

JAERI-Review
2005-035



JP0550507



将来炉及び燃料サイクルシステムに関する調査

2005年9月

大滝 清・田中 洋司*・桂井 清道・青木 和夫*

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公開している研究報告書です。

入手の間合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

将来炉及び燃料サイクルシステムに関する調査

日本原子力研究所東海研究所エネルギーシステム研究部
大滝 清^{*1}・田中 洋司^{*}・桂井 清道^{*2}・青木 和夫^{*}

(2005年7月29日受理)

我が国の将来炉と燃料サイクルシステムの評価に必要な技術情報を収集するため、低減速軽水炉（RMWR）を含む将来炉とその燃料サイクルシステムについて、1998年度以来調査を行ってきた。調査の内容は、ナトリウム冷却FBRの代替炉と燃料サイクル、プルトニウムリサイクル、使用済燃料再処理と廃棄物処理の3つのカテゴリーに分けられる。本報告書はこれらの調査の概要をまとめたものである。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

※¹ 業務協力員

※² 新型炉技術開発(株)から出向中

* 新型炉技術開発(株)

Investigation on Future Nuclear Power Reactors and Fuel Cycle Systems

Kiyoshi OTAKI^{*1}, Yoji TANAKA*, Kiyomichi KATSURAI^{*2} and Kazuo AOKI*

Department of Nuclear Energy System
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 29, 2005)

In order to collect technical information for the assessment on future nuclear power reactors and fuel cycle systems in Japan, investigation has been made on the characteristics and performance of future reactor options including reduced moderation water reactors (RMWRs) and their fuel cycle systems since the fiscal year 1998. The subjects of investigation are divided into three categories; breeder reactors and their fuel cycle, alternative to sodium-cooled FBR systems, plutonium recycling, spent fuel reprocessing and waste disposal. This report is a summary of the investigation carried out so far.

Keywords : Nuclear Power Reactors, RMWRs, Fuel Cycle Systems, Spent Fuel Reprocessing, Plutonium Recycling, Waste Disposal

※¹ Cooperative Staff

※² On loan from ARTECH co.Ltd.

* ARTECH co.Ltd.

目 次

1. はじめに	1
2. 調査内容	2
2.1 年度別調査内容	2
2.2 調査項目のまとめ	3
3. 調査結果の概要	5
4. 年度別の調査結果	9
4.1 1998(平成10)年度調査結果	9
4.2 1999(平成11)年度調査結果	14
4.3 2000(平成12)年度調査結果	24
4.4 2001(平成13)年度調査結果	36
4.5 2002(平成14)年度調査結果	47
4.6 2003(平成15)年度調査結果	57
4.7 2004(平成16)年度調査結果	66
5. おわりに	77
謝辞	77
参考文献	78

Contents

1. Introduction	1
2. Subjects of Investigation	2
2.1 Subjects by Years.....	2
2.2 Summary of Subjects.....	3
3. Outline of Results.....	5
4. Results by Years	9
4.1 Investigation in Year 1998.....	9
4.2 Investigation in Year 1999.....	14
4.3 Investigation in Year 2000.....	24
4.4 Investigation in Year 2001.....	36
4.5 Investigation in Year 2002.....	47
4.6 Investigation in Year 2003.....	57
4.7 Investigation in Year 2004.....	66
5. Concluding Remarks.....	77
Acknowledgement	77
References	78

表一覧

表 2. 1	調査項目一覧表
表 3. 1	調査結果概要一覧表 (1/3~3/3)
表 4. 1. 1	ガス冷却、Pb 冷却高速増殖炉の炉心概念
表 4. 2. 1	炭酸ガス冷却高速増殖炉の主要仕様(検討結果)
表 4. 2. 2	将来炉のプラント諸元
表 4. 2. 3	各炉型の炉心装荷燃料・取出燃料重量の比較
表 4. 3. 1	廃棄物量算出ケース
表 4. 3. 2	使用済燃料仕様
表 4. 3. 3	高レベル廃棄物放射エネルギー
表 4. 3. 4	高レベル廃棄物(ガラス固化体)発生量
表 4. 3. 5	ハル等廃棄物発生量
表 4. 4. 1	検討ケース一覧
表 4. 4. 2	燃焼計算炉心仕様
表 4. 4. 3	燃焼計算実施ケース
表 4. 4. 4	各計算ケースの同位体組成比
表 4. 4. 5	BWR 型低減速軽水炉の炉特性 (Pu 外部供給の場合)
表 4. 4. 6	RMWR 自己リサイクルの場合の Pu 富化度変化
表 4. 4. 7	Na FBR 各計算ケースの同位体組成比
表 4. 4. 8	フランスにおける PWR 向け新型燃料集合体の概念
表 4. 5. 1	PWR 新燃料の概念
表 4. 5. 2	混合再処理による Pu 多重リサイクルの継続性の検討結果
表 4. 5. 3	使用済燃料の線源強度等の計算比較(冷却期間 4 年)
表 4. 5. 4	将来炉の再処理施設のシナリオ
表 4. 6. 1	再処理時期ケース
表 4. 6. 2	H15 年度実施廃棄物量まとめ
表 4. 6. 3	ガラス固化体発生量比較
表 4. 6. 4	廃棄物量の各炉型での比較(径ブランケットを除く)
表 4. 7. 1	簡素化再処理方法の比較
表 4. 7. 2	複合再処理施設の比較

図一覧

- 図4.2.1 PWR型RMWR燃料集合体
- 図4.2.2 He冷却高速炉燃料集合体
- 図4.2.3 液体金属冷却FBR燃料集合体
- 図4.3.1 RMWR燃料集合体概形図
- 図4.3.2 LWR, FBR燃料集合体概形図
- 図4.3.3 高レベル廃棄物放射エネルギー
- 図4.4.1 高転換比BWR型RMWR燃料集合体概形図
- 図4.4.2 Na冷却FBR燃料集合体概形図
- 図4.5.1 再処理施設のシナリオ
- 図4.5.2 混合処理する場合の処理工程系統構成案
- 図4.6.1 B-RMWR・BWR燃料集合体概形図
- 図4.7.1 現行PUREX法と単サイクルPUREX法の工程比較
- 図4.7.2 RMWR燃料の物質収支(単サイクルPUREX法、晶析付加簡素化PUREX法)
- 図4.7.3 RMWR燃料の物質収支(超臨界直接抽出法、フッ化物揮発付加簡素化PUREX法)
- 図4.7.4 RMWR燃料の物質収支(UREX付加簡素化PUREX法)
- 図4.7.5 複合再処理施設のプロセス構成と物質収支(晶析付加簡素化PUREX法)
- 図4.7.6 複合再処理施設のプロセス構成と物質収支(フッ化物揮発法+超臨界直接抽出法)
- 図4.7.7 複合再処理施設のプロセス構成と物質収支(UREX付加簡素化PUREX法)

1. はじめに

周知のように、我が国の原子力発電は軽水炉(以下 LWR)を中心に利用拡大され、現在は自家発電を含めた総発電量の約1/3を占め、当初よりLWRの使用済燃料(以下SF)を再処理してウラン(U)、プルトニウム(Pu)を回収し、高速増殖炉(以下FBR)で使用することで資源の有効利用を図る核燃料サイクル政策を進めてきた。

一方、もんじゅ事故によりFBRの実用化の展望は不透明になると共に、六ヶ所村に建設中の再処理工場の建設費が当初予定よりも大幅に膨らんだことから核燃料サイクルはコスト高であるとの認識がなされるようになってきていること、また最近の電力自由化、立地難により原子力発電への投資が控えられてきているのも事実である。

ところで現在、原子力発電所では六ヶ所再処理工場の操業開始遅れもあり、SF貯蔵プールの貯蔵容量に余裕が無くなってきており、貯蔵容量拡大工事が進められると共に、中間貯蔵施設の整備計画も進められつつある。更に、建設以来既に30年を経過した発電所が出てきており、一部では既に廃炉を実施中で、廃炉・更新の検討もされつつある。

以上の様なここ10年ほどの状況の中で、状況に応じて、もんじゅに代表されるナトリウム(Na)FBRに替わる将来炉とそれに関する燃料サイクルと技術の調査、原研にて開発中のRMWRの果たしうる役割を評価するためのLWRプルサーマル等と比較したPuリサイクルに関する調査、燃料サイクル費に影響する再処理廃棄物発生量や再処理技術の調査を行い、技術の特徴や問題点の整理等を行った。

以下、1998年度から2004年度まで行った調査内容について、第2章に調査項目と内容を整理して示し、第3章に年度毎の調査結果の概要をまとめて一覧表で、更に概要の詳細を一覧表から参照するかたちで第4章に示す。

2. 調査内容

2.1 年度別調査内容

年度毎の調査のタイトルと調査項目を以下に示す。

(1) 1998 年度 (平成 10 年度)

- 1) タイトル：①代替燃料サイクルに関する基礎データベースの整備
②新型高速増殖炉に関する技術評価用データの作成
- 2) 調査内容：①・Th-U233 サイクルに関する調査
 - ・熔融塩炉に関する調査
 - ・熔融塩炉による Th-U233 サイクルに関するデータベースの作成②・Na 高速増殖炉の代替技術(ガス冷却炉、代替冷却材、代替燃料)調査
 - ・新型高速炉(ガス炉、Pb 冷却炉)の技術評価用データの作成

(2) 1999 年度 (平成 11 年度)

- 1) タイトル：①CO₂ 冷却高速炉に関する技術評価用データベースの整備
②将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備
- 2) 調査内容：①・炉心性能・プラント性能の検討
②・PWR 型 RMWR、He 冷却窒化物燃料、Na 冷却高速増殖炉の増殖特性物質フローデータベースの作成
 - ・燃料サイクル上の技術開発の現状と課題の調査

(3) 2000 年度 (平成 12 年度)

- 1) タイトル：将来炉使用済燃料の再処理廃棄物に関する特性データベースの整備
- 2) 調査内容：廃棄物量発生量の検討、使用済燃料の処分選択肢の海外動向調査

(4) 2001 年度 (平成 13 年度)

- 1) タイトル：将来炉のプルトニウムリサイクルに関する基礎データベースの整備
- 2) 調査内容：・プルトニウムリサイクルに伴う Pu 組成変化の評価
 - ・プルトニウムリサイクル技術に関する現状調査

(5) 2002 年度 (平成 14 年度)

- 1) タイトル：将来炉のプルトニウムリサイクルに関する基礎データベースの整備(その 2)
- 2) 調査内容：・フランスにおける Pu 多重サイクルの考え方に関する文献調査
 - ・混合再処理による Pu 多重サイクルの継続性検討
 - ・将来型炉の再処理施設のシナリオ検討

(6) 2003 年度 (平成 15 年度)

- 1) タイトル：将来炉使用済燃料廃棄物発生量低減に関するデータベースの整備
- 2) 調査内容：BWR 型 RMWR について廃棄物発生量を算出し BWR との比較

(7) 2004 年度 (平成 16 年度)

- 1) タイトル：将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備(その 2)
- 2) 調査内容：・簡素化湿式再処理プロセスの比較
 - ・これらの組み合わせによる軽水炉と RMWR 燃料複合再処理施設の得失評価

2.2 調査項目のまとめ

年度毎の調査項目および内容を整理して表 2.1 に示す。

- (1) Na 冷却高速増殖炉 (Na FBR) 代替将来炉に関する調査
1998, 1999 年度
- (2) Pu リサイクルに関する調査
2001, 2002 年度
- (3) 再処理プロセスおよび再処理施設に関する調査
1999, 2000, 2003, 2004 年度

表2.1 調査項目一覧表

調査項目	調査内容	対象(炉等)、条件等																																																
1. NaFBR代替炉 および燃料サイクルに関する調査	H10年度 (1998年) H11年度 (1999年)	1. Th-U233サイクルの調査 2. NaFBR代替炉(He冷却・CO2冷却ガス炉/窒化物燃料、Pb冷却炉窒化物燃料)の調査 3. 燃料サイクルに関する調査 燃料物質フロー、燃料加工技術、使用済燃料貯蔵、再処理プロセス/諸元、NaFBR廃棄物発生量と低減策																																																
2. Puリサイクルに関する調査	H13年度 (2001年) H14年度 (2002年)	1. Puリサイクルに伴うPu組成変化の調査 2. PWR型軽水炉の高燃焼度化に伴うPu組成変化の調査 3. プルサーマルでのPu多重リサイクルの継続性検討 4. 混合再処理におけるPu多重リサイクルの継続性検討																																																
3. 燃料サイクルに関する調査 3-1. 再処理廃棄物発生量に関する調査	H12年度 (2000年) H15年度 (2003年)	1. 廃棄物発生量の調査 ・燃焼度、再処理方法の違いによる高レベル廃棄物発生量、ハル等廃棄物発生量の調査 ・使用済燃料の処分選択肢の海外動向調査および得失の整理																																																
3-2. 再処理プロセス および再処理施設に関する調査	H11年度 (1999年) H16年度 (2004年) H14年度 (2002年) H16年度 (2004年)	1. 再処理プロセスの調査 プロセス概要、比較 物質フロー 2. 再処理施設のシナリオ																																																
		<p>1. Th-U233サイクル、溶融塩炉 2. He/CO2冷却ガス炉、Pb冷却炉 窒化物燃料、金属燃料 3. PWR型軽水冷却増殖炉(P-RMWR)、He冷却窒化物燃料ガス炉、NaFBR</p> <p>1. BWR型低減速炉(B-RMWR)、NaFBR</p> <table border="1"> <tr> <td>燃料</td> <td>外部供給</td> <td>自己リサイクル</td> </tr> <tr> <td>RMWR</td> <td>PUREX法</td> <td>PUREX法 簡素化P</td> </tr> <tr> <td>FBR</td> <td>PUREX法</td> <td>簡素化P</td> </tr> <tr> <td>燃焼度</td> <td>40</td> <td>45</td> </tr> <tr> <td>取出し後</td> <td>2, 5, 10, 30年</td> <td>60GWd/t</td> </tr> </table> <p>3. PWR BWR: (55, 70GWd/t) (1:4, 1:9) (MA回収有・無) BWR: (55GWd/t) (1:4, 1:9) (MA回収無)</p> <table border="1"> <tr> <td>PWR</td> <td>P-RMWR</td> <td>NaFBR</td> </tr> <tr> <td>UO2</td> <td>MOX</td> <td>MOX</td> </tr> <tr> <td>50GWd/t</td> <td>50, 70</td> <td>100, 150</td> </tr> <tr> <td>PUREX法</td> <td>PUREX法</td> <td>簡素化P</td> </tr> <tr> <td>簡素化P</td> <td>簡素化P</td> <td>乾式</td> </tr> <tr> <td>取出し後</td> <td>2, 4, 10年</td> <td></td> </tr> <tr> <td>BWR</td> <td>B-RMWR</td> <td></td> </tr> <tr> <td>UO2</td> <td>PUREX法</td> <td>MOX</td> </tr> <tr> <td>45GWd/t</td> <td></td> <td>45, 60</td> </tr> <tr> <td>取出し後</td> <td>5, 30年</td> <td>取出し後</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化</td> <td>5, 10, 30</td> <td>ガラス固化</td> </tr> </table> <p>1. 改良湿式・単サイクル抽出法、晶析法、超臨界直接抽出法、UREX付加簡素化PUREX法 乾式: 米国ANL法、金属電解、ロシアRIAR法、フッ化物揮発法</p> <p>2. 設備規模80GWe: LWR+Puサーマル、LWRフルMOX、RMWR,FBRの組合わせ 70GWe: LWR(45GWd/t)、RMWR(50GWd/t)</p>	燃料	外部供給	自己リサイクル	RMWR	PUREX法	PUREX法 簡素化P	FBR	PUREX法	簡素化P	燃焼度	40	45	取出し後	2, 5, 10, 30年	60GWd/t	PWR	P-RMWR	NaFBR	UO2	MOX	MOX	50GWd/t	50, 70	100, 150	PUREX法	PUREX法	簡素化P	簡素化P	簡素化P	乾式	取出し後	2, 4, 10年		BWR	B-RMWR		UO2	PUREX法	MOX	45GWd/t		45, 60	取出し後	5, 30年	取出し後	ガラス固化	5, 10, 30	ガラス固化
燃料	外部供給	自己リサイクル																																																
RMWR	PUREX法	PUREX法 簡素化P																																																
FBR	PUREX法	簡素化P																																																
燃焼度	40	45																																																
取出し後	2, 5, 10, 30年	60GWd/t																																																
PWR	P-RMWR	NaFBR																																																
UO2	MOX	MOX																																																
50GWd/t	50, 70	100, 150																																																
PUREX法	PUREX法	簡素化P																																																
簡素化P	簡素化P	乾式																																																
取出し後	2, 4, 10年																																																	
BWR	B-RMWR																																																	
UO2	PUREX法	MOX																																																
45GWd/t		45, 60																																																
取出し後	5, 30年	取出し後																																																
ガラス固化	5, 10, 30	ガラス固化																																																

3. 調査結果の概要

調査結果の概要を年度毎に一覧表 3.1 に示す。調査結果については年度毎の調査報告内容をそのまま記載している。また、低減速軽水炉の呼び名については変更されてきており、調査当時の名称を用い、() 書きで略称(RMWR)を併記している。

表3.1 調査結果概要一覧表(1/3)

年度	報告年・月	タイトル	調査内容	得られた成果
H10 (1999)	H11.3 (1999)	代替燃料サイクルに関する基礎データベースの整備	(1) Th-U233サイクルに関する調査・検討 ① U-Puサイクルとの比較 ② 燃料再処理、サイクル施設概念、サイクル移行における課題等 (2) 溶融塩炉に関する調査・検討 ・炉特性、材料健全性の調査 (3) 溶融塩炉に基づくTh-U233サイクルの特性に関するデータベースの作成 ・プラント主要部、物質フロー基礎データの整備	(1) ① 溶融塩炉として、増殖炉としての威力に至しくU-Puサイクルの運用化に障害が発生するあるいは成立しない場合の選択技術として、溶融塩炉が適当である。プラントシステムとしての実証が必要 ② 再処理設備の構造材について克服すべき技術的問題有り (2) ① 成立し得る ② 実証、技術開発の必要有り ・ThだけでなくPu燃焼やMA燃焼にも利用可能 ・オンライン連続再処理が可能(技術開発必要)で採不採特性に優る ・熱効率が高く運転が容易でNa FBRと較べて安全性に優る 溶融塩炉プラントの主要部として1000Mwe級MSBR発電所の主要部をデータベース用に整理した 4.1項参照
		新型高速増殖炉に関する技術評価用データの作成	(1) Na冷却高速増殖炉の代替技術に関する調査・検討 ① ガス冷却高速炉(He,CO2ガス炉) ② 代替冷却材に関する調査・検討 ③ 代替燃料に関する調査・検討 (2) 新型高速炉の技術評価用データの作成 ① ガス冷却高速炉の検討(成立性、課題) ② 液体(Pb)冷却材新型高速炉の考察(成立性、課題)	(1) Na冷却と比べてHe,CO2ガス冷却高速増殖炉の特徴、炉心性、技術的課題、燃料サイクル上の有用性について検討した ① He冷却の場合、中性子吸収と減速が小さく、不活性であり放射化されないが、伝熱特性に劣り、高圧とする必要がある ② CO2ガスの場合はHeより更に伝熱特性に劣る。このため炉心、SGが大変化するが、圧力が低いのでPCRVの厚さを軽減できる ③ PORVについて技術基準の整備が必要である ④ 代替冷却材として軽水、重水、Hg,NaK, He,CO2,Pb,PbBi,Bi,Li,PbSn,NaBF4-NaFについて検討し、He,CO2,Pb,Bi,PbBi,Liに絞り込んだ 代替冷却材として検討した中ではHe,CO2が有利である ⑤ 窒化物、金属材料とも高速増殖性を期待できるが、窒化物燃料については、安価な製造技術の確立が必要 金属材料については実証が少なく、燃料と被覆管との共晶反応が起こるため、照射挙動を把握する必要がある (2) ① ガス冷却高速増殖炉については、Na冷却高速増殖炉に比べ炉心が大型化するものの、冷却材が不活性であることから中間冷却系が不要であり、漏洩燃焼の恐れもない ② Pb冷却材新型高速炉については、Pbの伝熱性能がNaより劣ること、密度が大いことから炉心が大型化するものの、正の冷却材ポイド反応度は問題にならない。構造材料の耐腐食性に課題がある 4.1項参照
H11 (1999)	H12.2 (2000)	炭酸ガス冷却高速増殖炉に関する技術評価用データの作成	(1) 炉心性の検討 ・炉心のコンパクト化、原子炉出口温度高温化の検討 (2) プラント性能の検討 ・プラント熱効率の検討 ・モジュール炉についての考察	(1) ① コンパクトな炉心となるよう燃料主要パラメータを選んで炉心特性との相関を明らかにした ② 窒化物燃料は良好な炉心燃焼特性を持つ 炉心3領域化、炉心SUS集合体技術、軸方向Pu富化度2領域化による出力平坦化で出口温度を20数%高温化することが可能 (2) ① ガスタービン発電とガスタービン複合発電方式について検討し、サイクル効率は30~34%程度でアリットなし ② 至小モジュールについて小型化による安全性向上効果は期待できない。また、経済性もガスタービン方式より悪くアリットは悪い 4.2項参照
		将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備	(1) 将来炉(PWR型重水冷却増殖炉、He冷却窒化物燃料、Na冷却MOX燃料高速炉)の増殖特性、物質フローデータベース作成および経済性データ整理 (2) 燃料サイクル上の技術開発の現状と課題の調査 ① 将来炉の燃料加工技術に関する調査・検討 ② 将来炉の使用済み燃料貯蔵に関する調査・検討 ③ 将来炉の再処理に関する調査・検討 ④ 将来炉の廃棄物の貯蔵・処理、処分調査・検討	(1) 増殖型重水冷却炉(RMWFR)はガス冷却高速炉、Na冷却高速炉に比べて約2.8倍のPu純量となるが増殖率は小さい (2) ① 燃料としてMOX窒化物燃料を、燃料形態としてペレットと顆粒形態として現状と課題をまとめた ・MOXペレット燃料を除く他の燃料の加工技術は開発段階にある ・再処理技術として加工形態が選定されるが、経済性向上の観点から移動充填燃料が有望 ② 取り出し燃焼炉が高く、冷却、濃縮能力の向上が必要であるが、どの貯蔵方式でも電力コストに大きなインパクトはない

表3.1 調査結果概要一覧表(2/3)

年度	報告年・月	タイトル	調査内容	得られた成果
H11 (1999)	H12.3 (2000)	将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備	(3) 将来炉の燃料サイクルへの適合性検討 ・国内外の将来炉燃料サイクル技術の調査・評価	(2) ③ 改良PUREX法、乾式再処理法(ANL法、ロシア法、フッ化物揮発法)のどの方式も否定されない高レベル放射性廃棄物については現状、処分方法は軽水炉を対象として検討・開発されつつある基本的には将来炉に対しても適用可能になると予想される。ただし、軽水炉と比べて燃焼度が高いため、より注意を払った設計が必要 (3) 将来的燃料サイクル技術のうち、「ゼロリソース」とその関連技術について調査し、概念を整理した 4. 2項参照
H12 (2000)	H13.3 (2001)	将来炉使用済み燃料の再処理廃棄物に関する特性データベースの整備	(1) 廃棄物発生量の検討・評価 軽水炉(PWR型)、増殖型水冷炉(RMWR)、Na FBRについて燃焼度、再処理方法の違いによる廃棄物発生量の調査 (2) 使用済み燃料の処分選択肢の海外動向調査および得失の整理	(1) 軽水炉(LWR)UO ₂ 、軽水炉フルMOX、RMWR、増殖型水冷炉、Na FBR、高燃度増殖炉、Na FBRの各燃料について検討した ① 先進型再処理の場合の廃棄物量はFP核種による発熱量及び融化物量が支配的である ② 湿式再処理の場合、FP核種が廃棄物量の主因子でMAIによる影響も大きく、軽水炉フルMOX燃料が最も多い ③ 先進再処理法について湿式と乾式とでは両方で廃棄物量の差はほとんど見られない ④ Na FBR型炉は軽水炉、増殖型水冷炉に比べてハル等廃棄物量が2倍以上多い ⑤ 高レベル廃棄物量は燃料取り出し直後は発熱量が、時間とともに融化物量因子が支配的である (2) ① 高燃度増殖炉はUO ₂ 燃料に比べて平均燃焼度が高いことから、再処理オプションの方が経済性が有利となる可能性がある ② 増殖型水冷炉は平均燃焼度が低いことから再処理オプションの経済性の向上策が望まれる ③ 使用済み燃料種別毎の場合、将来炉燃料はUO ₂ 燃料に比べてPUが多いため、地下埋設施設規模は非常に大きくなる 4. 3項参照
H13 (2001)	H14.1 (2002)	将来炉のプルトニウムリサイクルに関する基礎データベースの整備	(1) プルトニウムリサイクルに伴うプルトニウム組成変化の評価 ① BWR型RMWR, Na FBRについて、燃料を外部供給と自己リサイクルの場合の燃料、燃焼度、再処理方法の違いによるPu組成変化の評価 ② PWRの高燃度化に伴うPu組成変化の評価 (2) プルトニウムリサイクル技術に関する国内外の現状調査と問題の整理	(1) 低燃度スベクトル炉、液体金属高燃度増殖炉 ① 先進型再処理法で自己リサイクルの場合、UO ₂ 燃料ではリサイクル回数とともに核分裂性PUの割合は低下して行くMOX燃料では逆に核分裂性PUの割合は若干上昇して行く PUREX法の場合も同様である ② FBR燃料の場合はPU割合は低下して行く ③ 軽水炉においては高燃度化に伴い、核分裂性PUの初期重量比に対する比は増える傾向にあるが、年あたりの核分裂性PUの取り出し量は減少する (2) 文献調査により以下のことが得られた ① PWRでのマルチサイクル可能にするために考えられた新型燃料集合体(APA燃料)の採用によりPUのマルチサイクルは技術的、熱的に成立性がある。今後、事故時の特性を更に検討の要あり ② MOX燃料ではPUのマルチサイクルは困難であり、APAの様な新概念が必要 ③ フランスでは最終処分地の廃棄物毒性低減のための長寿命核種の分離の研究が行われている ④ APA, CORAIL, MIXIについて紹介 ・ CORAIL概念での長サイクル、多重リサイクルは成立しなかった ・ MIXIは現状技術で対応可能 4. 4項参照
H14 (2002)	H15.2 (2003)	将来炉のプルトニウムリサイクルに関する基礎データベースの整備(その2)	(1) プルサーマルにおけるプルトニウム多重リサイクルの継続性に関する検討 (2) 混合再処理によるプルトニウム多重リサイクルの継続性に関する評価・検討 (3) 将来炉の再処理施設の新ナリオの検討 軽水炉(LWR)、プルサーマルフルMOX、FBR、低燃度増殖炉(RMWR)の組み合わせで第2、第3再処理施設の新ナリオ検討	(1) 文献調査によるフランスのプルトニウム多重リサイクルに関する考えについて整理した ・ フランスでは将来のFBRの採用に柔軟に対応できるように選取試験を済ませ、PWR新型燃料の研究に着手している PWRを主に燃焼度、MOX/U使用済燃料の混合比を各ケース(1:4, 1:9)選定し、MAリサイクルの有無の場合について計算コードによる燃焼計算結果から継続性を評価した ・ 最大燃焼度55GWd/t、MAリサイクル燃焼の場合のみリサイクル1回(混合比1:4)又は3回燃焼 2100年までの将来炉の導入を算定した再処理施設の新ナリオを検討した 現状の六ヶ所再処理施設ではMOX燃料との混合再処理は出来ないと見込まれる ② 2020年に低燃度増殖炉を導入して、設備稼働80GWtでの処理量を満足するにはUO ₂ 燃料用1400t/y、MOX燃料用600t/yの合計2000t/y規模の再処理施設が必要となる 4.5項参照

表3.1 調査結果概要一覧表(3/3)

