

各論 第一部 高速増殖炉サイクルの技術的な検討

図1-1-1 実用化戦略調査研究の実施方針

フェーズIIでの検討対象：高速増殖炉システム

● 幅広い選択肢(冷却材と燃料形態)の組合せ(約40概念)から、今後検討すべき概念を選択

フェーズIにおける有望概念の抽出結果

対象技術		炉型の評価	燃料形態の評価		
			MOX	窒化物	金属
ナトリウム炉	大型タンク	B	A	B	A
	大型ループ	A			
	中型モジュール	A			
	小型炉	A(※1)			
ガス炉	CO2ガス炉	B*	A*	A*	C
	Heガス炉ピン型	B*			
	Heガス炉粒子型	A*	B		-
	小型炉	B*	B*		A*
重金属炉	大型	C	B	A	A
	中型モジュール	A(※2)			
	小型炉	A(※3)			
水炉	BWR型	A(※4)	A	-	-
	PWR型	A(※4)	A	-	-
	超臨界圧水型	A(※4)	A	-	-
溶融塩炉		C	C [塩化物溶融塩]		

A:引き続き検討 B:国内外の研究のレビュー C:データ化 *:2001年度に抽出

○:フェーズII 中間評価以降に検討を進めた主要な組合せ

フェーズIIでの検討対象

- ナトリウム炉
 - ・ 大型ループ型(MOX、金属燃料)
 - ・ 中型ループ型モジュール炉(MOX、金属燃料)
 - ・ 小型炉(金属燃料)
- ガス炉
 - ・ Heガス炉粒子型(窒化物燃料)
- 重金属炉
 - ・ 中型モジュール炉(窒化物燃料)
- 水炉
 - ・ BWR型(MOX)

- ※1 炉心性能及び実現可能性の観点から金属燃料を選択。小型炉については多目的利用など、基幹電源とは異なる概念として検討。
- ※2 金属燃料はボンド部にNaを使用しており、破損時に金属間化合物を形成するため、ヘリウムボンドの窒化物燃料を選択。
- ※3 中型モジュール炉と同様の基礎的課題があるため、2001年度以降の検討対象は中型モジュール炉のみを対象とした。
- ※4 設計検討が最も進んでおり、炉心損傷時の成立性、経済性を含めたシステムの成立性が高い概念として、BWR型を検討対象とした。

図1-1-2 実用化戦略調査研究の実施方針 フェーズIIでの検討対象：燃料サイクルシステム

● 幅広い選択肢(燃料形態)の組合せ(再処理システム約10概念、燃料製造システム約10概念)から、今後検討すべき概念を選択

フェーズIにおける有望概念の抽出結果

対象技術		燃料形態			
		MOX	窒化物	金属	
再処理	先進湿式	A	A(*2)	-	
	乾式	酸化物電解法	A	C	C
		金属電解法	A	A(*2)	A
		フッ化物揮発法	B	B	B
燃料製造	簡素化ペレット	A	A(*2)	-	
	振動充填	湿式法対応	A	A(*2)	-
		酸化物電化法対応	A	C	-
		金属電解法対応	A(*1)	A(*2)	-
		フッ化物揮発法対応	B	B	-
	鑄造	射出鑄造法	-	-	A
		遠心鑄造法	-	-	A(*1)

A:引き続き検討 B:国内外の研究のレビュー C:データ化

○:フェーズII中間評価以降に検討を進めた主要な組合せ

フェーズIIでの検討対象

○再処理

- ・先進湿式法(MOX、窒化物)
- ・酸化物電解法(MOX)
- ・金属電解法(金属、酸化物、窒化物)

○燃料製造

- ・簡素化ペレット法(MOX、窒化物)
- ・振動充填法
 - －湿式対応[スフェアパック](MOX、窒化物)、
 - －酸化物電解対応[バイパック](MOX)
- ・射出鑄造法(金属)

*1 金属電解法対応振動充填法(MOX)及び金属燃料対応の遠心鑄造法は経済性の点で魅力がないことからフェーズII中間段階で検討対象から除外。

*2 窒化物燃料については、主たる工程はMOX対応の先進湿式法やペレット、振動充填法あるいは金属燃料対応の金属電解法等の適用が可能であるため、これらの成果を活用して検討

各論 第一部 高速増殖炉サイクルの技術的な検討

1. 高速増殖炉サイクル実用化概念の選択

これまでに国内外で多くの高速増殖炉サイクルの概念が提案されている。このため、原子力機構と日本原電は高速増殖炉サイクルの適切な実用化像とそこに至るための研究開発計画を 2015 年頃に提示することを目的に、多様な炉型、再処理法、燃料製造法を対象として「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究（FS）」を実施してきた。

1999 年度から 2000 年度に実施された「FS フェーズⅠ」では、技術的選択肢の幅広いサーベイを行い有望な技術が抽出された。具体的には、図 1-1-1、図 1-1-2 に示すように、炉型について、冷却材や燃料形態などの組み合わせで考えられる約 40 の候補から、「ナトリウム冷却炉」、「鉛ビスマス冷却炉」、「ヘリウムガス冷却炉」及び「水冷却炉」が選択された。また、再処理法について、約 10 の候補から「先進湿式法」、「金属電解法」及び「酸化物電解法」が、燃料製造法について、約 10 の候補から「簡素化ペレット法」、「振動充填法（スフェアパック燃料／バイパック燃料）」、「射出鑄造法」及び「被覆粒子燃料製造法」が選択されている。

2001 年度から 2005 年度に実施された「FS フェーズⅡ」では、「FS フェーズⅠ」での検討結果を踏まえ、さらに、高速増殖炉サイクルの実用化候補概念を明確化するべく検討が行われている。この結果をとりまとめた「FS フェーズⅡ報告書」では、主概念として「ナトリウム冷却炉、先進湿式法再処理、簡素化ペレット法燃料製造」が、補完概念として「ナトリウム冷却炉、金属電解法再処理、射出鑄造法燃料製造」及び「ヘリウムガス冷却炉、先進湿式法再処理、被覆粒子燃料製造」を選定することが適切であるとされている。

当委員会は、このような、これまでの「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」の成果を踏まえ、改めて高速増殖炉サイクル実用化概念の選択を行った。

図1-1-3 選択の考え方

(社会的な判断の視点)

- ・ 我が国の基幹電源として実用化できるものであること
- ・ 原子炉、再処理、燃料製造について社会的に整合性が図られていること
- ・ ユーザーである電気事業者による選択が視野に入りうること
- ・ 世界標準の技術となる可能性があり、我が国メーカーの国際的な産業競争力の維持・向上に資すること

(技術的な判断の視点)

- ・ 原子炉、再処理、燃料製造それぞれの候補概念が、開発目標及び設計要求に適合すること
- ・ 原子炉、再処理、燃料製造について技術的に整合性が図られていること
- ・ 革新的な技術の成立性が見通せること
- ・ 革新的な技術に対しては、開発リスクを考慮して既存技術に基づく代替技術が用意されていること

(選択目標)

- ・ 現在の知見で実用施設として実現性が最も高いと考えられる、炉型、再処理法、燃料製造法の組み合わせから成る実用システム概念であり、今後研究開発を特に進めるべきもの(「主概念」)を1つ選択する。
- ・ 現在の知見で実用施設としての実現性が認められるが、社会的な視点や技術的な視点から比較的不確実性の残る炉型、再処理法、燃料製造法の組み合わせから成る実用システム概念(「副概念」)を1つ選択する。
- ・ 「主概念」及び「副概念」以外の概念に係る研究についても、多様な知と革新が期待されることから、原子力の裾野を広げるための基礎研究と位置付ける。

(1) 選択にあたっての基本的な考え方

① 「選択と集中」による研究開発の効率化

我が国の経済社会状況、高速増殖炉サイクル技術の研究開発に関する国際的な情勢を勘案すれば、限られた研究開発資源の下で、引き続き効果的・効率的に高速増殖炉サイクルの実用化を図ることが必要であると考え。このため、これまでの研究開発の成果を評価し、研究開発対象を絞って集中的に研究開発資源を投資するという戦略的重点化をさらに強力に進めるべきであると考え。

② 「柔軟性」の確保

高速増殖炉サイクルの実用化までには長期間を要することが見込まれる。このため、研究開発にあたっては、電力需給の動向やウラン需給状況など将来の社会的な情勢変化に対応できることが重要であると考え。また、いくつかの革新的な技術が研究開発の結果採用できないと判断される場合や、基礎研究から多様な知と革新がもたらされる場合も想定しておく必要があると考え。さらに、海外における研究開発の進展を見極めることも重要であると考え。

従って、長期的展望を踏まえて高速増殖炉サイクル技術の研究開発を進めるにあたっては、高速増殖炉サイクル技術が技術的多様性を備えていることに着目し、柔軟性を持って研究開発を進めることが必要であると考え。

③ 「選択と集中」と「柔軟性」のバランス

このように、「選択と集中」と「柔軟性」はいずれも必要であるが、相矛盾する要求を内包している。「選択と集中」と「柔軟性」のバランスについては、以下のような判断の視点に基づき、これまでの研究開発の成果や技術評価を十分に踏まえ、これに柔軟性を加味し、社会的、技術的に総合した判断を行うことが適切と考える。(図1-1-3参照)。

(社会的な判断の視点)

- 我が国の基幹電源として実用化できるものであること
- 原子炉、再処理、燃料製造について社会的に整合性が図られていること
(利用目的のないプルトニウムを持たないなど、我が国の原子力政策に沿ったものであることが必要)
- ユーザーである電気事業者による選択が視野に入りうること
- 世界標準の技術となる可能性があり、我が国メーカーの国際的な産業競争力の維持・向上に資すること

(技術的な判断の視点)

- 原子炉、再処理、燃料製造それぞれの候補概念が、開発目標及び設計要求に適合すること
- 原子炉、再処理、燃料製造について技術的に整合性が図られていること
(高速増殖炉の利用は、再処理施設で使用済燃料からプルトニウムやウランなどを分離、回収して再び燃料としてリサイクルすることを前提としており、原子炉、再処理、燃料製造をひとつのシステムと捉えることが必要)
- 革新的な技術の成立性が十分に見通せること
- 革新的な技術に対しては、開発リスクを考慮して既存技術に基づく代替技術が用意されていること

「FS フェーズⅡ報告書」では、主として技術的な考察から主概念を1つ、補完概念を2つ選定している。しかし、戦略的重点化をさらに強力に進めるべきとの考えに立ち、以下のような主概念及び副概念を定め、それぞれ1つずつ選択することが適切と考える。

- 現在の知見で実用施設として実現性が最も高いと考えられる、炉型、再処理法、燃料製造法の組み合わせから成る実用システム概念であり、今後研究開発を特に進めるべきもの（「主概念」）を1つ選択する。

- 現在の知見で実用施設として実現性が認められるが、社会的な視点や技術的な視点から比較的不確実性の残る炉型、再処理法、燃料製造法の組み合わせから成る実用システム概念（「副概念」）を1つ選択する。

- 「主概念」及び「副概念」以外の概念に係る研究についても、多様な知と革新が期待されることから、原子力の裾野を広げるための基礎研究と位置付ける。

なお、「選択と集中」と「柔軟性」のバランスには、適切なタイミングでの評価の実施や資源配分への考慮が必要であり、これらの点については「各論 第二部 今後の進め方」で述べる。

