貯蔵量の変化と概ね一致する傾向を示している。一方、Sf\_stock の MA 蓄積量については、改良後の MA 蓄積量は前記要因による LWR 使用済燃料貯蔵量の増加によって高い傾向にあるが、2100 年以降では LWR-MOX 燃料の再処理に伴って徐々に減少し、LWR 使用済燃料の再処理を終える 2140 年頃には全ての MA が Pu 貯蔵施設あるいは HLW に移行している。なお、改良前の計算では LWR-MOX 燃料の再処理が行われなかったため、Sf\_stock の MA は残り続けている。さらに、HLW に移行した MA 蓄積量の傾きがコードの改良前後で異なる原因として、次のことが考えられる。なお、改良後の計算結果で 2130 年～2135 年の急増は LWR-MOX 燃料の再処理に伴う現象であり、この点については言及しない。

- ・主たる原因は、BWR、PWR、ABWR および APWR で構成される LWR 使用済燃料の再処理手順の相違によると想定される。
- ・改良前のコードでは、LWR 使用済燃料は BWR、PWR、ABWR、APWR の炉型順に再処理されていたが、改良後のコードでは LWR 使用済燃料貯蔵量全体に占める各炉型割合に比例した量を再処理 (比例再処理) するよう改良した。参考までに、改良前後の LWR 使用済燃料貯蔵量の内訳を図 3-13 と図 3-14 に示す。
- ・したがって、改良前のコードでは使用済燃料単位重量当りの MA 含有量が比較的少ない低燃焼度の使用済燃料を優先的に再処理しているため HLW への移行量が抑えられ、比例再処理を採用した今回の計算では、MA 含有率が BWR<ABWR< PWR<APWR の関係にある使用済燃料を混在させて再処理していることから、おのずと初期の段階より HLW への MA 移行量が多くなる。