年度	報告年・月	タイトル	調査内容	得られた成果
H15 (2003)	H16.2 (2004)	将来炉使用済燃料廃棄物発生量低減に関するデータベースの整備	BWR型低濃縮軽水炉(B-RMWR)について燃料仕様の違い、取出し燃料の冷却期間並びに廃棄物処理までの経過期間を考慮して廃棄物発生量を算出し、BWRの場合と比較した。 (1) 将来炉の炉心特性・燃料仕様の整理 (2) 廃棄物発生量の算出・評価 ① アクチニド・FPの崩壊熱算出 ② アクチニド・FP酸化物重量の算出 ③ ガラス固化体及びびナル等廃棄物・高βγ廃棄物発生量の算出並びに評価	(1) ガラス固化体発生量 ① アクチニドAC及びFP崩壊熱特性(RMWR) ・重量当りのアクチニドACおよびFPの崩壊熱は炉心部がブランケット層に比べてほぼ1桁大きい ・下部炉心のAC崩壊熱が大きい。これは上部炉心ではポイド率が低く、中性子スペクトルが硬く高次のACの生成が少ないためと考えられる ② 高レベル廃液中 ・多量リサイクル炉心ではFPの寄与が大きい。これは被覆するPuの高次同位体の成分が少なく、崩壊熱の大きいO _m の生成が少ないためと思われる ③ AC及びFP酸化物重量(RMWR) ④ 使用済燃料中のFP重量は軸方向領域の燃焼度にはほぼ比例する ⑤ 高レベル廃液中のAC重量はFPと比べて1/3~1/5である ⑥ ガラス固化体発生量 ・同一燃焼度で単位重量当りではRMWRはBWRに比べて少ない傾向にある。これはRMWRの場合燃焼度の低い上・下ブランケットの影響と考えられる ・単位重量当りで見るとRMWRはBWRに比べて多い。これはRMWRではMAがBWRより大きく、崩壊熱が大きいためと考えられる (2) ナル等廃棄物について、同一燃焼度で単位重量当りではRMWRはBWRに比べて多いが、燃焼度が大きければ、物量差により逆転する 高β・γ廃棄物(チャンネルボックス)は、物量差によりRMWRがBWRより少ない 4.6項参照
H16 (2004)	H17.2 (2005)	将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備(その2) (報告書番号:FC-8081-966)	(1) 簡素化湿式再処理プロセスについて経済性、安全性、廃棄物等を比較した ① 単サイクルPUREX法 ② 晶析付加簡素化PUREX法 ③ 超臨界直接抽出法 ④ フッ化揮発付加簡素化PUREX法 ⑤ UREX付加簡素化PUREX法 (2) また、これらの再処理プロセスを組み合わせた、軽水炉と低濃縮軽水炉燃料の双方を処理する再処理施設の得失を評価した。 ① 晶析付加簡素化PUREX法 ② フッ化揮発法+超臨界直接抽出法 ③ UREX付加簡素化PUREX法 ④ 処理能力 ・LWR燃料:1000t/y ・RMWR燃料:400t/y	(1) 簡素化湿式再処理プロセス 開発さればいずれの方法もRMWRへの適用可能であるが超臨界直接抽出法はバッチ式処理のため大規模施設への適用は不適切である。いずれも低濃縮処理のため加工施設に影響がある ① 単サイクルPUREX法 精製工程の削減による建設費の低減と廃液及び廃溶液の発生削減が可能 ② 晶析付加簡素化PUREX法 晶析工程が付加されるが抽出工程以降の設備処理容量の削減と機器の小型・軽量化が可能 ③ 超臨界直接抽出法 U分離効率60~80%と高くはない ④ フッ化揮発付加簡素化PUREX法 溶解と抽出工程一体化で設備の簡素化が図れ、常温使用であるが高圧プロセス(12MPa) ⑤ フッ化揮発法+超臨界直接抽出法 フッ化揮発法+超臨界直接抽出法が可能 ⑥ UREX付加簡素化PUREX法 詳細が不明なるもU分離効率が高く晶析法より更に設備の簡素化が可能 (2) 複合再処理施設 ① 晶析付加簡素化PUREX法 LWR燃料とRMWR燃料とで晶析装置を兼用できるが多数の晶析装置と蒸発機による連続操作が必要 ② フッ化揮発法+超臨界直接抽出法 フッ化揮発法によるU分離能力に余裕がないため多数になる可能性がある ③ UREX付加簡素化PUREX法 U分離効率が高く③者の中では設備的に最も有利と考えられる 4.7項参照

4. 年度別の調査結果

以下に年度毎にまとめて目的、調査内容、調査結果について、概要一覧表のより詳しい内容を示す。基本的には年度毎の調査内容をそのまま記載しているが、複数年度分をまとめた炉型毎の廃棄物発生量一覧表、燃料集合体形状等図面など一部追記・作成している。

4.1 1998(平成10)年度調査結果

4.1.1 タイトル

- (1) 「代替燃料サイクルに関する基礎データベースの整備」
- (2) 「新型高速増殖炉に関する技術評価用データの作成」

4.1.2 目的

- (1) 核不拡散性、燃料増殖性、長寿命廃棄物の発生量の点で優れた特性を有する Th-U233 サイクルとこれに適する熔融塩炉による長期燃料サイクル解析のための基礎データ整備
- (2) ナトリウム冷却高速増殖炉に代わる新型高速増殖炉技術の現状と研究課題を調査し、技術評価に必要なデータを作成する

4.1.3 調査内容

文献等により以下について調査した

- (1) 代替燃料サイクルに関する基礎データベースの整備
 - 1) Th-U233 サイクルの調査
 - ① U-Pu サイクルとの比較
 - ② 燃料再処理
 - ③ サイクル施設概念
 - ④ U-Pu サイクルから Th-U233 サイクルへの移行における課題等
 - 2) 熔融塩炉に関する調査

熔融塩炉の特性、材料健全性の調査
 - 3) 熔融塩炉に基づく Th-U233 サイクルの特性に関するデータベースの作成

プラント主要諸元、物質フロー基礎データの整備
- (2) 新型高速増殖炉に関する技術評価用データの作成
 - 1) Na 冷却高速増殖炉の代替技術に関する調査
 - ① ガス炉 (He, CO₂ ガス炉)
 - ② 代替冷却材
 - ③ 代替燃料
 - 2) 新型高速増殖炉の技術評価用データの作成

ガス炉、鉛(Pb)冷却炉の検討 (成立性、課題)

4.1.4 調査結果

4.1.4.1 代替燃料サイクル

- (1) Th-U233 サイクル
 - 1) U-Pu サイクルとの比較^{1), 2), 3)}

- ①U233 は熱中性子領域での分裂中性子数 η が 2 より大きく、熱中性子増殖炉の可能性を有するが、高速中性子領域では η が Pu239 に比べて小さく高速増殖炉の魅力に乏しい。ただ、Na 冷却高速増殖炉では負のナトリウム反応度を実現し現行の MOx 燃料による炉の安全上の弱点を克服できる可能性を有する。
- ②Th232 は U238 と比較して熱中性子吸収断面積は大きい、高速中性子領域での核分裂断面積は小さい。このため、初装荷の熱中性子炉では U235 濃度を高める必要があり核分裂物質所要量は増加するが、取り替え炉心では核分裂物質所要量を少なくできる。
- ③Th232 は捕獲断面積の共鳴積分について、U238 と比較して小さく均質炉に適している。
- ④Th サイクルで回収の U232、Th は γ 線量率が高く取り扱いには遠隔操作が必要となる。また、Th の採鉱や Th 燃料製造・再処理ではラドンが気体で放出されるので被爆対策が必要である。

2) 再処理

以下の燃料が提案され、燃料 (炉) 形式により再処理法が異なる。

- ①Th-U 酸化物燃料/グラファイト被覆材 ----- 高温ガス炉
前処理としてグラファイトの燃焼と炭化ケイ素の機械破碎による脱被覆後に、THOREX 法による湿式再処理。トリウムが溶解液に溶けにくい。
- ②Th-U 熔融塩燃料/(被覆材なし) ----- 熔融塩炉
液体燃料のため連続再処理が可能。
- ③Th-U 金属又は酸化物燃料/SUS 等金属被覆材 ----- 軽水炉/FBR
金属燃料の場合には乾式再処理が、酸化物燃料の場合には脱被覆は現行の PUREX 法と同じ方法が適用可能で、以降は①と同じ THOREX 法による再処理方法となる。

3) サイクル施設

熔融塩炉は増殖可能な熱増殖炉であり、Th-U233 サイクルに最も適合する原子炉概念であり、再処理施設を併置することで連続再処理の可能な燃料サイクル施設概念である。

4) U-Pu サイクルから Th-U233 サイクルへの移行

軽水炉の運転により生じる Pu を利用した U-Pu サイクルから Th-U233 サイクルの採用には U-Pu サイクルの実用化が困難な場合 (例えば FBR が困難な場合) と考えられる。この時、サイクルを完成させるのに十分な U233 が備蓄されれば自己燃料サイクルを達成できる。

(2) 熔融塩炉の特性、材料健全性の調査

米国 ORNL がまとめた 1000MWe 熔融塩増殖炉 (MSBR) ^{4), 5), 6)} について調査した。

- ①熱中性子増殖炉。Pu・MA 燃焼が可能。
常圧、高温で熱効率が低い。
- ②反応度自己制御性、負荷変化自己追従性が高い。
- ③熔融塩は水や空気と激しい反応はせず、大漏洩の場合でも再臨界の恐れは無い。
- ④使用済燃料の連続再処理と強い放射能のため核盗難の恐れが少なく核拡散防止に優れる。
- ⑤炉構造材他の構造健全性の確認 ⁷⁾、長寿命黒鉛減速材の開発が必要である。
- ⑥連続再処理技術・遠隔保守技術の開発が必要である。

(3) まとめ

①FBR 開発が困難となった場合には、既存の軽水炉からの Pu を用いて溶融塩転換炉で U233 を生産し、この U233 を用いて溶融塩増殖炉につなげることが考えられる。

②Na FBR と比較して安全性、核不拡散性に優れる。

4.1.4.2 新型高速増殖炉

Na 以外の代替となる冷却材、混合酸化物以外の代替燃料（窒化物燃料、金属燃料）について技術の現状、研究開発課題等の調査をした。これらを基に、ガス (He、CO₂) 冷却炉、液体 (Pb) 冷却炉について炉心概念と核熱特性をまとめてデータベースの作成を行った。

(1) 代替技術の調査

1) ガス炉

米国 GA 社の He ガス冷却高速増殖炉、英国 CO₂ ガス冷却高速増殖炉の設計^{8),9)}を調査した。

2) 代替冷却材

Na の代替冷却材として He、CO₂、Pb、Bi、PbBi、Li が考えられる。He、CO₂ は熱輸送面¹⁰⁾以外には不利はない。その他についても今後解決すべき課題は有るものの候補としては考えられる。

3) 代替燃料

米国、日本国内の窒化物燃料、金属燃料炉心と燃料サイクル特性¹¹⁾を調査した。

①燃料特性

- a. 酸化物燃料と比較して、窒化物燃料と金属燃料¹²⁾は高増殖性、高燃焼度化、炉心コンパクト化が期待できる。
- b. 窒化物燃料は FP 放出率が低く被覆管肉厚低減、ガスプレナム長さ低減が可能である。ただし、使用する ¹⁵N の経済性のある濃縮技術が確立されていない。
- c. 金属燃料の大型炉¹³⁾では正の Na ボイド反応度が大きい。燃料と被覆管との共晶反応が起きるため、高温用の被覆管材料の開発が必要。

②再処理^{14),15)} 及び燃料製造

- a. 窒化物燃料では湿式法でも可能であるが、¹⁵N の分離回収が困難なため、溶融塩を用いた乾式再処理が提案されている。乾式法には電解精製法と LINEX 法とが考えられている。乾式法の採用で経済性の向上が期待される。
- b. 金属燃料では乾式再処理を適用し、溶融塩中から U, Pu, MA を回収し、併設した加工施設で新燃料を製造することで経済性の向上が期待される。

(2) ガス炉、鉛(Pb)冷却炉の検討

1) ガス炉 ----- 窒化物燃料と He 冷却材、CO₂ 冷却材を組合せた場合の特性について調査した。

- ①Na に比べて熱輸送特性¹⁶⁾が劣るため高圧とする必要がある。
- ②窒化物燃料は酸化物燃料と比べて熱伝導率、最大線出力制限で勝るが、ガスの除熱性の制限から線出力は同程度となる。
- ③炉容器は事故時の「急速減圧事象」を避けるためプレストレスコンクリート製容器 (PCRV) が用いられるが国内での実績はない。

④大容量の電動ガス循環器を使用するためプラント熱効率 (Net) が約 10%低下し 35%程度となる。

2) Pb 冷却炉 ---- 窒化物燃料と Pb 冷却材を組合せた場合の特性について調査した。

①Na と比べて不活性であり中間冷却系が不要となるが、融点が高く予熱設備の物量が増加する。また、密度が大きいのでポンプ動力が大きくなる。さらに伝熱性能が劣るため、炉心体積も増加する。

②Pb の腐食性が大きいので構造材料の耐腐食性が課題となる。

3) Na 冷却炉と比較して表 4.1.1 に炉心概念を示す。

(3) まとめ

①ガス炉は Na 冷却炉と比べて炉心が大型化するが、中間冷却系が不要で漏洩燃焼の恐れもない。冷却材としては He が CO₂ よりやや勝る。

②Pb 冷却炉もガス炉と同様であるが融点が高く、密度が大きいこと、腐食性の点からデメリットが生じる。

表 4.1.1 ガス冷却、Pb 冷却高速増殖炉の炉心概念

項目	単位	窒化物 He 冷却	窒化物 CO2 冷却	窒化物 Pb 冷却	Na 冷却 (実証炉)
燃料		(U, Pu) N	(U, Pu) N	(U, Pu) N	(U, Pu) O ₂
熱出力	(MWt)	2860	2860	<u>2380</u>	<u>1600</u>
電気出力	(MWe)	1000 (Net)	1000 (Net)	<u>1000 (Gross)</u>	<u>660 (Gross)</u>
プラント熱効率	(%)	35	35	<u>42</u>	<u>41</u>
増殖比		約 1.4	約 1.3	約 1.3	<u>約 1.2</u>
炉容器		PCRv	PCRv	<u>鋼製又は ボンド型</u>	<u>鋼製 RV</u>
冷却材		He	CO2	Pb	<u>Na</u>
入口温度	℃	250	250	<u>430</u>	<u>395</u>
出口温度	℃	550	550	550	<u>550</u>
圧力	MPa	9.0	5.0	<u>~2</u>	<u>~0.4</u>
流量	Kg/h	<u>6.6×10⁶</u>	3.1×10 ⁷	2.9×10 ⁷	<u>4.5×10⁸</u>
燃料集合体					
形状		六角	六角	六角	六角
ピッチ	cm	19.2	23.8	<u>28.4</u>	<u>15.8</u>
数量	体	252	252	252	<u>295</u>
径ブランク	体	126	126	126	<u>150</u>
軸ブランク厚	cm	40 (上下)	40 (上下)	30 (上下)	<u>30 (上下)</u>
燃料要素					
配列		三角配列	三角配列	三角配列	三角配列
ピッチ	mm	9.8	11.25	<u>13.5</u>	<u>9.65</u>
ピン径	mm	7.0	7.5	<u>9.0</u>	<u>8.5</u>
数量	本	<u>325</u>	391	391	<u>217</u>

4.2 1999(平成11)年度調査結果

4.2.1 タイトル

- (1) 炭酸ガス冷却高速増殖炉に関する技術評価用データの作成
- (2) 将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備

4.2.2 目的

- (1) 平成10年度調査結果をふまえ燃料に窒化物又は炭化物を採用した場合のCO₂冷却高速増殖炉の評価のためのデータ整備
- (2) 将来型炉の我が国の原子力発電システムにおいて果たし得る役割を評価するため、将来型炉の増殖特性、燃料物質フローのデータ整理、及び燃料サイクル技術に関して調査を行いデータベースを整備する

4.2.3 調査内容

- (1) 炭酸ガス冷却高速増殖炉に関する技術評価用データの作成

1) 炉心性能の検討

- ① 炉心コンパクト化の検討
- ② 原子炉出口温度高温化の検討
- ③ 検討条件 (表 4.2.1 参照)

- ・ 原子炉熱出力：2900MWe、窒化物又は炭化物燃料、運転サイクル長：15ヶ月、
取出平均燃焼度：100GWd/t

- ・ パラメータ：炉心性能 (冷却材圧力、出・入口温度、冷却材流量)

燃料 (最大線出力、被覆管・ペレット径、ピンピッチ/ピン径比)

2) プラント性能の検討

- ① プラント熱効率の検討
- ② モジュール炉の考察

- (2) 将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備

将来炉として100万kWe級の炉を想定して以下の項目について整理・検討を行った。

1) 将来炉 ----- 1000MWe 級に統一 (換算)、表 4.2.2 参照

- ① PWR 型重水冷却増殖炉 (図 4.2.1 参照)
- ② He ガス冷却窒化物燃料高速増殖炉 ----- 平均燃焼度を10MWd/tとして設定 (図 4.2.2 参照)
- ③ Na 冷却 MO_x 燃料高速増殖炉 ----- 実証炉級 (660MWe) を参考 (図 4.2.3 参照)

2) 作業項目

以下の項目について、各項目に関する施設の要件・諸元、物質フロー、経済性、技術開発の現状と将来炉への適用性等について文献等にて調査し、纏めた。

- ① 将来炉の燃料物質フローに関するデータベースの作成
 - ・ プラント主要諸元、燃料物質フロー、燃料以外 (構造材) の物質フロー、放射化量
- ② 燃料加工技術に関する調査
 - ・ 燃料形態と加工に関する要件、加工施設の諸元の整理他
- ③ 使用済み燃料貯蔵に関する調査

・貯蔵施設の諸元の整理、経済性データの整理

④再処理に関する調査

・再処理施設の諸元の整理

改良 PUREX 法、乾式再処理 (ANL 法、ロシア法、フッ化物揮発法) について
物質フローと諸元の整理、経済性データの整理

⑤廃棄物の貯蔵・処理・処分に関する調査

・廃棄物の貯蔵・処理・処分に関する方針、方法等

⑥国内・外の将来的燃料サイクル技術の調査

・提案されている将来的燃料サイクル技術のうち、「ゼロリリース」とその関連技術について概念の整理と将来炉に対する適合性・成立性、経済的ポテンシャルを検討した。

4.2.4 調査結果

(1) 炭酸ガス冷却高速増殖炉

1) 炉心性能の検討

①炉心をコンパクト化するには a. 平均線出力を増加する b. 炉心高さを高くする c. 燃料ピンピッチ/燃料ピン径 p/d を減少する ④燃料ピン径を減少することが有効であるが、圧損が増加する。圧損の緩和には冷却材圧力の増加、原子炉出入口温度差 ΔT を大きくする方法があるが、冷却材圧力の増加は CO_2 の臨界圧力が 7.2MPa であることから、5MPa 程度が適当となる。

原子炉入口温度については燃料被覆管温度制限から 550°C から大きく増加は出来ない。

----- 表 4.2.1 参照

②原子炉出口温度は炉心の 3 領域化や炉中心 SUS 集合体装荷・軸方向 Pu 富化度 2 領域化の出力平坦化により、被覆管最高温度を変えずに 20°C 以上の高温化が可能である。

2) プラント性能の検討

ガスタービン、ガスタービン複合の各発電方式について検討し、ガスタービン発電では原子炉出口温度が比較的 low、ガスタービン複合発電の場合は SG 入口温度が低いため各発電サイクル効率は 30~34% で蒸気発電方式の効率約 40% より低く採用メリットが無いことが分かった。

3) 小型モジュラー炉について

小型 CO_2 冷却高速増殖炉について検討した。安全性については小型化による効果は期待できず、大型炉と同様の安全系設備が必要である。

経済性については GT-MHR (ガスタービンモジュラー型ヘリウム冷却高温ガス炉) と比較して約 1.7 倍のコストと推定された。

(2) 将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備

1) 将来炉の燃料物質フローに関するデータベースの作成

①Na 冷却高速炉とガス冷却高速炉の初装荷炉心・平衡炉心における燃料物質フローと増殖特性を計算した。また、Na 冷却高速炉の燃料集合体構造材等の燃料以外の物質フロー、放射化量を整理した。

②各炉型の燃料物質フローの比較

各炉型の平衡炉心での装荷燃料・取出燃料重量の比較を表 4.2.3 に示す。P-RMWR¹⁷⁾では Na 冷却高速炉¹⁸⁾、ガス冷却高速炉に比べて約 2.8 倍のプルトニウム装荷量となっている。
③集合体 1 体当たりについて、構造材の放射化量は炉心燃料集合体および径方向ブランケットとも、炉心高さ部のラップ管が単位重量当たり並びに全構造材重量とも最も多い。

2) 将来炉の燃料加工技術に関する調査

将来炉の燃料を MOx 及び窒化物燃料とし、燃料形態としてはペレット、顆粒状態として再処理条件（低除染再処理等）を加味した燃料加工に関する要件の整理¹⁹⁾、加工施設の諸元（製造・組立工程、必要設備）を纏めると共に、燃料加工の技術開発の現状と課題を纏めた。

3) 使用済み燃料貯蔵に関する調査

①使用済み燃料貯蔵に関する要件を整理し、貯蔵方式について纏めた。^{20), 21)}

どの貯蔵方式でも電力コストに大きなインパクトはない。

②将来炉向け中間貯蔵施設について、貯蔵規模を 3000 t として、金属キャスク貯蔵方式にて貯蔵する場合の建屋規模を検討した。

項 目	概 略 仕 様
キャスク最大収納量	9.7MTU/21 体
貯蔵容量	3000MTU
建屋寸法	約 209 ^L × 44 ^W × 30 ^H m
(貯蔵エリア)	(約 164 ^L × 44 ^W × 30 ^H m)
(受入検査エリア)	(約 45 ^L × 44 ^W × 30 ^H m)
キャスク貯蔵基数	最大 320 基
キャスク貯蔵ピッチ	約 3.3m (キャスク最大径 2.9m)
貯蔵密度	約 0.34MTU/m ² (320 基 × 9.7MTU/基) / (209 × 44 m ²)

4) 再処理に関する調査

将来炉用再処理施設を設置する場合の要件整理と先進サイクルシステムについてプロセス概要と諸元（対象燃料、溶解方法、U/Pu 分離方法、運転条件等）を整理した。^{22), 23)}

5) 廃棄物の貯蔵・処理・処分に関する調査

①将来炉を対象とした情報は見あたらず、軽水炉を対象とした、当時の状況での処理・処分方法について纏めた。^{24), 25)}

②150 万 KWe、平均燃焼度 15 万 MW d/t、の FBR 使用済み燃料を冷却期間 4 年で再処理する条件で計算すると 1 バッチ分 (17 ヶ月運転) でガラス固化体 114 本 (MA 回収の場合は 23 本)、TRU 廃棄物約 56 t の廃棄物が発生する。

6) 国内外の将来的燃料サイクル技術の調査²⁶⁾

①MA 回収技術として、湿式法による核種分離技術とそのプロセスフローをまとめた。

②高レベル廃棄物低減に関する MA の影響を見るため前記 4.2.5 (2) の条件の FBR 使用済み燃料で 2 年冷却の場合を加えて比較した。

表からはFPの減衰の寄与が大きく、冷却期間増による減衰も有効であることがわかる。

条 件	ガラス固化体数(本/tHM)		
	① 2年冷却	② 4年冷却	比:①/②
現行 PUREX 法	7.2	3.8	1.9
MA99%回収	5.9(上記の82%)	2.7(上記の71%)	2.2
Sr, Cs, Rh, Ba99%回収	1.8(上記の25%)	0.75(上記の20%)	2.4

4.2.5 まとめ

(1) 炭酸ガス冷却高速増殖炉について

- ①炉心性能の検討では運転圧力5MPa程度、原子炉入口温度については燃料被覆管温度制限から550℃が適当であることが確認された。
- ②プラント性能の検討ではガスタービン、ガスタービン複合の各発電方式について検討し、各発電サイクル効率は蒸気発電方式の効率より低く採用メリットが無いことが分った。
- ③モジュラー型小型CO₂冷却高速増殖炉について検討し、安全性については小型化による効果は期待できず、経済性についてもGT-MHRと比較してコスト高と推定された

(2) 将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備

- ①Na冷却高速炉とガス冷却高速炉と比べて、PWR型RMWRは約2.8倍のプルトニウム装荷量となっている。
- ②集合体構造材等の構造材の放射化量は、集合体1体当たりについて、炉心燃料集合体、径方向ブランケットとも炉心高さ部のラップ管が単位重量当たり、全構造材重量とも最も多い。
- ③将来炉の燃料加工技術、使用済み燃料貯蔵、再処理、廃棄物の貯蔵・処理・処分、MA回収技術に関する文献等による調査を行い整理した。
 - ・MOX燃料ペレットを除いて他の燃料加工技術は開発段階にあり、再処理技術とリンクして加工形態が選定されるが、経済性向上の観点から振動充填燃料が有望である。
 - ・高レベル廃棄物低減について、4年冷却と2年冷却の場合で比較すると、MAよりもFPの減衰の寄与が大きい。

表 4.2.1 炭酸ガス冷却高速増殖炉の主要仕様 (検討結果)

項 目	仕 様	備 考
原子炉熱出力	2900MWe	
電気出力 (Net)	1000MWe	
プラント熱効率 (Net)	35%	
冷却材	炭酸ガス	
冷却材圧力	5 MPa	
原子炉出口温度	550°C	
原子炉入口温度	250°C	
出入口温度差	300°C	
冷却材流量	約 3×10^7 Kg/h	
炉心形式	2 領域炉心	
炉心高さ	140cm	
炉心等価径	408cm	
ブランケット	径方向 2 層、軸方向上下 40cm	
燃料	窒化物燃料	N:99%濃縮 ^{15}N
燃料ピン形式	密封型燃料ピン	325 本/集合体
燃料ピン径	8.3mm	
燃料要素配列	正三角形	
ピン径対ピンピッチ比	1.5	
燃料集合体	六角形ラップ管付集合体	
配列ピッチ	23.89cm	
本数	内側炉心 150 体、外側炉心 96 体	炉中心 SUS 集合体 1 体
径ブランケット	126 体	
炉心取出平均燃焼度	10.3 万 GW d / t	
運転サイクル長さ	14 ヶ月	
Pu 富化度 (内側/外側)	12.10/18.13wt%	
炉心平均線出力	234W/cm	
増殖比 (平衡炉心平均)	1.43	

表 4.2.2 将来炉のプラント諸元

項 目	増殖型水冷却炉	ガス冷却高速炉	Na冷却高速炉	備 考
基本仕様				
炉型	ループ型	PCR型原子炉容器	ループ型	
電気出力 (MWe)	1000	1000(Net)	1000(Gross)	
熱出力 (MWt)	2900	2900	2420	
主要仕様				
冷却材	重水	He	Na	
冷却材圧力 (Mpa)	約15	約9	約0.5	
原子炉出口温度 (°C)	325	550	550	
原子炉入口温度 (°C)	290	250	395	
原子炉出入口温度差 (°C)	35	300	155	
炉心・燃料				
炉心形式	軸/径方向非均質	2領域炉心	2領域炉心	
燃料	Pu・U混合酸化物	Pu・U混合酸化物	Pu・U混合酸化物	
Pu富化度* (w%)	25.2/20.7	13.9/18.0	15.6/23.5	平衡炉心
Pu fis 富化度* (w%)	17/14	9.4/12.1	10.5/15.8	平衡炉心
炉心高さ (cm)	55×2	140	100	
炉心等価径 (cm)	470	330	360	
内部ブランケット厚 (cm)	50	—	—	
径ブランケット	チェッカーボード配列	約35cm厚	約35cm厚	
軸ブランケット厚 (cm)	上下35、35cm	上下40、40cm	上下35、35cm	
燃焼度 (MWd/t)	約5.3万	10万	10万	
運転サイクル長さ (月)	15	15	17	
燃料交換/バッチ数	3/バッチ	3/バッチ	3/バッチ	
定検期間 (月)	1.7	2	2	
増殖比(瞬時値※/残存比)	1.06/1.03	1.37/1.37	1.25/1.23	※平衡、初期、末期の平均
	*内部ブランケット有り/無	*内側/外側	*内側/外側	

表4.2.3 各炉型の炉心装荷燃料・取出燃料重量の比較

項目	初装荷燃料 (t)			平衡炉心装荷燃料 (t/年)			平衡炉心取出燃料 (t/年)			平衡炉心末期 (t)		
	ウラン	Pu *1	Puf *2	ウラン	Pu *1	Puf *2	ウラン	Pu *1	Puf *2	ウラン	Pu *1	Puf *2
PWR型低減速炉 (P-RMWR)	炉心	82.04	*3	82.04	15.98	3.71	2.51	19.69	15.28	3.44	2.21	18.72
	軸ブランクセット	38.33	*3	38.33	9.20	0	0	9.20	8.92	0.22	0.20	9.14
	径ブランクセット	32.74	*3	32.74	7.86	0	0	7.86	7.64	0.18	0.17	7.81
	合計	153.11	*3	153.11	33.04	3.71	2.51	36.75	31.84	3.84	2.58	35.68
Heガス冷却 高速炉	内側炉心	19.83	3.07	22.90	4.26	0.69	0.46	4.95	3.68	0.68	0.46	4.37
	外側炉心	12.87	2.70	15.57	2.76	0.61	0.41	3.37	2.49	0.55	0.35	3.04
	小計	32.70	5.77	38.47	7.02	1.30	0.87	8.32	6.17	1.23	0.81	7.41
	径ブランクセット	54.95	0	54.95	11.88	0	0	11.88	11.57	0.25	0.25	11.83
Na冷却高速炉	軸ブランクセット	23.37	0	23.37	5.05	0	0	5.05	4.86	0.15	0.15	5.01
	合計	111.02	5.77	116.80	23.96	1.30	0.87	25.25	22.61	1.64	1.20	24.25
	内側炉心	20.12	3.49	23.61	4.20	0.78	0.52	4.97	3.64	0.79	0.51	4.44
	外側炉心	9.00	2.43	11.43	1.84	0.57	0.38	2.41	1.67	0.49	0.30	2.16
Na冷却高速炉	小計	29.12	5.92	35.04	6.04	1.34	0.90	7.38	5.31	1.28	0.82	6.60
	径ブランクセット	35.29	0	35.29	7.43	0	0	7.43	7.25	0.15	0.14	7.40
	軸ブランクセット	26.43	0	26.43	5.56	0	0	5.56	5.37	0.16	0.15	5.53
	合計	90.84	5.92	96.76	19.03	1.34	0.90	20.37	17.93	1.59	1.11	19.53
*1: プルトニウム(Am含む)												
*2: 核分裂性プルトニウム												
*3: 重金属量												
合計												