図1-1-4 ナトリウム冷却高速増殖炉概念図

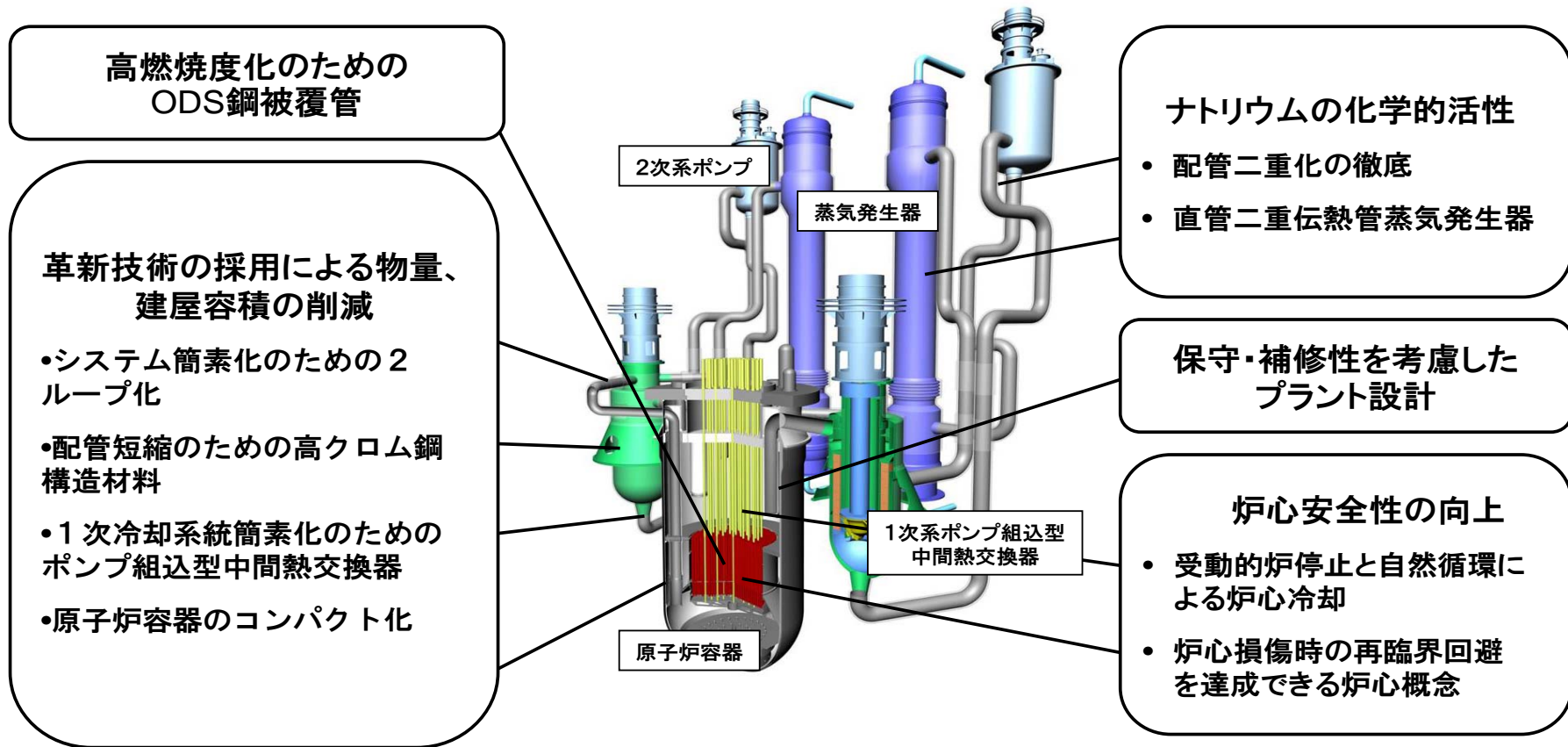


表1-1-1 ナトリウム冷却高速増殖炉の仕様比較

	単位	Na冷却大型高速増殖炉*	「常陽」(MK-Ⅲ)	「もんじゅ」
電気出力 / 熱出力	MW	1,500 / 3,530	— / 140	280 / 714
熱効率	%	42.5	—	39
炉心高さ / 炉心等価直径	mm	1,000 / 5,400	500 / 800	930 / 1,800
燃焼度(炉心燃料部平均)	万MWd/t	約15	7	8
増殖比	—	1.10 ~ 1.03	—	1.2
運転サイクル期間	日	約800(約26ヶ月)	60	148
1次系冷却材温度	°C	395 / 550	350 / 500	397 / 529
2次系冷却材温度	°C	335 / 520	300 / 470	325 / 505
冷却ループ数	—	2	2	3
原子炉容器高さ / 内径	mm	21,200 / 10,700	10,000 / 3,600	17,800 / 7,100
1次冷却材配管内径	mm	1,238	491	788
1次冷却材流量	t/h	65,400(32,700×2)	2,700(1,350×2)	15,300(5,100×3)
崩壊熱除去系	—	自然循環 DRACS×1+PRACS×2	強制循環 1次系補助冷却設備×1 2次系補助冷却設備×1	強制循環 2次系補助冷却設備×3
蒸気発生器	—	二重伝熱管直管型蒸気発生器×2	—	貫流分離、ヘリカル型×3
燃料取扱系	—	単回転プラグ、マニピュレータ方式	二重回転プラグ、垂直動方式	単回転プラグ、固定アーム方式

(2) 様々な候補概念の概要

FS フェーズⅡにおいて比較検討された候補概念の概要を以下に紹介する。(詳細については、「FS フェーズⅡ報告書」を参照のこと。)

① 高速増殖炉

i. ナトリウム冷却高速増殖炉(MOX燃料、金属燃料)

ナトリウム冷却高速増殖炉の概念図を図1-1-4に、仕様を表1-1-1に示す。

(a) プラントシステムの特徴

設計要求に掲げた建設費を実現するため、高い安全要求を満たしつつ、プラントの物量を大幅に削減できる革新技術を採用したシステム概念としている。ナトリウムに固有な課題(不透明で化学的活性が高いなど)に対しては、配管及び容器のナトリウム境界を二重化することにより、ナトリウム漏えいの影響範囲を限定するとともに、蒸気発生器の伝熱管を二重管構造とすることにより、プラント寿命期間中にナトリウム-水反応の発生可能性を**極力**低下させ、プラントの運転信頼性を向上させる設計としている。また、ナトリウムの特徴(構造材料との共存性が良いこと、不透明であること、運転停止中も約200℃という高温を保持する必要があることなど)を踏まえた供用期間中検査の方針を検討するとともに、事故や予期せぬ重大な不具合が発生した場合の機器の引抜き補修を含めて、保守・補修性を向上させたプラント設計を行っている。

(b) 炉心燃料

炉心燃料設計では、MOX燃料及び金属燃料ともに、設計要求を十分に満足した設計であるとしている。革新的な技術として、高燃焼度化と高出口温度化を達成可能な酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼被覆管、及び炉心損傷時の再臨界を回避するため、熔融燃料流出のための内部ダクト付き燃料集合体概念を採用している。その結果、MOX燃料炉心、金属燃料炉心ともに設計要求を上回る性能が見通され、ナトリウム冷却炉心の高いポテンシャルが示されたとしている。

図1-1-5 ヘリウムガス冷却高速増殖炉概念図

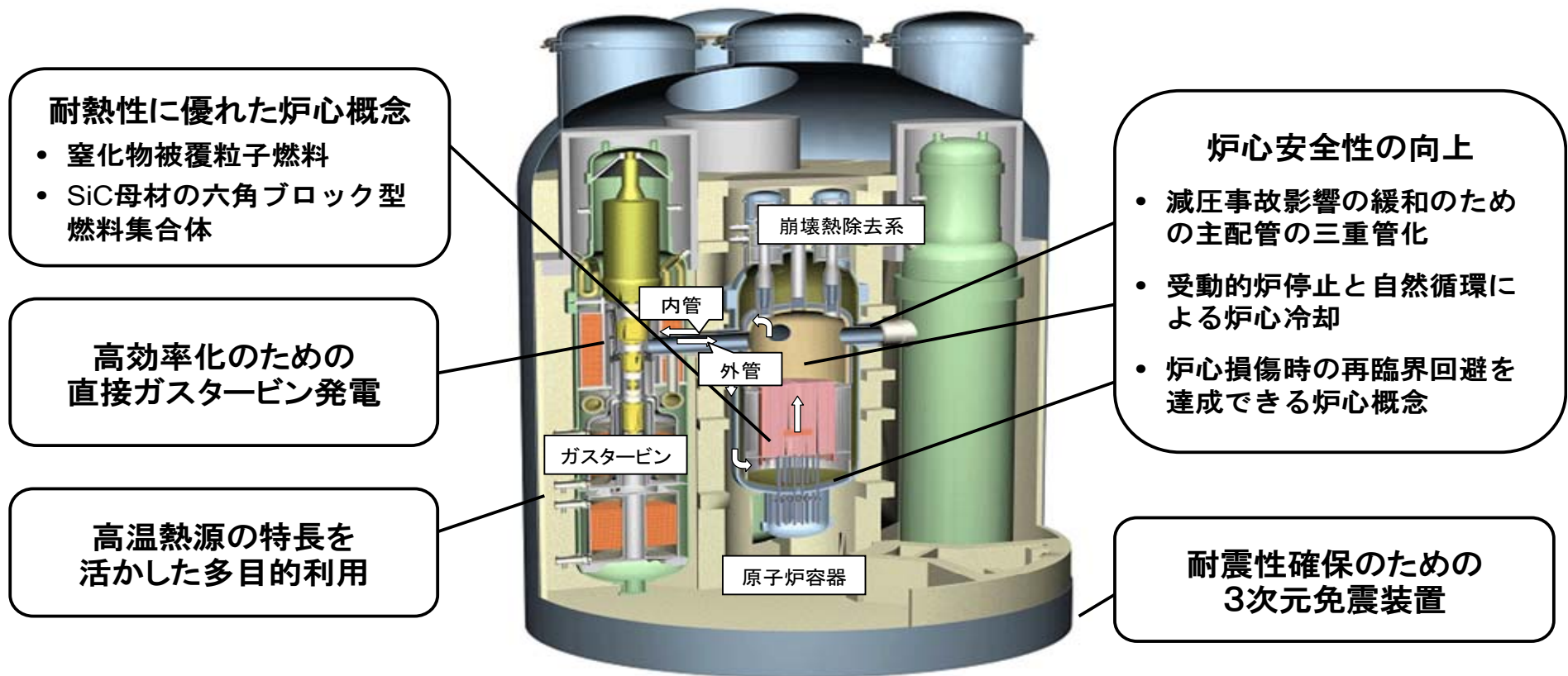


表1-1-2 ヘリウムガス冷却高速増殖炉の仕様比較

	単位	ヘリウムガス冷却高速増殖炉	炭酸ガス冷却高速増殖炉	HTTR(熱中性子炉)
電気出力 / 熱出力	MW	1,500 / 3,200	1,500 / 3,600	— / 30
熱効率	%	47	42	—
運転サイクル期間	日	約540 (約18ヶ月)	約730 (約24ヶ月)	—
炉心・燃料	—	被覆粒子型 U,Pu混合窒化物燃料	被覆管型 U,Pu混合酸化物燃料	被覆粒子型 U酸化物燃料
炉心高さ / 炉心等価直径	mm	1,000 / 6,290	1,200 / 5,900	2,900 / 2,300
燃焼度(炉心燃料部平均)	万 MWd/t	約12	15.5 ~ 16	2.2
増殖比	—	1.11 ~ 1.03	1.2 ~ 1.03	—
平均炉心出力密度*	W/cc	103	110	3
ループ数	—	4	4	1
1次系冷却材温度	°C	460 / 850	266 / 530	395 / 850 (高温運転時950°C)
1次系冷却材圧力	MPa	6	4.2	4
1次系ガス循環機	—	高圧コンプレッサー×4 低圧コンプレッサー×4	ガス循環機×8	ガス循環機×4
蒸気発生器	—	—	蛇行コイル貫流型×12	—
タービン	—	直接ガスタービン×4	蒸気タービン×1	—
所内負荷率	%	3.0 (44MW)	13.6 (205MW)	—
免震方式	—	三次元免震	—	—

* 平均炉心出力密度= 炉心高さ× 3.14×(炉心等価直径)²÷4

(c) これまで実施された要素技術開発

採用した革新的な技術の成立性見通しを得るために、高クロム鋼の開発、2ループ化に必要となる大口徑配管の流動安定性試験、ポンプ組込型中間熱交換器 (IHX) の振動伝達試験、蒸気発生器のための二重伝熱管試作試験、等を行っている。

ii. ヘリウムガス冷却高速増殖炉 (窒化物燃料)