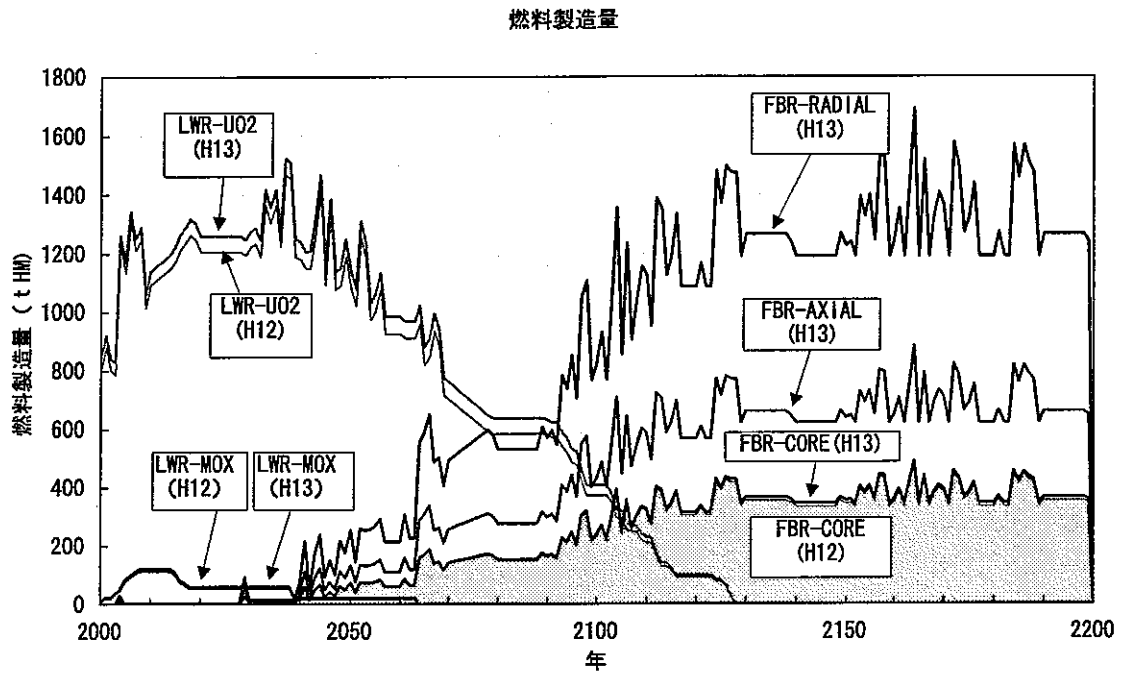


図 3-6 燃料製造量

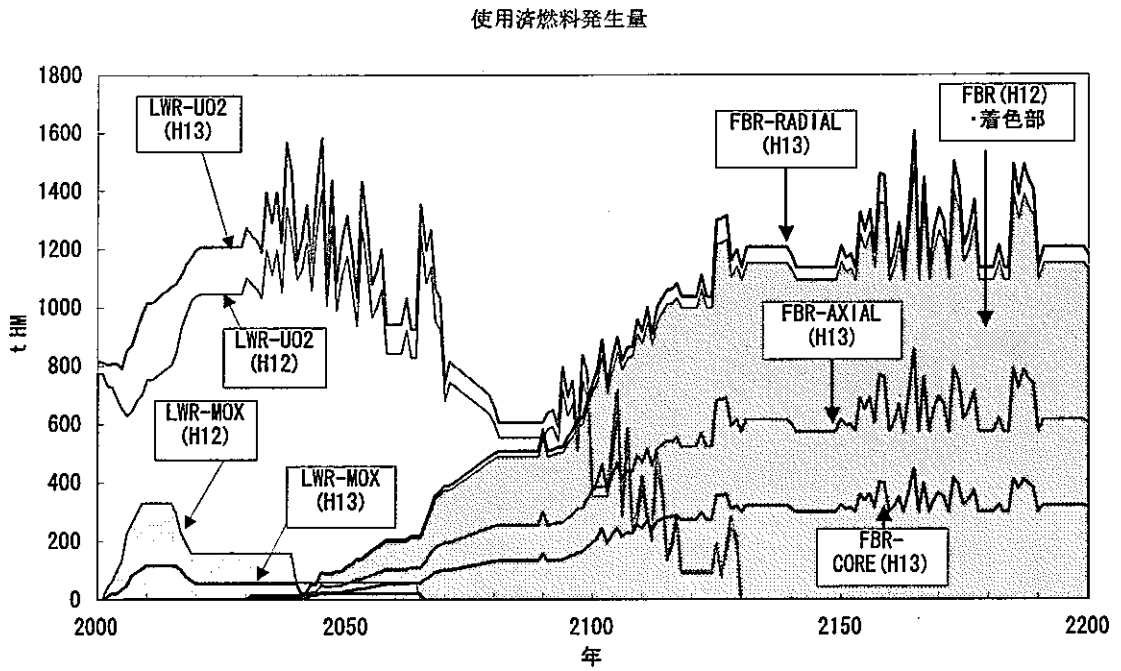


図 3-7 使用済燃料発生量

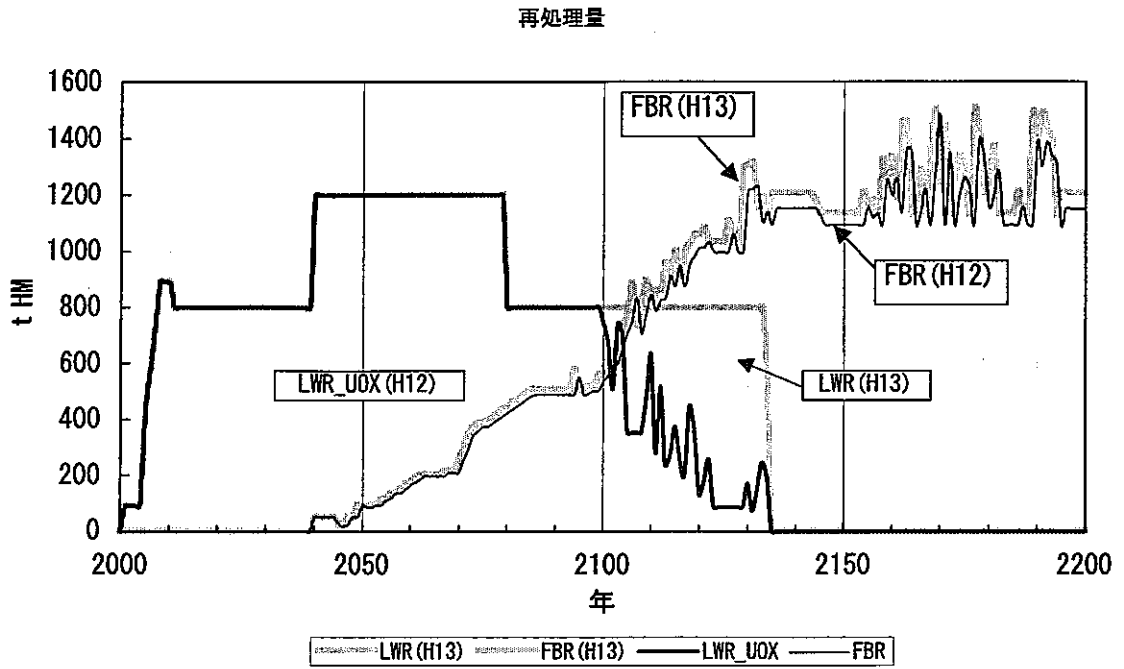


図 3-8 再処理量

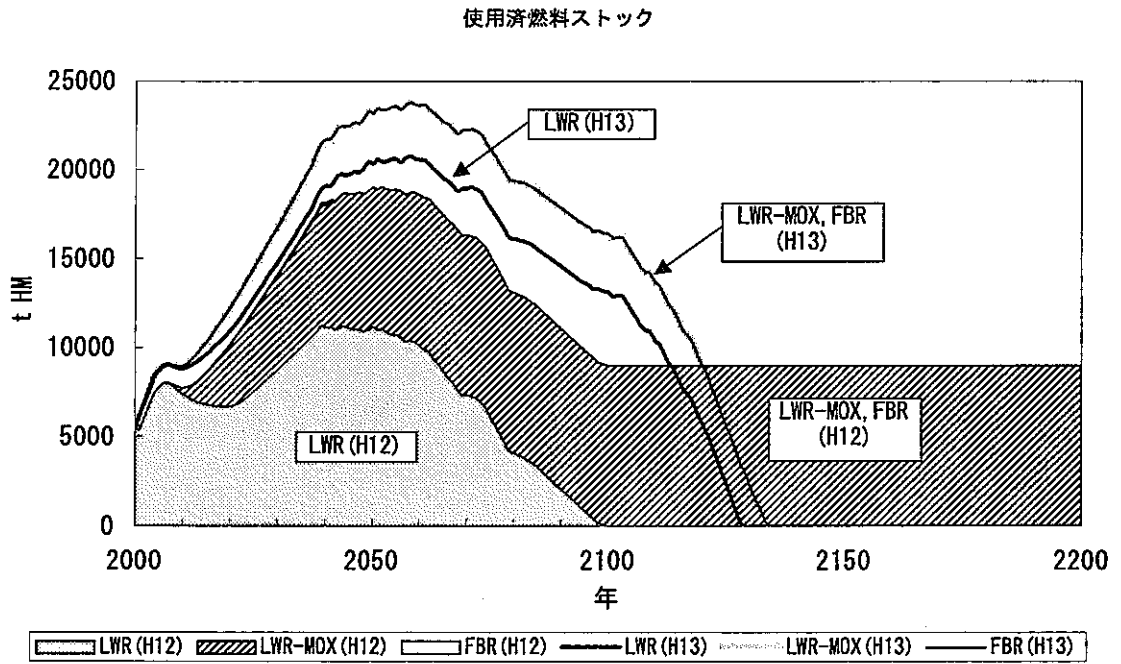


図 3-9 使用済燃料貯蔵量

天然ウラン累積使用量

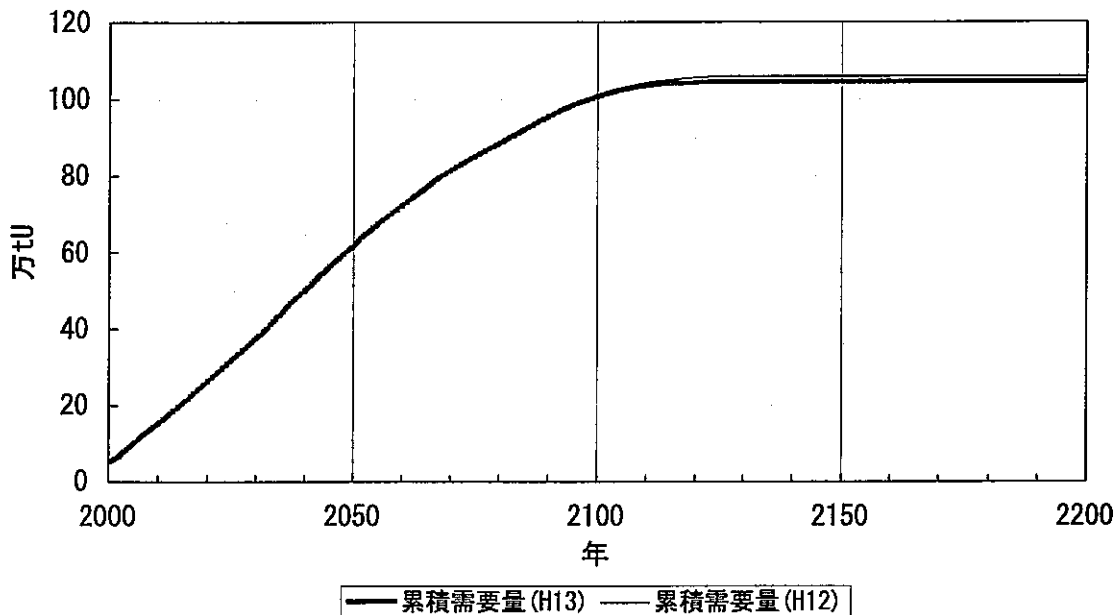


図 3-10 天然ウラン累積需要量

Puストック

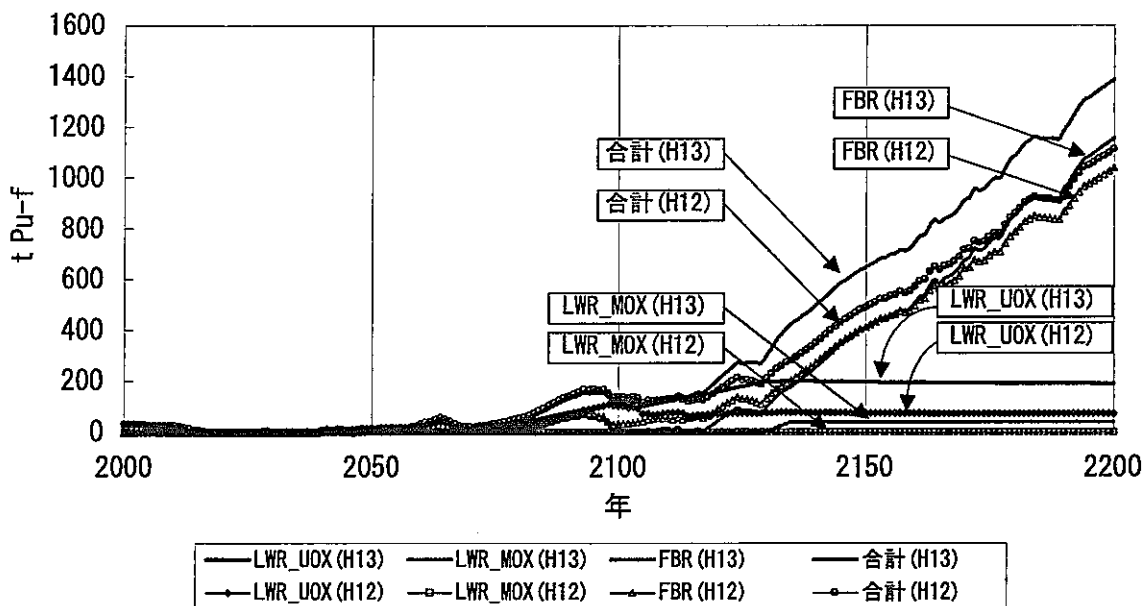


図 3-11 Pu 貯蔵量

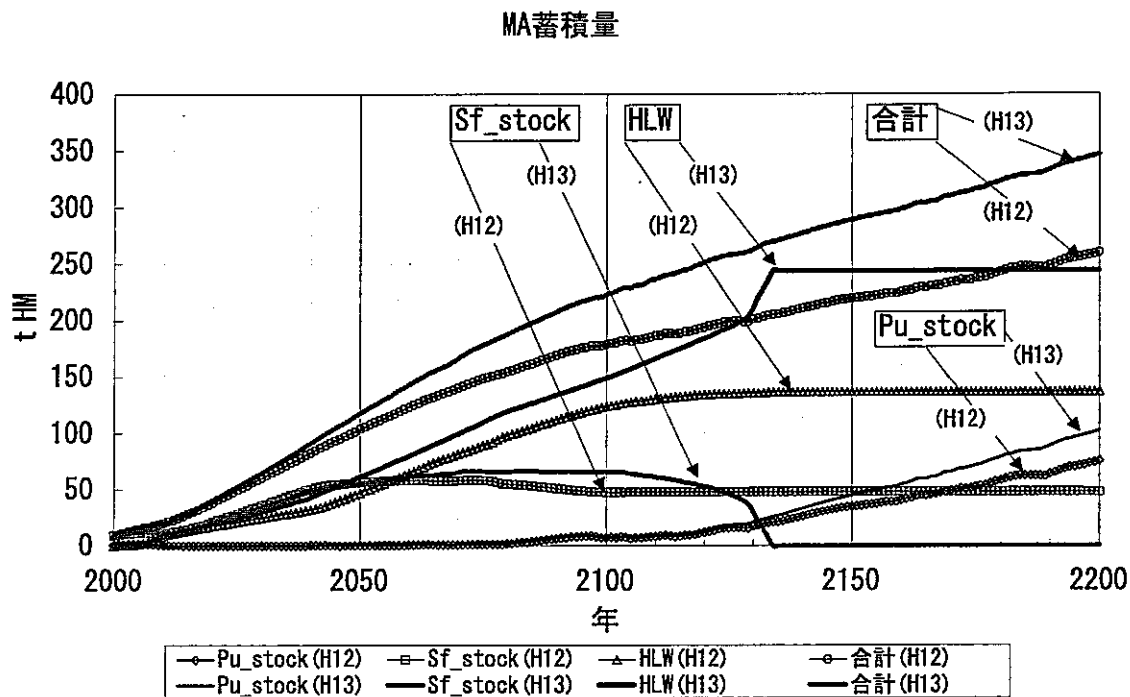


図 3-12 MA 蓄積量

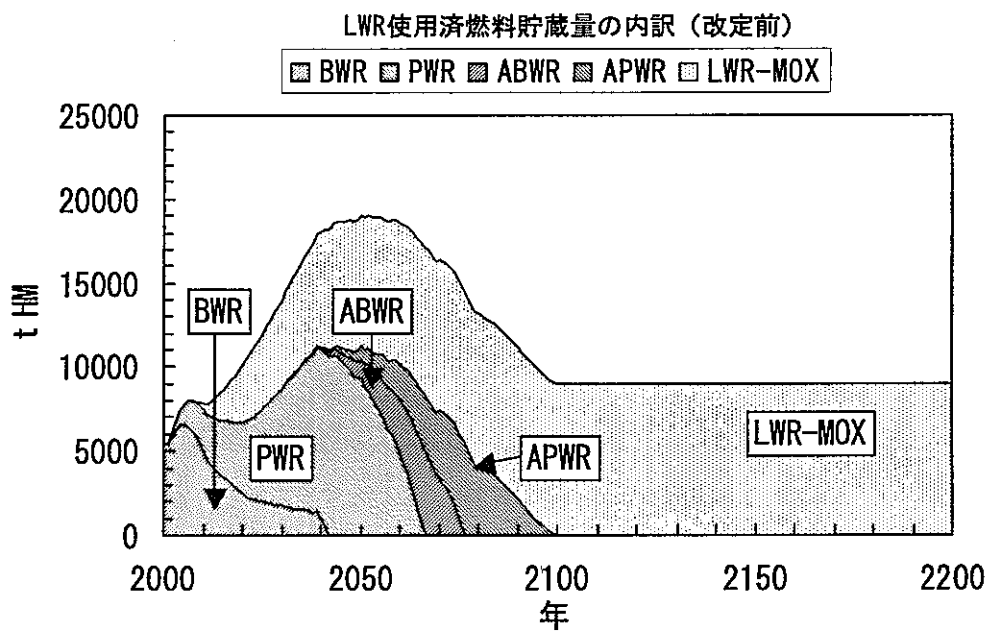


図 3-13 LWR 使用済燃料貯蔵量の内訳 (改良前)



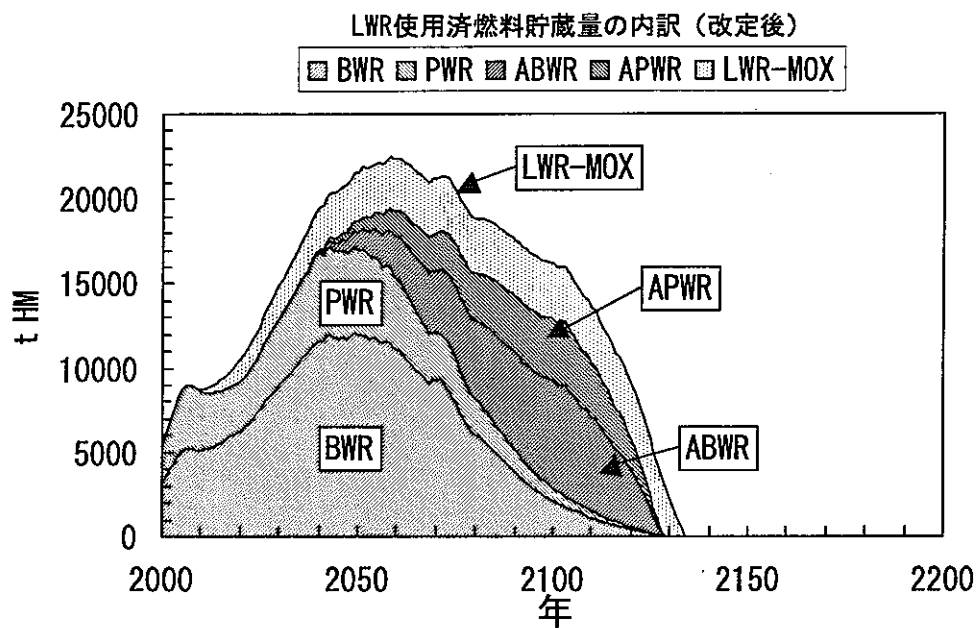


図 3-14 LWR 使用済燃料貯蔵量の内訳（改良後）

(iii) 動作テストの評価結果

前項①～⑦で既述した通り、改良前後のコードによる計算結果の差異は、実数形式の炉内滞在期間の採用や LWR-MOX 再処理等の機能追加に起因していることから、改良したコードは正常に動作していると判断される。

(2) 試計算

ここでは、サイクル機構から提示された計算条件に従ってサイクル諸量計算を実施し、今回追加した計算オプションの機能確認および、サイクル機構が FAMILY-EX で実施した計算結果(以後、リファレンスケースという)との比較評価を行う。

表 3.1-8に計算ケースの概要、表 3.1-1～表 3.1-4に前提条件を示す。

表 3.1-8 計算ケースの概要

No.	ケース		概 要	備考
1	平成12年度シナリオ解析の再現計算	崩壊 (有)	●FAMILY-EX(MA)とのベンチマークによる総合機能確認ケース FAMILY-EX(MA)を用いて計算した実用化戦略調査研究フェーズIのリファレンスケース(A-1)の結果と本コードによる結果の相互比較を行う。	
2		崩壊 (無)	●Pu241崩壊影響確認ケース 上記ケースについてPu241の崩壊を考慮しない条件で計算し、Pu241の崩壊計算オプションが適切に機能することを確認する。	崩壊遷移行列 (単位行列で)
3	L-MOX使用済燃料再処理オプションと回収U利用オプションの確認	回収U 利用 (無)	●L-MOX再処理における高次化プルトニウムの確認ケース LWR-MOX使用済燃料から回収される高次化プルトニウム量を把握する。	
4		回収U 利用 (有)	●回収U利用による天然U累積需要量の確認ケース ここでは、回収Uのリサクルオプションを適用した場合の天然U累積需要量を算出し、前記ケースとの比較によりオプションの機能確認を行う。	
5	FBR複数炉型計算機能の確認		●低増殖型FBRの併用によるPu貯蔵量抑制効果の確認ケース 複数のFBR炉心特性を計算した場合でも、Pu等の物質収支が正常に計算できることを確認する。この代表例として、高増殖型FBRと低増殖型FBRを併用してPu貯蔵量が抑制可能であることを評価する。	

表 3.1-9 計算前提条件(ケース1、ケース2)(1/2)

条件	設定値	
計算対象期間 (計算ツール上)	1997～2110年	
炉特性データ	BWR	2019年まで新設対象、燃焼度45,000Mwd/t (JNC TJ9440 2000-007「Pu利用技術に関する調査(5)」日本ニウクリア・フュエル株式会社)
	A-BWR	2020年以降新設対象、燃焼度60,000Mwd/t (JNC TJ9440 2000-007「Pu利用技術に関する調査(5)」日本ニウクリア・フュエル株式会社)
	PWR	2019年まで新設対象、燃焼度49,000Mwd/t (JNC TJ9440 99-014「プルトニウム利用技術に関する調査検討(3)」新型炉技術開発株式会社)
	A-PWR	2020年以降新設対象、燃焼度60,000Mwd/t (JNC TJ9440 2000-006「プルトニウム利用技術に関する調査検討(4)」新型炉技術開発株式会社)
	ATR	考慮しない
	FBR	FBR1 (もんじゅ[280MWe]、先行導入炉[800MWe]を考慮する) もんじゅ、先行導入炉の炉特性は、実用炉と同一とする。 先行導入炉は、「FBR導入時期」の10年前とする。 (但し、もんじゅの所内率は5.0%、先行導入炉・実用炉は4.1%とする。)
原子炉稼働率	BWR	80%
	A-BWR	90%
	PWR	80%
	A-PWR	90%
	FBR	稼働率は、もんじゅ：71.2%、先行導入炉、実用炉：92.7%とする。
炉寿命	LWR	60年
	FBR	60年(但し、もんじゅは2005年～2045年[2045年廃炉]の40年間とする。)
原子力発電規模	2020年に70GWeで飽和、以後一定(低位ケース)	
FBR導入時期	2040年	
プルスーマル	FBR導入年まで16～18基のLWRで実施(電事連計画) (大間フルMOX(BWR:2006～2065年)については、計算上1/3MOX、PWR 3.8772(GWe)で代用する。) 2001～2002年：BWR[0.78, 1.88(GWe)]、PWR[0.87, 1.74(GWe)] (電事連の4基は炉が特定されているため) 2000年初頭：おおよそBWR、PWR半々でプルトニウムバランス量に応じて(電事連の9基を目安に) ～2010年まで：おおよそBWR、PWR半々でプルトニウムバランス量に応じて(電事連の16～18基を目安に) 2011～2039年：おおよそBWR、PWR半々でプルトニウムバランス量に応じて(電事連の16～18基を目安に) 2006～2065年：PWR3.8772GWe(大間分として、通常のプルスーマル容量とは別扱い)	

表 3.1-9 計算前提条件(ケース1、ケース2) (2/2)

炉外サイクル時間	LWR	6年(加工→装荷:1年、取出→再処理:4年、再処理→Pu貯蔵:1年、その他:0年)	
	FBR	5年(取出→再処理:4年、再処理→Pu貯蔵:1年、その他:0年)	
ロス率	LWR	3.5%(転換0.5%、濃縮0.0%、加工1.0%、再処理2.0%)	
	FBR	0.3%(再処理0.2%、加工0.1%)	
再処理計画	LWR	(JNC東海再処理[TRP]) 2001~2010年90t/y、 (六ヶ所再処理) 2005年320t/y(40%)、2006年480t/y(60%)、2007年640t/y(80%)、2008年以降800t/y (民間第二再処理) 2040年以降400t/y ※TRPを除く軽水炉再処理は、稼働年数を40年とする。計算対象期間の後半は、プルサーマル使用済燃料も含めた貯蔵量に応じて400t/yまたは800t/yを選択する。	
	プルサーマル	軽水炉再処理に余力がある場合、再処理する(L-UO2使用済燃料の優先再処理)	
	FBR	FBR実用炉導入時期から燃料冷却後即時再処理(但し、再処理開始時はプルバランスを見て50, 100, 200t/yの階段状の処理能力とする。)先進湿式再処理方式	
	ATR	考慮しない	
テイルウラン濃度	0.30%		
天然ウラン濃度	0.71%		
回収ウランリサイクル	有(LWR-UOXのみ回収U利用を行う)		
計算開始年以前の諸量 (1996年度末)	使用済燃料	BWR:3183tHM、PWR:2299tHM、その他:0	
	Pu量	内訳:海外再処理委託量:約30.0tPu、 JNC再処理・燃料加工施設内の分離プルトニウム4.32tPu(出典 原子力白書 平成10年度版)	
	天然ウラン累積需要量	0tU	
計算開始年以前の既設容量 (1996年度末)	BWR:24,195MWe、PWR:18,186MWe		
計算開始年以前の既設容量 の廃止(1996年度末)	既設炉を炉寿命60年として算出		
新設炉型割合	1997~2010年	計画値	
	2011~2039年	発電設備容量の伸びおよび廃止炉のリプレースをBWR:PWR=63:37(2010年設備容量比)で振り分ける	
	2040~	発電設備容量の伸びおよび廃止炉のリプレースをFBRとし、Pu貯蔵量が負になる場合はLWR(BWR:PWR=63:37)を導入し調節する。	

表 3.1-10 計算前提条件(ケース3、ケース4)(1/2)

条件	設定値	
計算対象期間 (計算ツール上)	1997～2110年	
炉特性データ	BWR	2019年まで新設対象、燃焼度45,000MWd/t (JNC TJ9440 2000-007「Pu利用技術に関する調査(5)」日本ニュークリア・フュエル株式会社)
	A-BWR	2020年以降新設対象、燃焼度60,000MWd/t (JNC TJ9440 2000-007「Pu利用技術に関する調査(5)」日本ニュークリア・フュエル株式会社)
	PWR	2019年まで新設対象、燃焼度49,000MWd/t (JNC TJ9440 99-014「プルトニウム利用技術に関する調査検討(3)」新型炉技術開発株式会社)
	A-PWR	2020年以降新設対象、燃焼度60,000MWd/t (JNC TJ9440 2000-006「プルトニウム利用技術に関する調査検討(4)」新型炉技術開発株式会社)
	ATR	—
	FBR	—
原子炉稼働率	BWR	80%
	A-BWR	90%
	PWR	80%
	A-PWR	90%
	FBR	—
炉寿命	LWR	60年
	FBR	—
原子力発電規模	2020年に70GWeで飽和、以後一定(低位ケース)	
FBR導入時期	—	
プルサーマル	LWR再処理施設、LWR-MOX再処理施設の両施設から回収されるプルトニウムを用いて、原子力発電規模(2020年に70GWeで飽和)の範囲内で、最大限にL-UOX炉心をL-MOX炉心へと置き換えるように投入していく。	

表 3.1-10 計算前提条件(ケース 3、ケース 4) (2/2)

炉外サイクル時間	LWR	6年(加工→装荷:1年、取出→再処理:4年、再処理→Pu貯蔵:1年、その他:0年)
	FBR	—
ロス率	LWR	3.5%(転換0.5%、濃縮0.0%、加工1.0%、再処理2.0%)(L-MOX再処理施設も同じロス率を用いる。)
	FBR	—
再処理計画	LWR	燃料冷却後即時再処理(再処理能力が無限大)
	プルサーマル	燃料冷却後即時再処理(再処理能力が無限大)(L-MOX再処理施設を使用)
	FBR	—
	ATR	—
テイルウラン濃度	0.30%	
天然ウラン濃度	0.71%	
回収ウランリサイクル	No.3では回収U利用なし。 No.4では回収U利用あり。(LWR-UOXのみ回収U利用を行う)	
計算開始年以前の諸量 (1996年度末)	使用済燃料	BWR:3183tHM、PWR:2299tHM、その他:0
	Pu量	34.32 tPu 内訳:海外再処理委託量:約30.0tPu、 JNC再処理・燃料加工施設内の分離プルトニウム4.32tPu(出典 原子力白書 平成10年度版)
	天然ウラン累積需要量	0tU
計算開始年以前の既設容量 (1996年度末)	BWR:24,195MWe、PWR:18,186MWe	
計算開始年以前の既設容量 の廃止(1996年度末)	既設炉を炉寿命60年として算出	
新設炉型割合	1997～2010年	計画値
	2011～2039年	発電設備容量の伸びおよび廃止炉のリプレースをBWR:PWR=63:37(2010年設備容量比)で振り分ける
	2040～	発電設備容量の伸びおよび廃止炉のリプレースをFBRとし、Pu貯蔵量が負になる場合はLWR(BWR:PWR=63:37)を導入し調節する。

表 3.1-11 計算前提条件(ケース5)(1/2)

条件	設定値	
計算対象期間(計算ツール上)	1997～2110年	
炉特性データ	BWR	2019年まで新設対象、燃焼度45,000Mwd/t (JNC TJ9440 2000-007「Pu利用技術に関する調査(5)」日本ニユクリア・フュエル株式会社)
	A-BWR	2020年以降新設対象、燃焼度60,000Mwd/t (JNC TJ9440 2000-007「Pu利用技術に関する調査(5)」日本ニユクリア・フュエル株式会社)
	PWR	2019年まで新設対象、燃焼度49,000Mwd/t (JNC TJ9440 99-014「プルトニウム利用技術に関する調査検討(3)」新型炉技術開発株式会社)
	A-PWR	2020年以降新設対象、燃焼度60,000Mwd/t (JNC TJ9440 2000-006「プルトニウム利用技術に関する調査検討(4)」新型炉技術開発株式会社)
	ATR	考慮しない
	FBR	別添 (もんじゅ[280MWe]、先行導入炉[800MWe]を考慮する) ・もんじゅ、先行導入炉の炉特性は、実用炉と同一とする。(もんじゅの所内率は5.0%、先行導入炉・実用炉は4.1%。) ・先行導入炉は、「FBR導入時期」の10年前とする。 ・計算の後半に投入する低増殖比FBRは、実用炉炉心特性データの軸ブランケット装荷量をゼロとすることで対応する。 (炉心特性データは、平成12年度時発注の「A-1:Na冷却ループ大型、MOX燃料」を使用。)
原子炉稼働率	BWR	80%
	A-BWR	90%
	PWR	80%
	A-PWR	90%
	FBR	稼働率は、もんじゅ：71.2%、先行導入炉、実用炉：92.7%とする。
炉寿命	LWR	60年
	FBR	60年(但し、もんじゅは2005年～2045年[2045年廃炉]の40年間とする。)
原子力発電規模	2020年に70GWeで飽和、以後一定(低位ケース)	
FBR導入時期	2040年(参考計算ケースでの低増殖比FBRは、2065年導入開始)	
プルスーマル	FBR導入年まで16～18基のLWRで実施(電事連計画)(大間フルMOX(BWR:2006～2065年)については、計算上1/3MOX、PWR 3.8772(GWe)で代用する。) 2001～2002年：BWR[0.78, 1.88(GWe)]、PWR[0.87, 1.74(GWe)](電事連の4基は炉が特定されているため) 2000年初頭：おおよそBWR、PWR半々でプルトニウムバランス量に応じて(電事連の9基を目安に) ～2010年まで：おおよそBWR、PWR半々でプルトニウムバランス量に応じて(電事連の16～18基を目安に) 2011～2039年：おおよそBWR、PWR半々でプルトニウムバランス量に応じて(電事連の16～18基を目安に) 2006～2065年：PWR3.8772GWe(大間分として、通常のプルスーマル容量とは別扱い)	