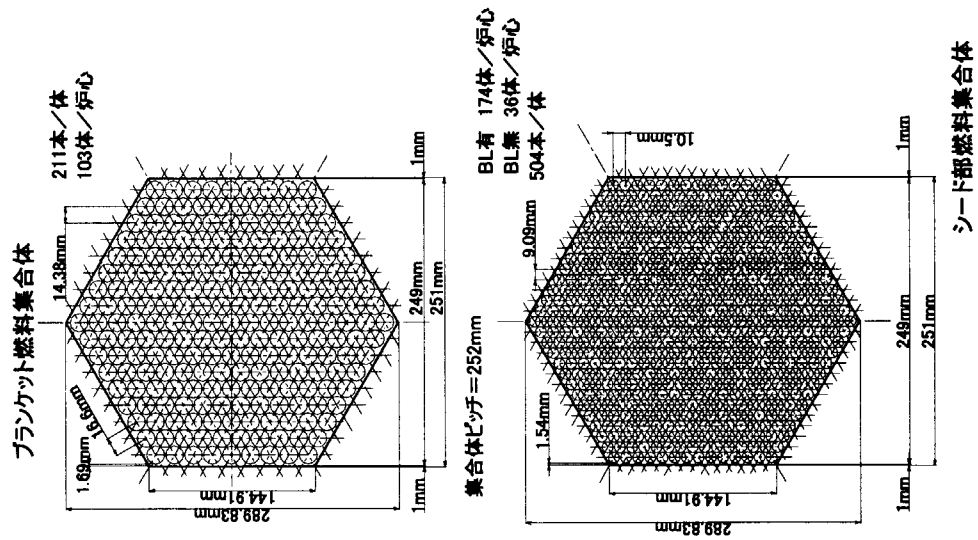
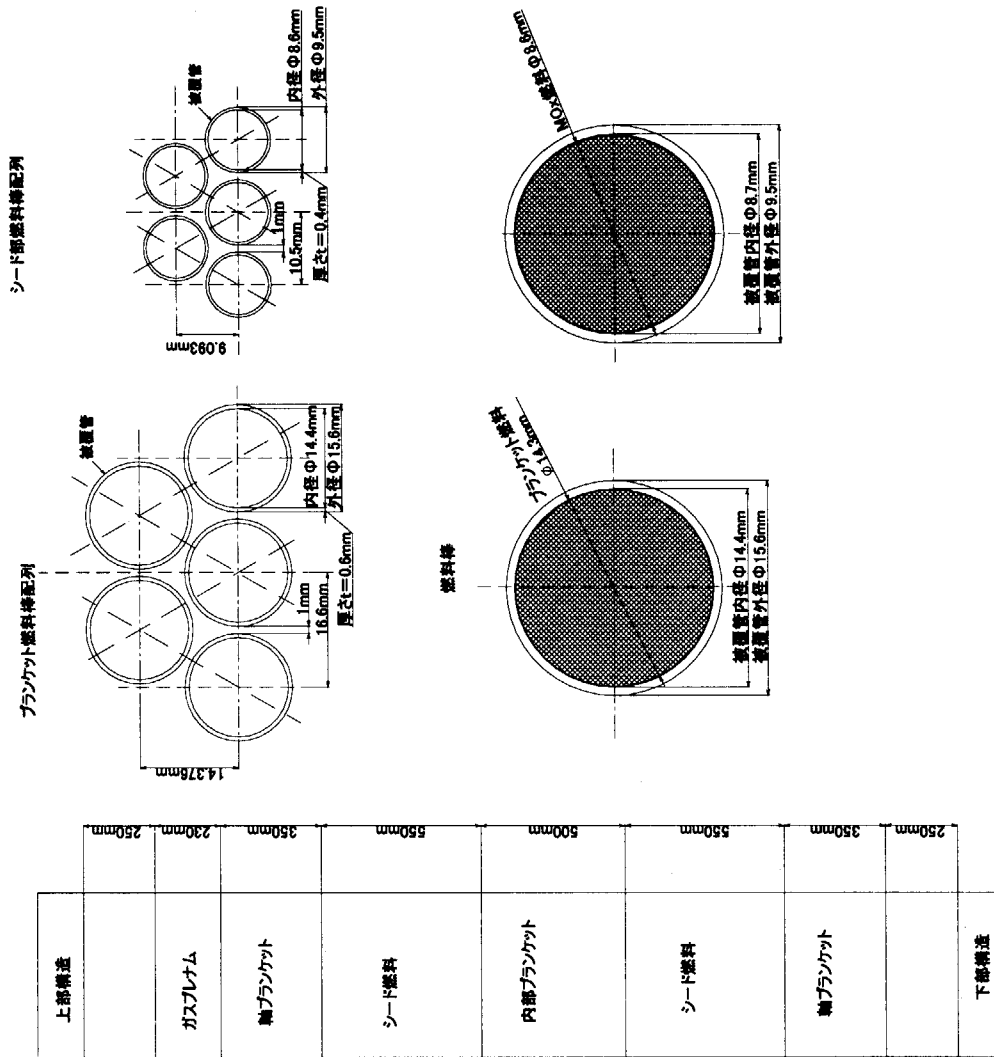


図4.2.1 PWR型RMWR燃料集合体

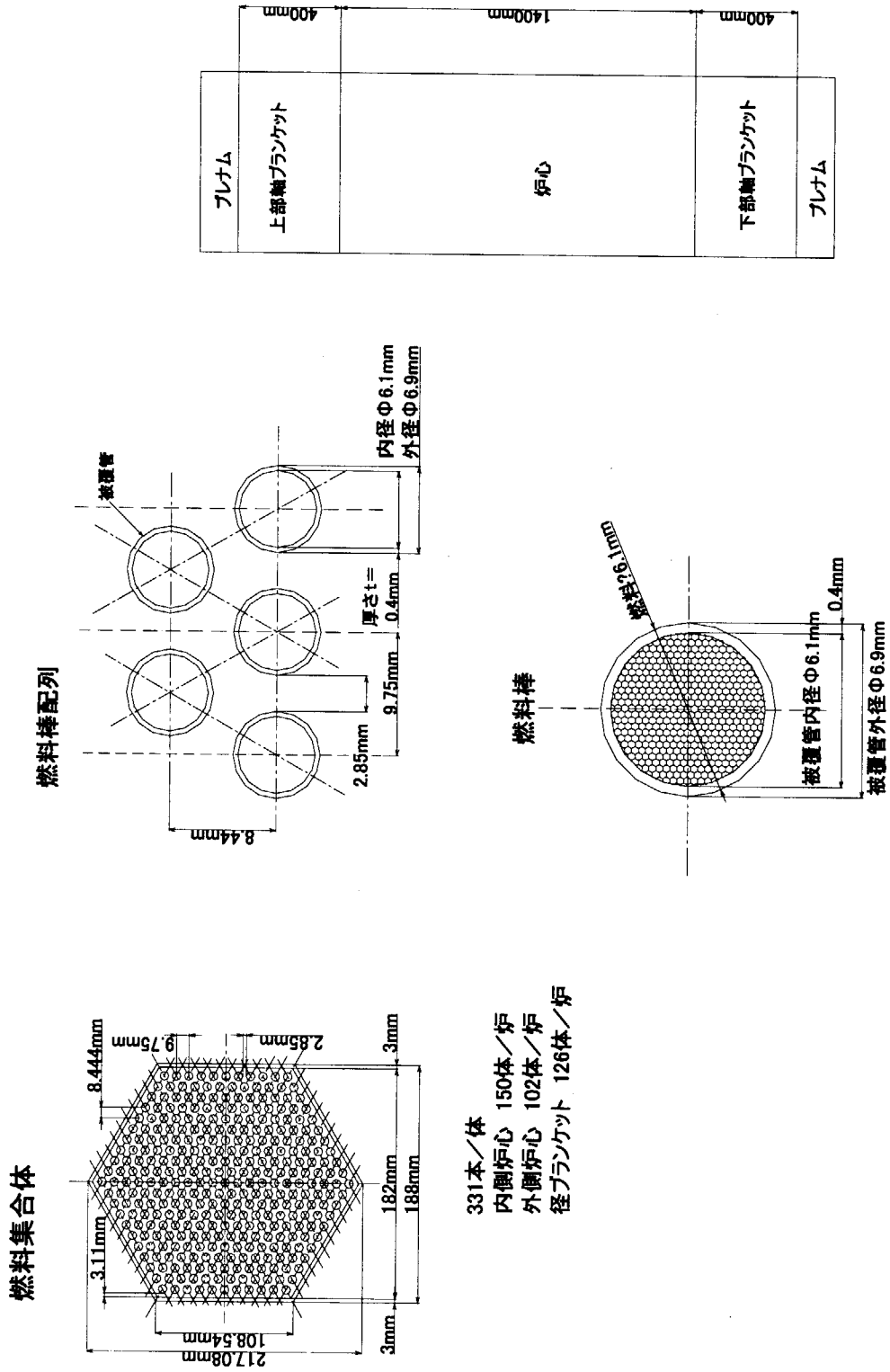


図4.2.2 He冷却高速炉燃料集合体

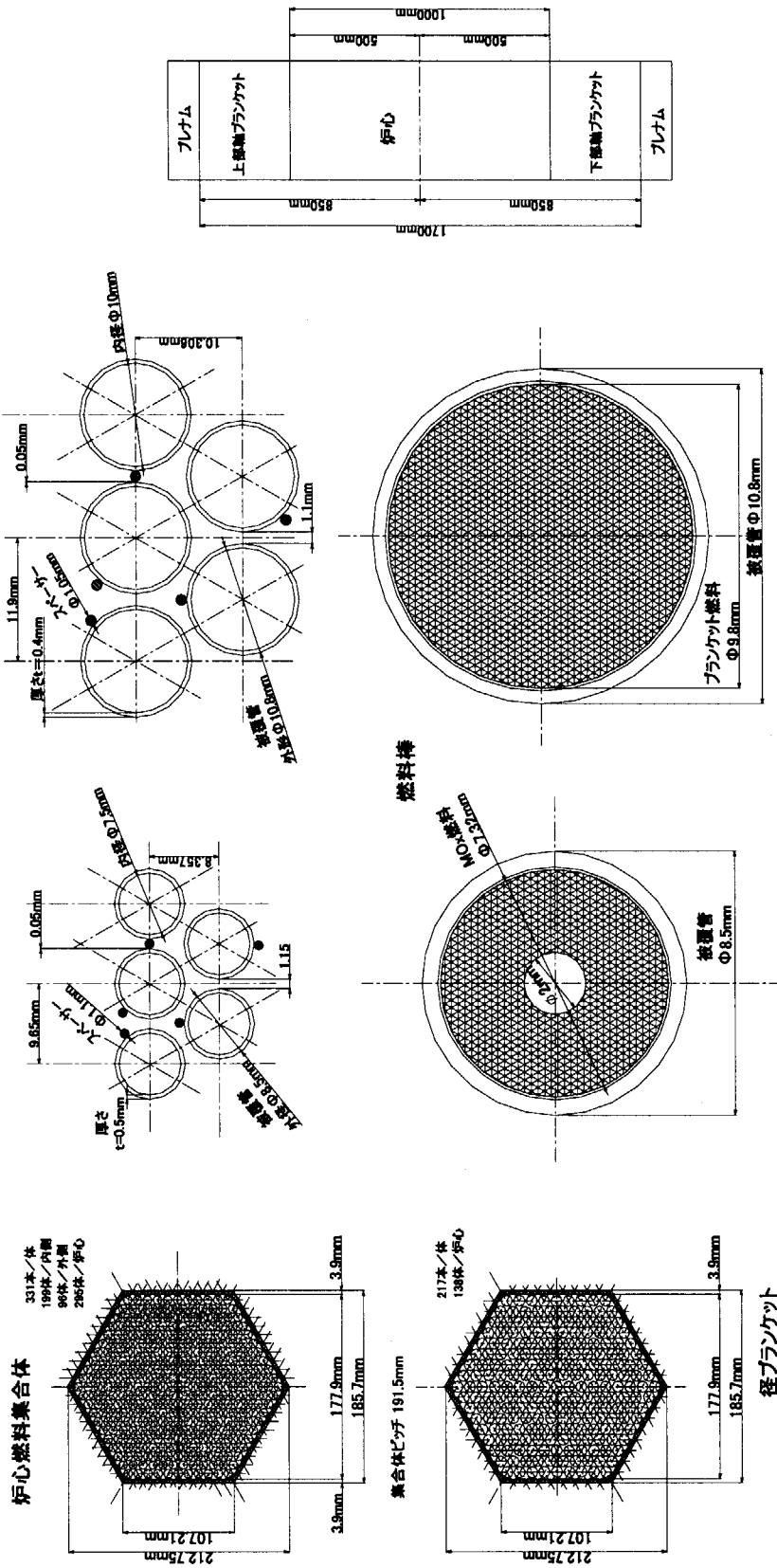


図4.2.3 液体金属冷却FBR燃料集合体

4.3 2000(平成12)年度調査結果

4.3.1 タイトル

将来炉使用済燃料の再処理廃棄物に関する特性データベースの整備

4.3.2 目的

将来型炉の我が国の原子力発電システムにおいて果たし得る役割を廃棄物発生量の視点から評価するため、将来炉形式の違いおよび再処理形式の違いによる高レベル廃棄物、放射化金属廃棄物、高レベル廃棄物毒性を検討した。また、将来型炉使用済燃料の処分方策を検討する一助とするため、現行軽水炉使用済燃料の処分選択肢について海外動向を調査し、得失を整理する。

4.3.3 調査内容

4.3.3.1 将来炉使用済燃料の再処理廃棄物に関する検討

(1) 廃棄物検討ケース

表 4.3.1 に示す 4 種類の炉形式、燃料仕様、再処理方式及び冷却期間を組み合わせ、重金属重量当たりのガラス固化体発生量、燃料集合体構造部材の減容処理後の廃棄物量を算定した。

表 4.3.1 廃棄物量算出ケース

項 目	炉 型					
	軽水炉 (PWR)		低減速軽水炉 (RMWR)		高速増殖炉 (FBR)	
	UO ₂ 燃料	フルMOX燃料	MOX燃料		MOX燃料	
燃 焼 度 (Gwd/tHM) 炉心最高	50	50	50	70	100	150
炉心+軸ブランケット平均	50	50	26.17	36.66	59.57	90.34
再処理	現行湿式高除染PUREX法	○	○			
	先進湿式低除染PUREX法	○	○	○	○	○
	乾式金属電解法(改良ANL)			○	○	○
	径ブランケット再処理	—	—	○	○	○
取出し後の経過期間	2/4/10	2/4/10	2/4/10		2/4/10	
○: 参考用 1. 現行湿式高除染PUREX法: MA回収なし 2. 先進湿式低除染PUREX法: MA回収あり 3. 径ブランケット再処理: 再処理バイパス						

(2) 線源計算

軽水炉 (LWR)、Na 冷却高速増殖炉 (Na-FBR) については ORIGEN2 コードを、PWR 型低減速軽水炉 (P-RMWR) については SWAT コード²⁷⁾を用いて、燃料 1 tHM 当たりの取出平均燃焼度における放射エネルギー、発熱量、放射能重量を算出した。計算結果に核種移行率を乗じてガラス固化後の高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体数)を算出した。

(3) 検討条件

1) 使用済燃料仕様

①軽水炉 (LWR) 燃料

UO₂ 燃料については PWR の濃縮度 4.8% のもの、PWR フル MOX (F・MOX) 燃料については 4.4% UO₂ 燃料を燃焼度 55Gwd/ t (最大)、50 Gwd/ t (平均) で燃焼し 10 年冷却後再処理し、2 年後装荷・取出の燃料。

②RMWR 燃料

出力 1000MWe の PWR 型重水冷却炉心燃料。燃焼度が 70Gwd/ t のものについては検討デー

タが無い場合、燃焼度が 50GWd/t のデータから簡略計算によりプルトニウム (Pu) 富化度を設定した。

③Na 冷却高速増殖炉 (Na-FBR)

実証炉級炉心(660MWe)の設計例により設定した炉心は内側炉心燃料集合体、外側炉心燃料集合体、径方向ブランケット集合体で構成される。内側・外側炉心燃料集合体の燃料部分は炉心燃料と軸方向ブランケットからなる。

使用済燃料仕様を表 4.3.2 に示す。また、燃料集合体概形等を図 4.3.1、4.3.2 に示す。

2) 高レベル廃棄物への核種移行率

高レベル廃棄物への核種移行率を以下の表のように設定した。

再処理方法	炉型	燃料	高レベル廃棄物への核種移行率(%)				備 考
			U,Pu	Np	MA	FP	
現行高除染 PUREX法	軽水炉 (LWR)	UO ₂ MOX	0.5	0.5	100	100	六ヶ所再処理施設事業指定申請書をベースとし概略数値とした
先進湿式低除染 PUREX法	RMWR FBR	MOX	0.5	50	1	100	U,Puは六ヶ所ベース、Npは精製工程省略考慮、MAは回収率99%とした
乾式金属電解 (改良ANL法)	RMWR FBR	MOX	0.5	1	1	100	U,Puは回収率99%とし未回収分をハル移行分と均等に振り分け、MA、Npは回収率99%とした

3) 廃棄物発生量

①ガラス固化体仕様

- a. 湿式再処理法での高レベル廃棄物はガラス固化することとする。
- b. 乾式再処理法での高レベル廃棄物は熔融塩を酸化物に転換して、直接ホウ珪酸ガラス固化することとする。
- c. 仕様は六ヶ所再処理工場のガラス固化体製品仕様^{28), 29)}と同じとした。
 - ・ガラス固化体収納容器(キャニスタ)容積：150 リットル (0.15m³) /本
 - ・発熱量制限：2.3KW/本
 - ・酸化物含有量制限：15w%/本

②ガラス固化体発生本数の算定

高レベル廃棄物の線源計算結果から炉取出後の経過期間(2年、4年、10年)をパラメータとして、単位重金属当たりの発熱量 (W/tHM) と固化体1体当たりの制限発熱量(W/本)からガラス固化体発生本数を求める。同様に放射性核種の元素重量 (g/tHM) を酸化物重量に換算した値と固化体1体当たりの酸化物制限量(g/本)からガラス固化体発生本数を求める。これら発熱量制限と酸化物制限量のいずれか厳しい方が単位重金属当たりの廃棄物発生量となる。

次に単位重金属当たりのガラス固化体発生本数(本/tHM)を取出平均燃焼度 (GW d / t HM) で割った単位燃焼度当たりの固化体発生本数(本/GW d)を算出した。

- ・放射性核種の元素重量から酸化物重量への換算はガラス固化の密度を 2.75 g/cm³ として元素重量増加割合を 20%増しとした。

③ハル等廃棄物発生本数の算定

- a. 対象物は使用済燃料被覆管(ハル)、燃料集合体構造部材としハル等廃棄物と称する。
- b. 固化方法は高圧縮したハル等を収納容器(容積 150 ㍓ : 0.15m³)に収納する。
- c. 算定方法
 - ・圧縮後のハル等廃棄物空隙率: 0.35 とし、圧縮後体積=実体積/0.65
 - ・固化体収納容器への充填率を 0.8 として実収納容積は 150×0.8=120 ㍓/本
 - ・重金属単位重量当たりの固化体数= (実体積/0.65) /120 (本/tHM)

4) 高レベル廃棄物の毒性ポテンシャル

- ・固化時期の違いによる毒性指数の影響を調査
- ・高除染 PUREX 法軽水炉 UO₂ 燃料と湿式低除染 PUREX 法 Na 冷却高速増殖炉 MOX 燃料を対象とし、取出後の経過期間を 2 年、4 年、10 年のケースについてガラス固化後の経年変化が 2~10⁸ 年までの毒性指数を評価した。

4.3.3.2 将来炉燃料についての直接処分と再処理オプションの検討

現行の軽水炉使用済燃料について、文献調査等による両オプションの問題点の整理、比較を行い、その結果をふまえて将来炉燃料についての得失評価を行った。

4.3.4 調査結果

4.3.4.1 将来炉使用済燃料の再処理廃棄物に関する検討に関する検討

(1) 高レベル廃棄物発生量の検討

1) 高レベル廃棄物の線源計算結果

高レベル廃棄物に含まれる重金属当たりの放射エネルギーを表 4.3.3、図 4.3.3 に示す。

- ①炉取出後 2 年ではアクチニド (AC) の割合が多いが、4 年、10 年後では逆に FP の割合が多くなる。
- ②RMWR, FBR において、湿式と乾式再処理とでは高レベル廃棄物の放射エネルギーは変わらない。

2) ガラス固化体発生量

ガラス固化体発生量を表 4.3.4 に示す。

①取出後の経過期間での比較

ガラス固化体発生量は取出後の経過期間が 2 年では発熱量が支配的であり、10 年後では酸化物量が支配的となる。

②ガラス固化時期での比較

使用済燃料は再処理までの経過期間を長くすると Pu-241 の崩壊により Puf が減少するので、再装荷までの期間が極力短い方が良いが、一方、崩壊熱の減少のため長期貯留することで廃棄物量を減少可能となり、相反する関係である。

③RMWR と FBR について単位燃焼度当たりで見ると、燃焼度が高いほど廃棄物量が少ない。

④炉形式での比較

炉心部の燃焼度の等しい軽水炉と RMWR とで比較する。

- ・先進湿式再処理の場合では FP 核種による発熱量および酸化物量が支配的であり、AC の寄与は小さい。

現行再処理の場合では FP 核種が廃棄物量の主要因であるが、MA による影響も大きく、MA 発生量の多い LWR-MOX 燃料で廃棄物発生量が多い。

- ・RMWR では燃焼のほとんど進まないブランケット燃料の影響により、単位発電エネルギー当りの廃棄物発生量が少なくなる。このことはFBRにも当てはまる。
- ・燃料取出後の経過期間が長くなると、酸化物量が廃棄物量の支配因子となり、炉形式による差は小さくなる。

⑤再処理方式による比較

- ・現行湿式再処理と先進湿式再処理とではMAの移行量が異なることから、LWR-MOX燃料の現行再処理方式では発熱量ベースでの廃棄物量が多くなる。
- ・先進再処理法について湿式法と乾式法では、両者の高レベル廃棄物への核種移行率の違いが N_p のみであり、 N_p の影響が少ないことから廃棄物量に差は見られない。

⑥径ブランケット燃料

径ブランケット燃料の廃棄物量は単位重金属当たりでは炉心燃料と比較して1桁ほど少なく、再処理バイパスしても高レベル廃棄物量低減にはほとんど寄与しない。

(2) ハル等廃棄物発生量

各炉型、燃料毎のハル等廃棄物発生量を表4.3.5に示す。なお、廃棄物量は燃料集合体の体積で決まることから再処理方式による違いは生じない。

- ①単位重金属当たりの炉型毎の比較ではNaFBRが他より2倍程度で最も多く、RMWR、軽水炉の順である。
- ②燃焼度当たり、出力当たりではLWR-UO₂燃料が最も少ない。

(3) 高レベル廃棄物の毒性ポテンシャル

炉取出後の高レベル廃棄物ガラス固化時期を10年とし、軽水炉燃料を現行PUREX法で、将来炉燃料を先進PUREX法で再処理した場合の高レベル廃棄物の毒性指数を10⁸年迄の期間について調べた。

- ①毒性指数は軽水炉MOX燃料、軽水炉UO₂燃料の順に多く、RMWRとNaFBRとはほぼ等しい。
- ②毒性は全期間を通してアクチニド核種が支配的である。

毒性指数：内蔵放射エネルギーを許容摂取量で割ったもの

4.3.4.2 将来炉燃料についての直接処分と再処理オプションの検討

- (1) 現行軽水炉使用済燃料についてヨーロッパにおいて議論されている両オプション^{30),31)}の問題点を整理して纏めた。
- (2) 軽水炉使用済燃料を最終処分する際の両オプションの技術的得失について、OECD/NEAの1994年の原子燃料サイクルに関する経済性検討³²⁾と、2000年の公衆及び従事者の放射線影響³³⁾についての文献調査結果を纏めた。

4.3.5 まとめ

(1) 高レベル廃棄物発生量

- ①再処理によるガラス固化体の発生量は発熱量及び酸化物量により制限されるが、燃料取出直後は発熱量が支配的で、その後時間と共に酸化物量が支配的へと移って行く。
- ②資源の有効利用の点からは燃料取出後再装荷までの期間を極力短くするのがよいが、再処

理後の高レベル廃棄物を長期貯留することで廃棄物発生量を低減できる。

③炉形式での比較

炉心部の燃焼度の等しい軽水炉と RMWR とで比較すると、先進湿式再処理の場合では FP 核種による発熱量および酸化物量が支配的であり、AC の寄与は小さい。

現行再処理の場合では FP 核種が廃棄物量の主要因であるが、MA による影響も大きい。

④再処理方式による比較

現行湿式再処理と先進湿式再処理とでは MA の移行量の違いにより現行再処理方式では発熱量ベースでの廃棄物量が多くなる。

先進再処理法について湿式法と乾式法では、廃棄物量に差は見られない。

⑤ハル等廃棄物発生量

ハル等廃棄物発生量は燃料集合体の体積で決まることから再処理方式による違いは生じない。

- ・単位重金属当たりの炉型毎の比較では NaFBR が他より 2 倍程度で最も多く、RMWR、LWR の順である。

- ・燃焼度当たり、出力当たりでは LWR が最も少ない。

(2) 高レベル廃棄物の毒性ポテンシャルは LWR-MOX 燃料、LWR-UO₂ 燃料の順に多く、RMWR と NaFBR とはほぼ等しい。

(3) 処分オプション

FBR は平均燃焼度が高く Pu 量が多いため直接処分では地下埋設施設規模が大きくなることから、燃料加工の費用増加を考慮しても再処理オプションの経済性が優位の可能性があるが、RMWR では燃焼度が低く再処理の経済性向上の方策が望まれる。

表 4.3.2 使用済燃料仕様

炉型	軽水炉(PWR)				Na冷却高速増殖炉			
	UO ₂		F-MOX		MOX		MOX	
燃料	炉心	炉心	炉心	炉心	軸ブランケット	軸ブランケット	軸ブランケット	軸ブランケット
集合体名称	50	50	50	100	5.95	3.68	150	11.24
燃焼度 (GWd/t)	38.4	34.8	34.8	63.8	3.8	2.3	62.6	6.81
比出力 (MW/t)	1302.08	1436.78	1436.78	1566.9	2394.5			
燃焼期間 (日)	4.8	0.2	0.2	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
U濃縮度 (wt%)	—	7.8	7.8	12.2	—	—	13.0	—
Pu _f 富化度 (wt%)	—	6.694	6.694	10.56	—	—	11.25	—
装荷燃料組成 (wt%)	—	1.011	1.011	1.672	—	—	1.781	—
	4.8	0.1755	0.1755	0.2455	0.3	0.3	0.2419	0.3
	95.2	87.6	87.6	81.58	99.7	99.7	80.4	99.7
装荷燃料重量 (総合計)				35.05	26.43	35.29	35.05	26.43
				96.77			96.77	35.29

炉型	PWR型低減速軽水炉(P-RMWR)									
	MOX		MOX		MOX		MOX		MOX	
燃料	内部BL有	内部BL無	内部BL有	内部BL無	内部BL有	内部BL無	内部BL有	内部BL無	内部BL有	内部BL無
集合体名称	50.0	39.1	50.0	39.1	50.0	39.1	50.0	39.1	50.0	39.1
燃焼度 (GWd/t)	40.7	31.9	40.7	31.9	40.7	31.9	40.7	31.9	40.7	31.9
比出力 (MW/t)	1227.3	1227.3	1227.3	1227.3	1227.3	1227.3	1227.3	1227.3	1227.3	1227.3
燃焼期間 (日)	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2
U濃縮度 (wt%)	17	14	17	14	17	14	17	14	17	14
Pu _f 富化度 (wt%)	14.48	11.93	14.48	11.93	14.48	11.93	14.48	11.93	14.48	11.93
装荷燃料組成 (wt%)	2.519	2.074	2.519	2.074	2.519	2.074	2.519	2.074	2.519	2.074
	0.4785	0.1585	0.4785	0.1585	0.4785	0.1585	0.4785	0.1585	0.4785	0.1585
	74.67	79.10	74.67	79.10	74.67	79.10	74.67	79.10	74.67	79.10
装荷燃料重量 (総合計)	58.56	17.62	58.56	17.62	58.56	17.62	58.56	17.62	58.56	17.62
	160.4	160.4	160.4	160.4	160.4	160.4	160.4	160.4	160.4	160.4