ヘリウムガス冷却高速増殖炉の概念図を図1-1-5に、仕様を表1-1-2に示す。

(a) プラントシステムの特徴

発電と同時に高温熱源としても利用できる特長を活かすとともに、コンパクトで簡素なシステム構成とすることにより、高い熱効率による経済性の向上を図っている。原子炉容器の回りに縦型単軸ガスタービン (38万 kWe) を4基配置した直接サイクル発電方式 (150万 kWe) とし、冷却系配管を二重管 (内側配管をホットレグ、外側配管をコールドレグ) にした構造を採用している。減圧事故時の影響を緩和するため、二重管の外側をさらに配管で覆った三重管構造とし、原子炉容器からガスタービンまで内包できる大型格納容器を採用している。

(b) 炉心燃料

窒化物燃料粒子を高温強度に優れる窒化チタン (TiN) で被覆した粒子燃料 (被覆粒子燃料) とし、さらに炭化ケイ素 (SiC) 母材に埋め込んだ六角ブロック型燃料集合体を採用している。炉心設計では、燃料の優れた高温耐性、低い炉心出力密度 (約 100W/cc)、ドップラー反応度の活用により、異常な過渡変化時のスクラム失敗事象 (ATWS) やさらに減圧事故時に原子炉スクラム失敗と強制循環除熱機能喪失を重畳した事象 (AWS) を想定しても、炉心損傷に至らない可能性が示されたとしている。

(c) これまで実施された要素技術開発

被覆燃料に関する基礎的な試験として、燃料製造に係る厚膜蒸着特性、曲げ強度試験等を実施し、設計で想定している仕様に対して基本的に適合できる可能性があることを確認したとしている。

図1-1-6 鉛ビスマス冷却高速増殖炉概念図

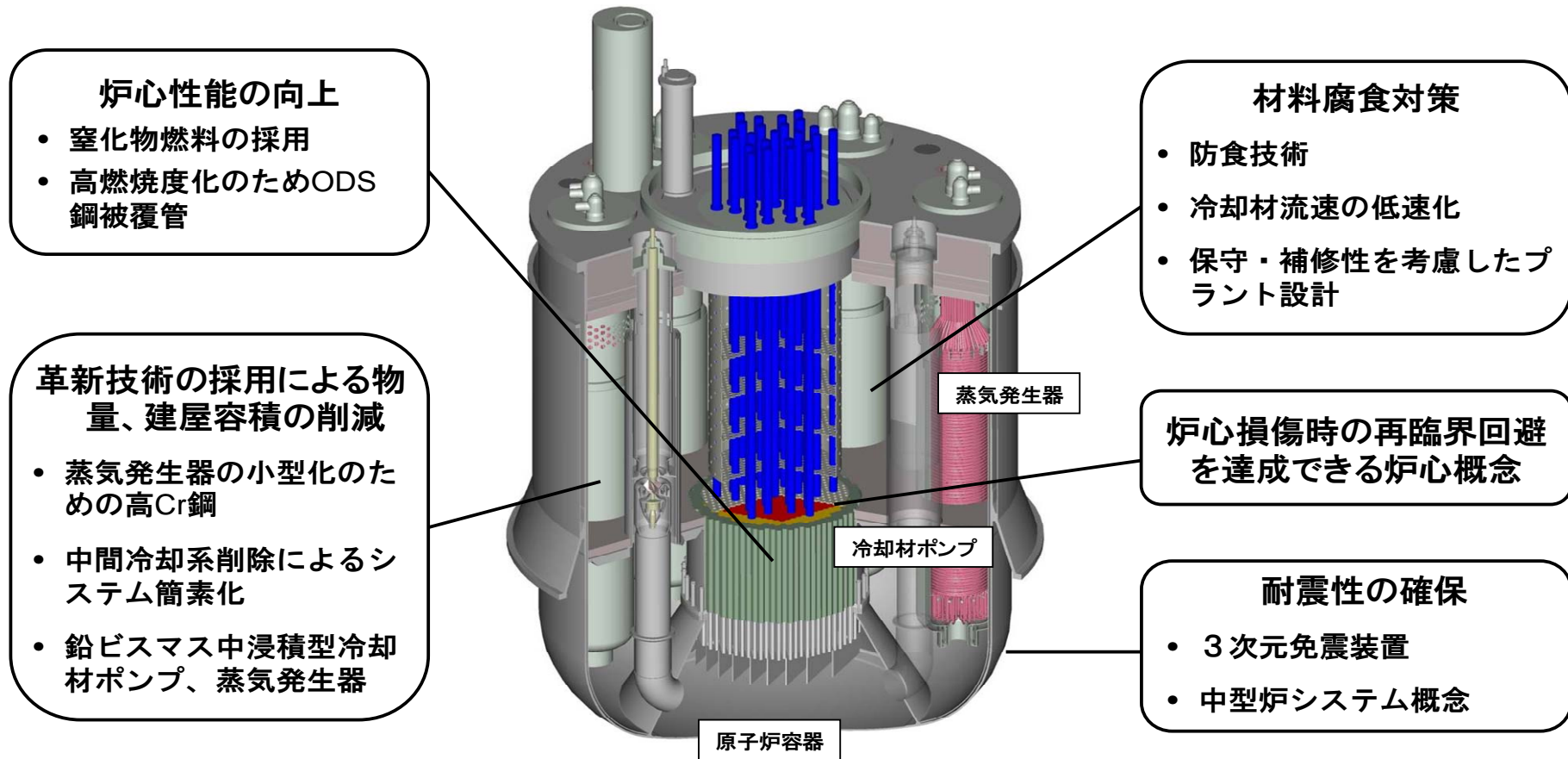


表1-1-3 鉛ビスマス冷却高速増殖炉の仕様比較

	単位	鉛ビスマス冷却高速増殖炉	ナトリウム冷却中型高速増殖炉
原子炉型式	—	強制循環冷却 タンク型	強制循環冷却 ループ型
電気出力 / 熱出力	MW	750 / 1,980	750 / 1,765
熱効率	%	38	42.5
運転サイクル期間	日	約550 (約18ヶ月)	約800 (約26ヶ月)
炉心・燃料	—	Pu,U混合窒化物	Pu,U混合酸化物
炉心高さ / 炉心等価直径	mm	700 / 4,430	1,000 / 3,800
燃焼度(炉心燃料部平均)	万MWd/t	約15	約15
増殖比	—	1.10 ~ 1.03	1.10 ~ 1.03
燃料バンドル部流速	m/s	2	約5
被覆管最高温度	°C	570	700
1次系冷却材温度	°C	285 / 445	395 / 550
1次主循環ポンプ	—	縦置き機械式遠心ポンプ×3	縦置き機械式遠心ポンプ×2
蒸気発生器	—	一体貫流ヘリカル型×6	二重伝熱管直管型×1
免震方式	—	三次元免震	水平免震

iii. 鉛ビスマス冷却高速増殖炉（窒化物燃料）

鉛ビスマス冷却高速増殖炉の概念図を図 1-1-6 に、仕様を表 1-1-3 に示す。

(a) プラントシステムの特徴

冷却材に鉛ビスマス（Pb-Bi）を用いることから、原子炉重量が大きくなる。このため、耐震性の検討において、3次元免震技術を採用しても構造部材にかかる荷重が過大になり、大型炉の成立性を見通せなかったとしている。このため、中型炉規模で2次系を必要としないプール型概念を検討し、この概念は耐震性を確保した上で建設費の目標を満たし得ることを確認したとしている。また、材料腐食を抑制するために被覆管最高温度や冷却材流速を制限し、窒化物燃料を採用することで、設計要求を満たし得る炉心概念を構築することができるとしている。

(b) 炉心燃料

冷却材の鉛ビスマスによる材料腐食を抑制しつつコンパクトな炉心設計を成立させるため、被覆管最高温度及び冷却材流速を制限し、酸化物燃料よりも重金属密度の高い窒化物燃料を用いた炉心としている。この窒化物燃料は、窒素 15（N15）を 100%近くまで濃縮して用いることとしており、酸化物燃料を用いた炉心よりも中性子経済が良好であるため、径方向ブランケットを用いないで増殖比 1.1 を確保できるとしている。

(c) これまで実施された要素技術開発

鉛ビスマス冷却材を利用する上で重要な技術課題となる、鉛ビスマスによる鋼材の腐食性に関する試験を実施し、その成果を設計に反映している。

iv. 水冷却高速増殖炉（MOX 燃料）

水冷却高速増殖炉の概念図を図 1-1-7 に、仕様を表 1-1-4 に示す。

図1-1-7 水冷却高速増殖炉概念図

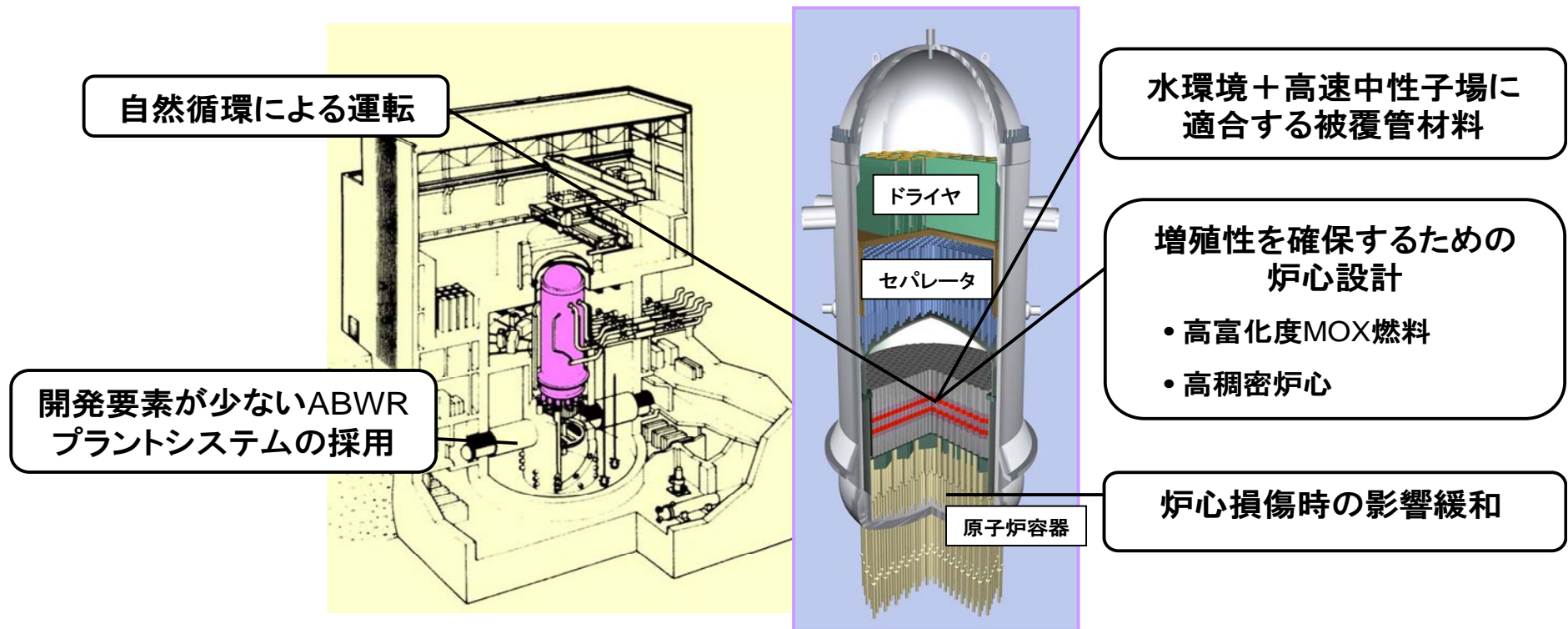


表1-1-4 水冷却高速増殖炉の仕様比較

項目	単位	水冷却炉(BWR型)	ABWR(熱中性子炉)
電気出力 / 熱出力	MW	1,356 / 3,926	1,356 / 3,926
原子炉圧力	MPa	7.2	7.2
炉心外接半径	m	3.8	2.7
燃料集合体数	—	900	872
炉心部取出燃焼度* / 炉心取出燃焼度**	万MWd/t	5.4 / 4.5	4.5 / 4.5
炉心部高さ	m	0.845	3.71
炉心流量	10 ⁴ t/h	1.8	5.2
出口クオリティ	%	51	14.5
炉心部平均ボイド率	%	69	43
炉心圧損	MPa	0.043	0.18
MOX部Pu富化度 / 炉心部Puf富化度	wt%/HM	32.0 / 9.3	— / 3.8(ウラン濃縮度)
Puf装荷量	t	15.4	—
増殖比	—	1.05	—
最大線出力密度	kW/ft	16	12
MCPR	—	1.3	1.3
ボイド反応度係数	10 ⁻⁴ Δk/k/%void	-0.5	-8
連続運転期間	month	18	13
MOX部MA含有率	wt%/HM	2.1	—
MOX部FP含有率	wt%/HM	0.04	—