表 3.1-11 計算前提条件(ケース5)(2/2)

炉外サイクル時間	LWR	6年(加工→装荷:1年、取出→再処理:4年、再処理→Pu貯蔵:1年、その他:0年)
	FBR	5年(取出→再処理:4年、再処理→Pu貯蔵:1年、その他:0年)
ロス率	LWR	3.5%(転換0.5%、濃縮0.0%、加工1.0%、再処理2.0%)
	FBR	0.3%(再処理0.2%、加工0.1%)
再処理計画	LWR	(JNC東海再処理[TRP]) 2001~2010年90t/y、 (六ヶ所再処理) 2005年320t/y(40%)、2006年480t/y(60%)、2007年640t/y(80%)、2008年以降800t/y (民間第二再処理) 2040年以降400t/y ※TRPを除く軽水炉再処理は、稼働年数を40年とする。計算対象期間の後半は、プルサーマル使用済燃料も含めた貯蔵量に応じて400t/yまたは800t/yを選択する。
	プルサーマル	軽水炉再処理に余力がある場合、再処理する(L-UO2使用済燃料の優先再処理)
	FBR	FBR実用炉導入時期から燃料冷却後即時再処理(但し、再処理開始時はプルバランスを見て50, 100, 200t/yの階段状の処理能力とする。)先進湿式再処理
	ATR	考慮しない
テイルウラン濃度	0.30%	
天然ウラン濃度	0.71%	
回収ウランリサイクル	有(LWR-UOXのみ回収U利用を行う)	
計算開始年以前の諸量 (1996年度末)	使用済燃料	BWR:3183tHM、PWR:2299tHM、その他:0
	Pu量	34.32 tPu 内訳:海外再処理委託量:約30.0tPu、 JNC再処理・燃料加工施設内の分離プルトニウム4.32tPu(出典 原子力白書 平成10年度版)
	天然ウラン累積需要量	0tU
計算開始年以前の既設容量 (1996年度末)	BWR:24,195MWe、PWR:18,186MWe	
計算開始年以前の既設容量 の廃止(1996年度末)	既設炉を炉寿命60年として算出	
新設炉型割合	1997~2010年	計画値
	2011~2039年	発電設備容量の伸びおよび廃止炉のリプレースをBWR:PWR=63:37(2010年設備容量比)で振り分ける
	2040~	発電設備容量の伸びおよび廃止炉のリプレースをFBRとし、Pu貯蔵量が負になる場合はLWR(BWR:PWR=63:37)を導入し調節する。

## (i) ケース 1

ケース 1 では、昨年度実施したシナリオ解析 4 (A-1 概念、2040 年導入) をリファレンスケースとして計算し、サイクル機構が FAMILY-EX で実施した計算結果との比較評価を行った。その結果を以下に示す。

## (a) 発電設備容量

図 3-15 の発電設備容量はサイクル機構が FAMILY-EX で計算した結果であるが、今回の試算では改良したコードに外部入力データとして与えた。

## (b) 燃料製造量および使用済燃料発生量

FAMILY-EX と本コードで計算した燃料製造量の推移を図 3-16 に示す。本コードによる LWR-UO<sub>2</sub> と LWR-MOX の各燃料製造量は、グラフ上では確認しにくいですが FAMILY-EX よりもわずかに多い傾向にある。本コードでは、燃料製造から炉心装荷までのリードタイムの最小値が 1 年であるため、FBR の炉心、軸ブランケット、径ブランケットの各燃料製造量は FAMILY-EX (リードタイム 0 年で計算) よりも 1 年前倒して計算されている。さらに、本コードでは炉心領域およびブランケット領域を 4 領域に分割し、それぞれの燃料製造量は実数形式の各炉内滞在期間を用いて計算しているが、FAMILY-EX では炉心とブランケットで平均化した炉内滞在期間を採用しているため、炉内滞在期間の相違が径ブランケット燃料製造量に差をもたらしている。

一方、使用済燃料発生量の推移を図 3-17 に示す。本コードでは、LWR プルサーマルの UO<sub>2</sub> 燃料要素は通常の LWR-UO<sub>2</sub> 燃料に振り分けて集計しているため、FAMILY-EX (BWR-プルサーマルの UO<sub>2</sub> 燃料要素は LWR-MOX 燃料として集計) に比べ LWR-MOX 燃料が減り、LWR-UO<sub>2</sub> 燃料量が増えている。また、グラフ上では確認しにくいですが、LWR-UO<sub>2</sub> 使用済燃料発生量は簡易燃焼計算の影響も加わり FAMILY-EX よりも微増傾向にある。FBR のブランケット燃料の差は、前述の理由による燃料製造量の差が影響している。

## (c) 再処理量

FAMILY-EX と本コードで計算した再処理量の推移を図 3-18 に示す。本コードでは、LWR および FBR の各使用済燃料は、前項(b)で既述した理由によって FAMILY-EX よりも幾分多く計算されるため、それぞれの再処理量も若干増えている。ただし、この LWR と FBR の各再処理量の増加は再処理設備容量に著しい変更をもたらすような差ではないため、例えばサイクル諸量解析に基づいた設備評価等への影響は小さいものと判断される。

## (d) 使用済燃料貯蔵量

FAMILY-EX と本コードで計算した使用済燃料貯蔵量の推移を図 3-19 に示す。FBR のうち「もんじゅ」の使用済燃料発生量は年間 4.5tHM 程度であり、FBR 再処理施設が運開する 2040 年まで使用済燃料貯蔵量は約 180tHM にとどまる

ことから、グラフ上ではほとんど識別がつかない。また、本計算では 2040 年に FBR が本格導入された場合、原子炉取り出し後一定冷却期間を経過した FBR 使用済燃料は単年度で再処理されるものと仮定していることから、再処理サイトの FBR 使用済燃料貯蔵量はゼロとなっている。

一方、再処理待ちの LWR 使用済燃料貯蔵量は、前項(b)で既述した通り LWR 燃料製造量の微増と簡易燃焼計算による使用済燃料発生量の増加が影響し、FAMILY-EX の計算結果に比べ幾分高い傾向にある。なお、LWR プルサーマルの  $\text{UO}_2$  燃料要素は通常の LWR- $\text{UO}_2$  燃料に振分けて集計しているため、FAMILY-EX よりも LWR-MOX 使用済燃料貯蔵量が減少し、LWR- $\text{UO}_2$  使用済燃料貯蔵量割合が増えている。

(e) 天然ウラン累積需要量

FAMILY-EX と本コードで計算した天然ウラン累積需要量の推移を図 3-20 に示す。本コードによる天然ウラン累積需要量は、LWR 燃料製造量の増加に伴って 10%程度多くなっている。

(f) Pu 貯蔵量

同様に Pu 貯蔵量を図 3-21 に示す。本コードで計算した Pu 貯蔵量の合計は全体的に FAMILY-EX と概ね同様の変化を示しているが、LWR から FBR へのリプレースを終える 2130 年までは FAMILY-EX よりも少ない傾向にある。本コードでは、燃焼計算遷移行列で計算される LWR 取出燃料中の  $\text{Pu}$  量がわずかに少なく、LWR-MOX 燃料製造に要す  $\text{Pu}$  量が富化調整によって微増していることから、LWR サイクル側の余剰  $\text{Pu}$  量は FAMILY-EX よりも少ない傾向を示す。また、FBR 系の Pu 貯蔵量は、LWR から FBR へのリプレースを終える 2130 年までは著しく少ないが、これは FBR 回収 Pu を優先的に利用し、不足時に LWR 回収 Pu を受入れるルールで計算しているためである。リプレース完了後は、簡易燃焼計算による Pu 増殖能が FAMILY-EX で使用している炉心特性を上回るため、より多くの Pu が生産されたためである。

(g) MA 蓄積量

FAMILY-EX と本コードで計算した MA 蓄積量の推移を図 3-22 に示す。本コードによる MA 蓄積量は、FAMILY-EX の計算結果よりも多い傾向にある。これは、LWR- $\text{UO}_2$  燃料製造量の増加に伴い、MA 含有率が高い LWR 使用済燃料からの MA 回収量が増加したことや、前項(f)で既述した FBR の増殖能力の違いなどに起因すると考えられる。

(h) まとめ

以上の計算結果の確認と比較評価により、機能拡張を施した時系列解析ツールの計算結果は、サイクル機構が提示した FAMILY-EX によるシナリオ解析を概ね再現していると判断される。

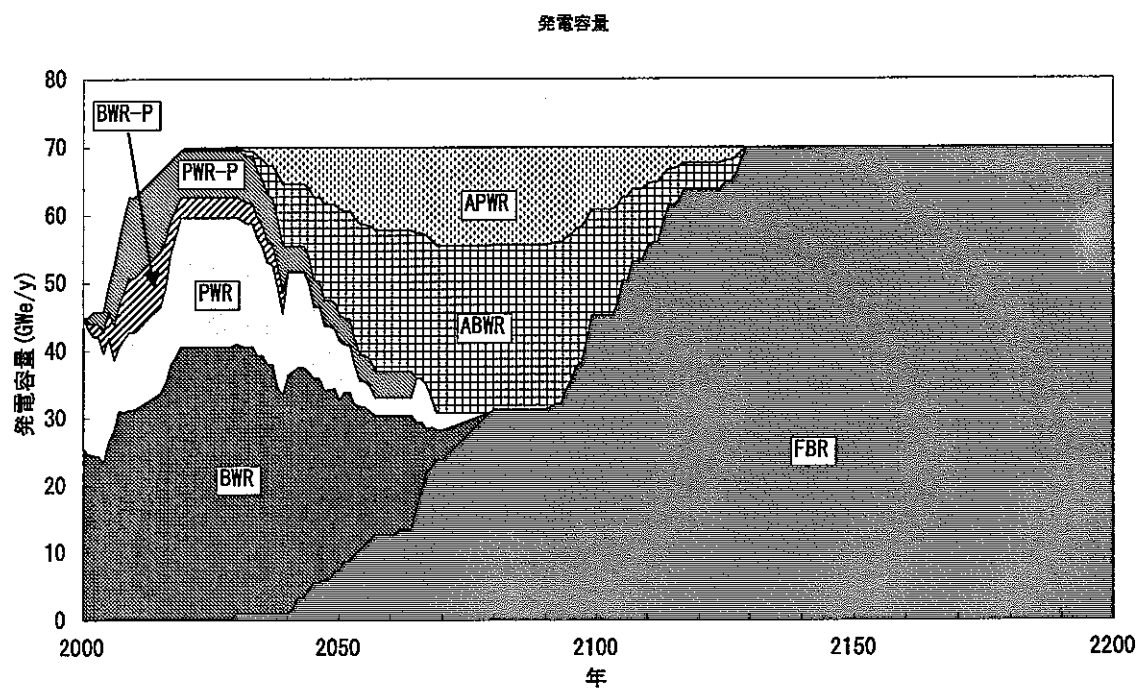


図 3-15 発電設備容量の推移(ケース 1)

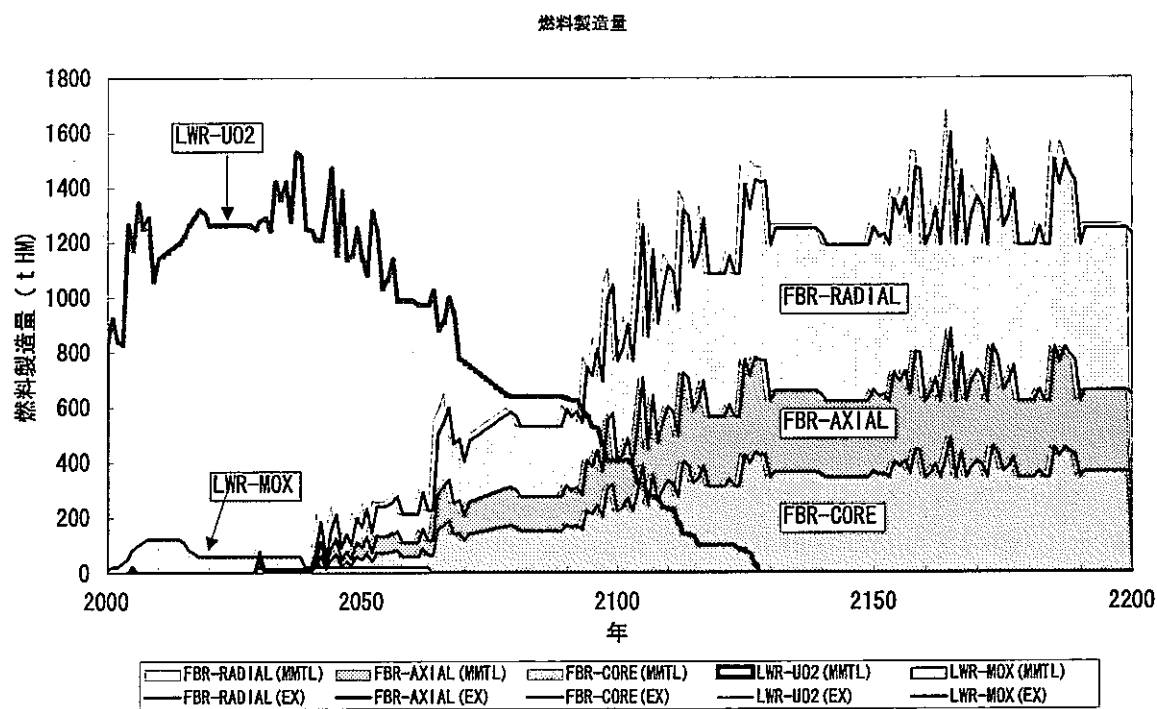


図 3-16 燃料製造量の推移(ケース 1)

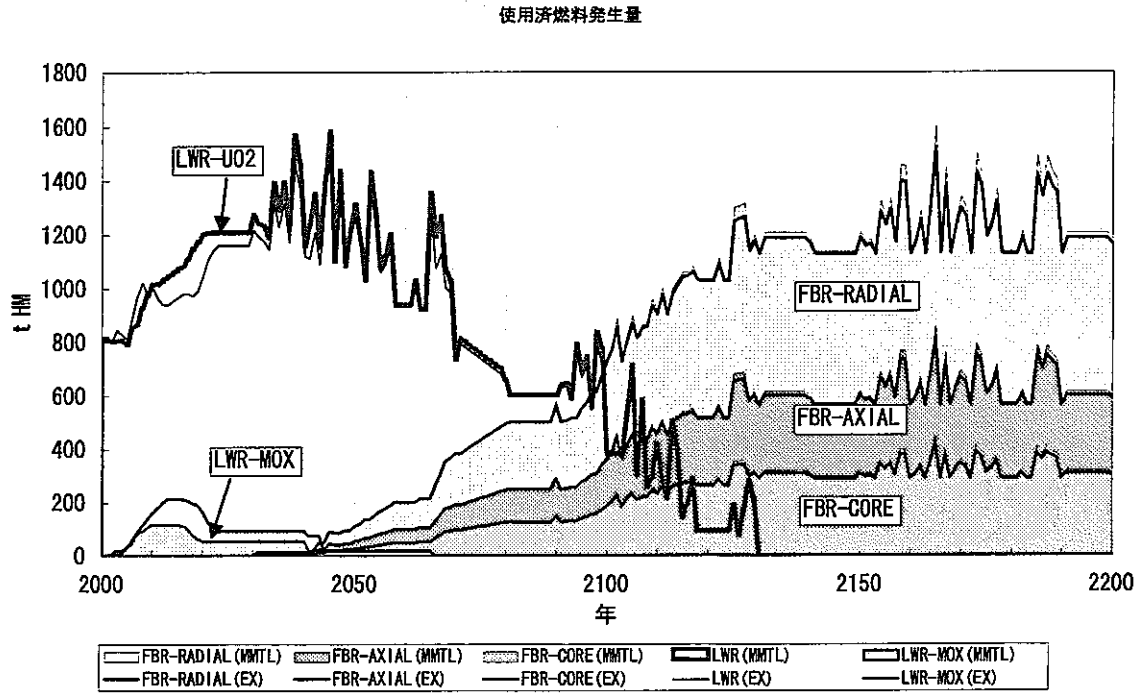


図 3-17 使用済燃料発生量の推移(ケース 1)