BL: ブランケット

表 4.3.3 高レベル廃棄物放射能

取出後の経過期間(年)	再処理法 炉型	現行PUREX法		先進適式低除線PUREX法															
		軽水炉(PWR)		PWR型RMWR				Na冷却高速増殖炉				PWR型RMWR				乾式金属電解法			
		燃料	MOX	MOX				MOX				MOX				MOX			
				50	70	100	150	50	70	100	150	50	70	100	150	50	70	100	150
2	AC	1.01E+15	5.38E+15	9.02E+13	1.00E+13	1.74E+16	1.17E+14	1.03E+12	1.13E+12	1.17E+12	1.16E+14	2.89E+12	8.93E+13	1.00E+13	9.01E+13	1.14E+14	1.09E+12	1.12E+14	2.69E+12
	FP	6.82E+16	5.37E+16	1.74E+16	4.01E+15	2.04E+16	4.10E+15	7.25E+15	7.25E+15	7.25E+15	7.25E+16	6.68E+15	1.74E+16	4.01E+15	2.04E+16	6.56E+16	4.10E+15	7.72E+16	6.68E+15
	合計	6.92E+16	5.91E+16	1.75E+16	4.01E+15	2.05E+16	6.57E+16	8.57E+15	8.57E+15	8.57E+15	8.57E+16	8.57E+15	1.75E+16	4.01E+15	2.05E+16	6.57E+16	4.10E+15	7.73E+16	6.68E+15
4	AC	7.79E+14	4.03E+15	8.00E+13	7.93E+15	1.04E+14	1.04E+14	9.68E+11	1.07E+12	1.07E+12	1.03E+14	2.50E+12	7.90E+13	9.46E+11	7.95E+13	1.07E+12	1.01E+14	9.67E+11	9.88E+13
	FP	3.49E+16	2.52E+16	1.84E+15	1.84E+15	3.14E+16	1.89E+15	1.89E+15	1.89E+15	1.89E+15	4.11E+16	3.30E+15	7.93E+15	1.84E+15	1.00E+16	3.37E+15	3.14E+16	1.89E+15	3.30E+15
	合計	3.57E+16	2.93E+16	8.01E+15	1.85E+15	3.15E+16	1.89E+15	1.89E+15	1.89E+15	1.89E+15	4.12E+16	3.30E+15	8.01E+15	1.84E+15	1.01E+16	3.37E+15	3.15E+16	1.89E+15	4.12E+16
10	AC	6.78E+14	3.63E+15	6.30E+13	8.08E+11	6.39E+13	9.19E+11	8.22E+13	8.22E+13	8.22E+13	8.20E+13	2.05E+12	6.21E+13	8.07E+11	6.26E+13	9.18E+11	7.93E+13	8.25E+11	7.80E+13
	FP	1.97E+16	1.28E+16	3.80E+15	9.04E+14	5.21E+15	1.65E+15	1.59E+16	9.24E+14	2.29E+16	1.74E+15	3.80E+15	9.04E+14	9.04E+14	5.21E+15	1.65E+15	1.59E+16	9.24E+14	2.29E+16
	合計	2.04E+16	1.84E+16	3.86E+15	9.05E+14	5.27E+15	1.66E+15	1.58E+16	9.25E+14	2.30E+16	1.74E+15	3.86E+15	9.05E+14	9.05E+14	5.27E+15	1.65E+15	1.59E+16	9.25E+14	2.30E+16
合計	1.25E+17	1.05E+17	2.94E+16	6.77E+15	3.58E+16	1.13E+17	6.92E+15	1.13E+17	6.92E+15	1.13E+17	1.17E+16	2.94E+16	6.76E+15	3.58E+16	1.23E+16	1.13E+17	6.92E+15	1.41E+17	

燃焼度: 単位はGWd/t

AC: アクチノイド

BL: ブランケット

表 4.3.4 高レベル廃棄物(ガラス固化体)発生量

炉心	炉型	PWR-UO ₂		PWR-MOX		PWR-UO ₂		PWR-MOX		PWR-MOX		PWR-MOX		FBR-MOX		FBR-MOX		FBR-MOX	
		50	1538	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538
	燃焼度 (GWd/tHM)	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538	50	1538
	電気出力 (MWe)	1538	1302.08	1538	1302.08	1538	1302.08	1538	1302.08	1538	1302.08	1538	1302.08	1538	1302.08	1538	1302.08	1538	1302.08
	運転日数(日)	1302.08	1436.78	1302.08	1436.78	1302.08	1436.78	1302.08	1436.78	1302.08	1436.78	1302.08	1436.78	1302.08	1436.78	1302.08	1436.78	1302.08	1436.78
	再処理方式	現行(高除染)PUREX																	
	集合体当りの重金属量(kg)	460	460	460	460	460	460	460	460	460	460	460	460	460	460	460	460	460	460
	集合体本数(体)	257	257	257	257	257	257	257	257	257	257	257	257	257	257	257	257	257	257
	単位重金属当り(本/tHM)	3.884	4.670	3.884	4.670	3.884	4.670	3.884	4.670	3.884	4.670	3.884	4.670	3.884	4.670	3.884	4.670	3.884	4.670
	単位燃焼度当り(本/GWd)	0.078	0.093	0.078	0.093	0.078	0.093	0.078	0.093	0.078	0.093	0.078	0.093	0.078	0.093	0.078	0.093	0.078	0.093
	年間発生量(本/年・tHM) *	1.089	1.186	1.089	1.186	1.089	1.186	1.089	1.186	1.089	1.186	1.089	1.186	1.089	1.186	1.089	1.186	1.089	1.186
	年間発生量(本/年・体) **	0.501	0.546	0.501	0.546	0.501	0.546	0.501	0.546	0.501	0.546	0.501	0.546	0.501	0.546	0.501	0.546	0.501	0.546
	年間発生量(本/年) ***	128.71	140.25	115.52	77.72	115.52	77.72	115.52	77.72	115.52	77.72	115.52	77.72	115.52	77.72	115.52	77.72	115.52	77.72
	年間発生量(本/年・GWe) ****	83.69	91.19	75.11	50.54	75.11	50.54	75.11	50.54	75.11	50.54	75.11	50.54	75.11	50.54	75.11	50.54	75.11	50.54
	単位重金属当り(本/tHM)	1.916	2.577	1.615	1.073	1.615	1.073	1.615	1.073	1.615	1.073	1.615	1.073	1.615	1.073	1.615	1.073	1.615	1.073
	単位燃焼度当り(本/GWd)	0.038	0.052	0.032	0.021	0.032	0.021	0.032	0.021	0.032	0.021	0.032	0.021	0.032	0.021	0.032	0.021	0.032	0.021
	年間発生量(本/年・tHM) *	0.537	0.655	0.453	0.273	0.453	0.273	0.453	0.273	0.453	0.273	0.453	0.273	0.453	0.273	0.453	0.273	0.453	0.273
	年間発生量(本/年・体) **	0.247	0.301	0.208	0.125	0.208	0.125	0.208	0.125	0.208	0.125	0.208	0.125	0.208	0.125	0.208	0.125	0.208	0.125
	年間発生量(本/年) ***	63.495	77.394	53.520	32.225	53.520	32.225	53.520	32.225	53.520	32.225	53.520	32.225	53.520	32.225	53.520	32.225	53.520	32.225
	年間発生量(本/年・GWe) ****	41.284	50.321	34.799	20.953	34.799	20.953	34.799	20.953	34.799	20.953	34.799	20.953	34.799	20.953	34.799	20.953	34.799	20.953
	単位重金属当り(本/tHM)	1.122	1.817	1.103	0.882	1.103	0.882	1.103	0.882	1.103	0.882	1.103	0.882	1.103	0.882	1.103	0.882	1.103	0.882
	単位燃焼度当り(本/GWd)	0.022	0.036	0.022	0.018	0.022	0.018	0.022	0.018	0.022	0.018	0.022	0.018	0.022	0.018	0.022	0.018	0.022	0.018
	年間発生量(本/年・tHM) *	0.315	0.462	0.309	0.224	0.309	0.224	0.309	0.224	0.309	0.224	0.309	0.224	0.309	0.224	0.309	0.224	0.309	0.224
	年間発生量(本/年・体) **	0.145	0.212	0.142	0.103	0.142	0.103	0.142	0.103	0.142	0.103	0.142	0.103	0.142	0.103	0.142	0.103	0.142	0.103
	年間発生量(本/年) ***	37.183	54.569	36.553	26.489	36.553	26.489	36.553	26.489	36.553	26.489	36.553	26.489	36.553	26.489	36.553	26.489	36.553	26.489
	年間発生量(本/年・GWe) ****	24.176	35.481	23.767	17.223	23.767	17.223	23.767	17.223	23.767	17.223	23.767	17.223	23.767	17.223	23.767	17.223	23.767	17.223

* RMWR,FBRIについて燃焼度の()内は平均燃焼度を、集合体重量は炉心部平均を示す

** 単位重金属当りの値(本/tHM) X 365(日/年)/運転日数(日)

*** 単位重金属当りの値(本/tHM) X 集合体当りの重金属量(tHM/体) X 365(日/年)/運転日数(日)

**** 単位重金属当りの値(本/tHM) X 集合体当りの重金属量(tHM/体) X 集合体本数(体) X 365(日/年)/運転日数(日)

***** 単位重金属当りの値(本/tHM) X 集合体当りの重金属量(tHM/体) X 集合体本数(体) X 365(日/年)/運転日数(日) X 出力(GW)

表4.3.5 ハル等廃棄物発生量

炉型 燃料	LWR(PWR)		P-RMWR		Na FBR		
	UO2	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	
電気出力:E (MWe)	1538	1538	1000	1000	660	660	
燃焼度B: (GWd/tHM)	50	50	50(平均26.2)/70(平均36.7)	50(平均59.57)/150(90.34)	59.55/90.31	59.55/90.31	
燃料部位	集合体	集合体	シード燃料 (内部BL無し)(内部BLあり)	シード燃料 (内部BLあり)	内側炉心	外側炉心	
	集合体	集合体	径ブランケット	径ブランケット	径ブランケット	径ブランケット	
燃焼期間:O (日)	1302.08	1436.78	1227.3/1718.2	1227.3/1718.2	1566.9/2394.5	1566.9/2394.5	
燃料集合体数:N (体)	257	257	174	36	199	96	
重量当り:n (本/tHM)	0.6	0.6	1.0 *	0.9 *	1.8 *	1.3	
重量当り:n (本/tHM)	0.6	0.6	1.2	1.2	1.8 *	1.3	
廃棄物量 (容器数)	燃焼度当り (本/GWd)	0.0127	0.0516	0.0347	0.0298	0.0298	0.3617 (100GWd/t)
	(n/B)	0.0127	0.0368	0.0248	0.0197	0.0196	0.1954 (150GWd/t)
炉心当り (本/年)	16.8	15.2	19.9052	4.1183	13.6901	6.6043	9.5247 (100GWd/t)
	(n**N*365*0.8/O)		14.2182	2.9416	8.9585	4.3217	6.2327 (150GWd/t)
出力当り (本/MWe・年)	0.0109	0.0099	24.0235	11.4975	20.2944	9.5247	9.5247 (100GWd/t)
	(n**N*365*0.8/O*E)		17.1598	8.2126	13.2801	6.2327	6.2327 (150GWd/t)
重量当り:n (本/tHM)	0.6	0.6	35.5210	25.3724	29.8191	19.5129	19.5129 (150GWd/t)
	0.6	0.6	0.0199	0.0041	0.0207	0.0100	0.0144 (100GWd/t)
重量当り:n (本/MWe・年)	0.0109	0.0099	0.0142	0.0029	0.0136	0.0065	0.0094 (150GWd/t)
	0.0109	0.0099	0.0240	0.0115	0.0307	0.0144	0.0144 (100GWd/t)
重量当り:n (本/MWe・年)	0.0109	0.0099	0.0172	0.0082	0.0201	0.0094	0.0094 (150GWd/t)
	0.0109	0.0099	0.0355	0.0254	0.0452	0.0296	0.0296 (150GWd/t)
重量当り:n (本/MWe・年)	0.0109	0.0099	0.0254	0.0172	0.0201	0.0094	0.0094 (150GWd/t)
	0.0109	0.0099	0.0355	0.0254	0.0452	0.0296	0.0296 (150GWd/t)

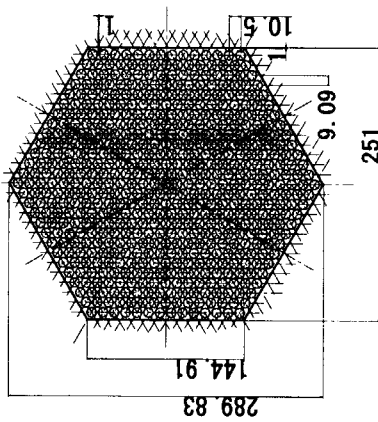
***: 径ブランケットを同時に処理する場合

*: 2種類以上の燃料部位を同時に再処理する場合

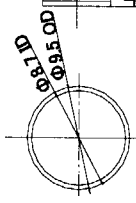
** : 径ブラ以外の燃料部位を同時に再処理する場合

PWR型RMWR

燃料集合体

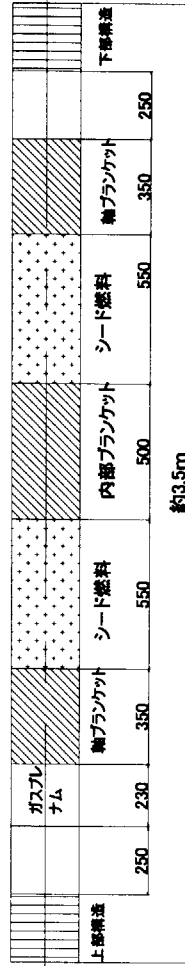


燃料被覆管



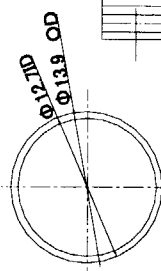
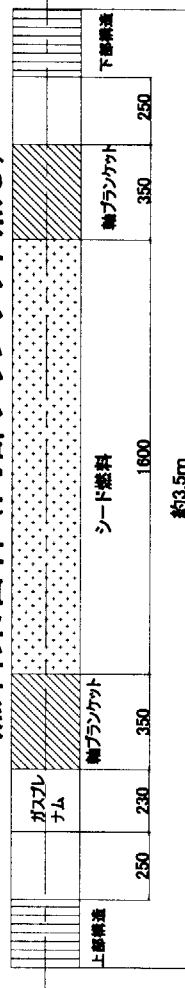
504本/体

燃料集合体(内部ブランケット有り) 174体



集合体合計: 210体

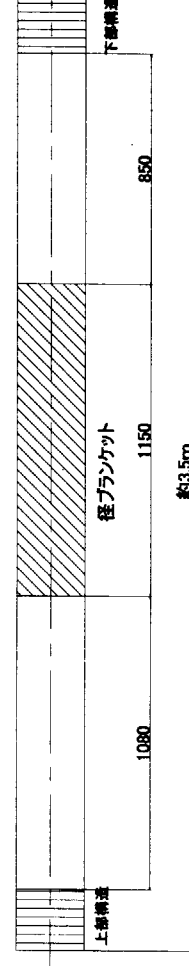
燃料集合体(内部ブランケット無し) 36体



燃料被覆管

265本/体

燃料集合体(径ブランケット) 103体



燃料集合体
(ブランケット)

図 4.3.1 RMWR 燃料集合体概形図

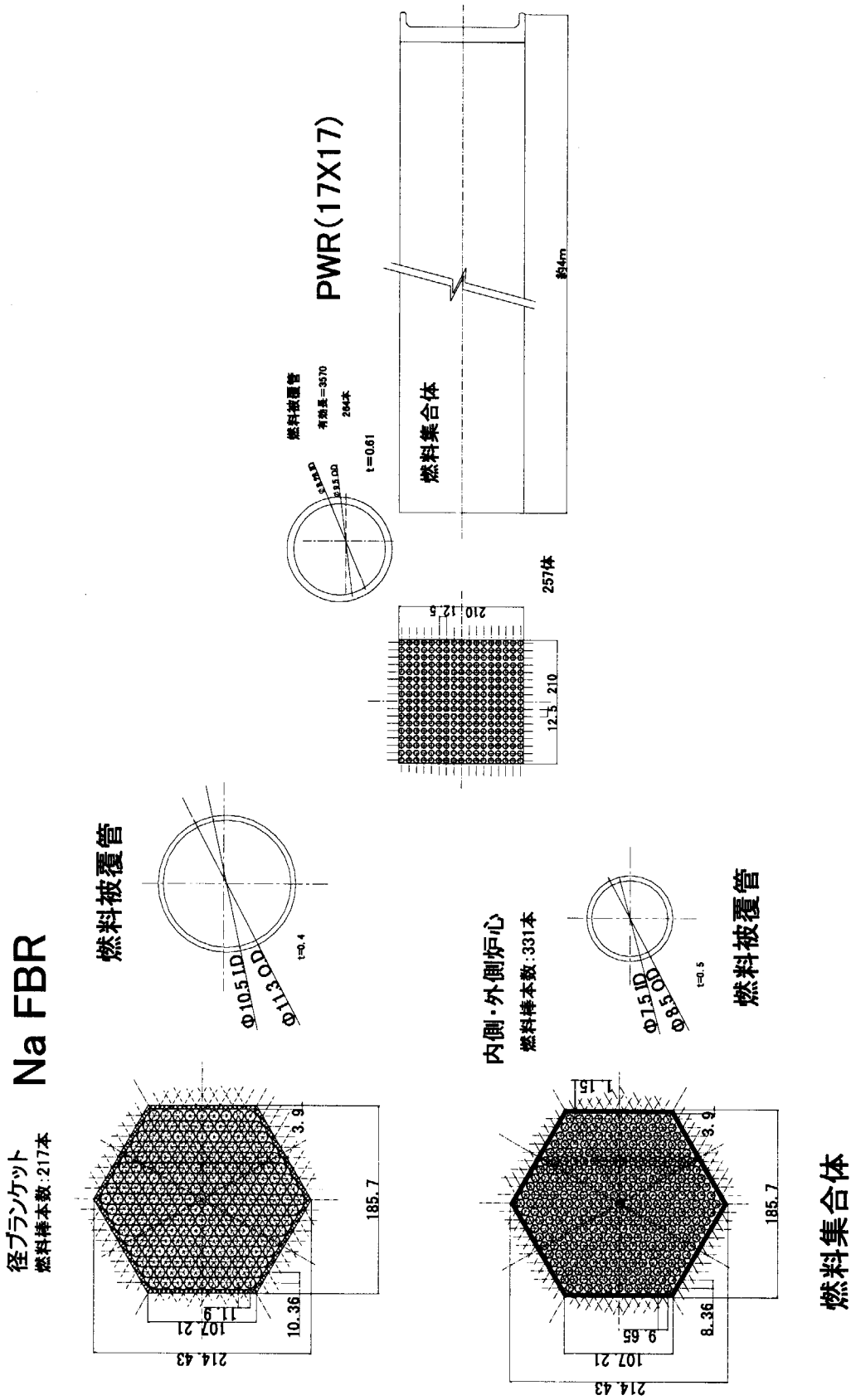
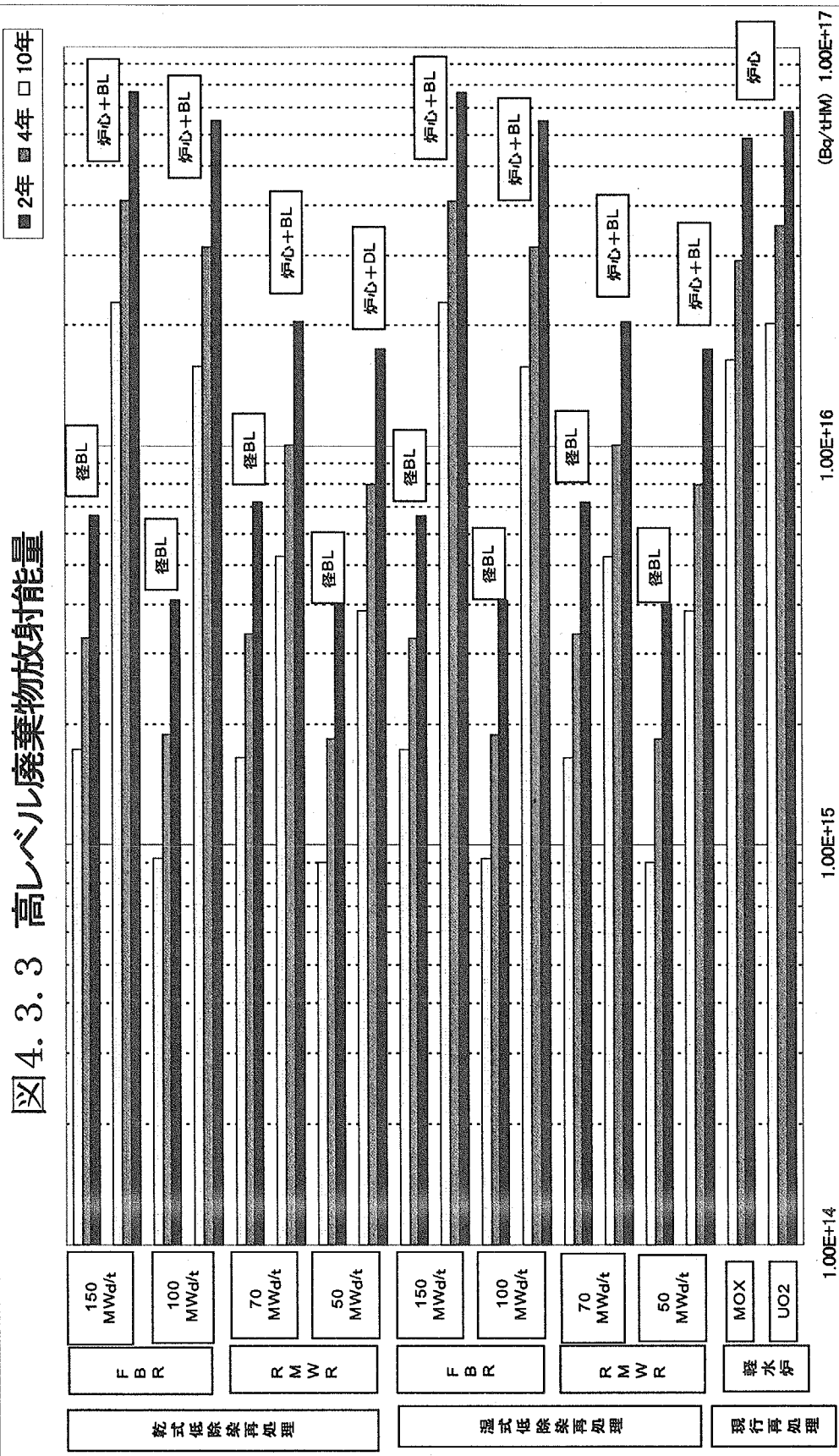


図 4.3.2 LWR、FBR 燃料集合体概形図



4.4 2001(平成13)年度調査結果

4.4.1 タイトル

将来炉のプルトニウムリサイクルにおける基礎データベースの整備

4.4.2 目的

現行軽水炉(LWR)から将来炉にわたるプルトニウムリサイクル形態に対応したプルトニウム(Pu)所要量並びに将来炉における燃焼に伴うPu組成の変化等に関するデータベースを整備する。

4.4.3 調査内容

(1) 将来炉のプルトニウムリサイクルに伴うプルトニウム組成変化の評価

①BWRタイプ低減速軽水炉(B-RMWR、図4.4.1参照)、Na冷却FBR(NaFBR、図4.4.2参照)について燃料を外部供給の場合と自己リサイクルの場合とで燃料(UO₂、MOX)、燃焼度(45・60GWd/t、100GWd/t；FBR)再処理方法の違い(PUREX法、簡素化PUREX法)により、下記の表4.4.1の通りRMWRで9ケース、FBRで8ケースの燃焼計算²⁷⁾を実施した。

②上記の結果に基づくリサイクル回数によるプルトニウム(Pu)組成の変化を評価

表4.4.1 検討ケース一覧

燃料供給	外部供給		自己リサイクル			
	PUREX法		PUREX法		簡素化PUREX法	
炉型	燃料	冷却	燃料	冷却	燃料	冷却
RMWR	UO ₂ -45 取出	5+2	UO ₂ -45 取出	1+1	UO ₂ -45 取出	1+1
	UO ₂ -60 取出	5+2				
	MOX-45・1回Recy	5+2	MOX-45・1回Recy	1+1	MOX-45・1回Recy	1+1
	UO ₂ -45 取出	30+2			FBR 平衡取出	1+1
NaFBR	UO ₂ -45 取出	5+2			UO ₂ -45 取出	1+1
	UO ₂ -60 取出	5+2				
	MOX-45 取出	5+2			MOX-45・1回Recy	1+1
	UO ₂ -45 取出	5+2				
	H11 年度実証炉設計				RMWR 平衡取出	1+1

UO₂-45 取出：UO₂使用済燃料45GWd/t 取出Pu

MOX-45・1回Recy：MOX使用済燃料1回リサイクル45GWd/t 取出Pu

冷却：冷却期間+再処理後燃料装荷までの期間(年)

・検討ケースの詳細については表4.4.2、4.4.3参照

(2) 軽水炉高燃焼度化に伴うプルトニウム組成変化の評価

PWRを対象に燃焼度、炉停止後の年数の違いによるPu組成の変化を評価

1) 燃焼度：40、45、60GWd/t

2) 炉停止後：2、5、10、30年

(3) プルトニウムリサイクル技術に関連する国内外の現状調査と課題の整理

公開文献等に基づきフランスにおけるプルトニウムリサイクルに関する現状調査

4.4.4 調査結果

4.4.4.1 将来炉のプルトニウムリサイクルに伴うプルトニウム組成変化の評価

(1) RMWR

1) 各ケースの Pu 同位体組成とサイクル末期の反応度が合うように調整した結果得られた Pu 富化度を表 4.4.4 に示す。

①Pu 外部供給の場合 (表 4.4.5 参照)

ケース 4 (MOX 燃料: 組成 4) の場合、ケース 1 (UO₂ 燃料: 組成 1) の場合より Puf 富化度が低くなっている。これはケース 4 (組成 4) の方が分裂中性子数 η の値の大きい Pu241 の割合が大きいためと考えられる。Pu 富化度はケース 4 の方がケース 1 より大きく、NaFBR の場合の検討結果と同様である。

②Pu 自己リサイクルの場合 (表 4.4.6 参照)

a. 簡素化 PUREX 法を採用した場合

- ・リサイクル回数が増えるに従い、ケース 7 (UO₂ 燃料: 組成 1) では核分裂性 Pu 割合 (Puf) は若干低下して行くが、ケース 8 (MOX 燃料: 組成 4) では逆の傾向となる。
- ・ケース 9 (FBR 取出し MOX 燃料: 組成 F) の場合、Puf 割合はリサイクル回数が増えるに従い低下する。

b. PUREX 法を採用した場合でも簡素化 PUREX 法を採用した場合と大差はない。

2) 評価した Pu 組成の範囲では Pu 富化度が極端に増加することが無く、低減速軽水炉で使用できる可能性があるが、炉心の成立性について反応度係数等の確認が必要である。

また、簡素化 PUREX 法の場合、再処理、MOX 燃料加工工程での MA の影響を検討する必要がある。

(2) FBR

1) Pu 外部供給の場合

各ケースに対する平衡炉心装荷用燃料の Pu 富化度と核分裂性 Pu の年間装荷量を表 4.4.7 に示す。

2) Pu 自己リサイクルの場合

5 回程度のリサイクル回数で Pu 富化度は平衡状態となる。

4.4.4.2 軽水炉高燃焼度化に伴うプルトニウム組成変化の評価

(1) PWR について高燃焼度化に伴う Pu の蓄積量と組成の変化を評価した

燃焼度 (GW d / t)	40	45	60
濃縮度 (wt%)	3.8	4.2	5.4

(2) 分裂性プルトニウム生成量の初期重金属量に対する比は高燃焼度化に従い増加の傾向にあるが、年当たりの分裂性プルトニウム取り出し量は減少する。これは高燃焼度化により年当たりの重金属装荷量が減少するためである。

4.4.4.3 プルトニウムリサイクル技術に関連する国内外の現状調査と課題の整理

フランスにおけるプルトニウム多重サイクルの考え方と PWR 向け Pu 多重サイクル向け新型燃料集合体である APA、MIX、CORAIL、InertMatrix の概念について調査した。(表 4.4.8 参照)

(1) APA: 新型 Pu 燃料集合体。希釈材入り円環状 Pu 燃料棒、両面冷却。円環状 Pu 燃料棒と通

常のU燃料棒とを同一集合体内に分散配置。

- (2) MIX:MOX 中の劣化Uに替えて、濃縮UとPuを同一燃料ピン中に均質に混合。
- (3) CORAIL:同一集合体内の内側に濃縮U燃料棒を、外側にPu燃料棒を分離配置。
- (4) InertMatrix:標準燃料をPu燃料化するのにUを使用せず不活性な材質のものと混合する。