* : MOX部+内部ブランケットの平均燃焼度

** : MOX部+全ブランケットの平均燃焼度

(a) プラントシステムの特徴

水冷却高速増殖炉は、既に実用化されている ABWR のプラント技術をベースとしており、数十年の商業発電実績がある軽水炉で培った豊富な技術と経験を踏まえ運転・保守性に優れ、全般的には技術的実現性が高いとしている。炉心については、熱中性子を利用している軽水炉に対し高速中性子を利用する高速炉とするために工夫をした設計を採用している。具体的には、水により高速中性子が減速させられる効果を抑制するために冷却材のボイド率を高くしている。また、再臨界防止などの観点から炉心を扁平にしている。高ボイド率、扁平炉心に伴い冷却材流動の圧力損失が小さくなることから、インターナルポンプを削除して自然循環冷却方式を採用したシステムとしている。

(b) 炉心燃料

水冷却炉では、炉心を扁平化することにより負のボイド反応度係数を実現している。また、燃料体の燃料ピン間ギャップを 1.3mm と稠密化するとともに、冷却材ボイド率を高く（炉心平均ボイド率 70%程度）して増殖比 1 以上を達成できる設計としている。

(c) これまで実施された要素技術開発

被覆管候補材料として、改良ステンレス鋼及び軽水炉用燃料被覆管（ジルコニウム合金）を選定し、国内のイオン照射研究施設で基礎的な照射試験を実施中である。熱水力特性については、大規模バンドルの限界出力試験を実施し、稠密体系での除熱限界、並びにその燃料ピン間ギャップ幅の効果を明らかにしている。

図1-1-8 先進湿式法再処理の概念図

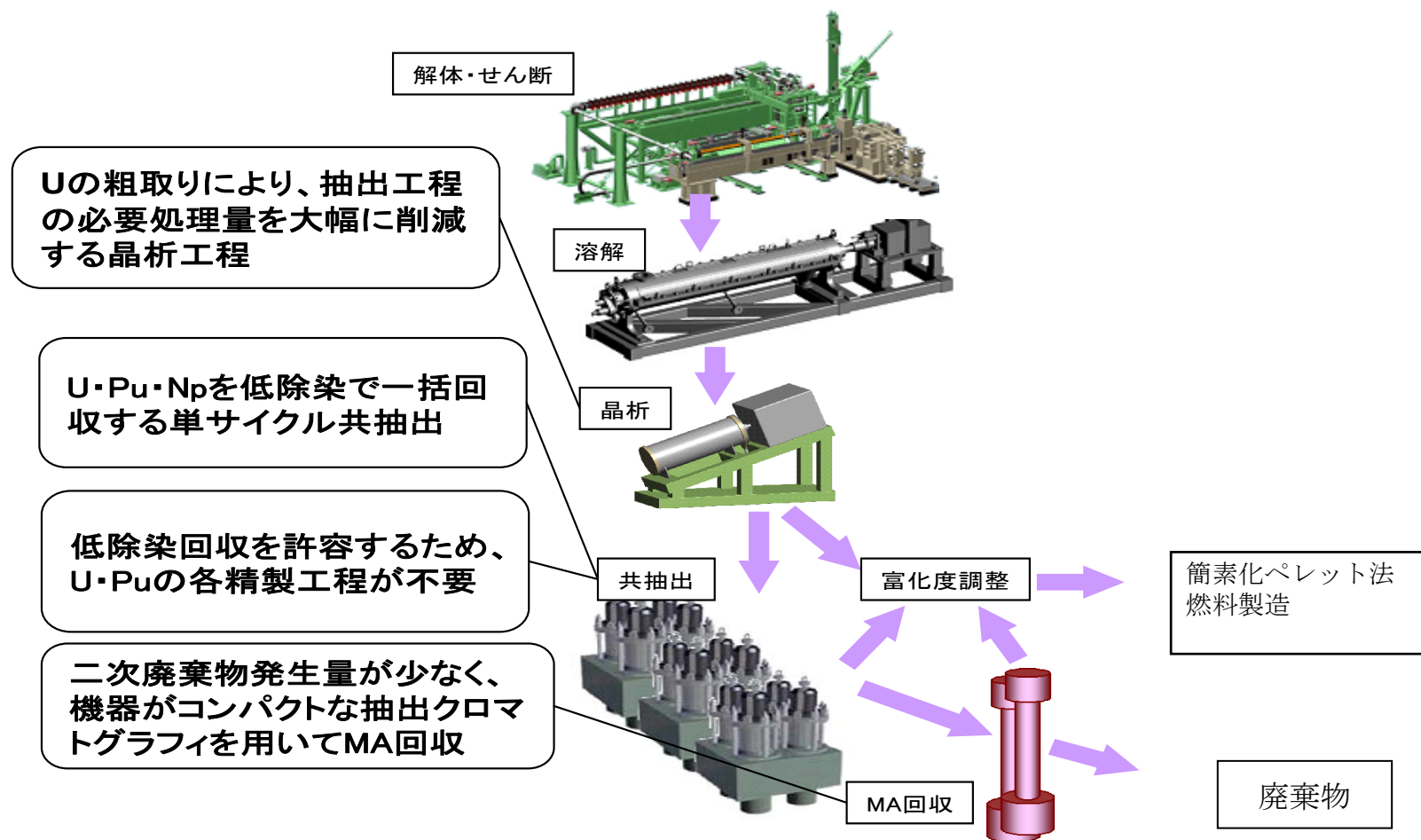


表1-1-5 先進湿式法再処理の基本仕様

	先進湿式法
受入燃料	酸化物燃料 (ペレット)
再処理製品	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	ホウケイ酸ガラス固化体
年間処理能力	200tHM/y
再処理製品へのFP混入率	0.14% 以下
前処理操作	バンドルせん断(短尺)
分離操作原理と 使用媒体	溶解(硝酸水溶液) 晶析 溶媒抽出(TBP+n-ドデカン) クロマトグラフィー(シリカ担持型 CMPO/BTP吸着材)
操作温度	0~95℃
セル雰囲気	空気雰囲気
運転・保守補修方式	連続式 自動運転(配管移送) 遠隔保守補修
臨界管理方式	形状管理(全濃度安全形状)

②再処理

i. 先進湿式法（MOX 燃料、窒化物燃料）

(a) プロセスシステムの特徴

先進湿式法（NEXT 法：New Extraction System for TRU Recovery）は、使用済燃料を硝酸水溶液に溶かして液体状態で処理する湿式法の一つで、原子力機構が研究開発を進めている方法である。従来の高除染（回収する再処理製品（ウラン／プルトニウム溶液）に含まれる不純物の割合が少ない）の湿式再処理法をベースに、ウラン／プルトニウムの低除染・混合回収など、プロセスに工夫を加えて合理化を図り、マイナーアクチニド（MA）の回収を組み入れたものとなっている。先進湿式法再処理のプラント概念図を図 1-1-8 に、実用プラント概念の基本仕様を表 1-1-5 に示す。

具体的には、晶析工程と単サイクル共抽出工程の導入を行いつつ、回収したウラン及びプルトニウム等の精製工程の削除、ソルトフリー試薬（塩を含まず分解可能な試薬）の採用と廃液の二極化処理などを合理化項目としている。高レベル放射性廃棄物への MA の移行量を減らして環境負荷低減を図るため、単サイクル共抽出工程で回収されないネプツニウム以外の MA（特に、アメリシウム及びキュリウム）を抽出クロマトグラフィにより回収することとしている。

本システムは窒化物燃料にも対応可能であるが、この場合には、炉内における長寿命の放射性炭素（C14）の生成抑制のために、通常の大気中での存在率が 0.37% 以下の窒素同位体（N15）を 99.9% 程度まで濃縮して用いる必要があり、再処理の過程でこれを回収、リサイクル利用するため、N15 の回収工程の追加が必要であるとされている。また、被覆粒子燃料にも対応可能であるが、被覆材等の除去工程の追加が必要であるとされている。

(b) これまで実施された要素技術開発

溶解工程については、照射済燃料を粉体化することなどにより 99% 以上の溶解率で晶析工程に適した濃度のウラン／プルトニウム溶液を所定の時間内に得られることを、小規模ホット試験で確認している。

図1-1-9 酸化物電解法再処理の概念図

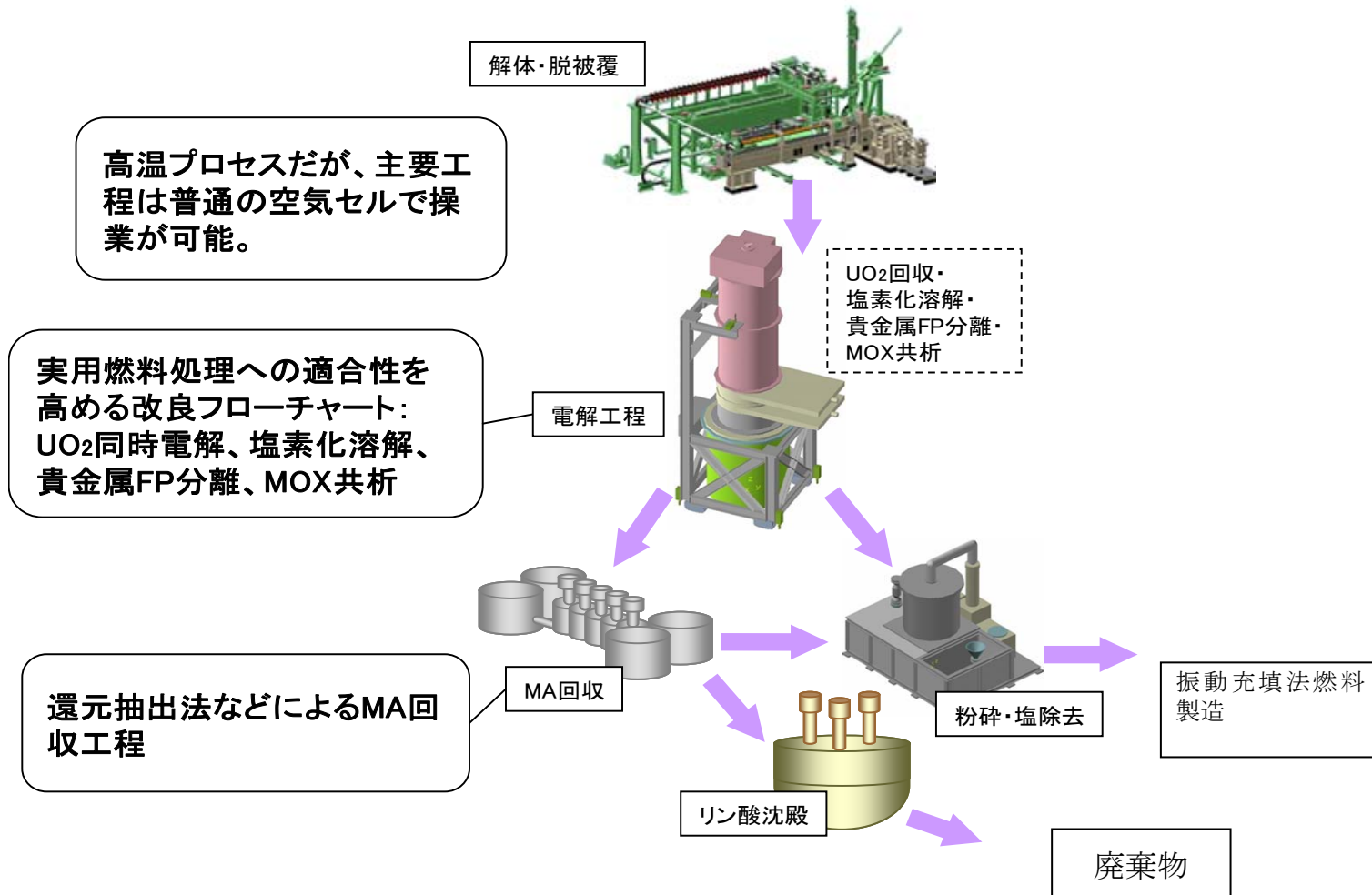


表1-1-6 酸化物電解法再処理の基本仕様

	酸化物電解法
受入燃料	酸化物燃料 (バイパック)
再処理製品	酸化物粉体 (Pu富化度・MA含有率未調整)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	鉛リン酸ガラス固化体 フツリン酸ガラス固化体
年間処理能力	50tHM/y
再処理製品へのFP混入率	1.4wt%
前処理操作	燃料粉化(機械式)
分離操作原理と 使用媒体	塩素化溶解 電解還元(NaCl-CsCl溶融塩) 液体金属抽出(Cd) 蒸留 酸化転換
操作温度	650~1000°C
セル雰囲気	空気雰囲気、Ar雰囲気
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守補修
臨界管理方式	質量管理