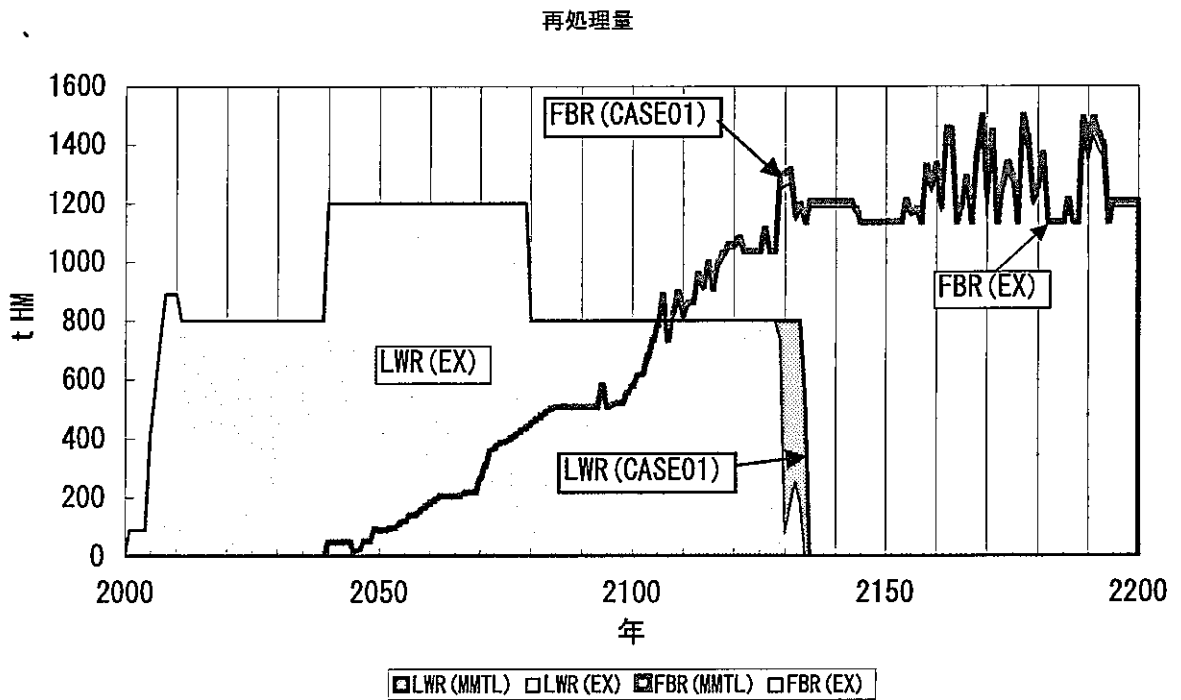


図 3-18 再処理量の比較(ケース 1)

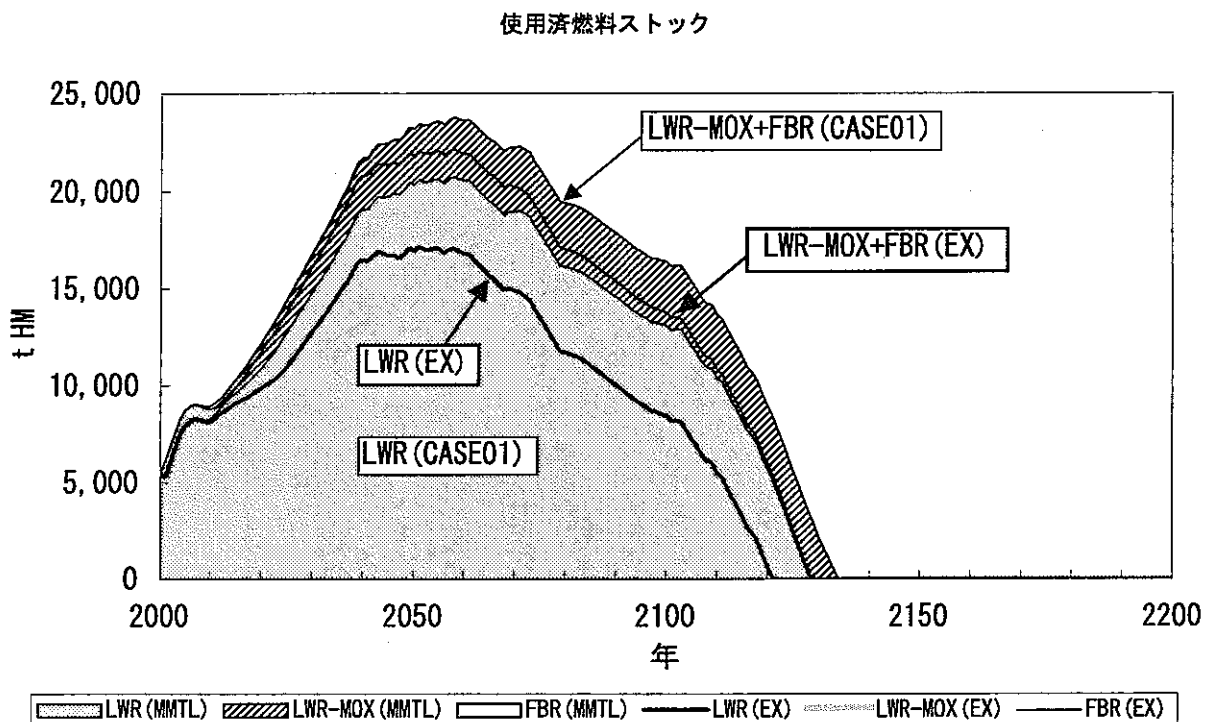


図 3-19 使用済燃料貯蔵量の推移(ケース 1)

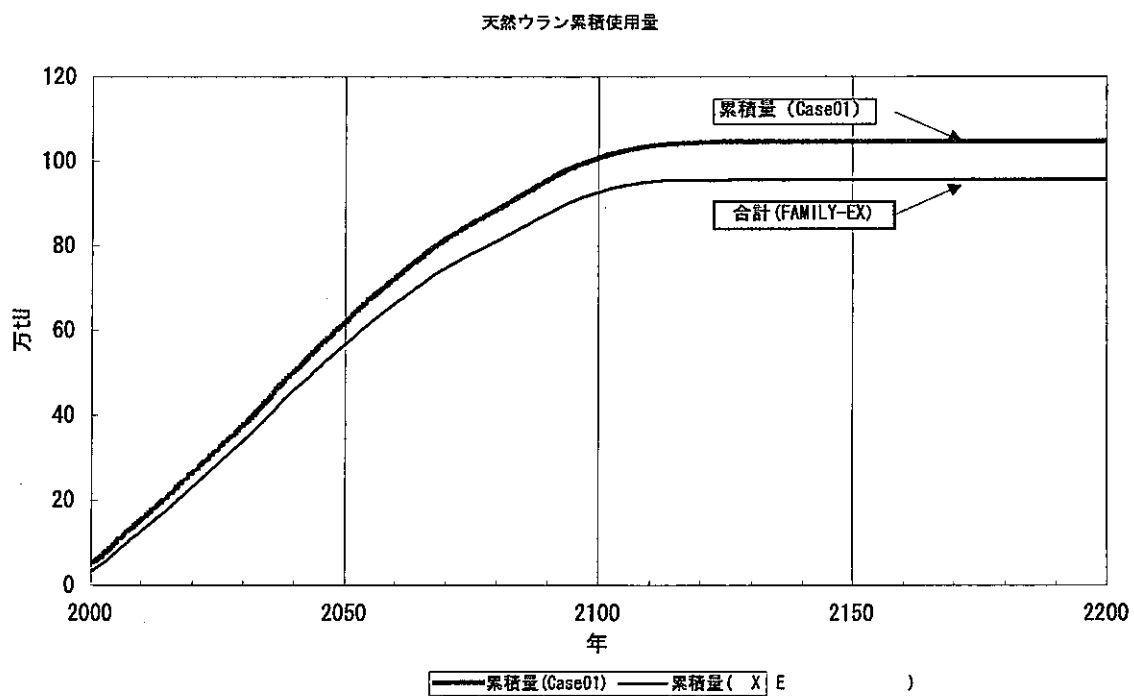


図 3-20 天然ウラン累積需要量の比較(ケース 1)

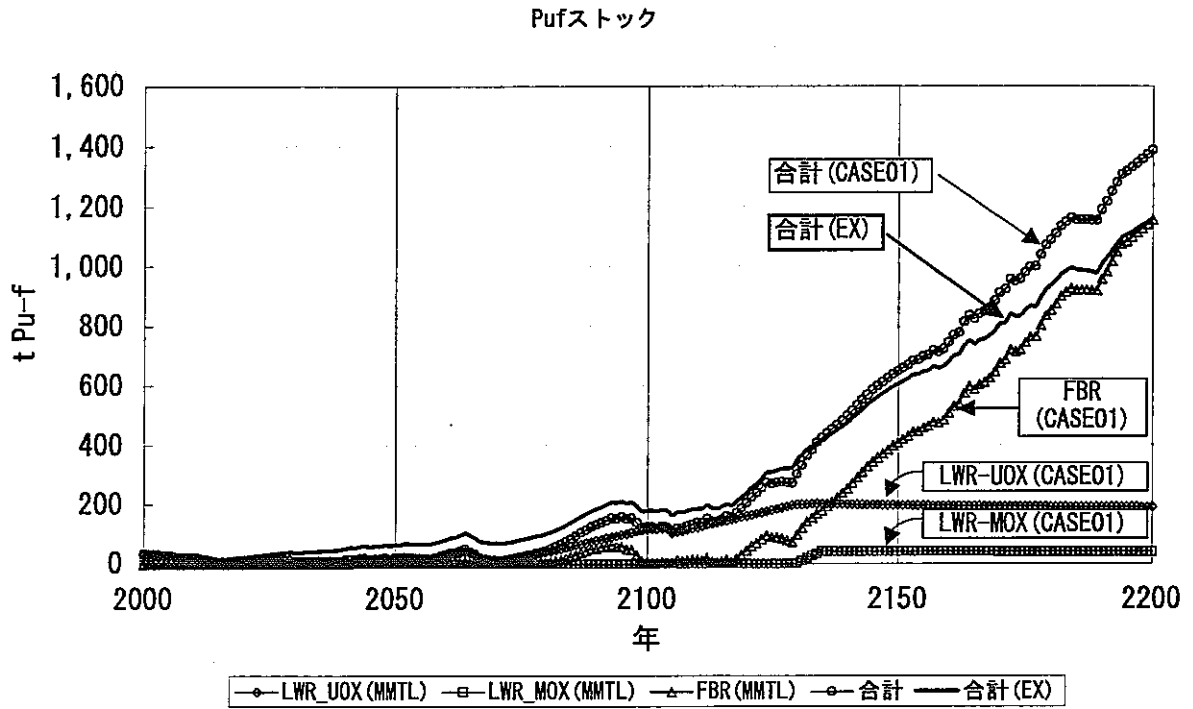


図 3-21 Pu 貯蔵量の推移(ケース 1)

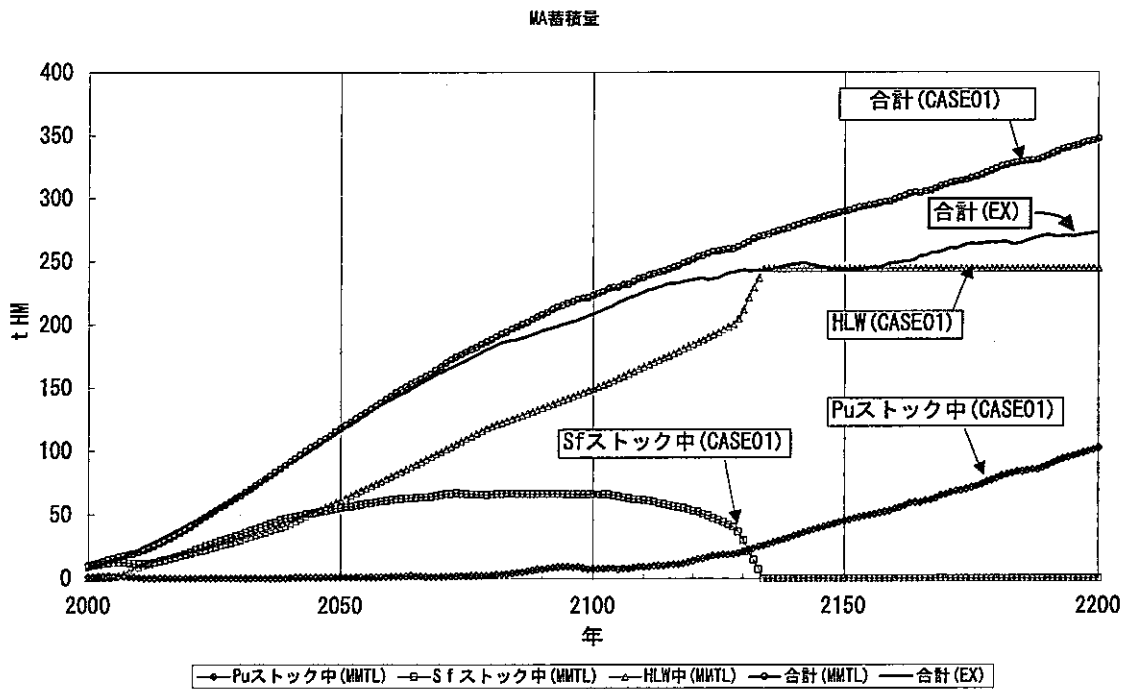


図 3-22 MA 蓄積量の推移(ケース 1)

(ii) ケース 2

ケース 2 の計算では、Pu241 の崩壊考慮の有無がシナリオに与える影響として、とくに FBR 導入量への影響を確認するために、計算期間中の各核種の崩壊を考慮せずに計算を行った。具体的には、崩壊計算用行列(ファイル名：“tru\_decay.csv”)の代わりに単位行列を用いることとした。その他の前提条件はケース 1 と同じである。

(a) 発電設備容量

図 3-23 に発電設備容量の推移を、図 3-24 にケース 1 との比較を示す。図より、Pu241 の崩壊を考慮しないケース 2 では FBR の導入ペースが速まり、LWR から FBR への移行期間がケース 1 よりも 20 年程短縮される。これは、Pu241 から Am241 への崩壊を考慮していないためサイクルロス以外の Pu 損失が無いことから、より多くの MOX 燃料を製造することが可能になり FBR 導入量が増加したと考えられる。



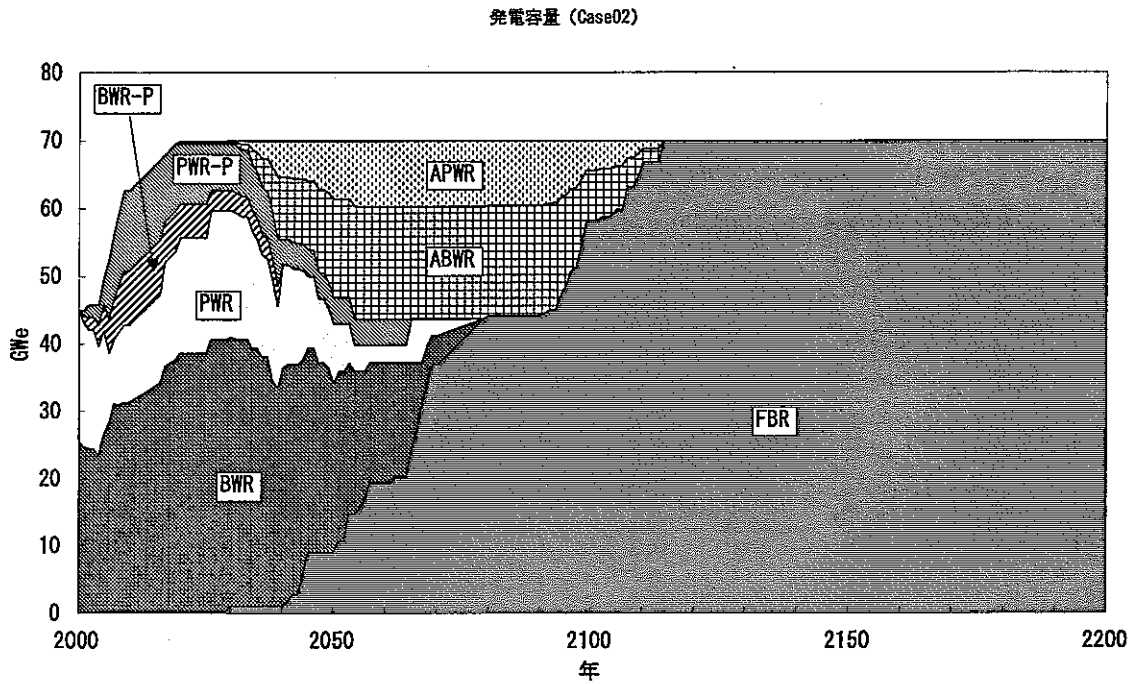


図 3-23 発電設備容量の推移(ケース 2)