4.4.5 まとめ

- (1) 将来炉のプルトニウムリサイクルに伴うプルトニウム組成変化の評価
 - ・RMWRで自己リサイクルの場合、リサイクル回数が増えるに従い、UO₂燃料では核分裂性Pu割合(Puf)は若干低下して行くが、MOx燃料では逆の傾向となる。
 - ・FBRで自己リサイクルの場合、5回程度のリサイクル回数でPu富化度は平衡状態となる。
- (2) 軽水炉高燃焼度化に伴うプルトニウム組成変化の評価

燃焼度が40, 45, 60GWd/tHMのものについて調査した。分裂性プルトニウム生成量の初期重金属量に対する比は高燃焼度化に従い増加の傾向にあるが、年当たりの分裂性プルトニウム取り出し量は減少する。
- (3) プルトニウムリサイクル技術に関連する国内外の現状調査と課題の整理

文献により、フランスにおけるPWRでのPu多重サイクル向け新型燃料集合体であるAPA、MIX、CORAIL、InertMatrixの概念^{30), 32)}について調査した。

表 4.4.2 燃焼計算炉心仕様

項 目		単 位	仕 様		
			RMWR	FBR	PWR
炉 心 熱 出 力		MWt	3188	2420	3411
燃 料 集 合 体	・燃料要素数/集合体	本	169	331	264
	・燃料集合体数	体	924	431 (径ブラ含)	193
被 覆 管	・材料		ジルカロイ	SUS316	ジルカロイ
	・外形	mm	14.5	8.5	9.50
	・厚さ	mm	0.91	0.5	0.57
	・内径	mm	12.68	7.5	8.36
燃 料	・ペレット径	mm	12.4	7.32	8.19
	・被覆管とのギャップ (直径において)	mm	0.28	0.18	0.17
	・密度	%TD	95	83.7	95
	・燃料棒配列ピッチ	mm	15.8	9.65	12.60
	・燃料棒間ギャップ	mm	1.3	1.15	3.10
平均ボイド率		%	70	70	
取替バッチ数			4.53	4	2.84
連続運転期間		月	14	19	☆12/13.6/18

☆：燃焼度 40/45/60GW d / t

表4.4.3 燃焼計算実施ケース

炉型式	Pu供給形式		外部供給		自己リサイクル		先遣	
	再処理方式	再処理期間(年)	PUREX	PUREX	PUREX	PUREX	2(1+1)	2(1+1)
MOX-RMWR	リサイクル期間(年)	32(30+2)	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX
	燃料	7(5+2)	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	MOX
	燃焼度(GWd/t)	45	60	45	45	45	45	45
	組成	組成1 取出し	組成3 取出し	組成4 1	組成2 取出し	組成4 初装荷	組成1 初装荷	組成4 初装荷
MOX-FBR	リサイクル(回)	ケース1	ケース3	ケース4	ケース2	ケース5	ケース6	ケース7
	再処理後期間	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年
BWR型	再処理後期間	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年
PWR型(検討対象外)	再処理後期間	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年
150GWd/t	再処理後期間	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年

表4.4.4 各計算ケースの同位体組成比

組成 炉型	組成1		組成2		組成3		組成4		組成F		組成5	
	1,5,7	2	2	3	3	3	4,6,8	4,7	5	9	8	8
RMWR	1,5,7	2	2	3	3	3	4,6,8	4,7	5	9	8	8
FBR	1,6	2	2	3	3	3	4,6,8	4,7	5	9	8	8
燃料形態	U	U	U	U	U	U	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX
取出燃焼度	45GWd/t	45GWd/t	45GWd/t	60GWd/t	60GWd/t	60GWd/t	45GWd/t	45GWd/t	100GWd/t	45GWd/t	45GWd/t	45GWd/t
冷却期間	5年	30年	5年	5年	5年	5年	5年	5年	5年	5年	5年	5年
再処理後期間	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年
組成比(Wt%)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.26	0	0
Np237	2.6	2.3	3.9	2.8	1.7	0.8	2.7	0.8	0.8	0.8	2.7	2.7
Pu238	53.1	57.9	49.9	39.2	58.1	67.47	47.9	58.1	58.1	67.47	47.9	47.9
Pu239	25.1	27.7	25.0	32.7	25.0	24.01	30.3	32.7	25.0	24.01	30.3	30.3
Pu240	10.5	3.4	10.7	13.0	9.2	3.14	9.6	13.0	9.2	3.14	9.6	9.6
Pu241	7.7	8.4	9.4	11.0	4.7	1.94	8.5	11.0	4.7	1.94	8.5	8.5
Am241	1.1	0.4	1.1	1.3	1.3	1.29	1.0	1.3	1.3	1.29	1.0	1.0
合計	100.0	100.0	100.0	100.0	100.0	98.91	100.0	100.0	100.0	98.91	100.0	100.0
核分裂性Pu:Puf	63.6	61.3	60.6	52.3	67.3	70.61	57.5	67.3	67.3	70.61	57.5	57.5
MOXPu富化度	29.15	30.51	30.06	33.12	27.73	31.3	18.0	33.12	27.73	31.3	18.0	18.0
MOXPu富化度	18.53	18.70	18.20	17.30	19.58	18.0	18.0	17.30	19.58	18.0	18.0	18.0
				(Na冷却炉)	初装荷	高転換比B	WR炉心1					

FBRケース5組成

種別	量(kg)	比率(%)
Pu238	22.8	1.70
Pu239	779.2	58.10
Pu240	335.3	25.00
Pu241	123.4	9.20
Pu242	63.0	4.70
Am241	17.4	1.30
合計	1341.1	100

・平成11年度「将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備」調査検討条件

表 4.4.5 BWR 型低減速軽水炉の炉特性 (Pu 外部供給の場合)

項 目		組成	組成 1	組成 2	組成 3	組成 4
Pu 残存比			1.04	1.06	1.04	1.05
装荷量		(tHM/GWe)	188.93	188.96	188.96	189.06
取り出し燃焼度		(GWd/t)	45	45	45	45
取替バッチ数			4.53	4.53	4.53	4.53
サイクル長		(年)	1.17	1.17	1.17	1.17
設備利用率		(%)	90	90.00	90.00	90.00
熱効率		(%)	34.5	34.5	34.5	34.5
取替装荷	重金属	(t/年/GWe)	32.088	32.087	32.087	32.105
	U濃縮度	(%)	0.200	0.200	0.200	0.200
	Pu	(t/年/GWe)	2.97	3.21	3.07	3.38
	Puf	(t/年/GWe)	1.91	1.93	1.88	1.79
取替取出	重金属	(t/年/GWe)	31.113	31.118	31.117	31.134
	U濃縮度	(%)	0.114	0.113	0.114	0.115
	Pu	(t/年/GWe)	3.09	3.27	3.17	3.43
	Puf	(t/年/GWe)	1.98	2.04	1.96	1.88

組成 1 : UO_2 -SF45GWd/t 取出、5 年冷却、再処理後 2

組成 2 : UO_2 -SF45GWd/t 取出、30 年冷却、再処理後 2 年

組成 3 : UO_2 -SF60GWd/t 取出、5 年冷却、再処理後 2 年

組成 4 : MOX1 回リサイクル 45GWd/t 取出、5 年冷却、再処理後 2 年

表 4.4.6 RMWR 自己リサイクルの場合のPu富化度変化

(MOX燃料部、年間装荷)

ケース5	組成/再処理	I (UO ₂)/PUREX					
	燃焼度	45GWd/t					
	炉外期間(年)	2(冷却1年+再処理・加工1年)					
	リサイクル回数	初装荷	1	2	3	4	5
	Pu富化度(%)	29.15	29.56	29.64	29.74	29.67	
	Puf富化度(%)	18.53	18.80	18.85	18.95	18.93	
	Puf割合(%)	63.57	63.59	63.60	63.71	63.80	63.86
ケース7	組成/再処理	I (UO ₂)/先進PUREX					
	燃焼度	45GWd/t					
	炉外期間(年)	2(冷却1年+再処理・加工1年)					
	リサイクル回数	初装荷	1	2	3	4	5
	Pu富化度(%)	29.15	30.85	31.45	31.58	31.71	
	Puf富化度(%)	18.53	18.90	18.90	18.80	18.80	
	Puf割合(%)	63.57	61.27	60.10	59.53	59.28	59.14
ケース6	組成/再処理	4(MOX)/PUREX					
	燃焼度	45GWd/t					
	炉外期間(年)	2(冷却1年+再処理・加工1年)					
	リサイクル回数	初装荷	1	2	3	4	5
	Pu富化度(%)	33.12	32.69	32.31	31.95	31.39	
	Puf富化度(%)	17.30	17.71	18.10	18.40	18.48	
	Puf割合(%)	52.23	54.18	56.02	57.59	56.87	59.95
ケース8	組成/再処理	4(MOX)/先進PUREX					
	燃焼度	45GWd/t					
	炉外期間(年)	2(冷却1年+再処理・加工1年)					
	リサイクル回数	初装荷	1	2	3	4	5
	Pu富化度(%)	33.12	34.30	34.37	34.18	33.79	
	Puf富化度(%)	17.30	17.74	17.96	18.10	18.20	
	Puf割合(%)	52.23	51.71	52.10	52.96	53.87	54.73
ケース9	組成/再処理	F(MOX)/先進PUREX					
	燃焼度	45GWd/t					
	炉外期間(年)	2(冷却1年+再処理・加工1年)					
	リサイクル回数	初装荷	1	2	3	4	5
	Pu富化度(%)	27.73	28.49	29.04			
	Puf富化度(%)	19.58	19.40	19.20			
	Puf割合(%)	70.61	68.09	66.11	64.65		

$$\text{Pu富化度} = (\text{Pu} + \text{MA}) / (\text{PU} + \text{U})$$

$$\text{PU} = \text{Pu} + \text{MA}$$

$$\text{Puf富化度} = \text{Puf} / (\text{PU} + \text{U})$$

$$\text{Puf} = (\text{Pu}239 + \text{P}241)$$

$$\text{Puf割合} = \text{Puf} / \text{PU}$$

表 4. 4. 7 Na FBR 各計算ケースの同位体組成比

Pu供給形式 ケース	外部供給						自己リサイクル									
	1	2	3	4	5	6	7	8	1	2	3	4	5	6	7	8
燃料形態	U	U	U	MOX	MOX	U	MOX	MOX	U	MOX	MOX	MOX	MOX	U	MOX	MOX
冷却期間	5年	30年	5年	5年	5年	5年	5年	5年	1年	1年	1年	1年	1年	1年	1年	1年
再処理後期間	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年	2年	1年	1年	1年	1年	1年	1年	1年	1年
組成比(Wt%)	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心	内側炉心
Pu237																
Pu238	2.6	2.3	3.9	2.8	1.7	3.9	2.8	1.7	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
Pu239	53.1	57.9	49.9	39.2	58.1	49.9	39.2	58.1	67.4	67.4	67.4	67.4	67.4	67.4	67.4	67.4
Pu240	25.1	27.7	25.0	32.7	25.0	25.0	32.7	25.0	23.9	23.9	23.9	23.9	23.9	23.9	23.9	23.9
Pu241	10.5	3.4	10.7	13.0	9.2	10.7	13.0	9.2	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1
Pu242	7.7	8.4	9.4	11.0	4.7	9.4	11.0	4.7	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1
Am241	1.1	0.4	1.1	1.3	1.3	1.1	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3
Am合計	1.1	0.4	1.1	1.3	1.3	1.1	1.3	1.3	1.9	1.9	1.9	1.9	1.9	1.9	1.9	1.9
Cm	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.6	0.6	0.6	0.6	0.6	0.6	0.6	0.6
合計	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100	100
核分裂性Pu	63.6	61.3	61.3	52.3	67.3	60.6	52.3	67.3	70.5	70.5	70.5	70.5	70.5	70.5	70.5	70.4
Pu富化度	17.1	17.5	17.6	19.2	16.6	27.0	19.2	29.4	15.8	24.3	24.3	24.3	24.3	24.3	24.3	24.3
Pu富化度	10.9	10.7	10.7	10.0	10.5	16.4	10.0	15.4	11.7	16.4	16.4	16.4	16.4	16.4	16.4	16.4
Pu総荷量(Kg)	367.8	276.2	268.5	337.9	354.2	266.3	337.9	250.4	395.0	395.0	395.0	395.0	395.0	395.0	395.0	394.7

表 4.4.8 フランスにおける PWR 向け新型燃料集合体の概念

燃料概念	APA	CORAIL	MIX	InertMatrix
	<ul style="list-style-type: none"> 希釈材入り環状Pu燃料棒と通常のU燃料棒とを同一集合体内に分散配置 U燃料棒4本相当を環状Pu燃料棒1本と置き換え 	<ul style="list-style-type: none"> 同一集合体内の外側1/3に MOx 燃料棒を、外側にU燃料棒を分離配置 	<ul style="list-style-type: none"> MOx燃料棒中の劣化Uに替えて濃縮UとPuを同一燃料棒中に均質に混合 	<ul style="list-style-type: none"> 標準燃料をPu燃料化するのにUを使用せず不活性化材質のものと混合する
特徴	<ul style="list-style-type: none"> 既存のPWRと互換性があり逆にU燃料に戻ること可能 両面冷却することにより燃料の低温設計が可能で、これによりFP放出率低減と高燃焼度化が達成期待できる MAの生成はU炉心、1/3MOX炉心より増加する 	<ul style="list-style-type: none"> 現行の技術が使用可能 燃焼度45GW d / t 辺はマルチリサイクルが可能 	<ul style="list-style-type: none"> Pu富化度を低く出来る 	<ul style="list-style-type: none"> 高いPu消滅特性の達成が期待出来る
再処理への影響	<ul style="list-style-type: none"> 不活性化材の溶解性と抽出性の検討が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 長サイクル、多重サイクルは成立しない 異なる燃料組成間で生じる出力ピーキングの緩和策が必要 現状技術で対応可能 	<ul style="list-style-type: none"> U炉心からの移行炉心でPu富化度の一部ゾーニングが必要 現状技術で対応可能 	<ul style="list-style-type: none"> 不活性化材の溶解性と抽出性の検討が必要
燃料加工への影響	<ul style="list-style-type: none"> 環状燃料ペレット製造や振動充填等、燃料加工工程の開発が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 同一集合体内にU燃料とMOX燃料棒が混在のため工程が複雑となる 	<ul style="list-style-type: none"> 移行炉心でPu富化度のゾーニングが必要 	<ul style="list-style-type: none"> 新たな燃料加工工程の開発が必要

参考文献：(30), (31)

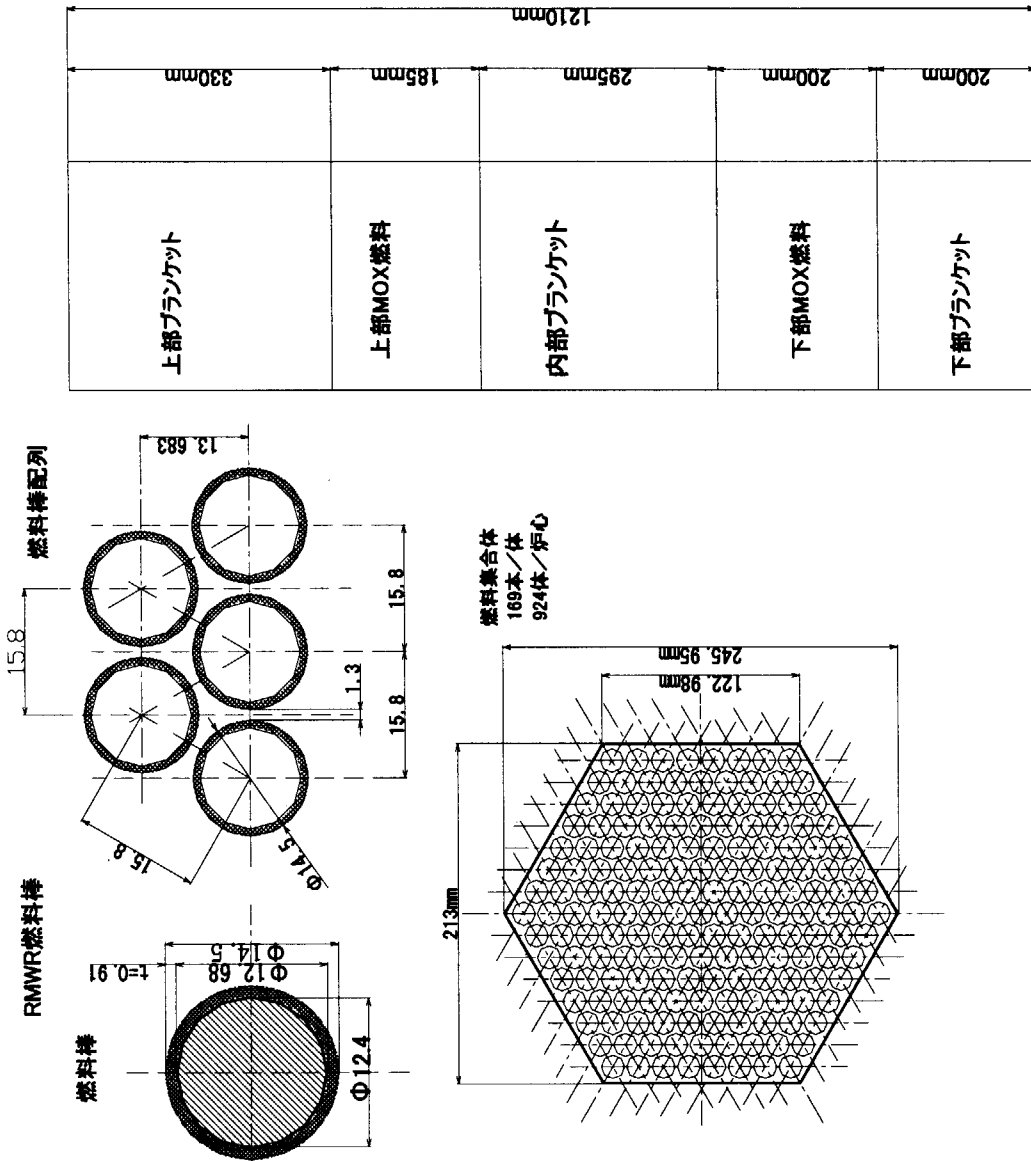


図 4.4.1 高転換比BWR型RMWR燃料集合体概形図

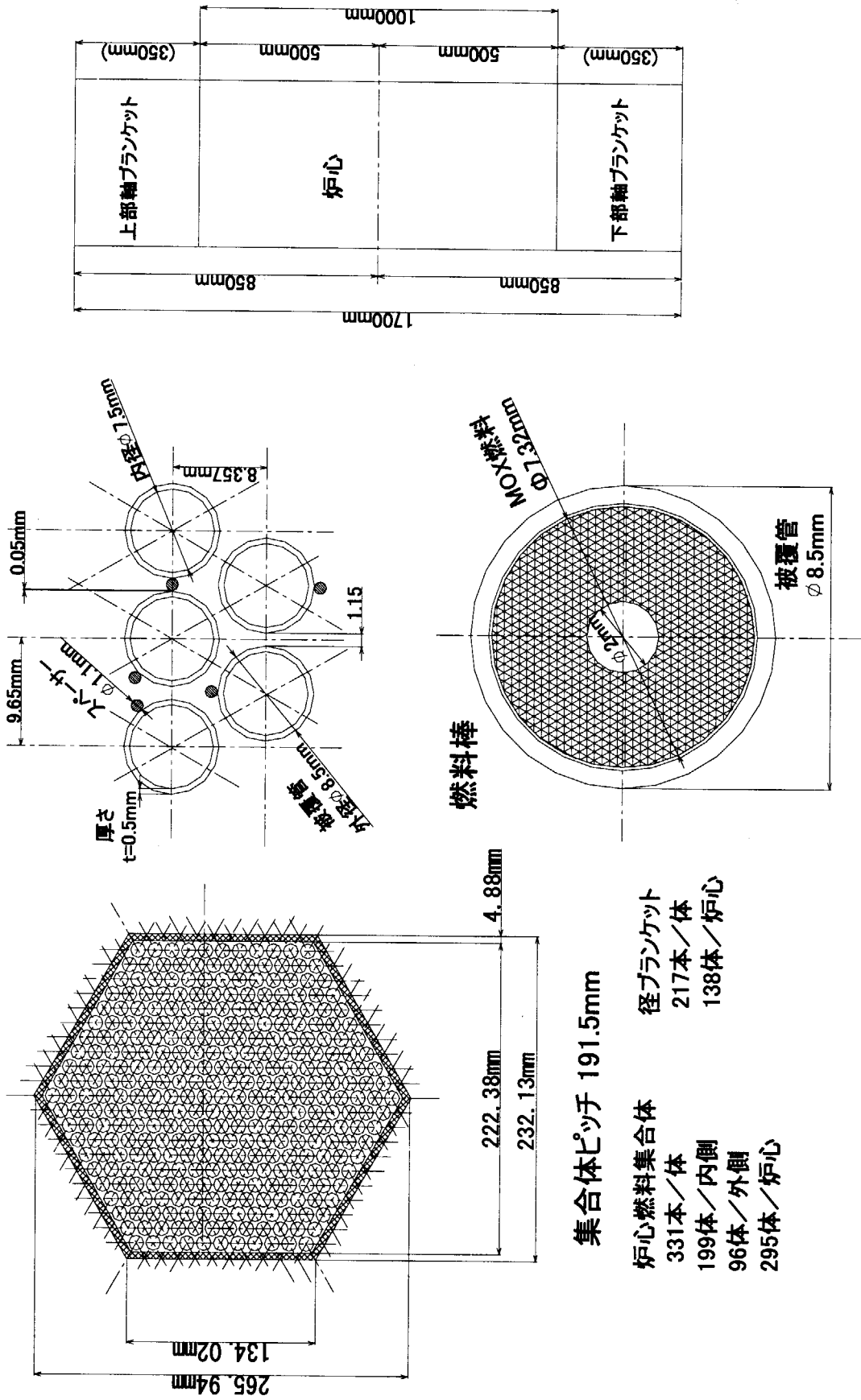


図 4. 4. 2 Na 冷却 FBR 燃料集合体概形図

4.5 2002(平成14)年度調査結果

4.4.5.1 タイトル

将来炉のプルトニウムリサイクルに関する基礎データベースの整備 (その2)

4.5.2 目的

将来炉と比較対照されるプルサーマルにおけるプルトニウム(Pu)所要量、並びに燃料燃焼及び混合再処理に伴うPu組成変化に関するデータベースを整備する。

また将来炉の使用済燃料の再処理方式や施設規模に関するシナリオを構築する。

4.5.3 調査内容

(1) プルサーマルにおけるプルトニウム多重リサイクルの継続性に関する検討

低減速軽水炉(RMWR)および高速炉等の将来型炉と比較するために、プルサーマルにおけるプルトニウム多重リサイクルの継続性に関する検討として諸外国の考え方の現状整理^{30),31)}と混合再処理によるプルトニウム多重リサイクルの継続性に関する評価検討を行った。

1) 諸外国の現状の考え方の調査および多重リサイクルに関する制限条件の検討。

文献調査により諸外国(特にフランス)の考え方の現状を整理した。

2) 混合再処理によるPu多重サイクルの継続性に関する検討。

・検討条件

①MOX/U(ウラン)使用済み燃料の混合比および燃焼度を2ケース設定し、MAリサイクルの有り・無しの場合についてBWRも交えて、以下の10ケースにて分析した。

- ・燃焼度(最大): 55GWd/t、70GWd/t
- ・混合比: 1:4、1:9
- ・MAリサイクル: あり、なし

ただし、BWRはMAリサイクルなしの場合のみ検討。

②取り出し1年後に再処理、燃料加工期間1年、再処理から燃料再装荷まで1年とした。

炉型	燃焼度(GWd/t)	混合比	MAリサイクル	ケース数
PWR	55	1:4	あり	2
			なし	
	1:9	あり	2	
		なし		
	70	1:4	あり	2
			なし	
1:9	あり	2		
	なし			
BWR	55	1:4	なし	2
		1:9		
合計				10

(2) 将来型炉の再処理施設のシナリオの検討

将来の原子力発電規模を80GWeと想定して、軽水炉の時代から将来型炉の導入・拡大期、安定期と想定した場合について、2100年までの第2、第3再処理施設の導入、移行のシナリオを検討した。(図4.5.1参照)

- 1) 軽水炉再処理
- 2) 軽水炉再処理+将来炉再処理(導入・拡大期)
- 3) 将来炉再処理(安定期)

4.5.4 調査結果

4.5.4.1 プルサーマルにおけるプルトニウム多重リサイクルの継続性に関する検討
低減速軽水炉等の将来型炉と比較するために、プルサーマルについての調査・検討を行った。

(1) フランスの長期戦略

文献調査によりプルトニウム多重リサイクルに関するフランスの考え方の現状を整理した。

1) プルトニウムのインベントリの安定化を図るため、少数の PWR を用いて 100%MOX 炉心にてプルトニウム多重リサイクルをねらった新燃料集合体概念の研究が実施されている段階である。

主要な新燃料集合体の概念は 3 つに分類され、特徴とともに表 4.5.1 に示す。

2) 当面は CORAIL や APA といった PWR 新燃料による Pu の多重リサイクルにて Pu を燃焼させ、その後の FBR にて消費可能な Pu 量とし、将来 FBR を採用の場合には FBR で、FBR を採用しない場合には PWR にて Pu を燃焼させるとする選択肢を残す段階であると考えている。

(2) Pu 多重サイクルによる炉心特性

上記 4.1.1 の結果に基づき炉心特性の面からプルトニウム多重リサイクルに関する制限条件となりうる要因(富化度、ボイド反応度、制御棒価値、ホウ素価値等)を整理した。

① PWR においては Pu 多重サイクルにより核分裂性 Pu の割合が減り、Pu のトータル富化度が大きくなることより、減速材ボイド係数が正になり、LOCA 時に問題となる。

- ・ 900MW 級 PWR の場合、Pu 富化度は MAX. 12%。
- ・ 減速材対燃料比(MF 比)を 3 より大きくすると 4 回以上のリサイクル可能。
- ・ 4 回以上の Pu リサイクルではワンスルーと比べて、Pu 生成量は約 1/3 であるが、Am, Cm が 3 倍となり、Am, Cm のリサイクルが必要。

② MOX 燃料を使用することにより、減速材温度係数の負の絶対値が大きくなり、過冷却事象の際問題となる。さらに、炉心スペクトルの硬化により制御棒価値やボロン価値が低下する。濃縮ボロンを使用した B_4C 制御棒あるいは炉心周辺部に制御棒の増設し、かつ減速材中のボロンを濃縮ボロンとすることにより対応可能との記載有り。

- ・ 制御棒は濃縮 ^{10}B の B_4C とし、一次系に濃縮 ^{10}B を用いたほう酸水とすると Pu 富化度 9%、取出燃焼度 60,000 MWd/t。

(3) 混合再処理によるプルトニウム多重リサイクルの継続性に関する評価検討

我が国の PWR に関し MOX のリサイクルに伴うプルトニウムの高次化の影響について多重リサイクルの継続性を SRAC コード、ピンセルモデルを使用して評価した。

ボイド反応度を SRAC ピンセルで概略評価し、これが負となる条件でリサイクルの継続性を検討した。

・ 検討結果

1) PWR

燃焼度 55GWd/t、MA リサイクルなしの時はリサイクル可能(ボイド反応度が負)。

混合比 1:9=3回、1:4=1回

2) BWR

燃焼度 55GWd/t、MA リサイクルなしの条件でリサイクル可能。

3) 各ケースの検討結果は表 4.5.2 参照。

4) 部分 MOX 炉心の場合にはボイド反応度は負になると推定される。

4.5.4.2 将来型炉の再処理施設のシナリオの検討

(1) 検討条件

シナリオの検討は軽水炉プルサーマルのみ、軽水炉フル MOX 採用、軽水炉から FBR へ移行、軽水炉から低減速炉に移行、軽水炉と FBR 炉の間を低減速炉で補完のケースを実施。

・下記の炉/燃料を組み合わせ

① LWR+プルサーマル、② LWR フル MOX、③ FBR、④ 低減速炉

(2) 検討結果

1) LWR-MOX 燃料の混合再処理の制約事項

プルサーマルにおいて現状の六ヶ所再処理施設で混合再処理をとした場合、MOX 燃料の再処理は考慮されておらず、設備の改造/ラインの新設等が必要となる。^{28), 29)}

① MOX 燃料の UO_2 燃料との比較 (表 4.5.3 参照)

- a. Pu_f 含有量が多い。
- b. 中性発生量が多い
- c. 崩壊熱が大きい

② 問題点

A. 臨界管理上の問題

B. 計量管理上の問題

a. 混合前にそれぞれの燃料の計量管理を行い、その後、所定の Pu 組成となる様に混合・調整することとなる。この設備対応が必要となり、下記のケースが考えられる。

b. 設備のケース (図 4.5.2 参照)