晶析工程については、使用済燃料等を用いた小規模試験においてウラン回収率 70 %以上（炉心燃料のプルトニウム富化度調整を想定したウランの回収率目標）が得られることを確認している。一方、今後の課題としてバリウムやセシウムなどの除染し難い元素が回収したウランに随伴するため、回収ウランの取扱いを含め晶析製品の処理工程について検討する必要があるとしている。また、実機形状を考慮した工学規模のウラン試験装置を用いた試験を行い、硝酸ウラニル結晶の連続的回収が可能であることが確認されたとしている。

遠心抽出器による単サイクル共抽出工程については、小規模ホット試験において、ウラン及びプルトニウムは 100%近い回収率、ネプツニウムは 98%程度の回収率が得られている。また、工学規模の遠心抽出器を開発し、水相と有機相の分離などの基本性能や耐久性能が確認されたとしている。

抽出クロマトグラフィによる MA 回収については、模擬物質を用いた小規模試験結果から MA 分離の可能性が示されたとしている。

ii . 酸化物電解法（MOX 燃料）

(a) プロセスシステムの特徴

酸化物電解法再処理は、乾式再処理法の一つで、使用済燃料を塩素ガスによって熔融塩（ NaCl-2CsCl ）中に溶解し、電気分解などによって酸化ウラン（ UO_2 ）顆粒及び MOX 顆粒を得る方法である。酸化物電解法再処理のプラント概念図を図 1-1-9 に、実用プラント概念の基本仕様を表 1-1-6 に示す。ロシアで開発された基本技術に、 UO_2 回収のための同時電解、貴金属回収電解、酸化プルトニウム（ PuO_2 ）を単独で回収しないための MOX 共析、MA 回収工程などを組み込んでいる。MA を除去した熔融塩中の核分裂生成物（FP）はリン酸塩により沈澱し、リン酸沈澱物や余剰塩をリン酸ガラス形状の廃棄体とすることとしている。

(b) これまで実施された要素技術開発

MOX 共析、MA 回収及びリン酸沈澱については、ロシア原子炉科学

図1-1-10 金属電解法再処理の概念図

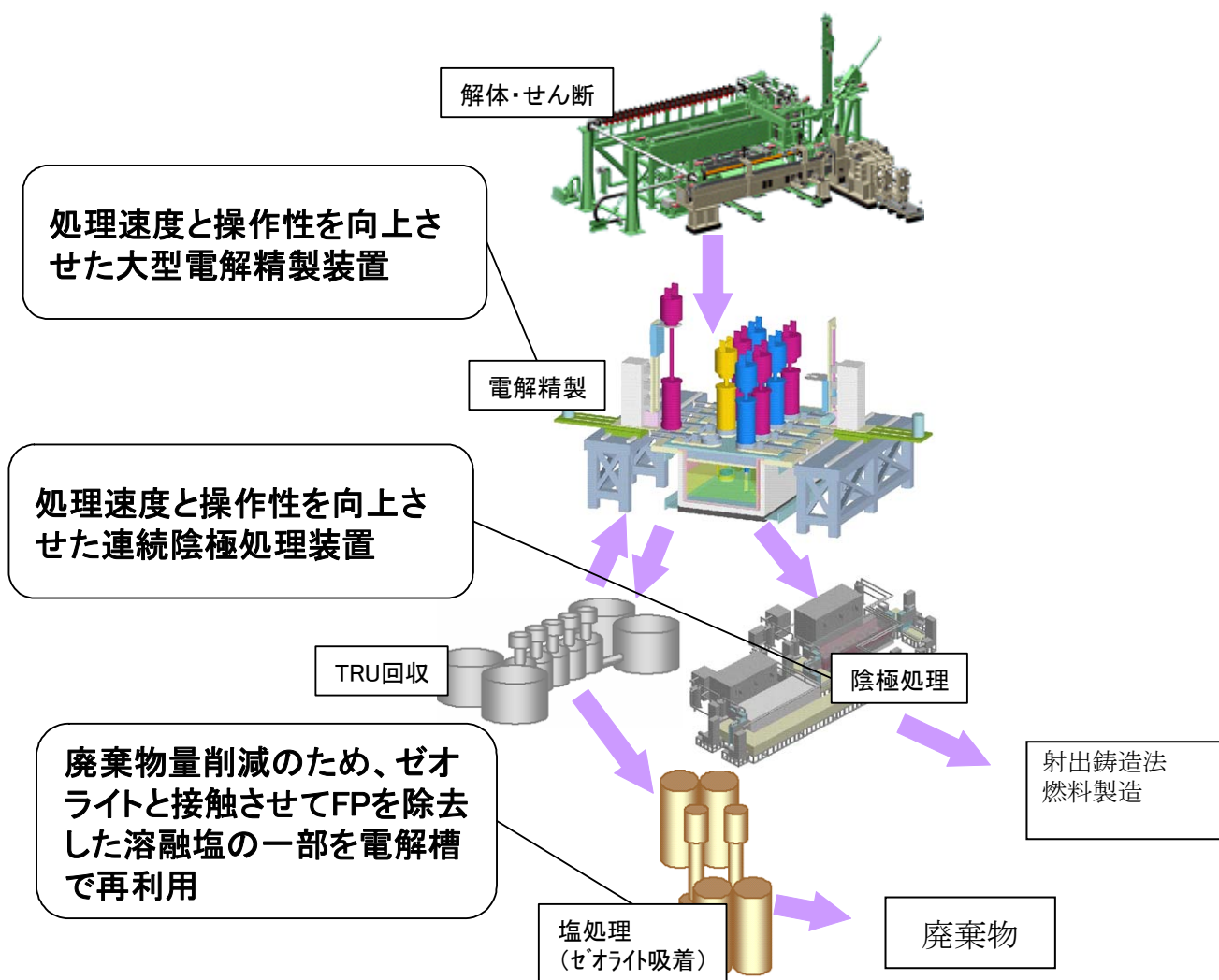


表1-1-7 金属電解法再処理の基本仕様

	金属電解法
受入燃料	金属(U-TRU-Zr合金)燃料
再処理製品	Zr合金インゴット (Pu富化度・MA含有率未調整)
発生廃棄物処分体 (高レベル廃棄物)	人工鉱物固化体 (ガラス結合ソーダライト)
年間処理能力	50tHM/y
再処理製品へのFP混入率	U側製品: ほぼ0% TRU側製品: 約2%
前処理操作	ピンせん断(短尺) ボンドNa除去
分離操作原理と 使用媒体	電解還元(LiCl-KCl熔融塩) 液体金属抽出(Cd) 蒸留
操作温度	500~1400°C
セル雰囲気	Ar雰囲気
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守補修
臨界管理方式	質量管理を基本とし、工程に応じて化学形態管理を併用。

研究所において使用済燃料を用いた試験がなされ、国内では同時電解や貴金属 FP 分離に関するウラン試験及び材料耐食性試験などが行われたとしている。MOX 共析工程においては電流効率向上やプロセス制御条件の最適化が必要であり、MA 回収については、グラフィイト陰極への析出は困難なため液体金属を用いた抽出などの検討が必要とされている。機器開発について、熔融塩による反応ルツボの耐食性が主な課題であるとしている。材料の腐食挙動については、試験片を用いたプルトニウム試験により確認できているものの、大型ルツボの製作性、工学規模のルツボの耐食性など確認すべき点があるとしている。

iii. 金属電解法（金属燃料）

(a) プロセスシステムの特徴

金属電解法再処理は、乾式再処理法の一つで、500 °C の熔融塩 (LiCl-KCl) 中での電解精製によって燃料物質を回収する方法である。金属電解法再処理のプラント概念図を図 1-1-10 に、実用プラント概念の基本仕様を表 1-1-7 に示す。使用済燃料を陽極とし、ウランの回収には鋼製の陰極を、またプルトニウムとウランの一括回収には液体カドミウム陰極を用いている。液体カドミウム陰極にはプルトニウムとウランと同時に MA 及び少量の希土類元素が随伴するのが本プロセスの特徴となっている。設計においては、米国で開発されたフローシートをベースに経済性向上のために大型電解精製装置や連続陰極処理装置を採用している。

(b) これまで実施された要素技術開発

ウラン、プルトニウム、MA 及び模擬 FP 元素を用いた電解精製や陰極処理技術に関する小規模試験が原子力機構と電力中央研究所の共同研究などによって進められ、カドミウム陰極によるウラン/プルトニウム共抽出や希土類 FP との分離性能が確認されたとしている。また、MOX 還元-電解精製-陰極処理の一連の小規模試験が MOX ペレットを用いて行われ、プロセス全体の物質収支に関するデータを得るとともに、ウランと TRU を 99% 以上回収可能であるとの見通しが得られたとしている。塩廃棄物処分体であるガラス結合ソーダライトについては FP 添加可能量が低いため、改良や処分方法を含めた検討が必要であるとしている。