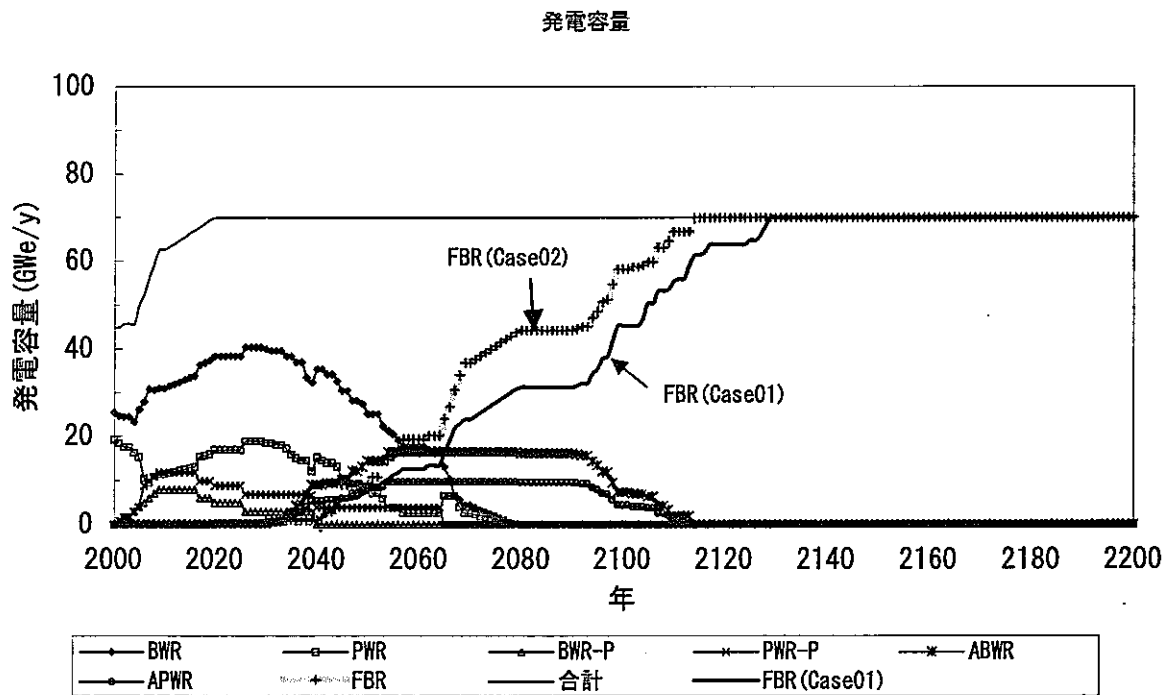


図 3-24 発電設備容量の比較(ケース 1 とケース 2)

(b) 燃料製造量および使用済燃料発生量

図 3-25 に燃料製造量の推移を、図 3-26 に燃料製造量の比較を、図 3-27 に使用済燃料発生量の推移を、図 3-28 に使用済燃料発生量の比較をそれぞれ示す。それぞれ、発電設備容量の推移に応じた諸量を適切に計算していることが確認できた。また、ケース 1 との比較において、崩壊計算の相違による燃料製造量および使用済燃料発生量の違いを確認できた。

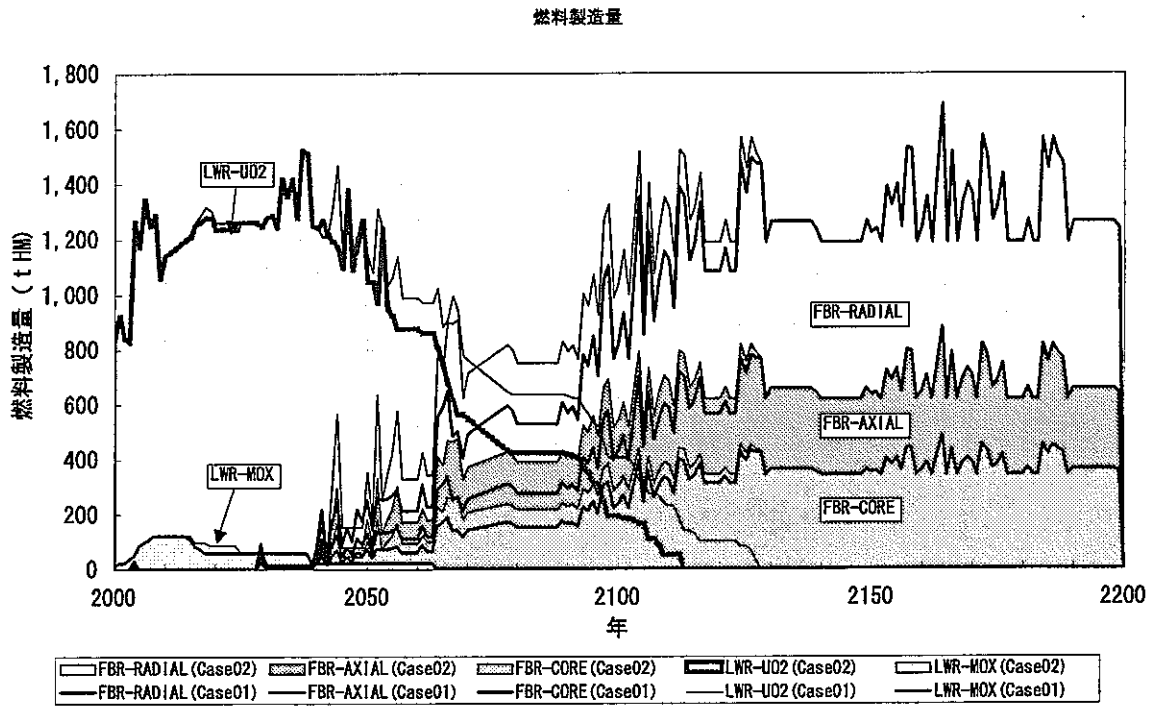


図 3-25 燃料製造量の推移(ケース 2)

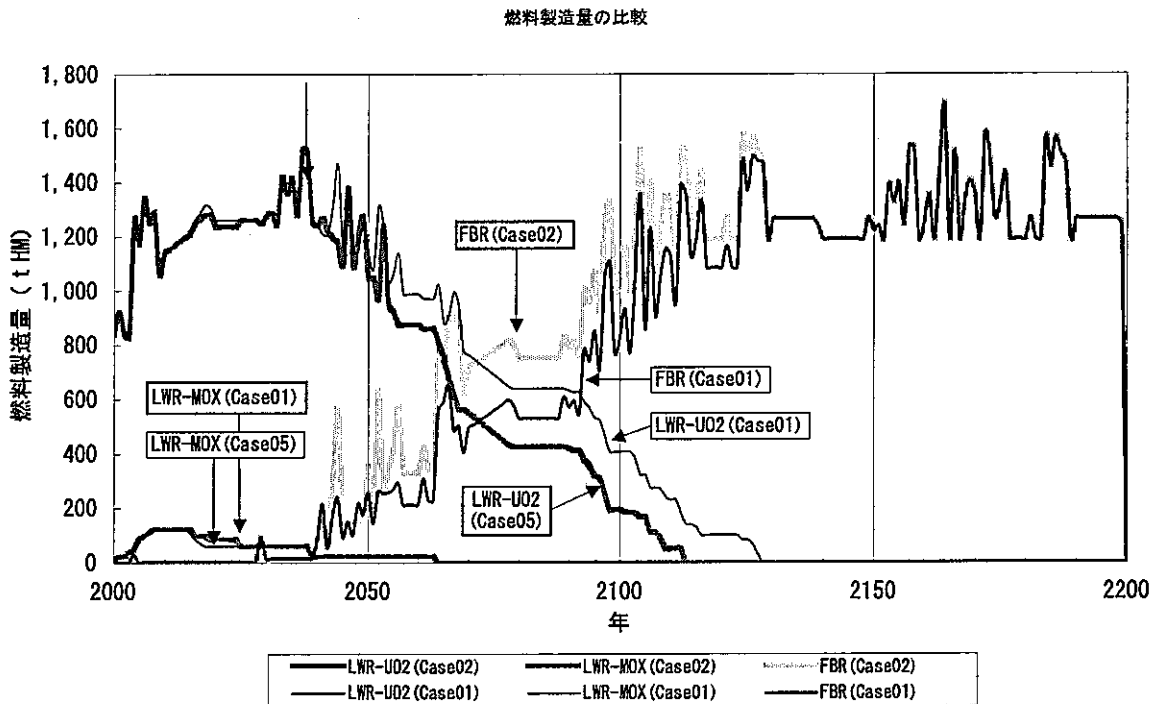


図 3-26 燃料製造量の比較(ケース 2)

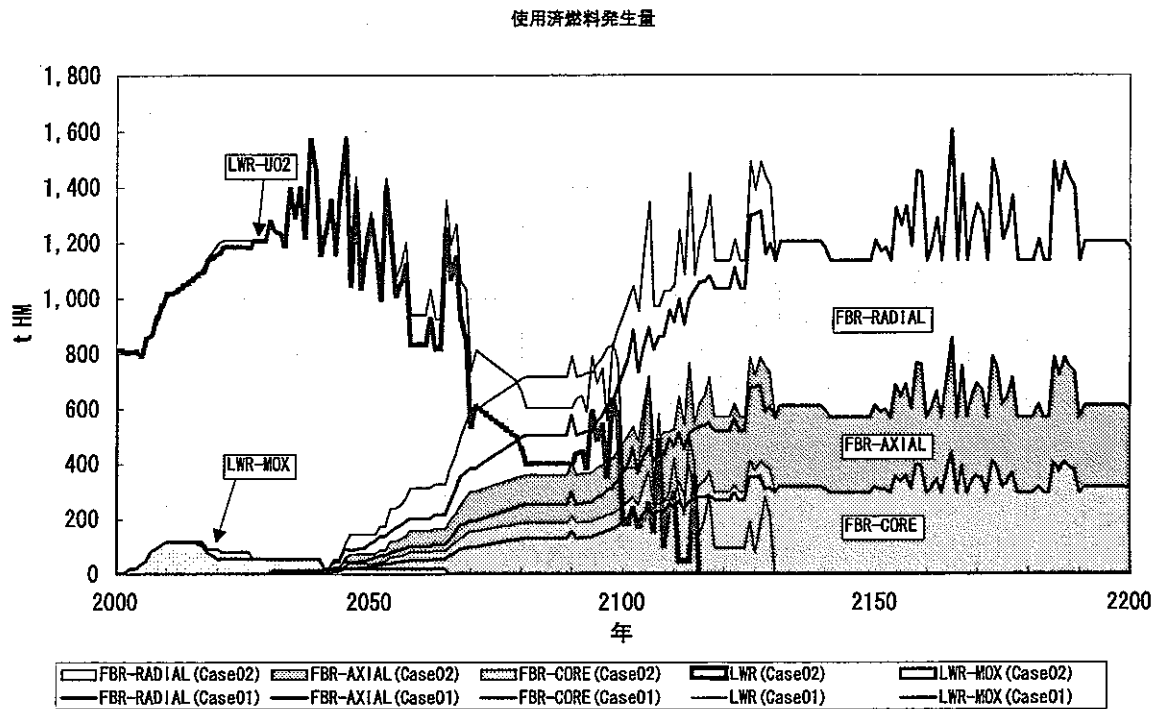


図 3-27 使用済燃料発生量の推移(ケース 2)

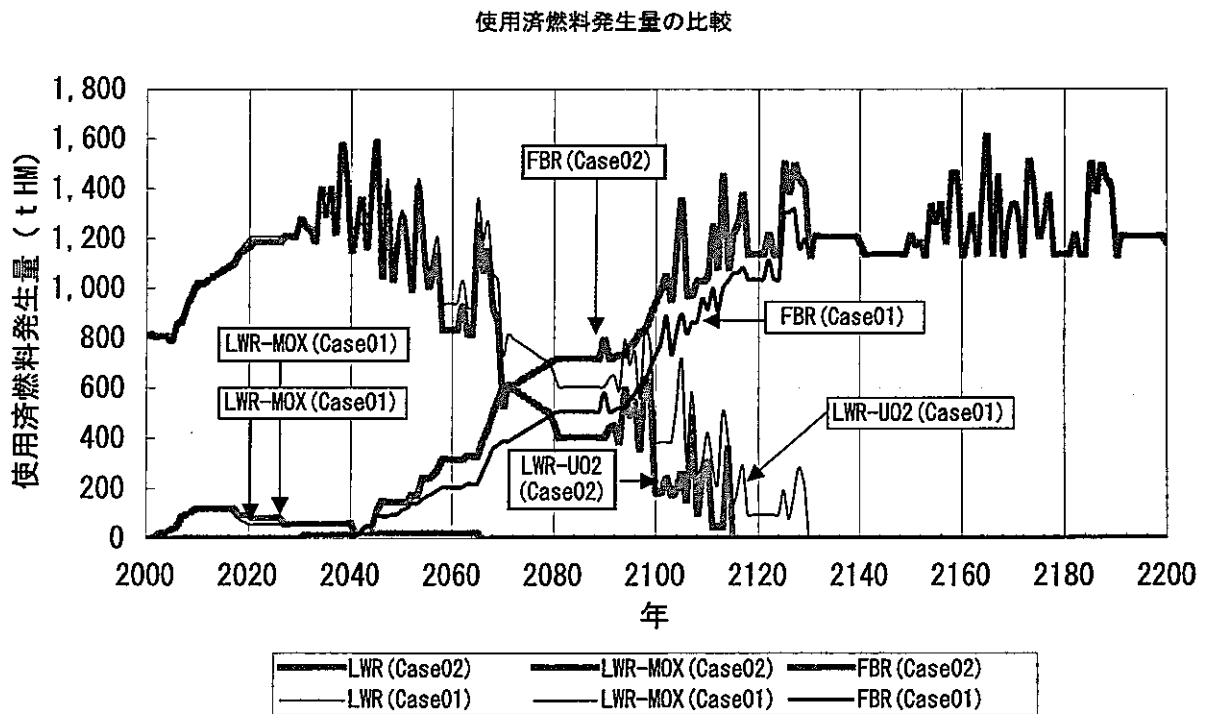


図 3-28 使用済燃料発生量の比較(ケース 1 とケース 2)

(c) 再処理量および使用済燃料ストック

図 3-29 に再処理量の推移を、図 3-30 に使用済燃料ストックの推移をそれぞれ比較した結果を示す。FBR の導入ペースが速まったため、軽水炉起源の使用済燃料発生量の減少を反映した結果が得られた。

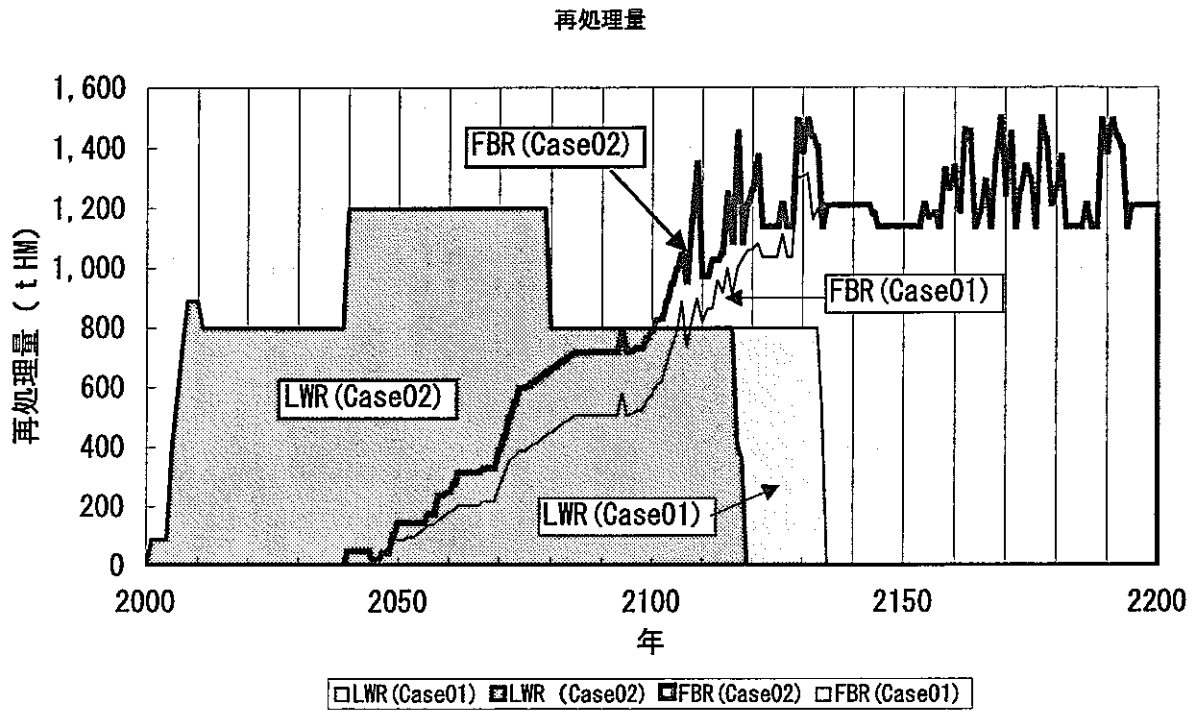


図 3-29 再処理量の推移(ケース 2)