- ・ ケース 1 --- UO_2 燃料と MOX 燃料とを 1 系統で処理するケース
 UO_2 燃料と MOX 燃料を運転キャンペーン時期に分け、別々に処理する。
- ・ ケース 2 --- MOX 燃料の UO_2 燃料を 2 系統構成とするケース
 UO_2 燃料と MOX 燃料を別々に処理した後、混合する。
- ・ 設備稼働率や運用の面からはケース 2 が有利。

C. 遮へい強化の要あり

D. 崩壊熱除去能力の問題

E. 剪断機改造の要あり

2) 再処理施設のシナリオ

① 湿式ピューレックス法を採用とし、以下の 2 ケースを設定して検討した。

- a. ケース 1: 大規模集中設置型のみを建設
- b. ケース 2: 大規模集中設置型+小型規模分散設置型の組み合わせで建設

② 検討結果

- a. ケース 1 にて UO_2 燃料と MOX 燃料のそれぞれの最大処理必要量に合わせて再処理施設設置の場合は、第 2 再処理施設として、 UO_2 燃料用に 1400t/y、MOX 燃料用に 600t/y の合計 2000t/y の規模が必要となる。

- b. ケース1にて第2再処理施設として規模を押さえたものとしても(処理不足分は後年に回す)、UO₂再処理施設 1200t/y、MOX再処理施設 400t/y の合計 1600t/y が必要。
- c. シナリオにもよるが、更に 2080 年頃には第3再処理施設として、UO₂再処理施設 1500t/y、MOX再処理施設 900t/y 程度の規模で設置の必要がある。

----- 詳細は表 4.5.4 参照

3) 将来型炉の再処理施設シナリオ構築上の考慮すべき事項

① 再処理の方式と施設規模

分散設置型の再処理施設を検討する場合には、乾式再処理の技術的開発の見通しが得られた段階で湿式との経済性評価が必要である。

② 再処理施設の規模制約

保障措置のための計量管理誤差を考慮して、プラントの稼働率に影響を与えない査察方法の検討を含めて、適切な再処理施設の規模を検討する必要がある。

③ 複数種類の使用済み燃料を扱う再処理施設の系統構成

濃縮ウラン燃料と MOX 燃料の処理量により、臨界設計、遮蔽設計、崩壊熱除去設計等の観点から、最適な系統構成を構築する必要がある。

4.5.5 まとめ

(1) プルサーマルにおける Pu 多重サイクルの継続性検討

- ① 諸外国の考え方を文献調査し、フランスでは新型燃料の研究が開始され、当面 PWR で新型燃料による Pu 多重リサイクルを行い、将来 FBR で使用するか又は PWR で燃焼させるかの選択肢を残す段階であるとしている。
- ② PWR においては、Pu の多重リサイクルは好ましくない方向となり、制御棒や減速材に濃縮ボロンを使用する等の対応が必要となる。

(2) 混合再処理による Pu 多重サイクルの継続性

MOX 燃料のリサイクルに伴う Pu の高次化の影響を評価した。

- ① PWR では燃焼度 55GW d/t において MA リサイクルなしの場合のみ 1 回 (混合比 1:4) または 3 回 (混合比 1:9) 程度リサイクル可能。
- ② BWR では初装荷のみ (混合比 1:4) または 1 回 (混合比 1:9) 程度リサイクル可能。

(3) 将来型炉の再処理施設に関するシナリオ検討

- ① 現状の六ヶ所再処理施設では MOX 燃料との混合再処理は出来ない。運転効率の点から MOX 燃料用のヘッドエンド設備他の追加が必要である。
- ② 2020 年に低減速軽水炉を導入として、最大処理量を満足するには UO₂ 燃料用 1400t/y、MOX 燃料用 600t/y の合計 2000t/y 規模の再処理施設が必要となる。
- ③ 今後のシナリオの検討およびシナリオ構築上で考慮すべき事項として再処理方式を含めた施設規模と経済性評価、系統構成の検討が必要である。

表 4.5.1 PWR 新燃料の概念

	MIX	CORAIL	APA
概念	<ul style="list-style-type: none"> 低濃縮ウランとプルトニウムを均質に混合して使用する 	<ul style="list-style-type: none"> 標準UO₂燃料棒と標準MOX燃料棒を集合体内に領域分けして配置 	<ul style="list-style-type: none"> プルトニウム酸化物をイナートマトリック스와混合し高減速比の燃料棒(細型燃料棒、太径薄肉の環状燃料棒、十字型燃料棒)とし標準ウラン燃料棒と集合体内に配置
長所	<ul style="list-style-type: none"> プルトニウム富化度を低減できるので、制御性がウラン炉心とほぼ同程度となる 	<ul style="list-style-type: none"> 現行の燃料製造設備が活用できる 	<ul style="list-style-type: none"> UO₂燃料と互換性があり、UO₂の消費量低減が可能 マルチリサイクル可能である
短所	<ul style="list-style-type: none"> 50GWd/tの条件を満たすにはPuの富化度は10%程度必要であるが、制御性に問題有り Pu富化度4%以下(MOX+UO₂)では問題無し 現行の燃料製造設備への影響が大きい 	<ul style="list-style-type: none"> Pu富化度6%でPu装荷量はMIXの1/2であり、Pu利用量は小 17ヶ月55GWd/t対応ではPu富化度7%で最適化されるが、リサイクルによりPu富化度が、12%となり不可 	<ul style="list-style-type: none"> MAが増加する
その他		<ul style="list-style-type: none"> 45GWd/tでは17ヶ月運転可能 	<ul style="list-style-type: none"> Pu燃料棒の加工技術の開発が必要

参考文献：30), 31)

表4.5.2 混合再処理によるPu多重リサイクルの継続性の検討結果

ケース	炉型	混合比	最大燃焼度 (GWd/t)	MAリサイクル		リサイクル 可能回数
				有 無	可 否	
1	PWR	1:4	55	無し	○	1
2		1:9				3
3		1:4		有り	×	—
4		1:9				—
5		1:4	70	無し	×	—
6		1:9				—
7		1:4		有り	×	—
8		1:9				—
9	BWR	1:4	55	無し	○	0 (初装荷のみ)
10		1:9				1

検討ケース

- ・ 混合比： (1:4, 1:9)
- ・ 燃焼度： (55GWd/t, 70GWd/t)
- ・ MAリサイクル：(有り, 無し)
- ・ 炉型： (PWR, BWR)

表 4.5.3 使用済燃料の線源強度等の計算比較(冷却期間;4年)

使用済燃料の種類	LWR-UO ₂ 燃料		LWR-MOX 燃料	FBR-MOX 燃料**	RMWR-MOX 燃料**	LWR-UO ₂ (44 GWd/tHM) との比		
	44****	50				LWR-MOX	FBR-MOX	RMWR-MOX
取出平均燃焼度 (GWd/tHM)	1.0E4	1.1E4	8.2E4	1.2E5	6.6E4	8.2	-	
Pu 含有量 (g/tHM)	1.2E4	1.4E4	4.2E4	6.1E4	4.0E4	3.5	3.3	
中性子発生数 (n/s/tHM)	Pu	データなし	1.1E8	データなし	データなし	12	-	
	Om	データなし	5.0E9	データなし	データなし	10	-	
	total	5.2E8	データなし	5.1E9	データなし	10	-	
γ線強度 (MeV/s/tHM)	8.2E15	データなし	データなし	データなし	データなし	0.8	-	
崩壊熱 (W/tHM)	4.0E3	4.7E3	8.1E3	5.9E3	1.9E3	2	1.5	
備考	RRP 受入燃料 仕様相当							0.5

* : Pu₄=U235+Pu239+Pu241 とする。 ** : 線源強度等は炉心燃料と軸方向ブランク燃料の平均値。

*** : 数値は 2000 年度調査「将来炉使用済燃料の再処理廃棄物に関する特性データの整備」による。

**** : RRP 受入燃料仕様の燃焼度 (45 GWd/tHM, 4年冷却) に類似の燃料についての線源計算データ。受入設計条件とは異なる。

表4.5.4 将来炉の再処理施設のシナリオ

ケース	燃料/炉		低減速炉	再処理施設						ケース	備考
	LWR+Pu サーマル	LWRフル MOX		FBR	集			中 (t/y)			
					第1(六ヶ所)	第2	第3	第4	分散(t/y)		
A	○	○ (大間のみ)		○ U:800	—	—	—	—	—	1	軽水炉プルサーマルのみ
D	○	○		○ U:800	○ U:1200	○ U:1200	—	—	—	1	軽水炉フルMOX採用
F	○	○	○	○ U:800	○ U:1000 LWR-MOX:200 FBR-MOX:500	○ U:1000 FBR-MOX:1200	—	—	—	1	軽水炉からFBRへ移行
G	○	○ (大間のみ)	○	○ U:800	○ U:1000 LWR-MOX:200	○ U:1200 FBR-MOX:1400	—	—	○ FBR-MOX:250x2	2	
G	○	○ (大間のみ)	○	○ U:800	○ U:1200 LWR-MOX:50* RMWR:450	○ U:1200 RMWR:1100	—	—	—	1	軽水炉から低減速炉に移行 (FBR導入なし) *:UO ₂ で希釈要
				○ U:800	○ U:1200 LWR-MOX:50*	○ U:1200	—	—	○ RMWR:200x2 → RMWR:200x6	2	
K	○	○ (大間のみ)	○	○ U:800	○ U:1200 LWR-MOX:50* RMWR:250	○ U:1200 FBR-MOX:750	○ U:1200	—	—	1	軽水炉とFBRとの間を低減速炉で補完 *:UO ₂ で希釈要
				○ U:800	○ U:1200 LWR-MOX:50* RMWR:250	○ U:1200	—	—	○ FBR-MOX:250x3	2	
R1	○	○ (大間のみ)	○	○ U:800	○ U:1000 LWR-MOX:50* RMWR:600	○ U:1500 RMWR:900	—	—	—	1	軽水炉から低減速炉に移行 (FBR導入なし) *:UO ₂ で希釈要
				○ U:800	○ U:1000 LWR-MOX:50*	○ U:1500	—	—	○ RMWR:300x2 → RMWR:300x3	2	

ケース1 大規模集中再処理施設のみ

原子力発電所総設備容量：80GW_e

ケース2 分散型再処理施設も考慮

ケースGとR1との相違は第2, 第3施設の稼働時期の相違のみ

■ ケースR1 (低減速炉の炉型2を導入)

このケース固有の前提条件

プルサーマル: 部分MOX(2015年まで)

+フルMOX炉(大間のみ)

第二再処理 : 六ヶ所閉鎖後に操業開始(1600トンHM/年)

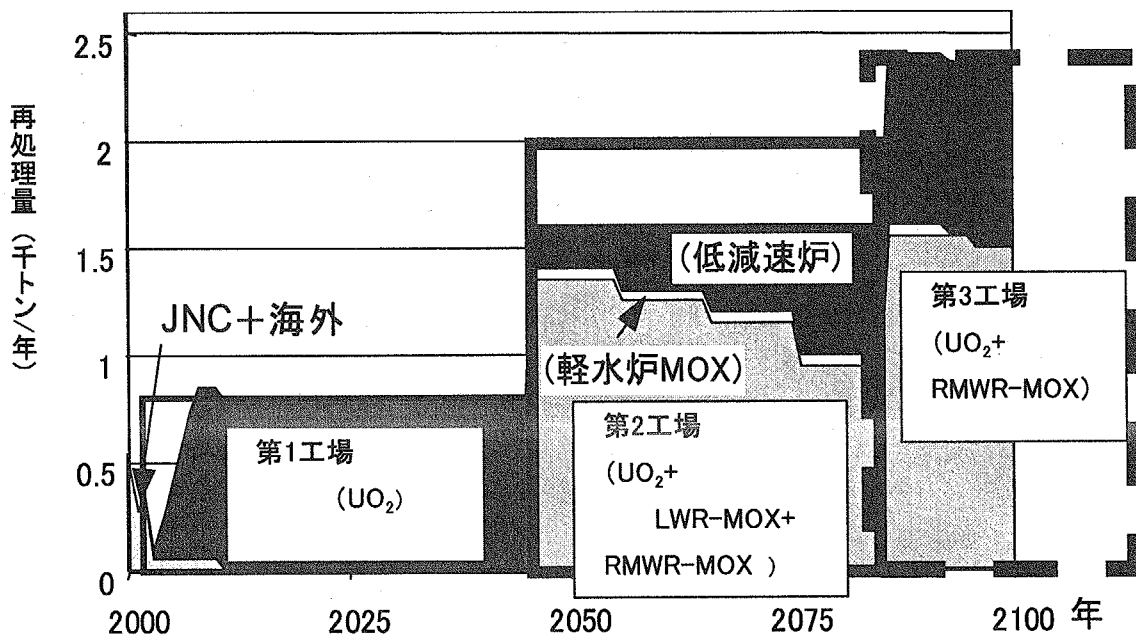
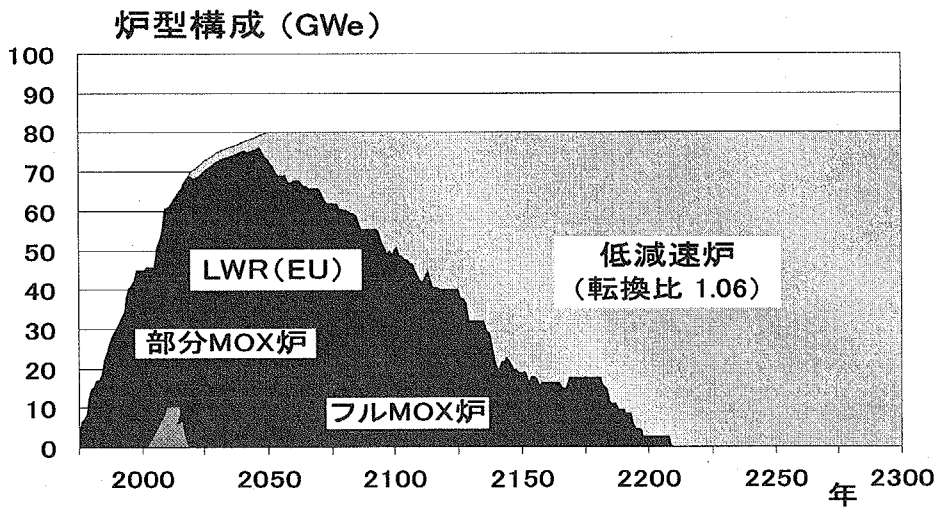
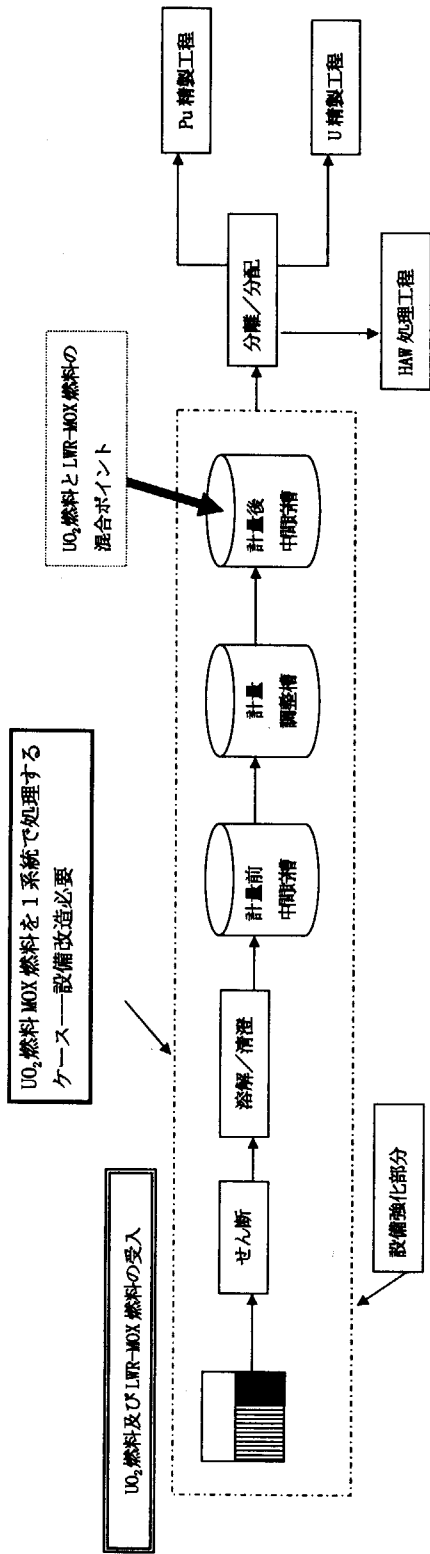
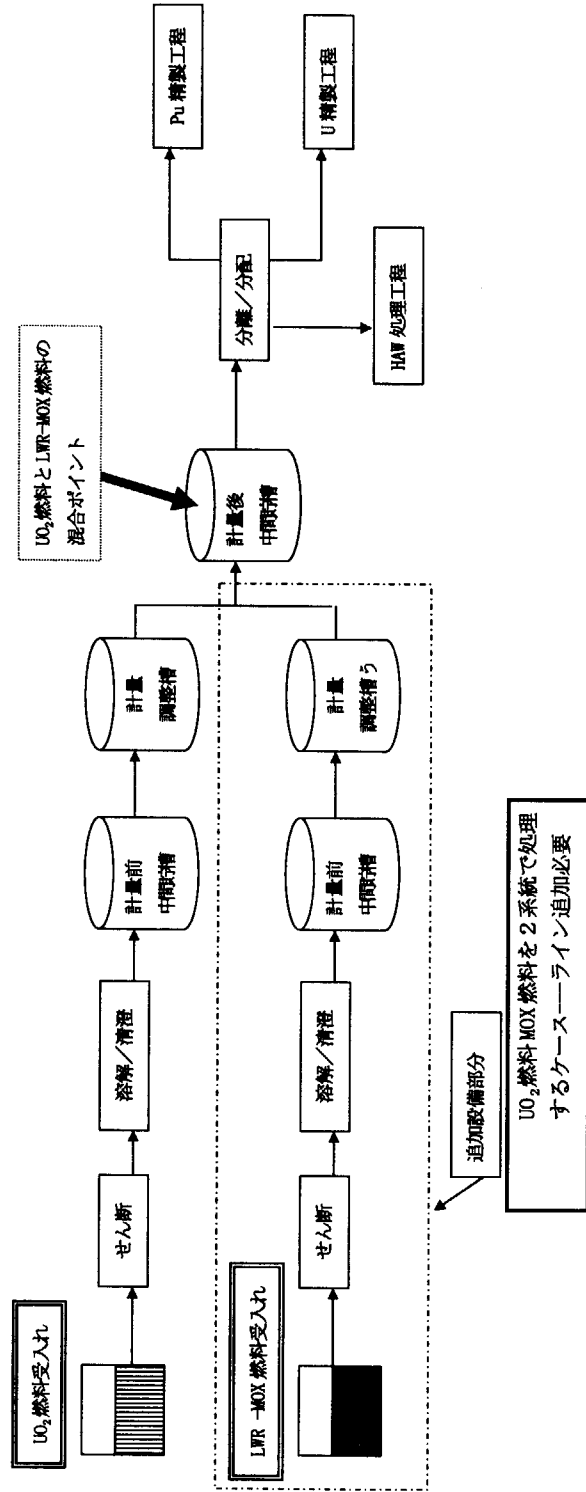


図4.5.1再処理施設のシナリオ



(1) 混合処理する場合の処理工程系統構成案 (ケース1)
 <現行のRRP処理工程系統構成と同じ>



(2) 混合処理する場合の処理工程系統構成案 (ケース2)

図 4.5.2 混合処理する場合の処理工程系統構成案

4.6 2003(平成15)年度調査結果

4.6.1 タイトル

将来炉使用済燃料廃棄物発生量低減に関するデータベースの整備

4.6.2 目的

環境負荷低減策として期待される燃料の高燃焼度化や長期サイクル運転等による低減速軽水炉(RMWR)廃棄物の発生量について調査する。

4.6.3 調査内容

沸騰水型低減速軽水炉(B-RMWR)について、環境負荷、サイクルコストに関する廃棄物発生量に関し、燃料仕様の違い、取出し燃料の冷却期間並びに廃棄物処理までの経過期間を考慮してガラス固化体、ハル等廃棄物及び高 $\beta \cdot \gamma$ 廃棄物発生量を算出し、BWRの場合と比較した。

なお、本資料では過去に実施した加圧水型RMWR(P-RMWR)及びFBRの廃棄物量についても合わせて一覧表で示す。

(1) 検討条件等

・検討設定項目

1) 炉型、燃焼度

- ・BWR (45GW d/t)
- ・RMWR (45GW d/t、60GW d/t)

2) 処理時期

- ①再処理までの期間(冷却期間)
- ②取り出し後のガラス固化までの期間(経過期間)

再処理までの期間	ガラス固化までの期間	炉型
2年	2年(0)、5年(3)、10年(8)	RMWR
5年	5年(0)、10年(5)	BWR, RMWR
30年	30年(0)	BWR

()内は再処理後の固化までの期間

3) 再処理方法

- ・現行湿式高除染 PUREX(現行再処理)———BWR
- ・先進湿式低除染 PUREX(簡素化再処理)———RMWR

(表4.6.1, 4.6.2参照)

(2) 算出値

1) ガラス固化体発生量(本数)

単位重量当たり(本/tHM)及び単位出力当たり(本/年/GWe)の本数を算出する。

①算出方法

A. SWATコード²⁷⁾(RMWR)及びORIGENコード³⁴⁾(BWR)を用いた計算により使用済燃料重金属当たりの核種重量・崩壊熱を算出する。

B.再処理による高レベル廃液への核種毎の移行率を乗じて、高レベル廃液中の核種重量 (g / tHM)、崩壊熱 (W / tHM) を算出する。

C. 六カ所再処理工場のガラス固化体仕様^{28), 29)}と同じとして本数を算出する。

a. 容積(重量)制限

・キャニスタ収納容積：150 ㊦ / 本 } MAX. 412.5 kg
 ・ガラス密度：2.75 g / cm³ }
 ・酸化物含有量制限：15wt% / 本 } MAX. 61.87 kg

b. 崩壊熱量制限：2.3kw / 本

②最終的には容積(重量)と崩壊熱の内、多い方の本数がガラス固化体発生本数となる。

核種毎の移行率 (簡素化 Purex 法)

核種		移行率 (%)
重 金 属	U	0.5
	Pu	0.5
	Np	100
	Am	100
	Cm	100
核分裂生成物		100

核種毎の移行率 (現行 Purex 法)

核種		移行率 (%)
重 金 属	U	0.5
	Pu	0.5
	Np	0.5
	Am	100
	Cm	100
核分裂生成物		100

2) 廃棄物発生量(容器数量)

①単位重量当たり (本 / tHM) 及び単位出力当たり (本 / 年 / GWe) について算出する。

②使用済燃料構造体内、α汚染のないチャンネルボックスを高β・γ廃棄物、ハル・エンドピース・端栓等を TRU 廃棄物に区分する。(図 4.6.1 参照)

A. 重金属単位重量当たり

a. 高β・γ廃棄物

切断処理後 200 ㊦ ドラム缶に収納し、空隙部をモルタル充てんする。

- ・高β・γ廃棄物の切断後ドラム缶収納時のかさ密度：20%
- ・収納後の上部空隙率：20% (充てん率：80%)

切断後のかさ体積 (m³) = (実体積：m³) / (かさ密度：0.2)

本数 = (切断後のかさ体積：m³) / (重金属燃料重量：tHM) / (ドラム缶
 収納容積 (0.2 x 0.8m³))

b. TRU(ハル等)廃棄物

高圧縮処理した後、固化体収納容器 (150 ㊦キャニスタ) に収納する。

- ・圧縮処理後のかさ密度：0.65
- ・キャニスタに充てん後の上部空隙率：20%

切断後のかさ体積 (m³) = (実体積：m³) / (かさ密度：0.65)

$$\text{本数(本/tHM)} = \text{切断後のかさ体積} / \left(\text{燃料重金属重量: tHM} / \right. \\ \left. \text{(キャニスタ収納容積(0.15 x 0.8m}^3\text{))} \right)$$

②単位出力当たり (本/年/GWe) の本数算出

・年間単位量発電必要燃料量

$$= (\text{燃料装荷量} \times \text{稼働率}) / (\text{バッチ数} \times \text{運転期間} \times \text{電気出力})$$

・単位出力当たり (本/年/GWe) の本数

$$= (\text{ガラス固化体発生数}) \times (\text{年間単位量発電必要燃料量})$$

4.6.4 調査結果

(1) BWR, B-RMWR

1) アクチニド (AC) および FP 崩壊熱特性 (RMWR)

①使用済燃料 (SF) 中

- ・重金属当りの AC および FP の崩壊熱は炉心部がブランケット部に比べてほぼ 1 桁大きい。
- ・下部炉心の崩壊熱が大きく、これは上部炉心ではボイド率が高く、中性子スペクトルが硬くて高次の AC の生成が少ないためと考えられる。

②高レベル廃液中

多重サイクル炉心では FP の寄与が大きい。これは装荷する Pu の高次同位体の成分が少なく、崩壊熱の大きい Cm の生成が少ないためと思われる。

2) AC および FP 酸化物重量

①SF 中の FP 重量は軸方向領域の燃焼度にほぼ比例する。

②高レベル廃液中の AC 重量は FP に対し RMWR においては 1/3~1/5、BWR においては 1/10 である。

3) ガラス固化体発生量

表 4.6.2 に燃料仕様等とともに廃棄物量の一覧を、表 4.6.3 に処理方法によるガラス固化体発生量の比較を示す。

①単位重金属当たり

a. 炉停止後 2 年

$$\text{BWR}(2.53) > 60\text{GW d/t 基準}(2.50) > 60\text{GW d/t 多重}(2.30) > \\ 45\text{GW d/t 基準}(1.72) > 45\text{GW d/t 多重}(1.50)$$

b. 炉停止後 5 年

$$60\text{GW d/t 基準}(1.22) > 60\text{GW d/t 多重}(1.14) > \text{BWR}(1.00) > \\ 45\text{GW d/t 基準}(0.80) > 45\text{GW d/t 多重}(0.65)$$

②単位電力発生当たり

再処理・ガラス固化を炉停止後 5 年とした場合 (六カ所再処理工場の操業条件)

$$45\text{GW d/t 基準} > 60\text{GW d/t 基準} > 60\text{GW d/t 多重} > 45\text{GW d/t 多重} > \text{BWR}$$

4) 高β・γ廃棄物発生量 (表 4.6.2 参照)

①単位重金属当たり

$$\text{BWR}(0.77) > 45\text{GW d/t 基準}(0.29) = 45\text{GW d/t 多重}(0.29) > \\ 60\text{GW d/t 基準}(0.27) = 60\text{GW d/t 多重}(0.27)$$

②単位電力発生当たり

BWR > 45GW d / t 基準 > 45GW d / t 多重 > 60GW d / t 基準 > 60GW d / t 多重

5) TRU 廃棄物発生量 (表 4.6.2 参照)

①単位重金属当たり

BWR (0.76) > 60GW d / t 基準 (0.61) = 60GW d / t 多重 = 45GW d / t 基準 = 45GW d / t 多重

②単位電力発生量当たり

45GW d / t 基準 > 45GW d / t 多重 > BWR > 60GW d / t 基準 > 60GW d / t 多重

(2) 各炉型の比較

参考として以前に実施した PWR、P-RMWR、FBR (一部) を含めた各炉型毎の単位重量重金属当たりの廃棄物量の一覧を燃料仕様等とともに表 4.6.4 に示す。

①ガラス固化体発生量

冷却期間 2 年及び 5 年 (又は 4 年) の場合について、P-RMWR・45GW d / t の B-RMWR が最も少ないグループで、次に BWR・60GW d / t の B-RMWR が少なく、FBR と続いて PWR が 1 番多い。

②廃棄物発生量

TRU (ハル等) 廃棄物発生量について、PWR が最も少なく、B-RMWR、BWR、P-RMWR の順に続いて FBR が最も多くなる。

4.6.5 まとめ

(1) ガラス固化体発生量

①単位重金属当たり

同じ燃焼度の場合、RMWR は BWR に比べて少ない傾向である。これは RMWR の場合、燃焼度の低い上・下ブランケットにより、領域当たりの崩壊熱及び酸化物量が小さくなることによる。

②単位電力量発生当たり

冷却期間 5 年で再処理・ガラス固化の場合に同じ燃焼度では、RMWR は BWR よりも固化体量が多くなる。これは中性子スペクトルがやや硬い RMWR では MA が BWR より大きく、崩壊熱が大きいことによる。