図1-1-11 簡素化ペレット法燃料製造の概念図

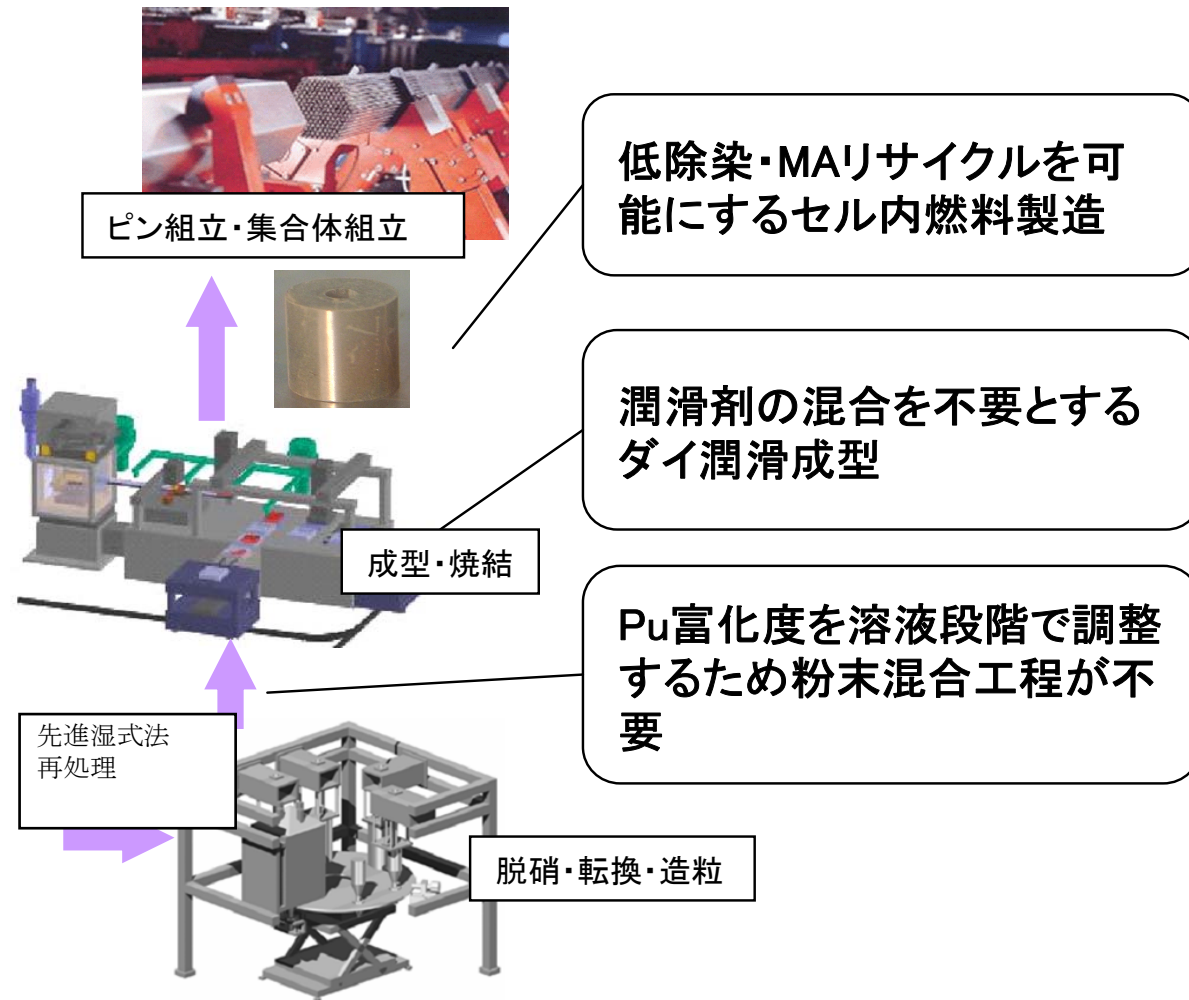


表1-1-8 簡素化ペレット法燃料製造の基本仕様

	簡素化ペレット法
受入原料	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
中間製品	酸化物中空ペレット
燃料スミア密度	82%
年間処理能力	200tHM/y
製品へのFP混入率	0.14wt%
転換操作	マイクロ波加熱直接脱硝法
Pu富化度／MA添加率調整操作	不要
O/M調整操作	H ₂ ガス還元
焼結操作	必要
使用試薬等	ステアリン酸亜鉛
操作温度	室温～1700℃
セル雰囲気	空気雰囲気
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
臨界管理方式	形状管理／質量管理／本数・体数管理

③ 燃料製造

i. 簡素化ペレット法 (MOX 燃料)

簡素化ペレット法燃料製造のプラント概念図を図 1-1-11 に、実用プラント概念の基本仕様を表 1-1-8 に示す。

(a) プロセスシステムの特徴

簡素化ペレット法は、「常陽」及び「もんじゅ」の燃料製造技術として実績があるペレット法をベースとしている。プルトニウム富化度調整を硝酸溶液段階で行うことにより、従来のペレット製造工程と比べプルトニウム富化度調整のための粉末混合工程を大幅に削減している。これにより、経済性向上が期待するとともに、粉末飛散抑制に伴いプルトニウムの工程内滞留量低減が図られ計量管理の合理化が期待できるとしている。ペレットの成型工程において、金型の内面に潤滑剤を直接塗布するダイ潤滑成型法を導入することにより、粉末への潤滑剤の添加・混合が不要となり、脱ガス工程も不要となるため、成型焼結工程が簡素化されるとしている。

燃料製造システムでは、低除染マイナーアクチニド含有燃料を取扱うため、遮蔽セル内での取扱いに適した設備とする必要があるとしている。このため、運転信頼性、遠隔保守補修性及び量産性に優れるターンテーブル方式の脱硝・転換・造粒設備を導入している。また、燃料ペレットの酸素対金属比率 (O/M 比) 調整のための工程を焼結工程の後に付加している。

(b) これまで実施された要素技術開発

硝酸溶液混合によるプルトニウム富化度調整についてはモックアップ装置を用いた試験を、マイクロ波直接脱硝についてはビーカースケールでの MOX 試験を実施し、随伴する核分裂生成物 (FP) の影響などの検討が必要ではあるものの、プロセスの成立性が概略確認されているとしている。

粉末流動性については、造粒処理工程において顆粒調整技術を採用し流動性を向上する試験が行われ、平均粒径 700 ~ 1000 μ m の MOX

図1-1-12 振動充填法/湿式法再処理対応(スフェアパック法)
燃料製造の概念図

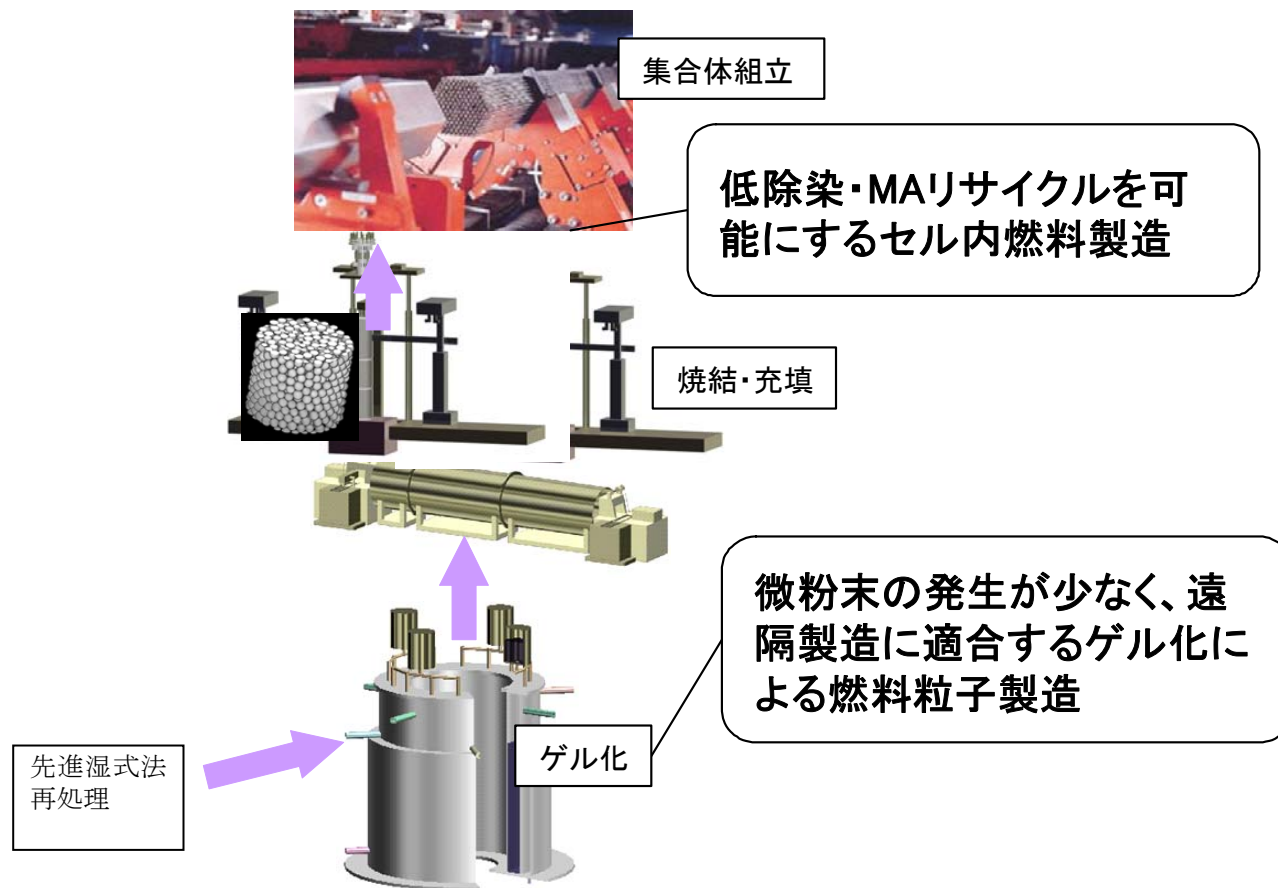


表1-1-9 振動充填法/湿式法再処理対応（スフェアパック法）
燃料製造の基本仕様

	振動充填(スフェアパック)
受入原料	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
中間製品	球状酸化物粒子 (80、800 μ m ϕ の二種類)
燃料スミア密度	80%
年間処理能力	200tHM/y
製品へのFP混入率	0.14wt%
転換操作	外部ゲル化法+焙焼
Pu富化度/MA添加率調整操作	不要
O/M調整操作	H ₂ ガス還元
焼結操作	必要
使用試薬等	ポリビニルアルコール テトラヒドロフルフリルアルコール イソプロピルアルコール アンモニア水溶液
操作温度	室温~1700°C
セル雰囲気	空気雰囲気
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
臨界管理方式	形状管理(水溶液系は全濃度安全形状寸法)/本数・体数管理

粉末が得られること、金型への充填性が良好であることを確認したとしている。

ダイ潤滑成型に関しては、成型特性の確認、MOX ペレットの試作などを実施するとともに、コールド雰囲気において機器開発及び模擬粉末によるペレット試作を行い、噴霧方法の最適化や遠隔保守への対応策の検討などが進められている。さらに、小規模での焼結試験の結果、欠け・割れ・有意なプルトニウムスポットのない理論密度 95%以上のペレットの製造が可能なが確認されたとしている。また、ホットセル内での遠隔操作で、照射用 MA 含有 MOX ペレットの製造を行い、ホットセル内遠隔製造の見通しが得られたとしている。

ii. 振動充填法/湿式法再処理対応（スフェアパック法）（MOX 燃料）

振動充填法/湿式法再処理対応（スフェアパック法）燃料製造のプラント概念図を図 1-1-12 に、実用プラント概念の基本仕様を表 1-1-9 に示す。

(a) プロセスシステムの特徴

先進湿式法に適合する振動充填燃料製造では、ゲル化法により大小 2 種類の球形燃料粒子を製造し、重量比 3 : 1 で被覆管内に充填するとしている。ゲル化法ではプルトニウム富化度調整済みのウラン/超ウラン元素硝酸溶液をアンモニア水中に滴下し、重ウラン酸アンモニウム及び水酸化プルトニウムのゲル球とした後、洗浄・乾燥・ばい焼・還元により二酸化物粒子としている。工程上で微粉末発生が少ないため厳重な工程内滞留対応を要せず、また、ペレット法と比較して簡素な工程となっていること、燃料の取扱いが比較的単純な振動充填装置など遠隔自動化に適した機器を前提とすることから、低除染 TRU 燃料製造技術への適合性が高いとしている。

(b) これまで実施された要素技術開発

ウランや模擬 FP 元素を添加した粒子製造試験やネプツニウム含有 MOX 燃料粒子の製造によりゲル化技術の成立性が確認されたとしている。粒子充填技術については、大小 2 種類の粒径の模擬粒子（ガラス及びハフニア）を用いた充填試験を行うとともに、ネプツニウム-