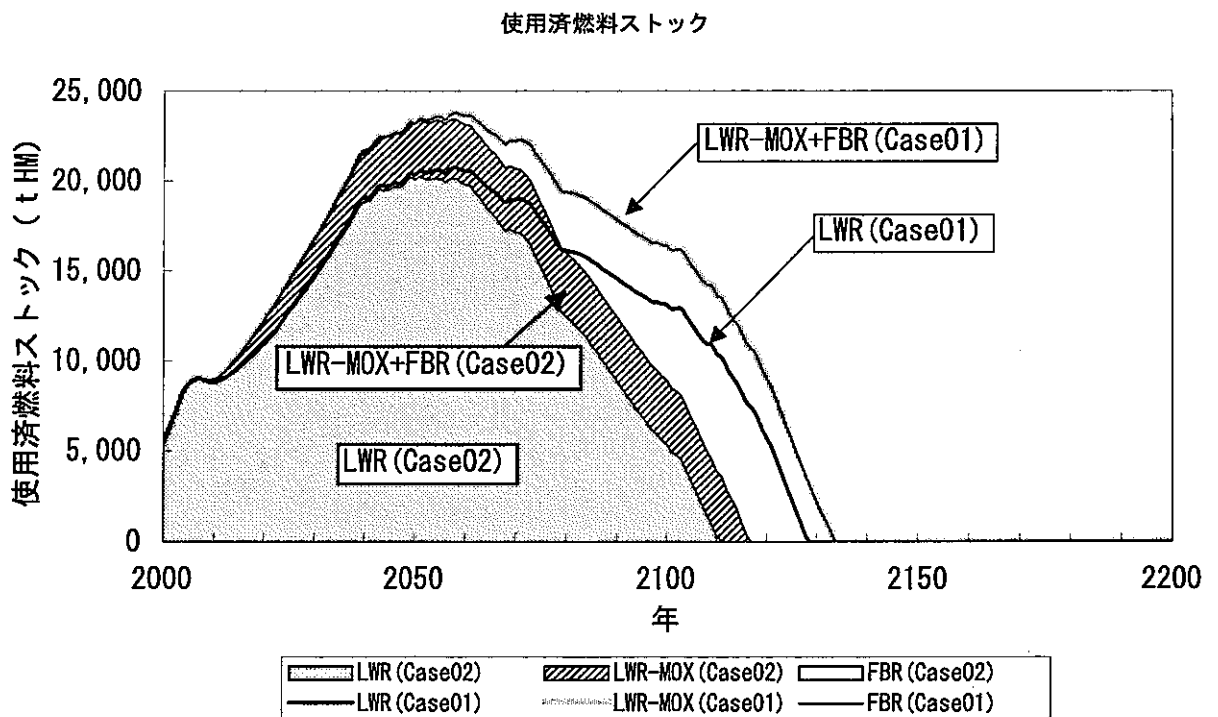


図 3-30 使用済燃料ストックの推移(ケース 1 とケース 2)

(d) Pu ストックの比較

図 3-31 にケース 1 とケース 2 の Pu ストック量を比較した結果を示す。

ケース 2 では、Pu241 から Am241 への崩壊を計算していないため再処理ロス以外の Pu 損失がないことから、Pu 量貯蔵がケース 1 よりも多くなっている。この比較例から、核種の崩壊を考慮せずにプルトニウム収支を計算した場合、TRU 製品中の核分裂性 Pu の存在量を実際より多く見積ることが分かる。

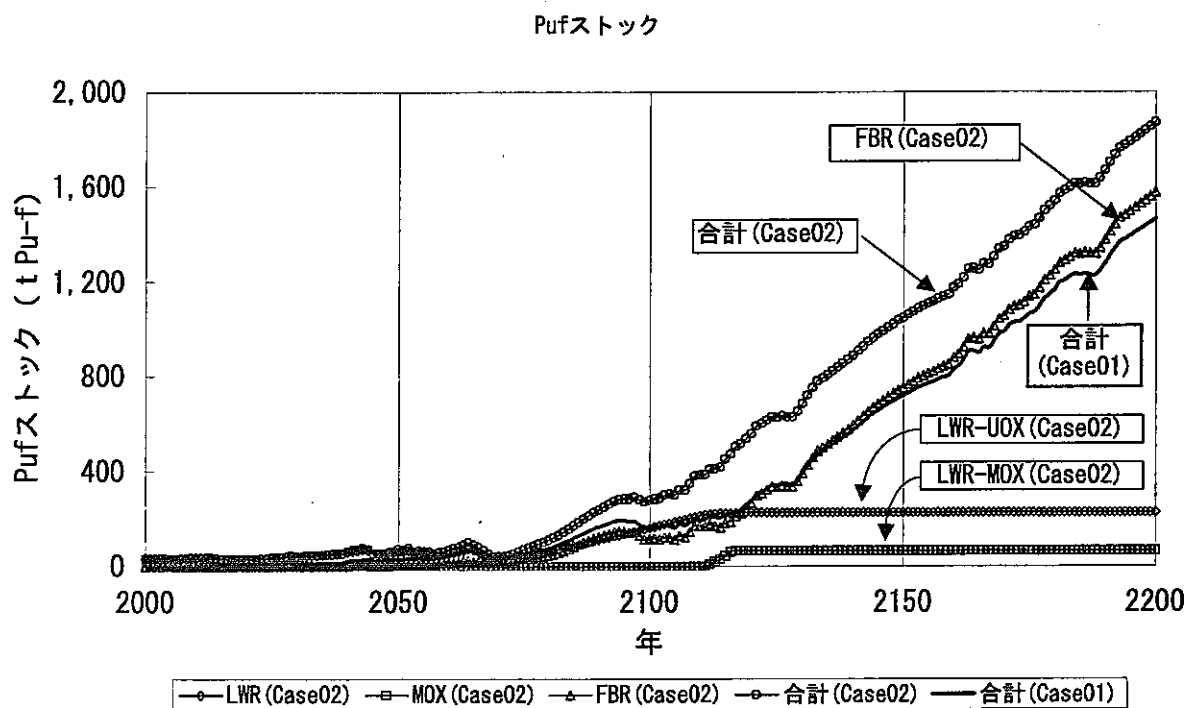


図 3-31 Pu ストックの比較(ケース 1 とケース 2)

(e) 天然ウラン累積需要量

図 3-32 に天然ウラン累積需要量の比較を示す。

Pu の崩壊を想定していないケース 2 では、核分裂性 Pu の存在量が実際よりも多く見積もられるため FBR の導入が促進される。その結果、軽水炉の発電量がケース 1 よりも減少したため、天然ウランの需要量が減少している。

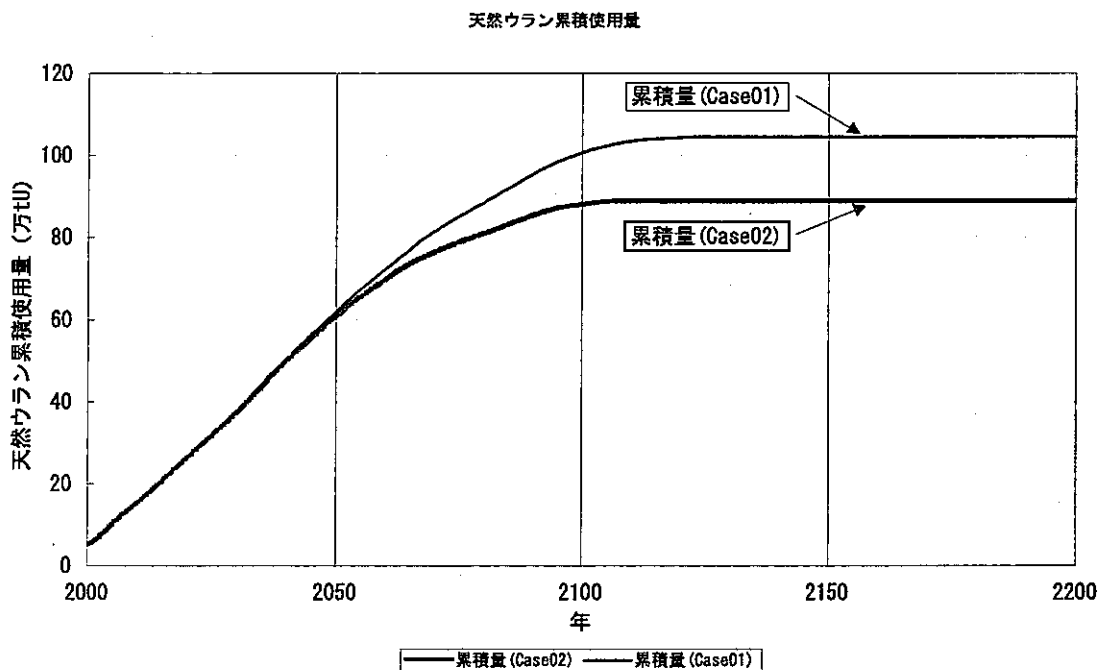


図 3-32 天然ウラン累積需要量の比較(ケース 1 とケース 2)



(f) MA 蓄積量

図 3-33 に MA 蓄積量の比較を示す。ケース 2 の MA 蓄積量は、ケース 1 よりも 200t 以上少ない。これは、核種の崩壊を考慮していないため Pu241 から Am241 への崩壊による MA 量の増加が計算されていないことによる。

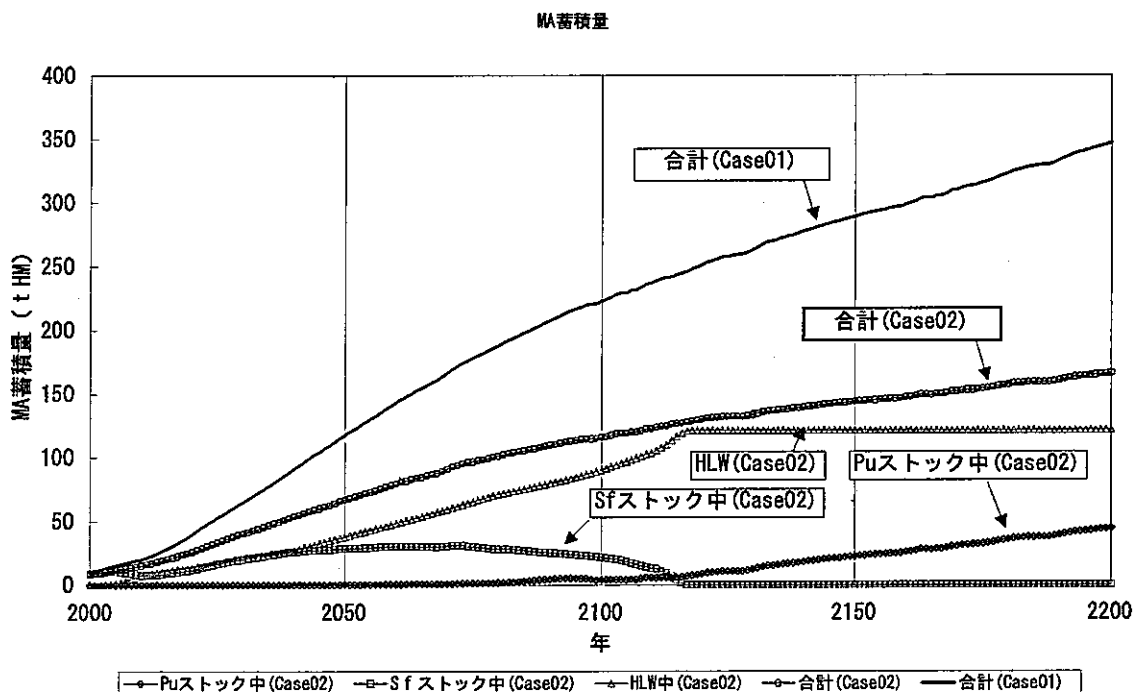


図 3-33 MA 蓄積量の比較(ケース 2)

(g) まとめ

以上の結果より、Pu241 から Am241 への崩壊の有無が FBR 導入シナリオに与える影響は比較的大きいことが確認された。とくに初装荷燃料用の Pu が不足しがちな FBR 導入初期段階では、崩壊による Pu 損失は FBR 導入ペースの低下をもたらすことから、物質収支解析に基づいて FBR 導入条件を策定する場合、崩壊計算による核種の崩壊を考慮することが重要といえる。

(iii) ケース 3 および ケース 4

ケース 3 および ケース 4 の計算では、軽水炉とプルサーマル炉のみを想定し、LWR-MOX 使用済燃料再処理オプションと回収ウラン利用オプションの機能を確認した。

ケース 3 では、LWR-MOX 使用済燃料を全て LWR-MOX 専用再処理施設で再処理し、回収された核分裂性 Pu で再び LWR-MOX 燃料を製造してプルサーマル炉で消費するマルチリサイクル計算を行った。本計算では、MOX 使用済燃料から高次化したプルトニウムが回収され、プルサーマル炉ではリサイクルできない TRU 製品が発生することを確認した。一方、ケース 4 では UO<sub>2</sub> 燃料製造の原料として回収ウランを用いることとし、天然ウラン需要量の低減効果を確認した。以下に結果を示す。

(a) 発電設備容量

図 3-34 にケース 3 および ケース 4 における発電設備容量の推移を示す。ケース 4 は回収ウラン利用による天然ウラン需要量の低減効果を確認するため、ケース 3 と同じ想定条件を採用したため、発電設備容量の推移は同じとなる。

図より、2070 年以降、プルサーマルによる発電量が概ね一定になることが発電設備容量から分かる。これは、軽水炉とプルサーマルとのプルトニウム需給バランスが取れていることを表す。

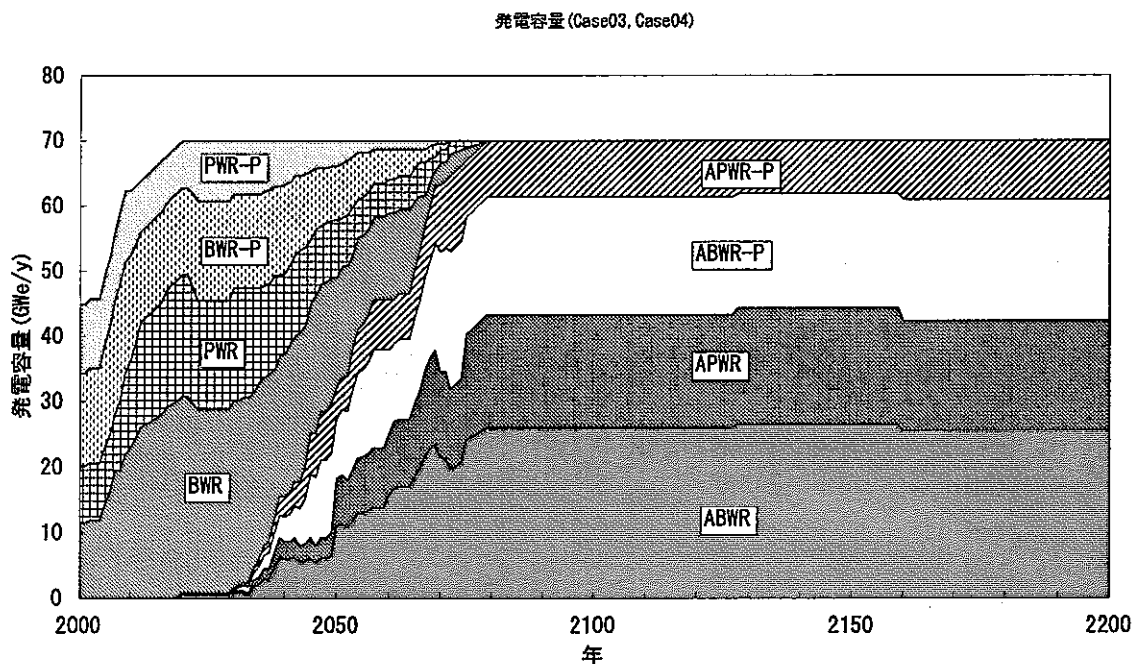


図 3-34 発電設備容量の推移(ケース 3、ケース 4)

(b) Puストックの推移

図 3-35 に示したケース 3 とケース 4 の Pu ストックは、炉外で一定の冷却期間を経過した使用済燃料は単年度に全て再処理される前提条件（冷却後全量再処理）で計算している。ケース 3 に比べケース 4 の貯蔵量がわずかに貯蔵量が多いものの、概ね同じような傾向が得られた。LWR-MOX 燃料から回収された Pu は、2010 年頃の一時期を除いてほぼ一定の割合で増加することが分かった。これは、MOX 燃料から回収された Pu はリサイクル回数が進むにつれて高次化が進行し、LWR-MOX 燃料として利用できなくなるために、回収 Pu が順次貯蔵されたと考えられる。一方、UO<sub>2</sub>燃料から回収された Pu 貯蔵量は大きく変動することなく、ほぼ一定量で維持されることが分かった。これは、LWR-MOX 燃料から回収された Pu では新たな MOX 燃料が製造できないため、UO<sub>2</sub>使用済燃料から回収された Pu を用いて LWR-MOX 燃料を製造し、プルサーマル炉に供給しているためと考えられる。

以上の結果から、プルサーマル炉ではリサイクルできない高次化 Pu が回収されることが確認できた。

また、ケース 4 の Pu 貯蔵量がケース 3 の Pu 貯蔵量よりも若干多くなった原因は、回収 U を用いて UO<sub>2</sub>燃料を製造しているためである。