③RMWR の場合 SF の再処理を早く行い、HLW を数年間貯蔵後ガラス固化の方法が数量削減に有効であるが、再処理施設他への影響を考慮する必要がある。

(2) 廃棄物発生量

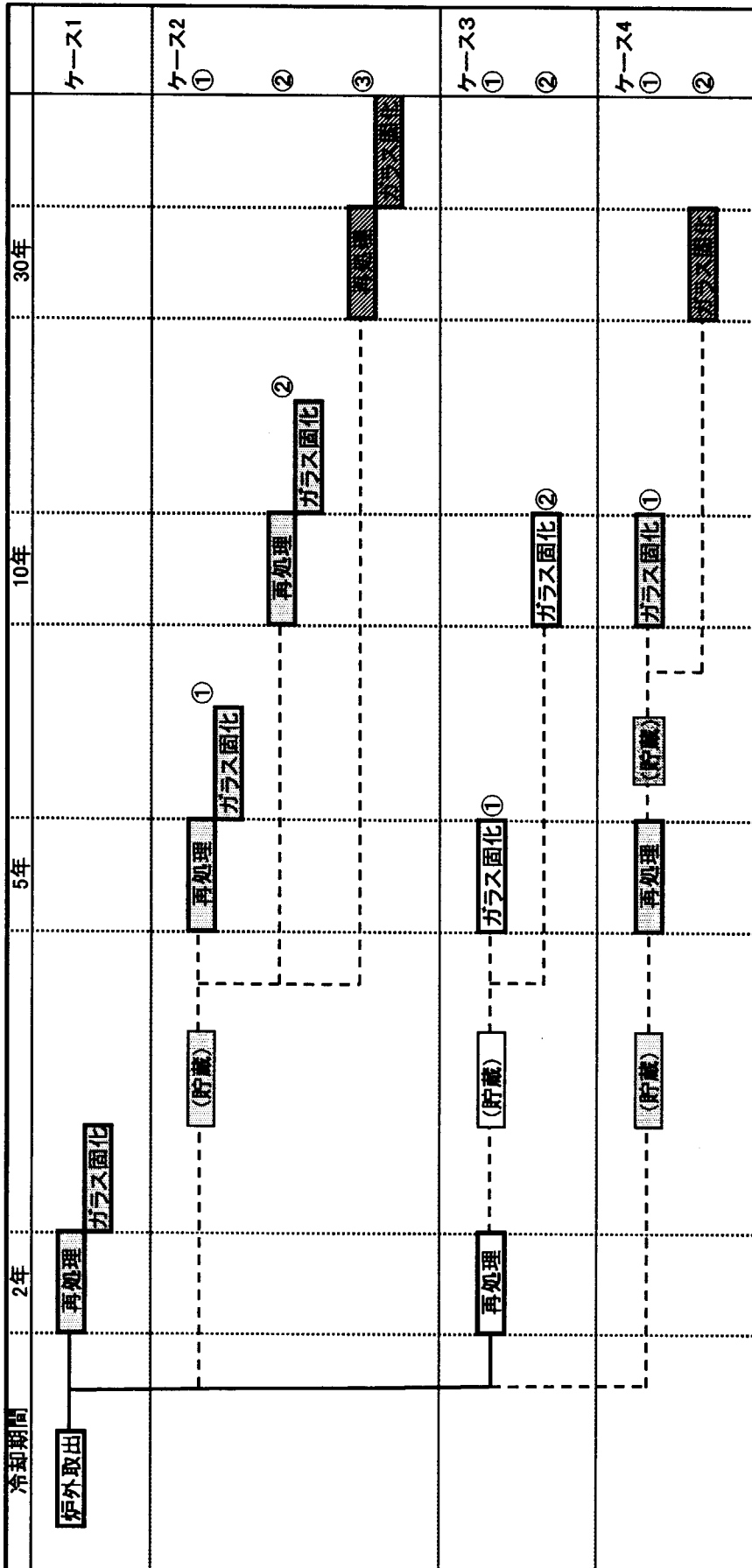
①ハル等廃棄物

同じ燃焼度の RMWR と BWR とでは単位発電量当たりの廃棄物量は RMWR の方が BWR より多い。燃焼度 60GW d / t の RMWR では発生量が逆転する。これは集合体当たりの燃料重量・体積 (長さ)、燃料重量当たりの発電量に起因する。

②高β・γ廃棄物 (チャンネルボックス)

廃棄物量は RMWR の方が BWR より少ない。これはチャンネルボックスの量が長さに比例して直接影響することによる。

表4.6.1 再処理時期ケース



	再 処 理			
	2年	5年	10年	30年
ガラス固化	2年	5年	10年	30年
RMWR	ケース1	---	---	---
BWR	ケース3①	ケース2①	---	---
	ケース3②	ケース4①	ケース2②	---
BWR	---	---	---	---

: BWR, RMWR 共通
 : RMWRのみ
 : BWRのみ

表 4.6.2 H15年度実施 廃棄物量まとめ

炉心	BWR (UO ₂)		RMWR-1		RMWR-2	
	基準炉心	多重炉心	基準炉心	多重炉心	基準炉心	多重炉心
熱出力 (MWet)	3188	3188	3188	3188	3926	3926
プラント効率 (-)	0.345	0.345	0.345	0.345	0.345	0.345
電氣出力 (MWe)	1100	1100	1100	1100	1356	1356
炉心部取出燃焼度 (GWd/t)	45	45	45	45	60	65
炉心取出燃焼度 (GWd/t)	45	30	30	30	50	50
稼働率 (%)	90	90	90	90	90	90
装荷燃料 (tHM)	260.8	260.8	260.8	252.8	246.4	279.9
燃料集合体数 (体)	924	924	924	924	900	900
運転サイクル (月)	14	14	14	14	24	15
パッチ数 (-)	4.81	4.81	4.81	4.81	3.41	6.82
炉内滞在期間 (月)	52	67.4	67.4	67.4	81.8	102.3
(年)	4.3	5.6	5.6	5.6	6.8	8.5
交換体数 (体)	192	192	192	192	264	132
集合体当り総荷量 (kgHM)	173.2	282.2	282.2	273.6	273.8	310.9
炉心当り総荷量 (tHM)	37.75	54.18	54.18	52.53	72.28	41.04
年間必要燃料量 (t/年)	31.36	41.80	41.80	40.52	32.52	29.55
単位発電量必要燃料量 (t/年/GWe)	23.13	38.00	38.00	36.84	23.98	21.79
再処理方法	先行湿式高除染					
廃棄物量	先進湿式低除染					
ガラス固化体数	(本/tHM)	(本/GWe/年)	(本/tHM)	(本/GWe/年)	(本/tHM)	(本/GWe/年)
	2	58.5	1.720	65.4	1.501	55.3
炉外取出後年数	(本/tHM)	(本/GWe/年)	(本/tHM)	(本/GWe/年)	(本/tHM)	(本/GWe/年)
	5	23.2	0.803	30.5	0.645	23.8
再処理	(本/tHM)	(本/GWe/年)	(本/tHM)	(本/GWe/年)	(本/tHM)	(本/GWe/年)
	10	23.2	0.803	30.5	0.645	23.8
TRU	(本/tHM)	(本/GWe/年)	(本/tHM)	(本/GWe/年)	(本/tHM)	(本/GWe/年)
	30	23.2	0.803	30.5	0.645	23.8
高β・γ	(本/tHM)	(本/GWe/年)	(本/tHM)	(本/GWe/年)	(本/tHM)	(本/GWe/年)
	2	17.58	0.61	23.18	0.61	14.63
	2	17.81	0.29	11.02	0.29	6.47

：崩壊熱制限
：酸化物制限

表4.6.3 ガラス固化体発生量比較

順位	熱的制限		酸化物量からの制限	
	再処理 短期貯蔵 中期貯蔵 長期貯蔵	再処理 貯蔵 ガラス固化	再処理 短期貯蔵 中期貯蔵 長期貯蔵	再処理 貯蔵 ガラス固化
RMWR	1	2 再処理 中期貯蔵 10 ガラス固化	ケース 3②	2 再処理 10 中期貯蔵 ガラス固化 ケース 3②
	2	5 短期貯蔵 再処理 10 貯蔵 ガラス固化	ケース 4①	2 再処理 5 短期貯蔵 ガラス固化 ケース 3①
	3	10 中期貯蔵 再処理 5 再処理 ガラス固化	ケース 2②	2 再処理 ガラス固化 ケース 1
	4	2 再処理 5 短期貯蔵 再処理 ガラス固化	ケース 3①	5 短期貯蔵 再処理 10 貯蔵 ガラス固化 ケース 4①
	5	5 短期貯蔵 再処理 2 再処理 ガラス固化	ケース 2①	5 短期貯蔵 再処理 ガラス固化 ケース 2①
	6	2 再処理 ガラス固化	ケース 1	10 中期貯蔵 再処理 ガラス固化 ケース 2②
BWR	1	5 短期貯蔵 再処理 30 長期貯蔵 再処理 ガラス固化	ケース 4②	2 再処理 ガラス固化 ケース 1
	2	30 長期貯蔵 再処理 5 短期貯蔵 再処理 ガラス固化	ケース 2③	5 短期貯蔵 再処理 30 長期貯蔵 ガラス固化 ケース 4②
	3	5 短期貯蔵 再処理 10 貯蔵 ガラス固化	ケース 4①	5 短期貯蔵 再処理 10 貯蔵 ガラス固化 ケース 4①
	4	10 中期貯蔵 再処理 5 短期貯蔵 再処理 ガラス固化	ケース 2②	5 短期貯蔵 再処理 ガラス固化 ケース 2①
	5	5 短期貯蔵 再処理 2 再処理 ガラス固化	ケース 2①	10 中期貯蔵 再処理 ガラス固化 ケース 2②
	6	2 再処理 ガラス固化	ケース 1	30 長期貯蔵 再処理 ガラス固化 ケース 2③

小 ← → 大

短期貯蔵： 炉外取り出し後5年
 中期貯蔵： 炉外取り出し後10年
 長期貯蔵： 炉外取り出し後30年

表4.6.4 廃棄物量の各炉型での比較 (径ブランケットを除く)

炉型	PWR		BWR		P-RMWR		B-RMWR				FBR	
	UO ₂	MOX	UO ₂	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX	MOX
燃焼度 (GWd/t)	50	55 (平均50)	45	70	50	70	45基準 (炉心部30)	60基準 (炉心部45)	65多重 (炉心部50)	100	150	
U/Pf含有量 (wt%)	4.8/0	0.2/7.8	4.1	1000	0.2/17	0.2/18.1	0.2/18.0	0.2/18.0	0.2/18.0	0.3/12.2	0.3/13.0	
出力 (MWe)	38.4	34.8	1356	40.7	1000	1000	1100	1356	1356	660	660	☆
炉内滞在期間 (日)	1302.1	1431.8	29.2	40.7	1292.4	1809.4	34.4(12.2)	32.1(12.6)	29.4(14.0)	63.8	62.6	
燃料装荷量 (Ton)	38.4	46.8	151	188.7	188.7	188.7	2049.7	2488.6	3112.2	1566.9	2394.5	
ガラス固化体量 (上段:本/tHM) (中段:本/GWd) (下段:本/GWe)	2年	3.884	4.670	2.528	1.465	1.700	1.720	1.501	2.498	2.296	2.940	3.506
		0.078	0.093	0.056	0.056	0.046	0.057	0.050	0.056	0.046	0.049	0.039
		77.9	84.9	58.5	62.9	52.1	65.4	55.3	59.9	50.0	90.4	70.5
		1.916	2.577		0.595	0.796					1.203	1.612
		0.038	0.052		0.023	0.022					0.020	0.018
		38.4	46.8		25.4	23.3					37.0	32.4
ハル等廃棄物量 (本/tHM) (本/y/GWd) (本/y/GWe)	5年			1.003			0.803	0.645	1.219	1.139		
				0.022			0.027	0.022	0.027	0.023		
				23.2			30.5	23.8	29.2	24.8		
		1.122	1.817	1.008	0.596	0.796	0.651	0.642	0.944	1.024	1.082	1.583
		0.022	0.036	0.022	0.023	0.022	0.022	0.021	0.021	0.020	0.018	0.018
		22.5	33.0	23.3	25.6	23.3	24.7	23.7	22.6	22.3	33.3	31.9
高β・γ廃棄物 (本/tHM) (本/y/GWd) (本/y/GWe)	30年			1.017								
				0.023								
				23.500								
		0.63	0.63	0.76	0.93	0.93	0.61	0.61	0.61	0.61	1.62	1.62
		0.013	0.013	0.017	0.036	0.025	0.020	0.020	0.014	0.012	(1.31)	(1.31)
		12.64	11.45	17.58	(0.029)	(0.020)					0.027	0.018
高β・γ廃棄物 (本/tHM) (本/y/GWd) (本/y/GWe)				39.93	28.52	23.18	22.47	14.63	13.29			
				(32.20)	(23.00)							
				0.77	0.18	0.29	0.29	0.27	0.29	0.29	0.29	0.29
				0.017	0.005	0.010	0.010	0.006	0.006	0.006	0.005	0.003
				17.81	(7.73)	(5.52)	11.02	10.68	6.47	5.88	(9.530)	(6.240)

注記1. ☆: PWR以外は最大値。()内は平均値
 2. ◇: プラント効率(0.345)、設備利用率(0.9)をBWRとB-RMWRと同じとした場合
 3. 再処理方法はLWR(PWR, BWR)は現行湿式再処理(PUREX法)、RMWR及びFBRは簡素化(湿式低除染)再処理
 4. 廃棄物量欄の()内はハル等廃棄物をハル等廃棄物と高β・γ廃棄物とに振り分けた計算値=内数
 5. 径ブランケットは含まない

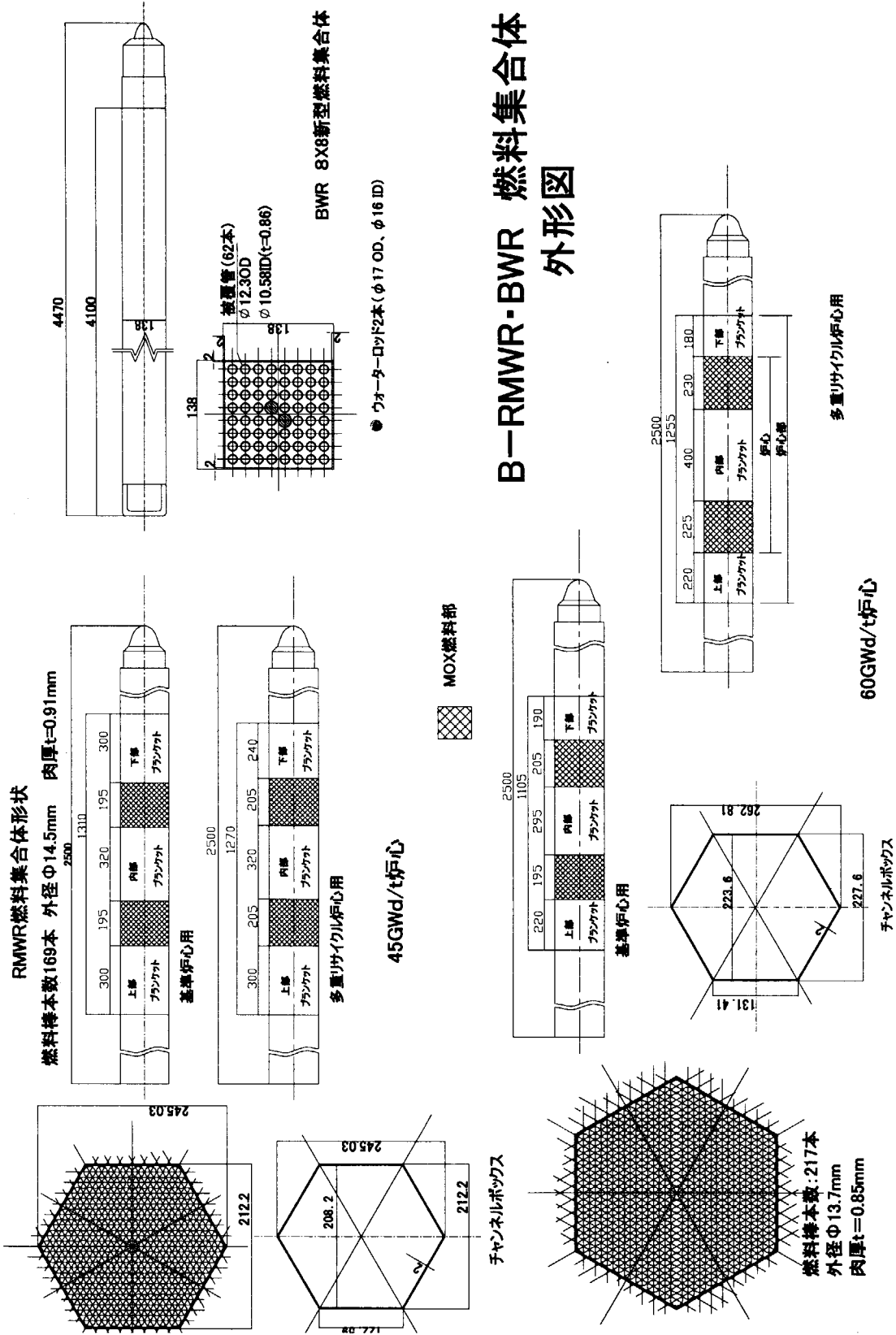


図 4.6.1 B-RMWR・BWR 燃料集合体概形図

4.7 2004(平成16)年度調査結果

4.7.1 タイトル

将来炉の燃料サイクルに関する基礎データベースの整備 (その2)

4.7.2 目的

原子力発電を競争力のあるものとするために、燃料サイクルコストの削減を目的とし、使用済み燃料再処理費用の低減を図るために、簡素化湿式再処理プロセスについて調査し、経済性、安全性、廃棄物等の観点から比較・評価した。

また、低減速軽水炉 (RMWR) と軽水炉 (LWR) の共存を想定した、RMWR と LWR 燃料を処理出来る複合再処理施設に簡素化湿式再処理プロセスを適用した場合について得失を評価した。

これらの調査の中では各プロセスの物質収支を計算し、比較評価に反映した。

4.7.3 調査内容

4.7.3.1 調査項目

- (1) 簡素化湿式再処理プロセスの検討
- (2) 複合再処理施設

4.7.3.2 検討条件等

(1) 簡素化湿式再処理プロセス

1) 選定プロセス

- ①単サイクル PUREX 法
- ②晶析付加簡素化 PUREX 法
- ③超臨界直接抽出法
- ④フッ化物揮発付加簡素化 PUREX 法³⁶⁾
- ⑤UREX 付加簡素化 PUREX 法

2) 燃料仕様

①RMWR 燃料

平成15年度 原研・原電共研「低減速スペクトル炉心の研究(3)」に基づく

- | | |
|---------------|-------------------------|
| a. 電気出力 | 1356MWe |
| b. 取出し燃焼度 | |
| ・炉心部 | 65GW d / t |
| ・平均 | 50GW d / t |
| c. 増殖比 | 1.05 |
| d. 運転サイクル長 | 15ヶ月 |
| e. 炉取出後の冷却期間 | 4年 |
| f. 使用済燃料の組成割合 | |
| ・U | :0.827 |
| ・Pu | :0.117 |
| ・MA | :0.00363 (Npは非常に小さいとする) |

・FP : 0.0523

g. 原料粉末のPu 富化度 60wt%

②LWR 燃料

a. 取出し燃焼度 45GWd/t

b. 炉取出後の冷却期間 4年

c. 使用済燃料の組成割合

・U : 0.942

・Pu : 0.0107

・MA : 0.000573 (Np は含まず)

・FP : 0.0464

(2) 複合再処理施設

1) 再処理能力

・LWR 使用済燃料 1000 t/y

・RMWR 使用済燃料 400 t/y

2) 選定プロセス

①晶析付加簡素化 PUREX 法

②フッ化物揮発法+超臨界直接抽出法

③UREX 付簡素化 PUREX 法

4.7.4 調査結果

(1) 簡素化湿式再処理プロセス

①簡素化のベースとなる単サイクルPUREX法の工程を現行PUREX法と比較して図4.7.1に示す。

②各プロセスの工程を物質収支と共に図4.7.2～図4.7.4に示す。

③核再処理方法の比較を表4.7.1に示す。

(2) 複合再処理施設

①各複合再処理施設のプロセスと物質収支を図4.7.5～図4.7.7に示す。

②各複合再処理施設の比較を表4.7.2に示す。

4.7.5 まとめ

(1) いずれの再処理プロセスもRMWR燃料への適用の可能性があるが、開発途中で課題を有しており、今後の開発状況により更に検討する必要がある。

(2) 複合再処理施設への適用についてはUの分離性能が高いUREX付加簡素化PUREX法が有利と思われるが、開発状況等さらなる調査が必要である。

表4.7.1 簡素化再処理方法の比較

再処理法	単サイクルPUREX法	晶析付加簡素化PUREX法	超臨界直接抽出法	フッ化物揮発付加簡素化PUREX法	UREX付加簡素化PUREX法
概要	<ul style="list-style-type: none"> 精製工程削減 	<ul style="list-style-type: none"> U予分離 晶析法+溶媒抽出 	<ul style="list-style-type: none"> 超臨界CO₂を利用してU、Puを直接抽出 超臨界直接抽出装置(溶解、抽出工程一体化) 晶析装置付加 U分離効率: 60~80% 抽出工程の負荷は約1/6 	<ul style="list-style-type: none"> U予分離 フッ化物揮発法+溶媒抽出 フッ化装置付加 F₂、転換オフガス処理系付加 U回収能力 90%以上 比較的高温(脱被覆: 500°C、フッ化処理: 300°C) 	<ul style="list-style-type: none"> U予分離 UREX+溶媒抽出 UREX付加 U逆抽出器不要 U回収能力 99.9%以上 抽出工程の負荷は約1/6
設備	<ul style="list-style-type: none"> 精製工程削減 抽出工程での希硫酸・溶媒総流量をPUREX法の1/3~1/5に低減 	<ul style="list-style-type: none"> U予分離 晶析装置付加 U分離効率: 60~80% 抽出工程の負荷は約1/6 	<ul style="list-style-type: none"> 超臨界直接抽出装置(溶解、抽出工程一体化) 晶析装置付加 U分離効率: 60~80% (晶析) 比較的高温(脱被覆: 500°C)、高圧(抽出工程) パッチ式 	<ul style="list-style-type: none"> U予分離 フッ化物揮発法+溶媒抽出 フッ化装置付加 F₂、転換オフガス処理系付加 U回収能力 90%以上 比較的高温(脱被覆: 500°C、フッ化処理: 300°C) 	<ul style="list-style-type: none"> U予分離 UREX+溶媒抽出 UREX付加 U逆抽出器不要 U回収能力 99.9%以上 抽出工程の負荷は約1/6
開発レベル	<ul style="list-style-type: none"> 実証試験規模 	<ul style="list-style-type: none"> 実証試験規模 	<ul style="list-style-type: none"> 実証試験規模 	<ul style="list-style-type: none"> 実証試験規模 	<ul style="list-style-type: none"> 実証試験規模
実現性・課題	<p>PUREX法は国内外での技術蓄積があり実現性は高い</p>	<p>晶析によるU分離について晶析装置、晶析分離器の除染性能の安定性、結晶の詰まり・固着等について工学的規模のホット試験で実証が必要</p>	<p>燃料溶解性能の安定性や密封性確保のための反応炉への粉体燃料や固形分離渣の移送手段に課題を有する</p>	<p>フッ化物揮発法は実証済みであり技術の蓄積はあるがPUREX法と組み合わせたときの要素技術開発が必要</p> <p>フッ化容器の耐食性、Puのロス率、FP吸着剤の廃棄物量低減に課題を有する</p>	<p>詳細が公費されていないもののPUREX法をベースとし溶媒に添加する還元剤を替えた抽出プロセスであり放射線劣化や化学的安定性が確認されれば実現性は高い</p>
安全性	<p>硝酸及びTBPの使用による火災、爆発の可能性はある</p>	<p>硝酸及びTBPの使用による火災、爆発の可能性はある</p>	<p>硝酸及びTBPの使用による火災、爆発の可能性はある</p> <p>高圧プロセスのため機器接続部の放射能漏洩防止対策が必要</p>	<p>硝酸及びTBPの使用による火災、爆発の可能性はある</p> <p>フッ素による機器材料の腐食による放射能漏洩防止対策が必要</p>	<p>硝酸及びTBPの使用による火災、爆発の可能性はある</p> <p>還元剤: アシドヒドロキソム酸の化学的危険性の確認が必要</p>
経済性	<p>精製工程削減および付帯設備の削減による建設費の低減が出来る</p>	<p>抽出工程以降の設備容量の低減(約3/10)及び機器の小型・軽量化が可能である</p> <p>晶析工程が付加される目的のPu富化度を得るには2段の装置が必要</p>	<p>反応工程で溶解・抽出の両工程を兼ねることから機器数が少なくなる</p> <p>晶析工程2段が付加される</p>	<p>抽出工程以降の設備処理容量を低減出来る(約1/10)</p> <p>フッ物揮発工程とフッ素・フッ化水素オフガス処理設備が追加となる</p>	<p>抽出工程以降の設備容量の低減及び機器の小型・軽量化が可能であり晶析法に比べて設備が更に簡素化できる</p>
廃棄物量	<p>精製工程の削減に伴う精製工程分の廃液、廃溶媒がなくなる</p>	<p>抽出工程以降の設備容量削減による試薬の使用量低減から低レベル廃液量の低減</p>	<p>工程設備の簡素化に伴う試薬の使用量の低減による低レベル廃液の削減</p>	<p>工程設備の簡素化に伴う試薬の使用量の低減による低レベル廃液の削減</p> <p>フッ化揮発時のFP、TRU吸着材が廃棄物として少量発生する</p>	<p>晶析付加簡素化PUREX法に同じ</p>

表4.7.2 複合再処理施設の比較

再処理法	晶析付加簡素化PUREX法	フッ化物揮発法+超臨界直接抽出法	UREX付加簡素化PUREX法
設 備	1.LWR燃料、RMWR燃料の処理に晶析付加簡素化PUREX法を使用する 2.所定のPu富化度(60%)を得るためには晶析装置のU分離効率からRMWR燃料処理に2段、LWR燃料処理に4段必要となる(LWR2段+LWR・RMWR共用2段) 3.抽出工程以降共用	1.LWR燃料の前処理工程でU予分離にフッ化物揮発法を使用する 2.前処理後にLWR燃料とRMWR燃料の処理に超臨界直接抽出法を共用で使用する 3.晶析工程では所定のPu富化度を得るために装置を2段使用する	1.LWR燃料、RMWR燃料それぞれの処理にUREX付加簡素化PUREX法を使用する 2.抽出工程以降共用
比較・評価	(長所) 1.LWR燃料はRMWR燃料の晶析装置を兼用出来る (短所) 1.晶析段数が多くなり、U濃縮操作が必要で設備数の削減効果が薄れる	(長所) (短所) 1.フッ化物揮発法によるLWR燃料のU分離能力に余裕がない 2.フッ化物揮発法、超臨界直接抽出法、晶析法を使用し開発要素が多く他と比較して複雑	(長所) 1.U分離効率が高い (短所)

前提条件 1.LWR燃料とRMWR燃料とではPu富化度の違いから前処理工程での臨界管理方法が異なるため、前処理工程を別個と
 2.抽出工程の共用化のための最適化をはかるにはLWR燃料のUを除去する工程を前処理工程に設置する

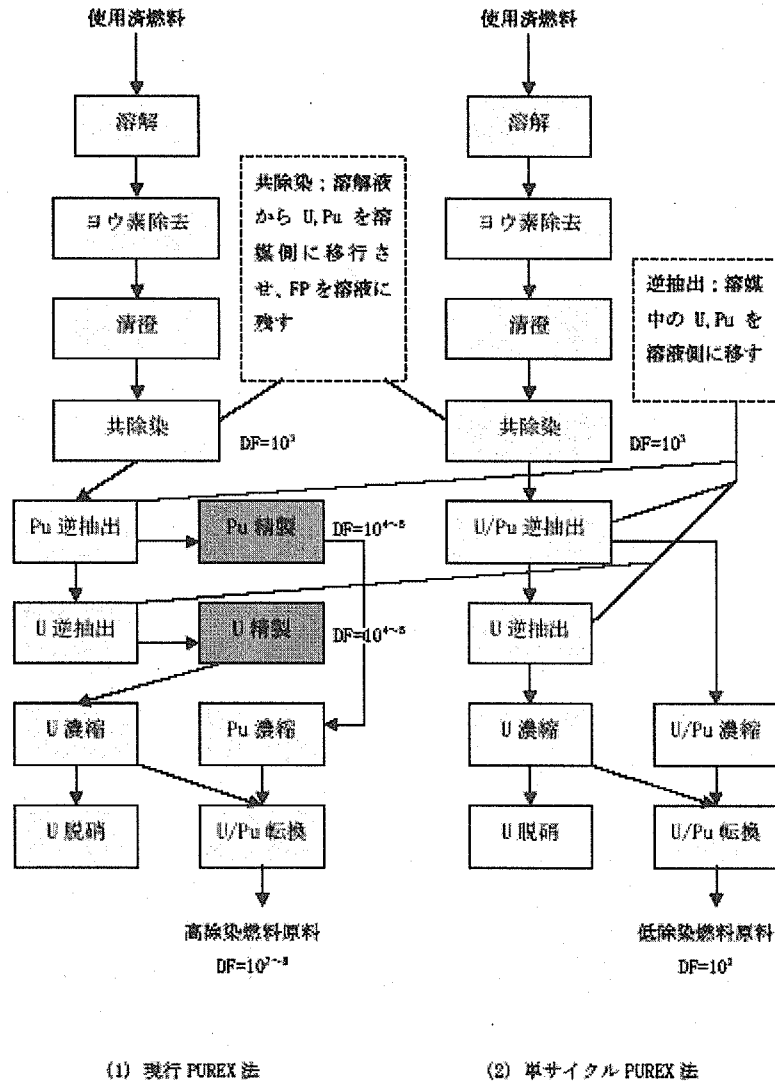
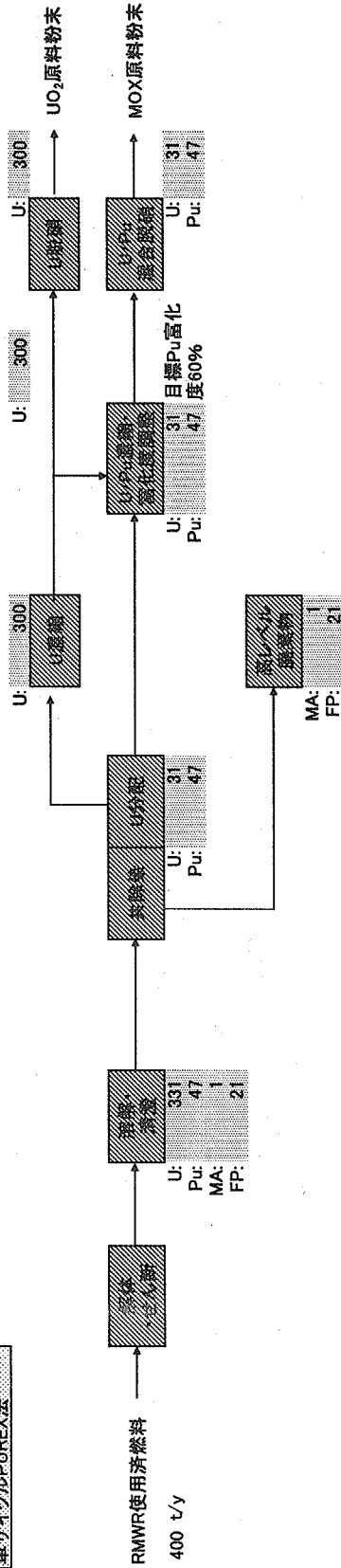