図1-1-13 振動充填法/酸化物電解法再処理対応(バイパック法)
燃料製造の概念図

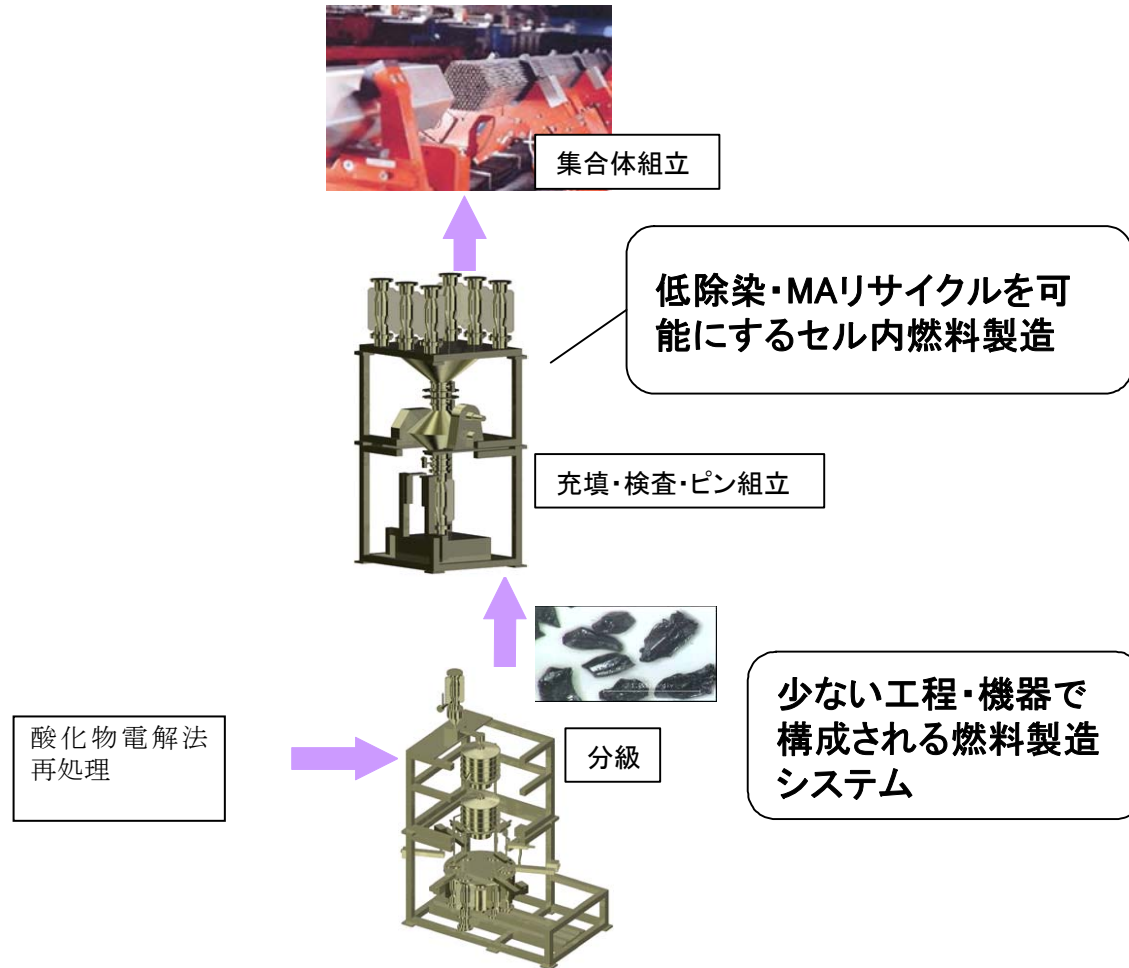


表1-1-10 振動充填法/酸化物電解法再処理対応(バイパック法)
燃料製造の基本仕様

	振動充填(バイパック)
受入原料	酸化物粉体 (Pu富化度・MA含有率未調整)
中間製品	不規則形状酸化物粒子 (粒径に応じて5分級)
燃料スミア密度	82%
年間処理能力	50tHM/y
製品へのFP混入率	1.4wt%
転換操作	不要
Pu富化度/MA添加率調整操作	混合調整
O/M調整操作	酸素ゲッターの添加
焼結操作	不要
使用試薬等	ウラン金属微粒子
操作温度	室温
セル雰囲気	空気雰囲気
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
臨界管理方式	質量管理/本数・体数管理

MOX スフェアパック燃料を製造しオランダの高中性子束炉「HFR」での照射試験に供している。これらにより、スミア密度 80%程度の充填密度が達成可能であること、軸方向密度の偏差が許容できるレベルであることが確認されたとしている。

iii. 振動充填法/酸化物電解法再処理対応(バイパック法) (MOX 燃料)

振動充填法/酸化物電解法再処理対応(バイパック法)燃料製造のプラント概念図を図 1-1-13 に、実用プラント概念の基本仕様を表 1-1-10 に示す。

(a) プロセスシステムの特徴

酸化物電解法に適合する振動充填燃料製造では、電気分解で回収される理論密度に近い酸化ウラン析出物及び MOX 析出物を粉砕して顆粒状とし、これらを数種類の大きさに分級した後、混合して加振しながら被覆管内に充填するとしている。酸化物電解法によって得られる燃料顆粒の O/M 比は 2 となる。照射中の燃料被覆管内面の腐食を防止するために燃料中の O/M 比を 2 未満とする必要があるため、金属ウラン粒子を酸素吸収剤として添加するとしている。

(b) これまで実施された要素技術開発

使用済燃料から回収した顆粒状の酸化プルトニウムを用いて、バイパック燃料製造試験及びその燃料の照射試験を実施し、被覆管内面腐食や燃料/被覆管の機械的相互作用に関して、ペレット燃料と同等の性能が期待できることが確認されたとしている。プルトニウム富化度の軸方向のばらつきについては、ロシアの高除染 MOX 燃料製造実績から制限値以内に抑えられる見通しが得られたとしている。低除染燃料のプルトニウム富化度分布測定法については、高放射線下で適用可能な新たな測定法の開発が必要としている。

iv. 射出鋳造法 (金属燃料)

射出鋳造法燃料製造のプラント概念図を図 1-1-14 に、実用プラント概念の基本仕様を表 1-1-11 に示す。

図1-1-14 射出鋳造法燃料製造の概念図

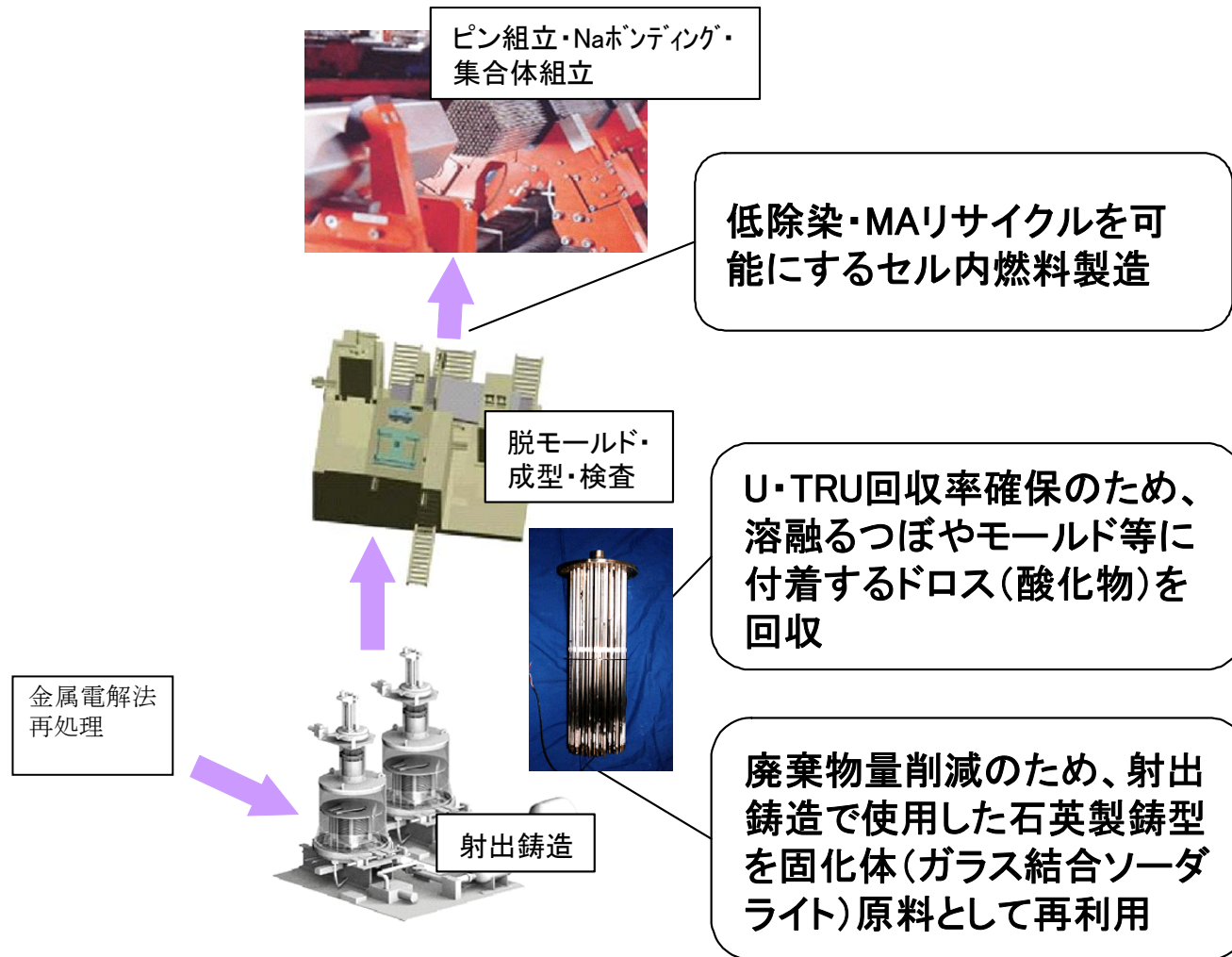


表1-1-11 射出鑄造法燃料製造の基本仕様

	射出鑄造法
受入原料	U-TRU-Zr合金インゴット (Pu富化度・MA含有率未調整)
中間製品	U-TRU-Zr合金スラグ
燃料スミア密度	70/75% (内側燃料/外側燃料)
年間処理能力	50tHM/y
製品へのFP混入率	0.3wt%
転換操作	不要
Pu富化度/MA添加率調整操作	射出鑄造工程時に混合調整
使用試薬等	Zr Na(ボンド材)
操作温度	~1400°C
セル雰囲気	Ar雰囲気
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守・補修
臨界管理方式	質量管理/本数・体数管理

(a) プロセスシステムの特徴

射出鑄造法による燃料製造法は、米国で開発され、高速実験炉「EBR-II」のドライバ燃料製造に用いられた技術であり、簡素な工程、装置小型化、遠隔操作への適合性の高さなどが特徴である。射出鑄造装置内のアルゴンガス中で燃料合金を溶解し、真空引きの後、上端を閉じた石英製のパイプ状の鑄型を溶融合金に浸漬し、再び、装置内にアルゴンガスを導入することで、鑄型内部との差圧により溶融燃料合金を鑄型内に射出するとしている。なお、使用済石英製鑄型は再処理廃棄物を処理する際の原料として利用することとしている。

(b) これまで実施された要素技術開発

ウラン-ジルコニウム合金の射出鑄造試験が電力中央研究所により工学規模（1 バッチ約 20kg）で実施され、燃料スラグの寸法精度など統計データが蓄積されている。原子力機構と電力中央研究所の共同研究により「常陽」での照射試験に向けたウラン-プルトニウム-ジルコニウム合金の射出鑄造試験が進められている。また、石英鑄型の廃棄物固化体原料としての利用などについて技術的成立性を確認するための小規模試験が進められている。

v. 被覆粒子燃料製造（窒化物燃料）

被覆粒子燃料製造のプラント概念図を図 1-1-15 に、実用プラント概念の基本仕様を表 1-1-12 に示す。

(a) プロセスシステムの特徴

ヘリウムガス冷却炉で用いる被覆粒子燃料を製造するためのものであり、燃料核の製造にはゲル化法を採用している。原料硝酸溶液に予め炭素粉末を添加し、炭素を含む MOX 粒子を窒素（N15）ガス流雰囲気下で転換し窒化物粒子を得ている。粒子燃料の被覆には TiN を化学蒸着により生成させている。なお、窒化物燃料の場合には、長半減期放射性核種である炭素（C14）の生成を抑制するため、通常の大気中での存在率が 0.37% 以下の窒素同位体（N15）を 99.9% 程度まで濃縮して用いる必要があるとしている。