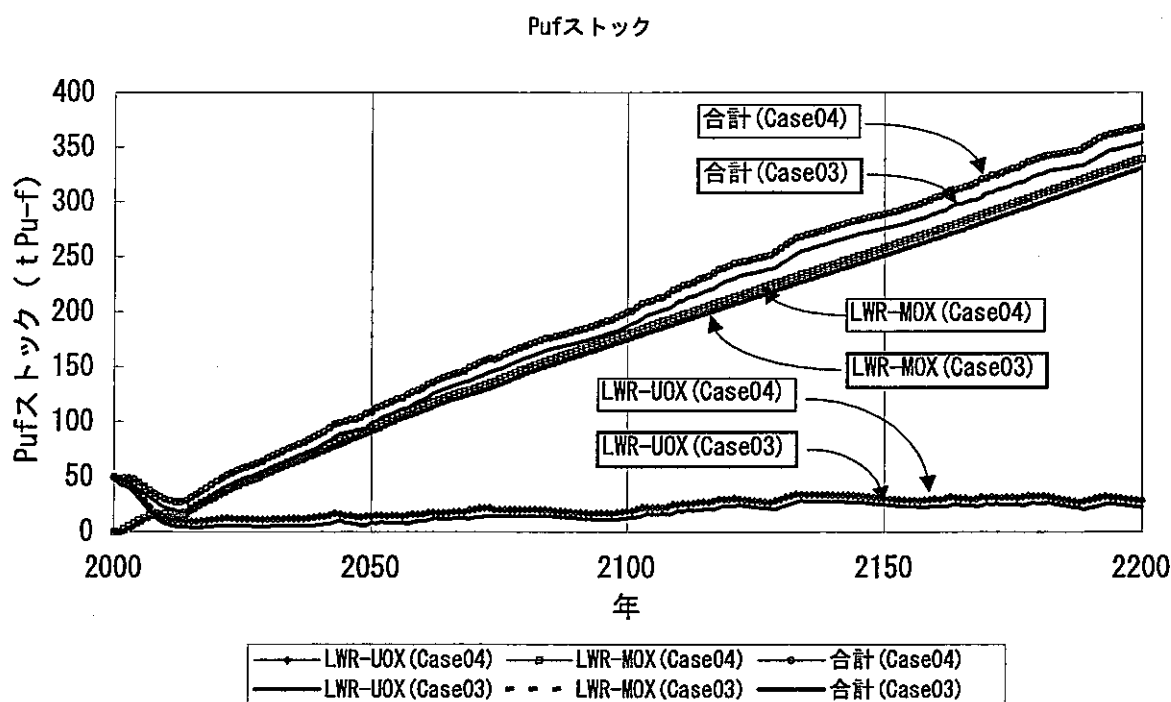


図 3-35 Pu ストックの推移(ケース 3、ケース 4)

(c) 天然ウラン累積需要量

図 3-36 に天然ウラン累積需要量の比較を示す。比較の結果、回収ウランをリサイクルしているケース 4 の天然ウラン累積需要量は、回収ウランを利用していないケース 3 の使用量よりも約 7%少ないことが分かった。この結果から、回収ウランを  $UO_2$  燃料の原料に利用した場合、7%程度の天然ウラン需要量が節約できると見込まれる。

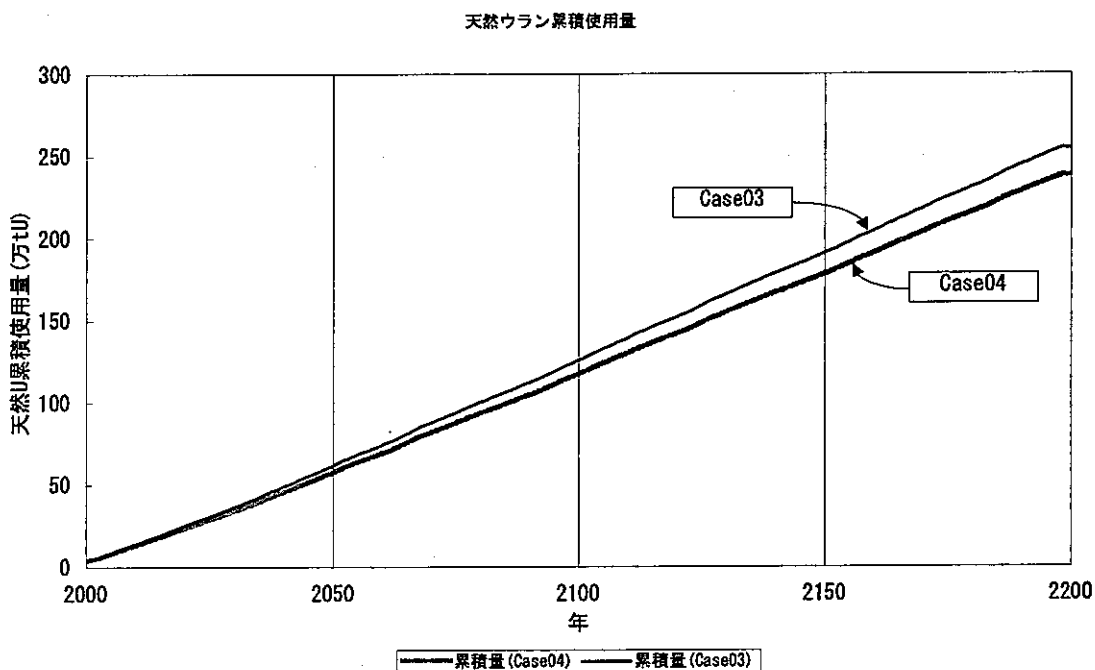


図 3-36 天然ウラン累積需要量の比較(ケース 3、ケース 4)

(d) まとめ

以上の結果から、軽水炉とプルサーマル炉のみを想定したシナリオ解析において、マルチリサイクルによる高次化 Pu の影響、および回収ウランを利用した場合の天然ウラン累積需要量の低減効果を確認することができた。

(iv) ケース 5

本コードでは最大 5 種類の FBR 炉型を同時に計算できるよう機能拡張しており、ケース 5 は複数の FBR 炉型を解析対象にした場合でも物質収支が適切に計算されることを確認する試計算である。具体的には、高増殖型 FBR と低増殖型 FBR を組合せたシナリオを設定し、FBR 燃料製造量や Pu 貯蔵量などのサイクル諸量を確認した。なお、計算に用いた低増殖型 FBR の炉特性は、FBR1 の炉心領域のうち軸ブランケット燃料を削除したものを使用した。

(a) 発電設備容量

図 3-37 に発電設備容量の推移を示す。ケース 5 では、ケース 1 の想定条件をベースに、2065 年以降に新設される FBR を低増殖型 FBR に置き換えて計算した。この結果、将来の原子力発電設備容量が 70GWe の場合、FBR 導入初期を除いてはほとんどの FBR が低増殖型に置き換わることが確認された。

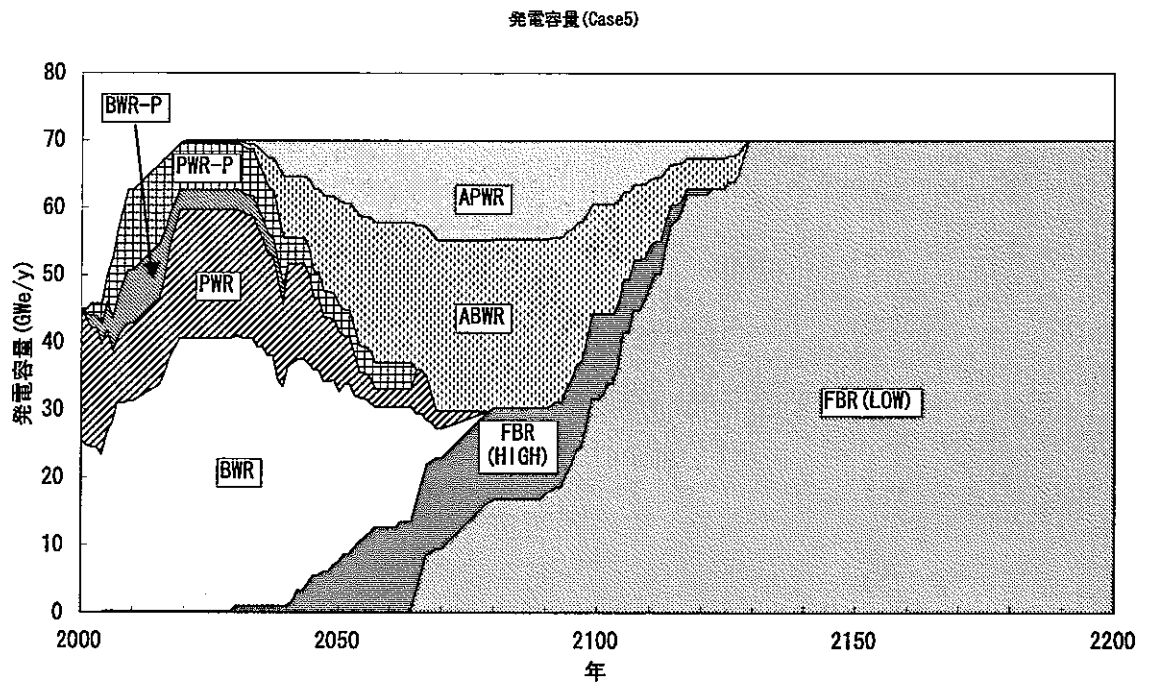


図 3-37 発電設備容量の推移(ケース 5)

(b) 燃料製造量および使用済燃料発生量

図 3-38 に燃料製造量の推移を、図 3-39 に燃料製造量の比較を、図 3-40 に使用済燃料発生量の推移を、図 3-41 に使用済燃料発生量の比較をそれぞれ示す。軸ブランケットを削除したケース 5 では、ケース 1 に比べ装荷燃料および取出燃料の重量が少なくなるため、燃料製造量と使用済燃料発生量は共にケース 5 の方が少なくなることが予想され、諸量を適切に計算していることが確認できた。また、ケース 1 との比較では、シナリオの相違による燃料製造量および使用済燃料発生量の違いが確認できた。

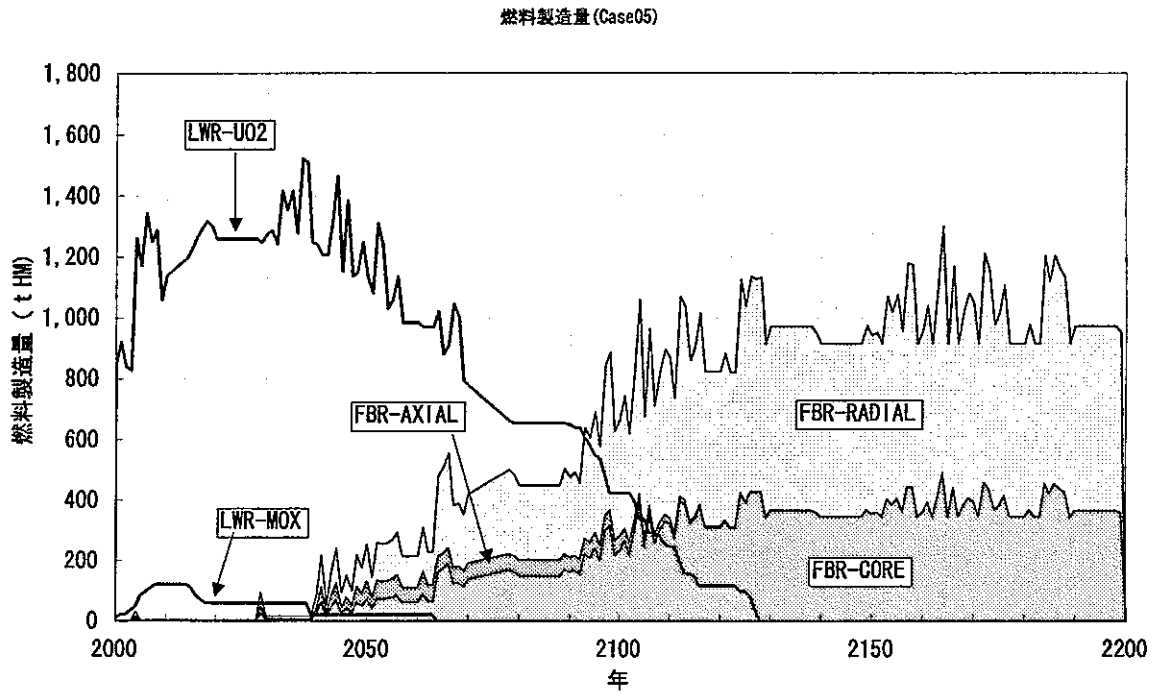


図 3-38 燃料製造量の推移(ケース 5)

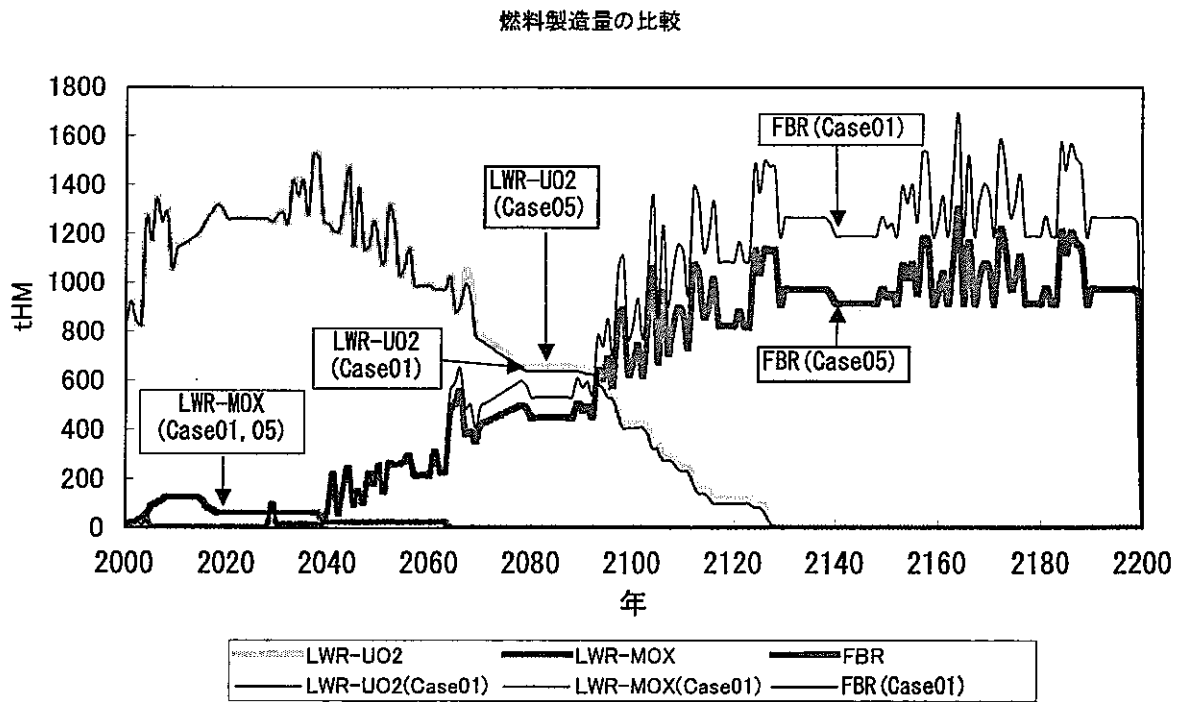


図 3-39 燃料製造量の比較(ケース 1 とケース 5)



使用済燃料発生量 (Case05)

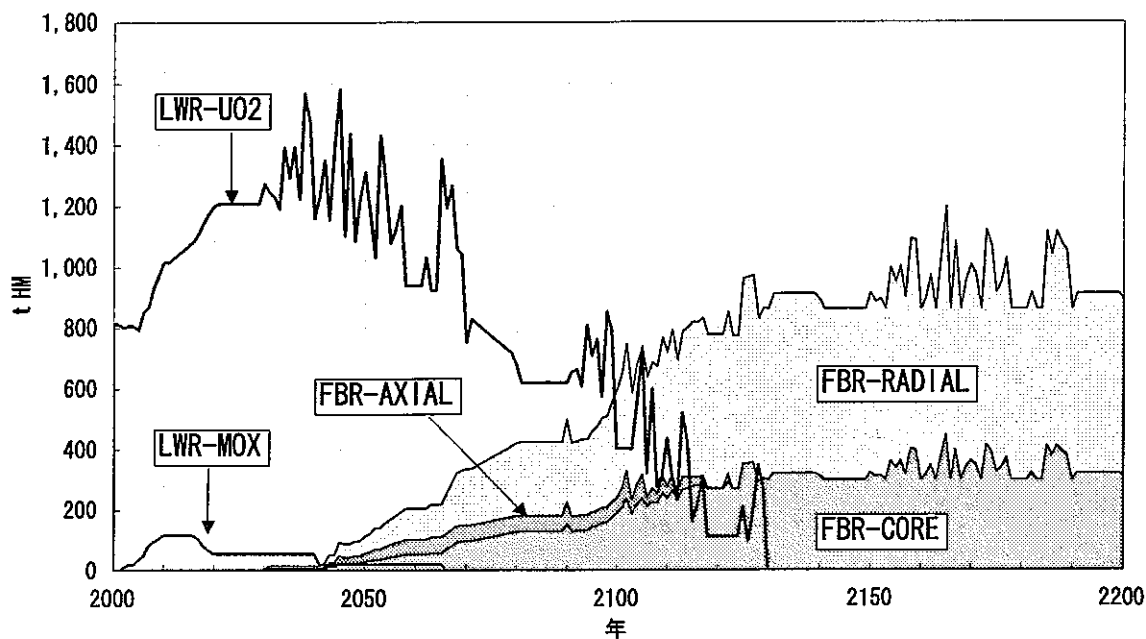


図 3-40 使用済燃料発生量の推移(ケース 5)