図 4.7.1 現行PUREX法と単サイクルPUREX法の工程比較

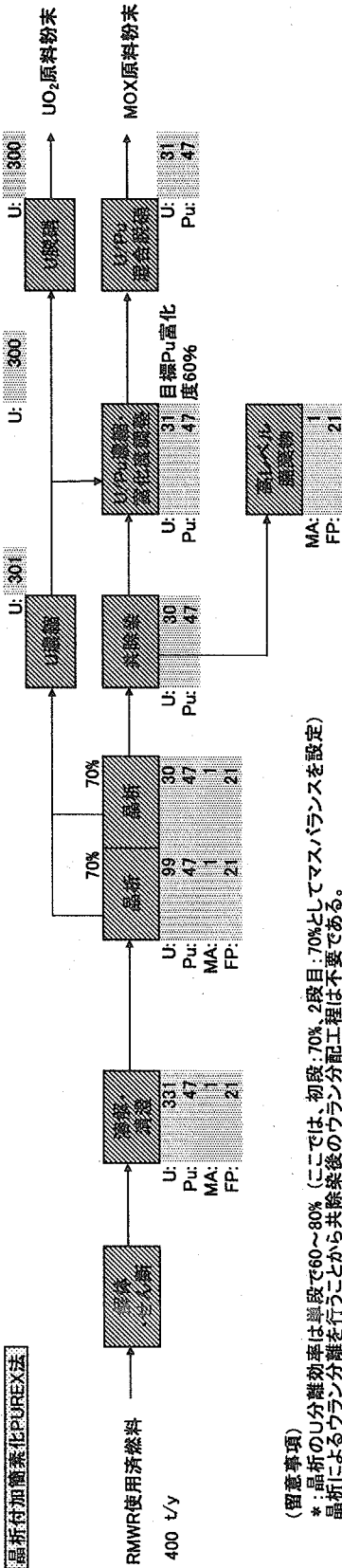
前提条件(共通)

- 1. 再処理量 RMWR使用済燃料 400 t/y
- 2. 燃料組成 RMWR使用済燃料 (50GWd/tを想定)
U: 0.827
Pu: 0.117
MA: 0.00363 (Npは含まず)
FP: 0.0523
- 3. 製品Pu富化度 MOX原料粉末
- 4. マスバランスの単位:t/y
- 5. 留意事項 物質収支は、整数値で表記しているため合計が合わない場合がある。

単サイクルPUREX法



晶析付加簡素化PUREX法



(留意事項)

*: 晶析のU分離効率は濃度が60~80% (ここでは、初段:70%・2段目:70%としてマスバランスを設定) 晶析によるウラン分離を行うことから共除染後のウラン分配工程は不要である。

図4.7.2 RMWR燃料の物質収支(単サイクルPUREX法、晶析付加簡素化PUREX法)

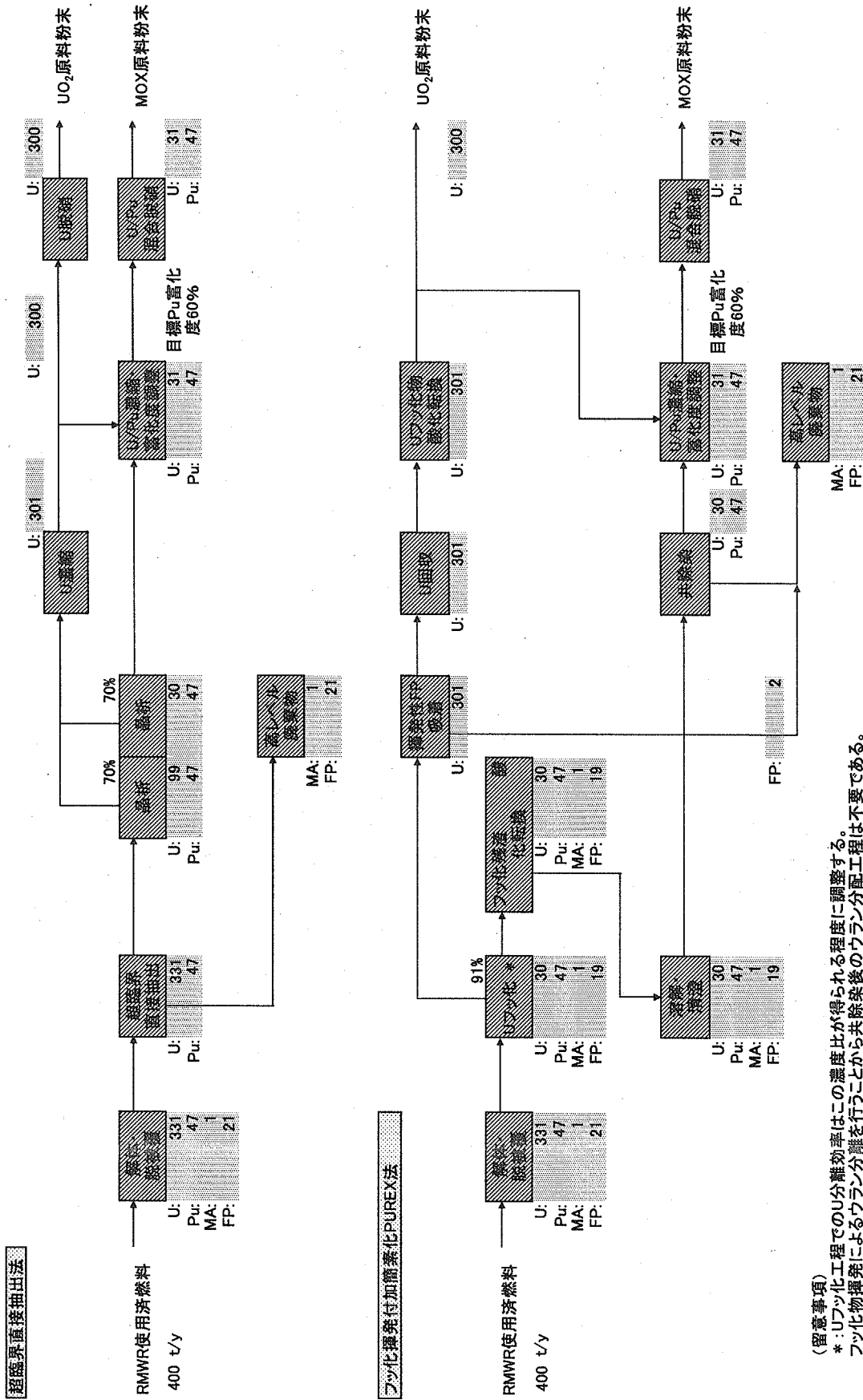
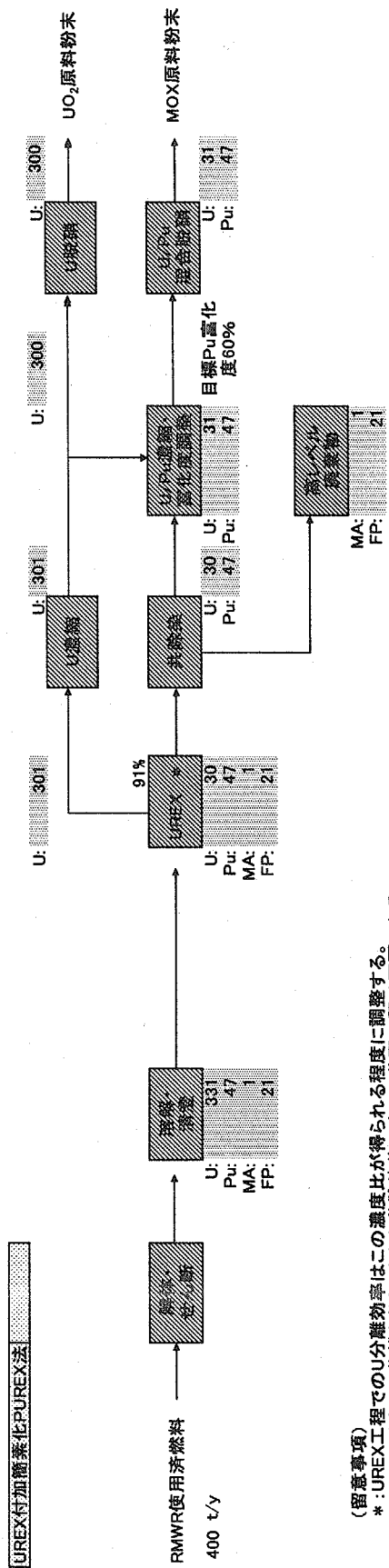


図4.7.3 RMWR燃料の物質収支(超臨界直接抽出法、プツ化物揮発付加簡素化PUREX法)

(留意事項)
 * : Uプツ化工程でのU分離効率はこの濃度比が得られる程度に調整する。
 プツ化物揮発によるウラン分離を行うことから共除染後のウラン分配工程は不要である。



(留意事項)
 * : UREX工程でのU分離効率はこの濃度比が得られる程度に調整する。
 UREXによるウラン分離を行うことから共除染後のウラン分配工程は不要である。

図4.7.4 RMWR燃料の物質収支 (UREX付加簡素化PUREX法)

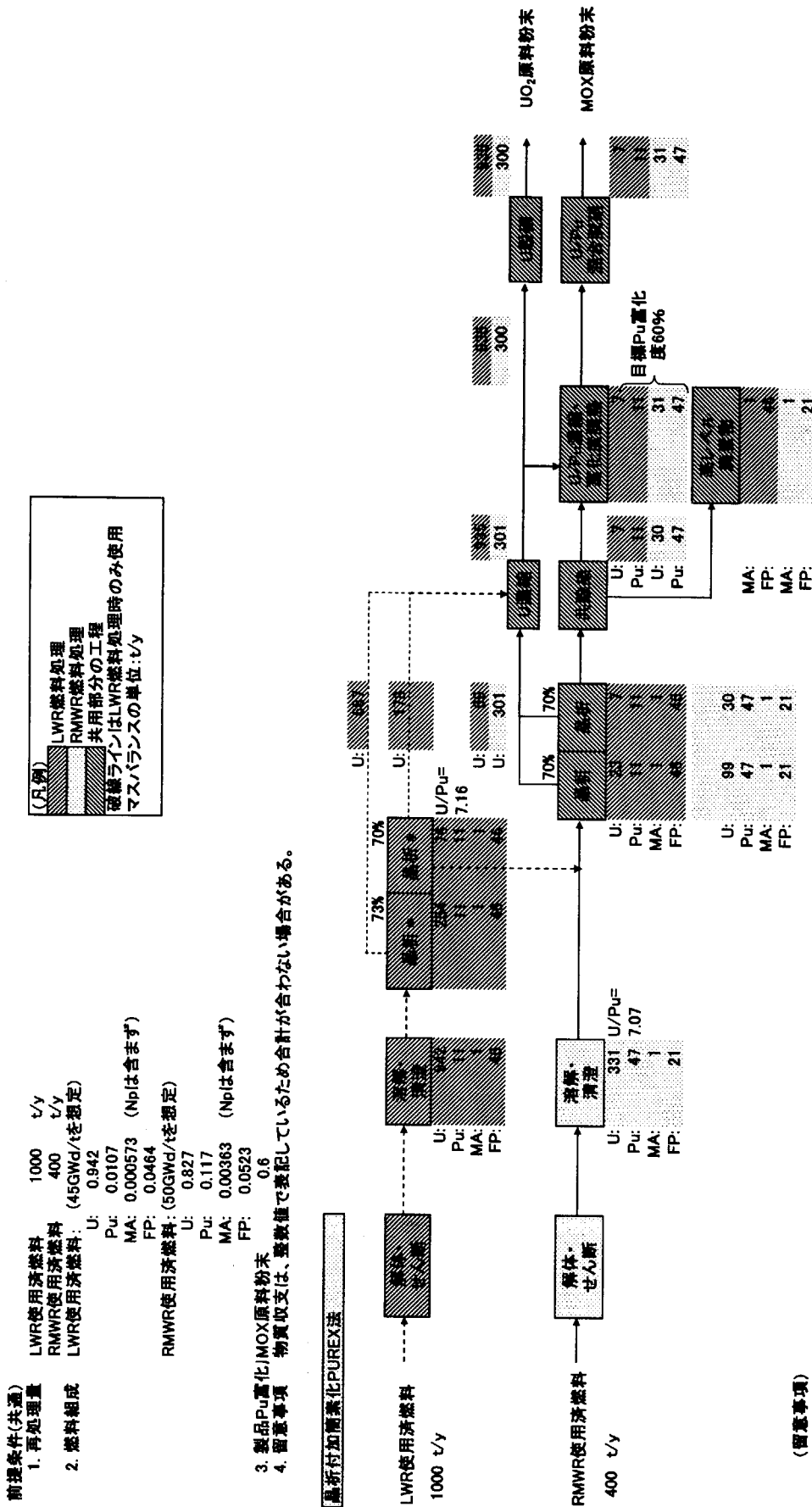
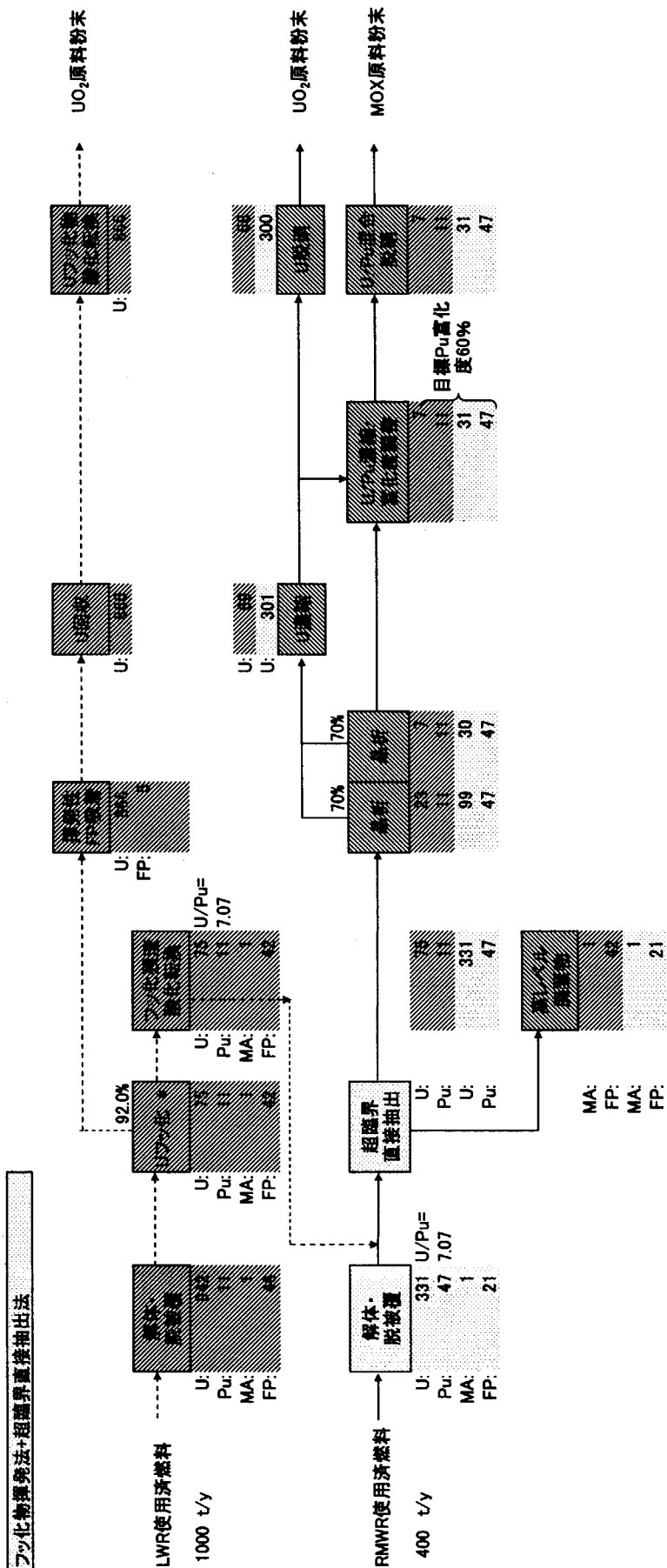
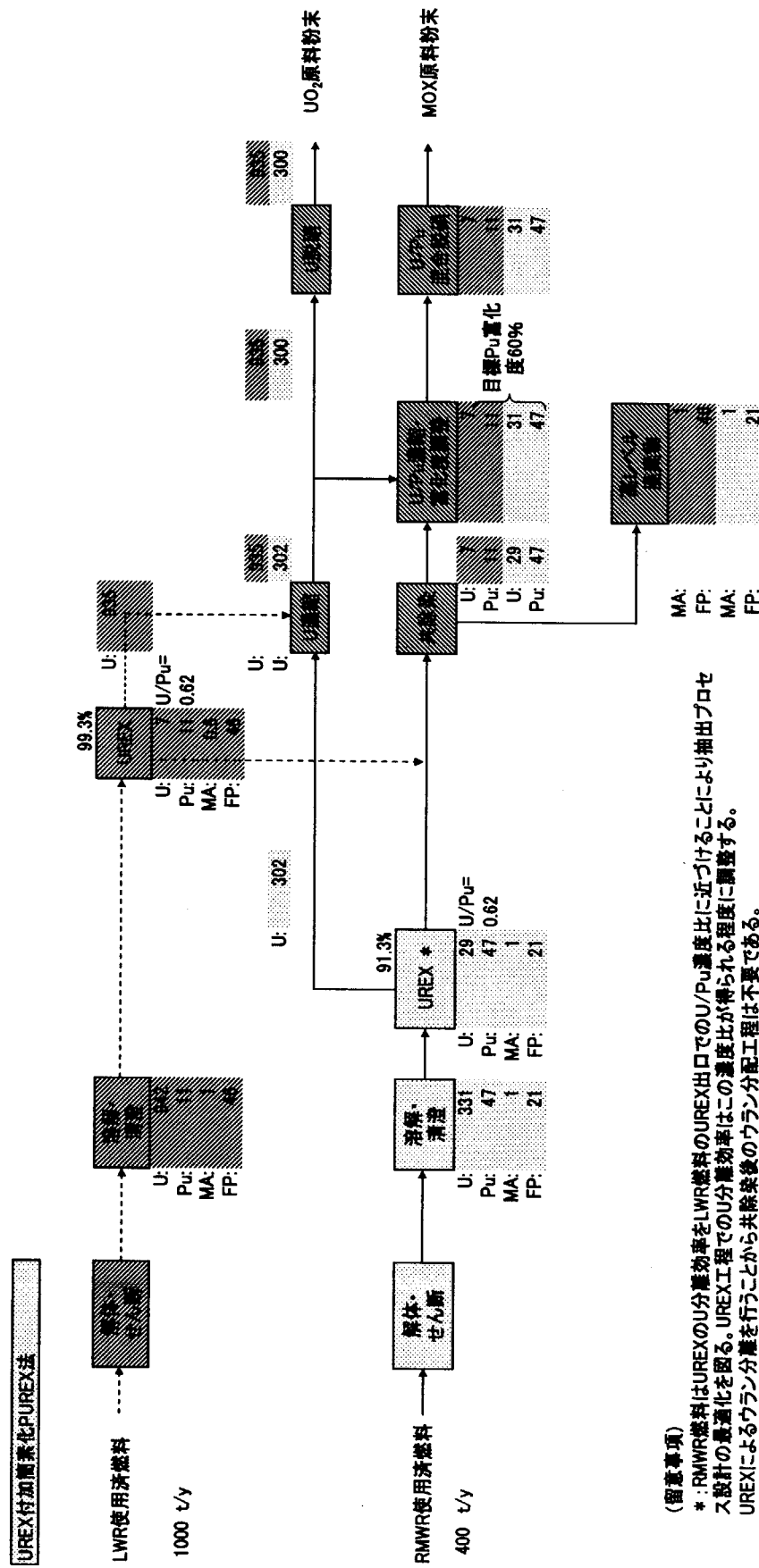


図4.7.5 複合再処理施設のプロセス構成と物質収支(晶析付加簡素化PUREX法)



* : LWR使用済燃料の抽出工程でのU/Pu濃度比をRMWR側に近づけることにより抽出プロセス設計の最適化を図る。
Uフッ化工程でのU分離効率はこの濃度比が得られる程度に調整する。

図4.7.6 複合再処理施設のプロセス構成と物質収支(フッ化物揮発法+超臨界直接抽出法)



(留意事項)
 * : RMWR燃料はUREXのU分離効率をLWR燃料のUREX出口でのU/Pu濃度比に近づけることにより抽出プロセス設計の最適化を図る。UREX工程でのU分離効率はこの濃度比が得られる程度に調整する。
 UREXによるウラン分離を行うことから共除染後のウラン分配工程は不要である。

図4.7.7 複合再処理施設のプロセス構成と物質収支(UREX付加簡素化PUREX法)

5. おわりに

我が国では再生可能な新エネルギー等はまだ基幹エネルギー供給源とはなり得ておらず、現状では原子力発電は地球温暖化防止の有効な手段として、当面は継続してゆくと考えられる。

ところで現在運転中の軽水炉は運転開始から30年を経過したプラントも発生してきており老朽化の方向にあるが、立地難、相次ぐトラブルや不祥事、電力自由化の事態に直面して新規プラントの建設は滞りがちである。本調査を継続してデータベースを拡大し、老朽化したプラントの更新を含め、安全性や核不拡散性はもちろん、より経済的な将来炉および核燃料サイクルの検討に際して有効に活用されることが望まれる。

謝辞

本調査の実施に当たりデータの収集・作成についてご協力いただいた(株)新型炉技術開発の横堀仁氏、同(当時)関雄次氏及び(株)エンジニアリング開発の鈴木勝男氏に感謝の意を表します。

参考文献

- 1) I. KIMURA : Thorium Loaded Reactors and Nuclear Data Required for Their Design, JAERI-M85-035
- 2) 日本原子力学会 : 溶融塩増殖炉—MSBR研究の進歩と開発への展望—, 1981年4月改訂
- 3) P. Rodriguez and C. V. Sundaram : Nuclear and Materials Aspect of the Thorium Fuel Cycle, Journal of Nuclear Materials 100(1981)
- 4) R. C. Robertson et al. : Conceptual Design Study of a Single-fluid Molten-Salt Breeder Reactor, ORNL-4541(1971)
- 5) P. N. Alekseev et al. : Harmonization of Fuel Cycles for Nuclear Energy System with the Use Molten Salt Technology, Nuclear Engineering Design, 173(1997)
- 6) J. R. Engel et al. : Conceptual Design Characteristics of a Denatured Molten-Salt Reactor with Once-Through Fueling, ORNL/TM-7207
- 7) AMERICAN SOCIETY FOR METALS : Properties and Selection : Stainless Steel Metals Handbook Ninth Edition Vol. 3(1980)
- 8) 吉田弘幸 : ガス冷却高速増殖炉, JAERI-M82-084(1982)
- 9) W. B. Kemmish : Gas-cooled fast reactors, Nuclear Energy, Vol. 21(1982)
- 10) 日本機械学会 : 流体の熱物性値集 (1991)
- 11) 半田、他 : 高速炉用燃料の特性および照射挙動 U-Pu 混合酸化物、炭化物、窒化物、金属, 日本原子力学会誌 Vo. 131No. 8(1989)
- 12) 常磐井、他 : FBR金属燃料サイクル技術—その魅力と実現性—, 原子力工業 36巻6号(1990)
- 13) 林、他 : 受動的安全性を強化した大型FBRプラント, 日本原子力学会誌 Vo. 391No. 11(1997)
- 14) NUCLEAR WASTES : Technologies for Separation and transmutation, NATIONAL ACADEMY PRESS (1996)
- 15) 小川徹 : 窒化物燃料/高温化学再処理プロセスの要素技術開発, 燃料サイクル革新技術研究専門委員会 平成8年9月 日本原子力学会
- 16) 青木成文 : 原子炉熱工学, 養賢堂 (1971)
- 17) 三菱重工業(株) : PWR低減速スペクトル炉心に関する研究, 平成11年度中間報告会資料 H11. 11. 25
- 18) 動燃技報, No100 (1996)
- 19) R. Herbig, K. Rudolph, B. Lindau et al. : Vibrocompacted fuel for liquid metal reactor BOR-60, Journal of Nuclear Mater. 204(1993)93-101
- 20) 使用済燃料の乾式貯蔵技術の動向, 日本原子力学会誌 Vo. 371No. 8(1995)
- 21) 使用済燃料の貯蔵管理—実態と展望— : 原子力 eye Vol. 44 No4. 1998
- 22) 平成8年度 日本型軽水炉確立調査 将来型軽水炉における燃料サイクル低減化方策, 資源エネルギー庁, 平成9年3月
- 23) 高速増殖炉もんじゅ発電所 原子炉設置許可申請書, 平成2年7月

- 24) PWR燃料サイクルの経済性 (1), (2) OECD/NEA 1994, 日本原子力産業会議, 原子力資料 10
- 25) OECD/NEA 加盟国の放射性廃棄物管理計画, 日本原子力産業会議, 原子力資料 299 (1999)
- 26) オーム社: 原子力ハンドブック 第VI編 核燃料サイクルの技術 第8章, (平成6年)
- 27) 須山賢也、他: 統合化燃焼計算コードシステム SWAT, JAERI-DATA/CODE 2000-027 (2000)
- 28) 六ヶ所再処理事業指定申請書(平成9年7月補正), 日本原燃
- 29) 六ヶ所再処理施設概要, 原子力工業, 第35巻 第9号 (1989)
- 30) A. Puill, J. Bergeron: Advanced Plutonium fuel assembly, Nuclear Technology
Vol. 119 (Aug. 1997)
- 31) Patrick. Iedermann: French research and development in nuclear fuel reprocessing, Nuclear
Europe Worldscan Vol. 21, No. 3-4 (2001)
- 32) 原子燃料サイクルの経済性(I)(II), 日本原子力産業会議, 原子力資料 11 ISSN0397-0928
No282、No283 1994
- 33) Radiological Impact of Spent Nuclear Fuel Management Options-A Comparative Study,
OECD/NEA (2000)
- 34) 須山賢也、他: JENDEL-3.2に基づく軽水炉 MOx 燃料用 ORIGEN2 ライブラリ, JAERI-DATA/CODE
2000-036 (2000.12月)
- 35) 奥村啓介、他: 汎用核計算コードシステム SRAC95, JAERI-DATA/CODE 96-015 (1996)
- 36) 革新的実用原子力技術開発平成14年度成果報告書第6分冊”フッ化物揮発法と溶媒抽出法の
ハイブリッド再処理に関する技術開発” (財)エネルギー総合研究所、(平成14年3月)

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射線量	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (= N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧力	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605 J (計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	= 4.184 J (熱化学)
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁸	= 4.1855 J (15 °C)
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵	= 4.1868 J (国際蒸気表)
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹	仕事率 1 PS (仏馬力)
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸	= 735.499 W
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1	

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

将来炉及び燃料サイクルシステムに関する調査

R100

古紙配合率100%
白化度70%再生紙を使用しています。