使用済燃料発生量

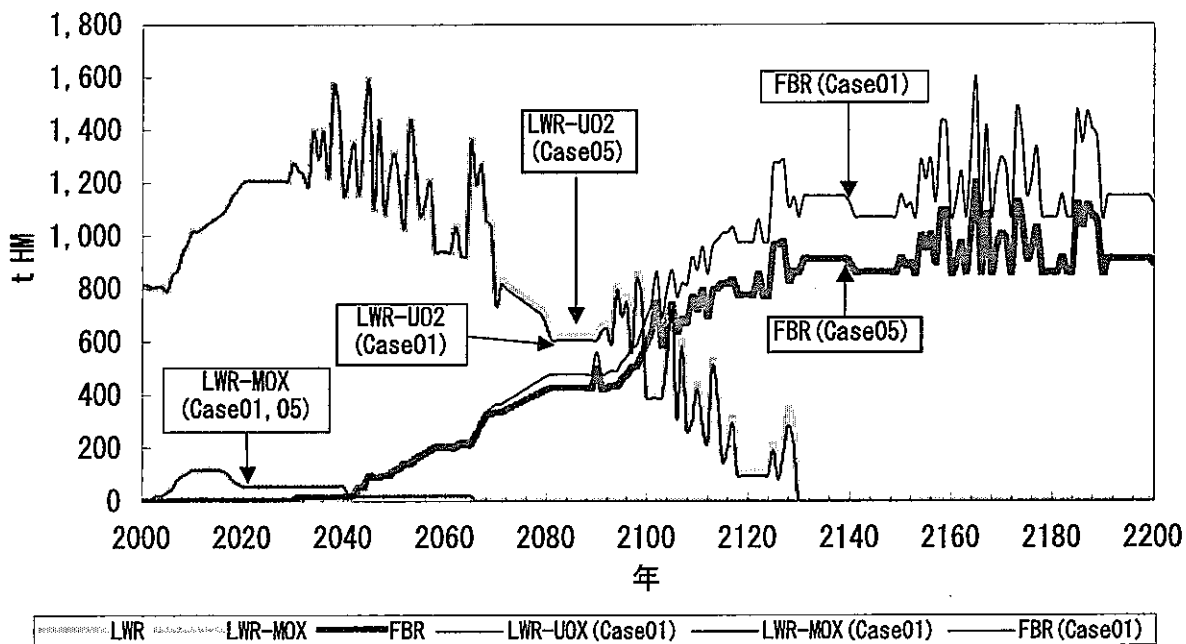


図 3-41 使用済燃料発生量の比較(ケース 1 とケース 5)

(c) 再処理量および使用済燃料ストック

図 3-42 に再処理量の推移を、図 3-43 に使用済燃料ストックの推移をそれぞれ比較した結果を示す。軽水炉の発電設備容量はケース 1 と同じであるため、軽水炉再処理施設および軽水炉起源使用済燃料ストックの推移は同じ結果が得られた。計算結果が若干異なるのは、プルサーマル炉の導入量がわずかに異なるためである。

一方、FBR 起源の再処理量は FBR 使用済燃料発生量の減少に伴って少なくなることを確認できた。

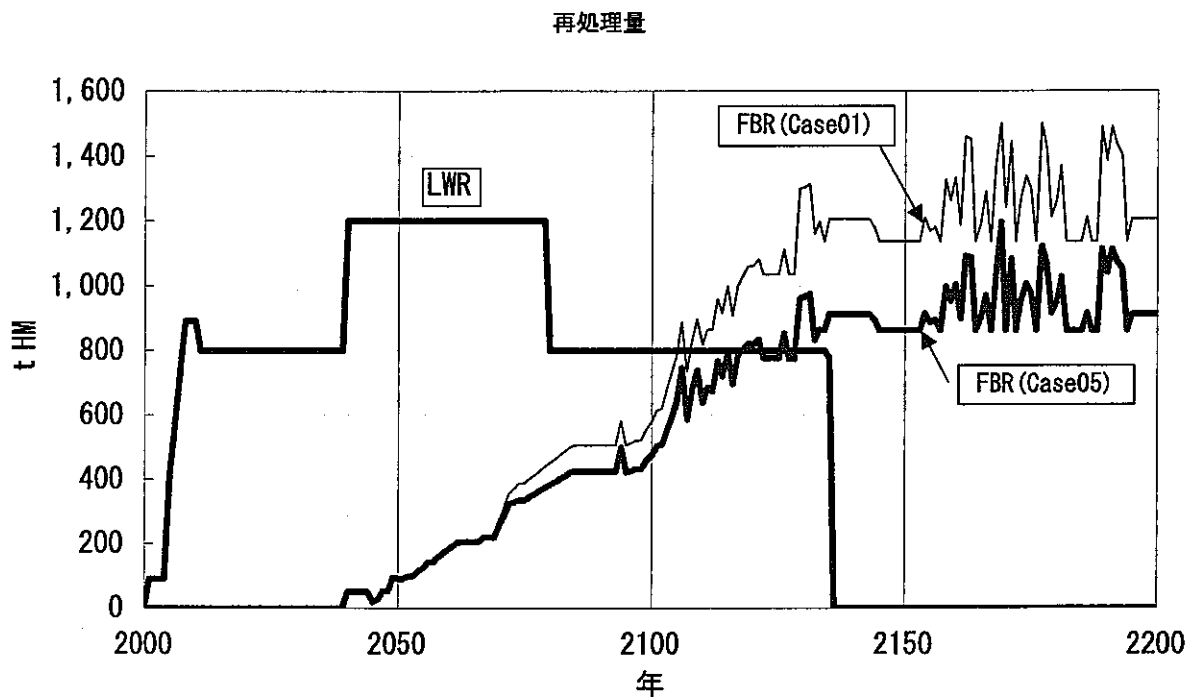


図 3-42 再処理量の比較(ケース 1 とケース 5)

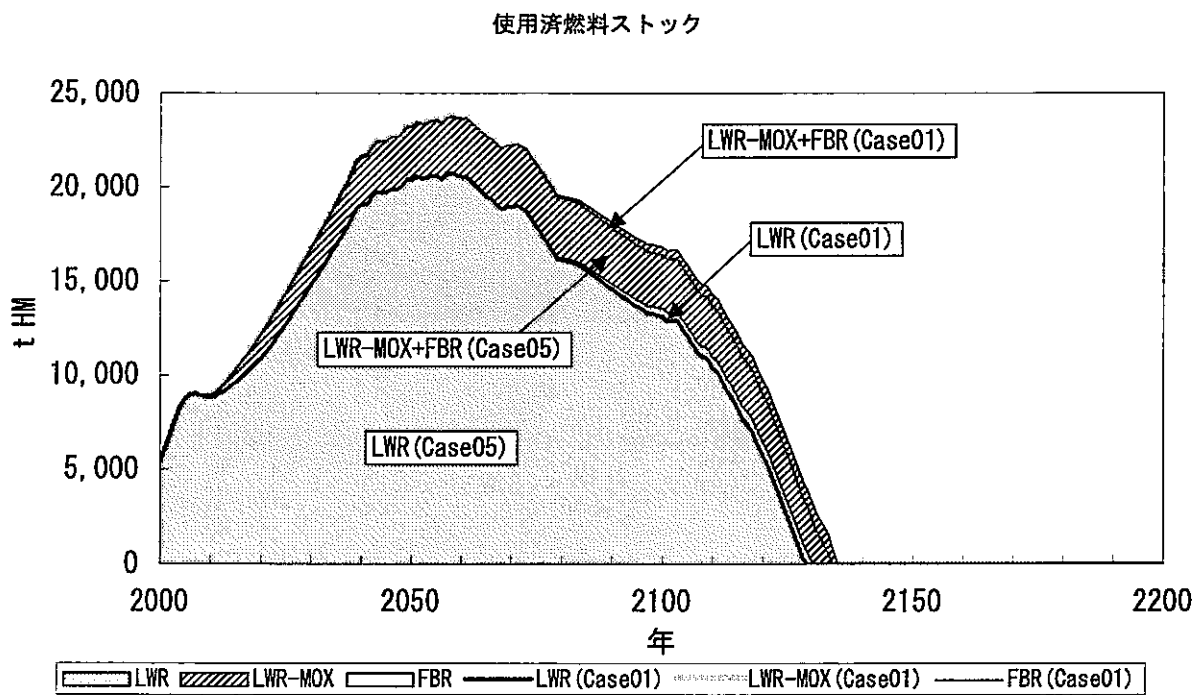


図 3-43 使用済燃料ストック量の比較(ケース 1 とケース 5)

(d) Pu ストックの比較および Pu 生産量の比較

図 3-44 に Pu ストック量を示す。図より、ケース 5 の Pu ストック量がケース 1 と比較して大幅に少ないことが分かる。これは、低増殖型 FBR の導入により Pu 生産量が抑制され、その結果 Pu ストック量が減少したためである。とくに、低増殖型 FBR に全て置き換わる 2120 年以降に差が大きくなることが分かった。

なお、ケース 5 の Pu ストック量は、低増殖型 FBR とプルトニウム燃焼型 FR の併用によって更に削減可能と見込まれる。

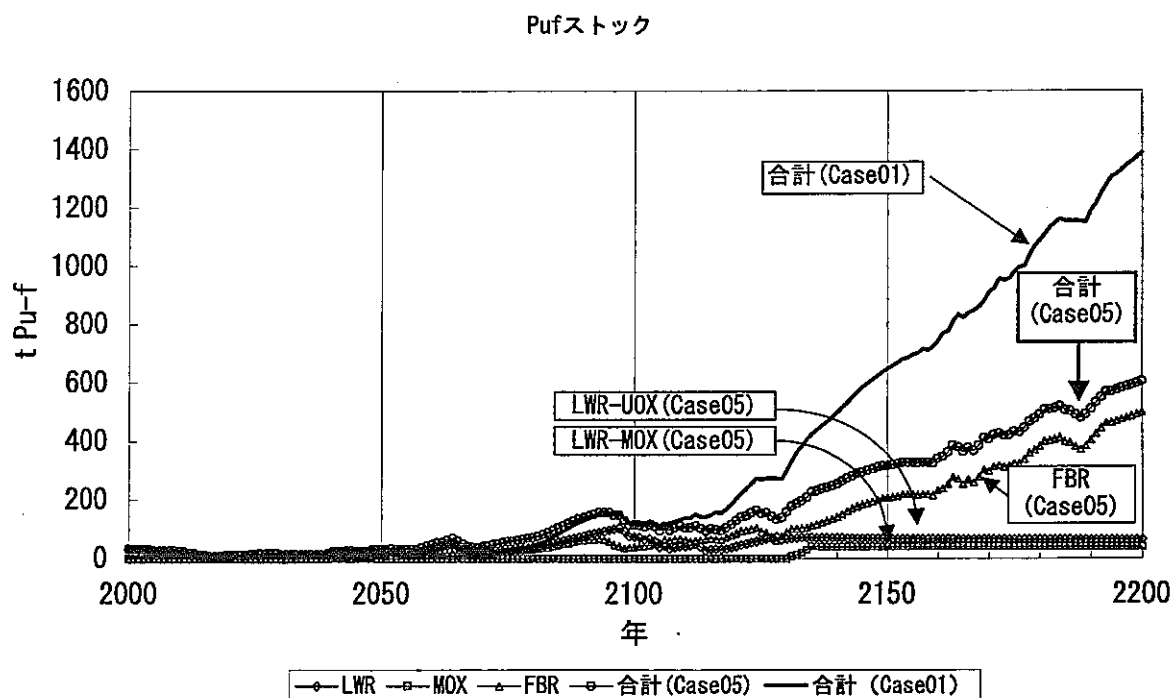


図 3-44 Pu ストックの比較(ケース 1 とケース 5)

(e) MA 蓄積量

図 3-45 に MA 蓄積量を比較した結果を示す。比較の結果、全発電量が低増殖型 FBR に置き換わる 2120 年代以降、ケース 1 に比べて蓄積量が少なくなる結果が得られた。これは、低増殖型 FBR を導入することで Pu 生産量が少なくなるため、Pu 貯蔵量が減少し、その結果、MA 蓄積量が減少したと考えられる。

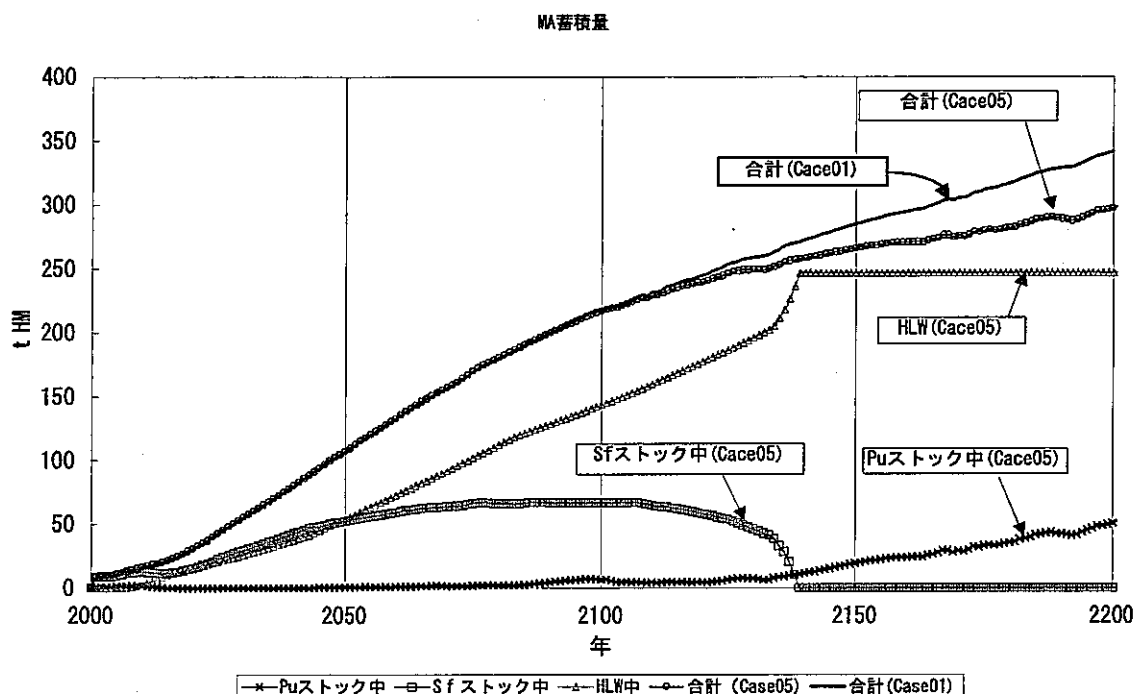


図 3-45 MA 蓄積量の比較(ケース 1 とケース 5)

(f) まとめ

以上の検討から、複数の FBR 炉型を導入した場合でも適切に計算することを確認した。また、低増殖型 FBR を適用したシナリオ解析により、プルトニウム燃焼型 FR の併用により Pu 貯蔵量を抑制できる見込みが得られた。

(3) 試算による機能確認の結果

前記(1)項の動作テスト、同じく (2)項の試算の結果から、サイクル諸量解析コードの機能拡張および改良は適切に行われたと判断される。

### 3.2 解析コードのプログラム内部仕様書およびプログラム使用書等の整備

#### (1) プログラム内部仕様書の整備

サイクル諸量解析コードの内部仕様書を別途整備・作成した。整備・作製作業では、メインプログラムおよび計算モジュール、サブルーチン等の相互関係を示すプログラムツリーを作成した。更に、計算モジュールやサブルーチン毎に計算機能、内部変数名と格納されるデータの内容および単位を整理し、本仕様書に記載した。また、プログラム中で使用した数式の基礎式も合わせて記載した。

#### (2) プログラム使用書の整備

解析コードの機能並びに制限事項をはじめ、計算開始から実行結果の出力に至るまでの一連の操作フロー、機能選択方法、外部入力データのフォーマットおよび単位、計算結果の出力用データテーブルの構成やフォーマットおよび単位等を別途プログラム使用書に整理した。

#### (3) 試算情報

3.1.5節で実施した試算結果の計算条件、外部入力データ、計算結果リストおよびグラフ出力を解析ケース毎に別途計算情報リストに整理した。

#### 4 まとめ

本件では、各々の FBR サイクルシステム候補概念のシステム特性や導入条件についての評価精度の向上を図るために、平成 12 年度に作成したサイクル諸量解析コードの機能拡張を行なった。その結果、複数の FBR を導入したシナリオや回収 U をリサイクルしたシナリオ、プルサーマル炉から発生する使用済燃料をマルチリサイクルするシナリオ等の評価に適用できることを確認した。また、拡張後の解析コードを用いて前述の各種シナリオを想定した試算を実施し、それぞれのシナリオに応じたサイクル諸量特性が計算されることを確認した。

今後は、様々な FBR サイクル候補概念のサイクル諸量を効率的に計算し、FBR 導入ペース等の設備情報の再現性を高めるために、プルトニウムバランスから FBR 導入量を自動算定する機能が必要である。また、サイクル評価における検討項目を見直し、その結果を解析コードに反映させることで、サイクル評価の利便性の向上が期待される。

## 5 謝辞

サイクル諸量解析コードの機能拡張および FBR サイクル概念の物質収支解析の実施にあたり、原子力システム株式会社の辺田正則氏から多数の貴重な提案と助言を頂いたことを、ここに感謝致します。



6 参考文献

- 1) 石川他 JENDL-3.2に基づく ORIGEN 用ライブラリ：ORLIBJ32 (1999)  
JAERI-Data/Code 99-003