図1-1-15 被覆粒子燃料製造の概念図

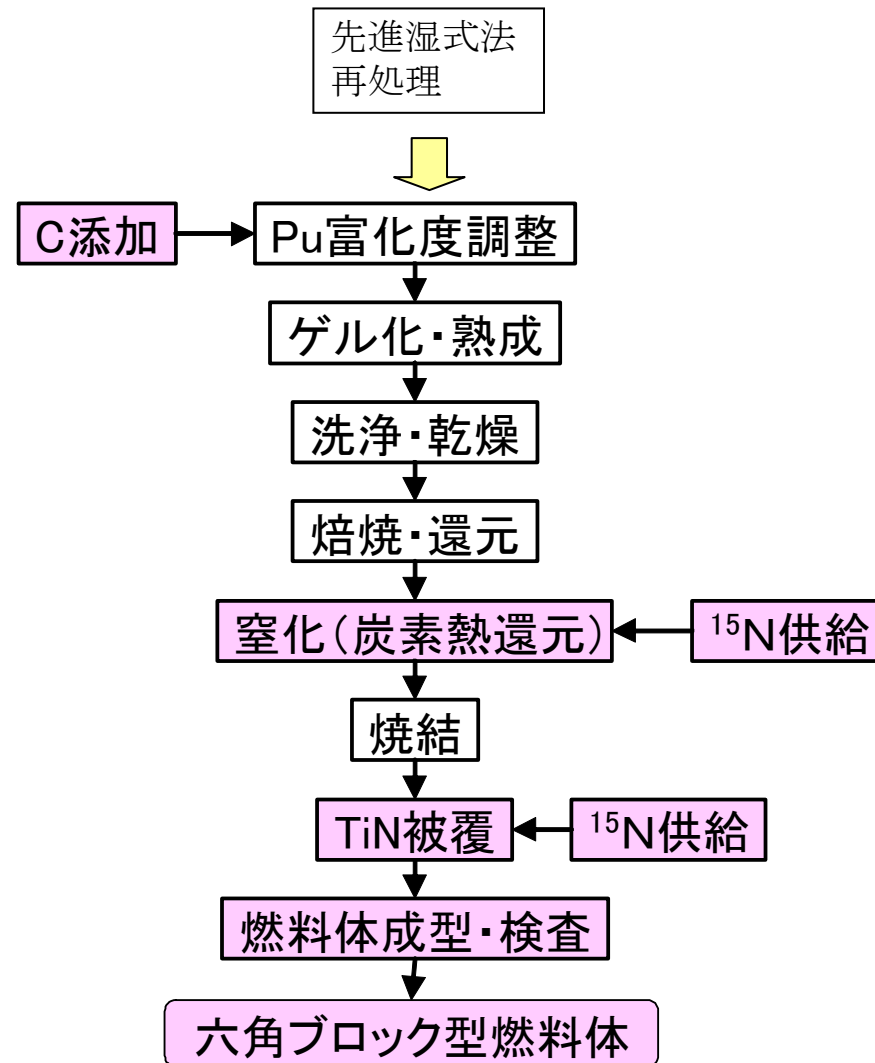


表1-1-12 被覆粒子燃料製造の基本仕様

	窒化物被覆粒子燃料
受入原料	硝酸水溶液 (Pu富化度・MA含有率調整済)
中間製品	TiN被覆球状窒化物粒子 (0.86mφ)
燃料スミア密度	—
年間処理能力	200tHM/y
製品へのFP混入率	0.14wt%
転換操作	外部ゲル化法＋焙焼 ＋炭素熱還元
Pu富化度／MA添加率調整操作	不要
被覆操作	熱化学気相蒸着法
六角ブロック集合体成型	振動充填＋反応焼結法
使用試薬等	ポリビニルアルコール テトラヒドロフルフリルアルコール イソプロピルアルコール アンモニア水溶液 炭素粉末 四塩化チタン
操作温度	室温～1700℃
セル雰囲気	Ar雰囲気＋空気雰囲気
運転・保守補修方式	バッチ式 自動運転(機械式移送) 遠隔保守補修
臨界管理方式	形状管理(水溶液系は全濃度安全 形状寸法)／本数・体数管理

(b) これまで実施された要素技術開発

窒化物燃料の燃料核の製造には、酸化物燃料スフェアパック燃料製造と同じ技術を用いており、知見を共有することができるとしている。窒化物燃料に共通する N15 濃縮技術については、経済性の向上が期待できる圧カスイング法 (PSA) 等に関する試験が実施され、分離性能などのデータが得られつつある。

図1-1-16 フェーズIIにおける検討の流れ

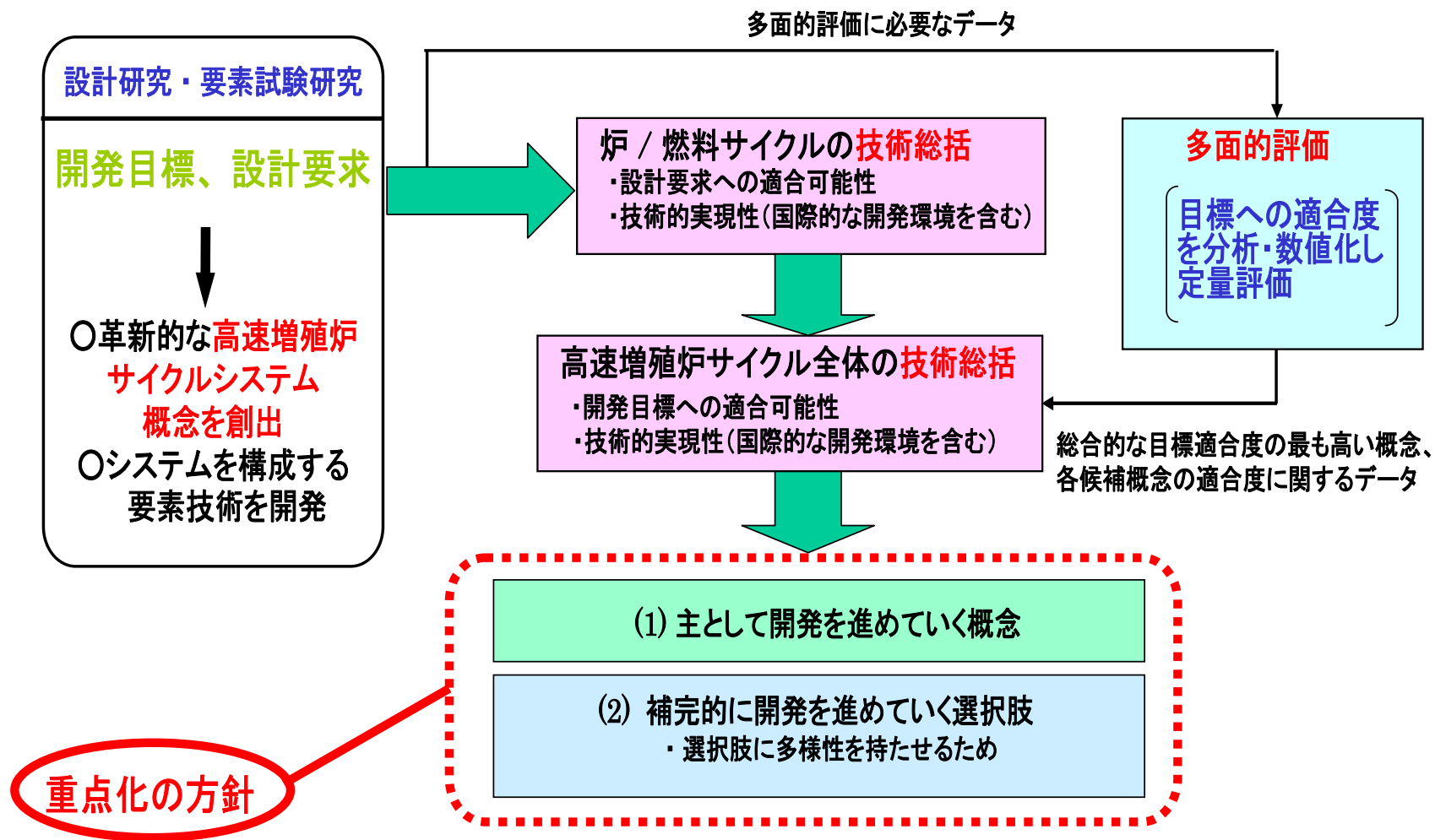


表1-1-13 各高速増殖炉候補概念の設計要求への適合可能性

設計要求			ナトリウム炉(1,500MWe) 酸化物燃料(金属燃料)		He炉(1,500MWe) 窒化物燃料		Pb-Bi炉(750MWe) 窒化物燃料		水炉 (1,356MWe) 酸化物燃料
			資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	
安全性			受動的安全機構及び再臨界回避方策について炉外・炉内試験実施中		炉心加熱昇圧に伴う燃料流出とコアキャッチャによる再臨界回避の可能性		燃料浮遊による再臨界回避の可能性		吸収体設置などによる再臨界回避の可能性
資源有効利用	増殖比(1.0~1.2程度)		1.10(1.11)	1.03(1.03)	1.11	1.03	1.10	1.04	1.05
	初装荷炉心に必要となる核分裂性物質質量		5.7(4.9)t/GWe	5.8(5.1)t/GWe	7.0t/GWe	7.0t/GWe	5.9t/GWe	5.9t/GWe	11t/GWe程度
	高速増殖炉に全てリプレースするために必要となる期間		60年程度	—	110年程度	—	70年程度	—	250年程度
環境負荷低減	MA燃焼		低除染条件(FP含有率0.2vol%)で、 軽水炉使用済み燃料条件のMA含有率5%程度まで受入可能						低除染条件でMA含有率4%程度まで受入可能
	FP核変換		炉心部及び径ブランケット領域に装荷することで、 自己生成成分のLLFP(I-129とTc-99)を核変換できる可能性あり						未検討
経済性	燃料費削減	燃焼度 炉心平均(15万MWd/t以上)	14.7(14.9)万MWd/t	15.0(15.3)万MWd/t	12.1万MWd/t	12.3万MWd/t	15.4万MWd/t	15.5万MWd/t	8.8万MWd/t
		全体平均(6万MWd/t以上)	9.0(13.4)万MWd/t	11.5(15.3)万MWd/t	6.9万MWd/t	8.9万MWd/t	10.5万MWd/t	12.8万MWd/t	4.5万MWd/t
	稼働率向上	連続運転期間(18ヶ月以上)	26(22)ヶ月	26(22)ヶ月	18ヶ月	18ヶ月	18ヶ月	18ヶ月	18ヶ月
		稼働率(計算値)(90%以上)	95(94)%程度	95(94)%程度	92%程度		93%程度		93%程度
	熱効率向上	出口温度	550℃		850℃		445℃		287℃
		熱効率/所内負荷率	42.5% / 4%		47% / 3%		38% / 3%		35% / 3%
	資本費削減	建設単価(20万円/kWe以下)	相対値:90%程度		相対値:100%程度		相対値:100%程度		相対値:100%程度

* 稼働率(設計値)=100×連続運転期間/(連続運転期間+計画停止期間)

資源重視: 倍増時間を短縮し、より効率的にPuを増殖させる炉心仕様
 経済性重視: 平均燃焼度向上により燃料サイクルコスト低減を図った炉心仕様

(3) 様々な候補概念の比較検討

当委員会は、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの様々な候補概念について、「FS フェーズⅡ報告書」に述べられている開発目標への適合性と技術的実現性の妥当性について検討を行った。なお、高速増殖炉システム概念と燃料サイクルシステム概念を組み合わせた総合的なシステムとしての比較は、次節において述べる。

① 比較検討の方法

「FS フェーズⅡ報告書」では、(i) 開発目標への適合性について、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの様々な候補概念が有するポテンシャルを評価する観点から、技術的難度が高く現時点では技術的実現性に課題を有している革新的な技術が期待通り成立すると仮定し、開発目標ごとに設定している設計要求への適合可能性を評価している。(ii) 技術的実現性については、これまで実施された要素技術開発の結果、概念検討において摘出された課題の多さや難度、革新的な技術が万一成立しない場合の代替技術の有無、今後の国際協力による効率的な研究開発の可能性などを考慮し、技術的な判断を行っている。このように設計要求への適合性と技術的実現性を踏まえ、各候補概念を技術総括し、比較検討を行っている(図1-1-16参照)が、当委員会は、このような比較検討の方法は妥当であると考える。

② 高速増殖炉候補概念の比較検討

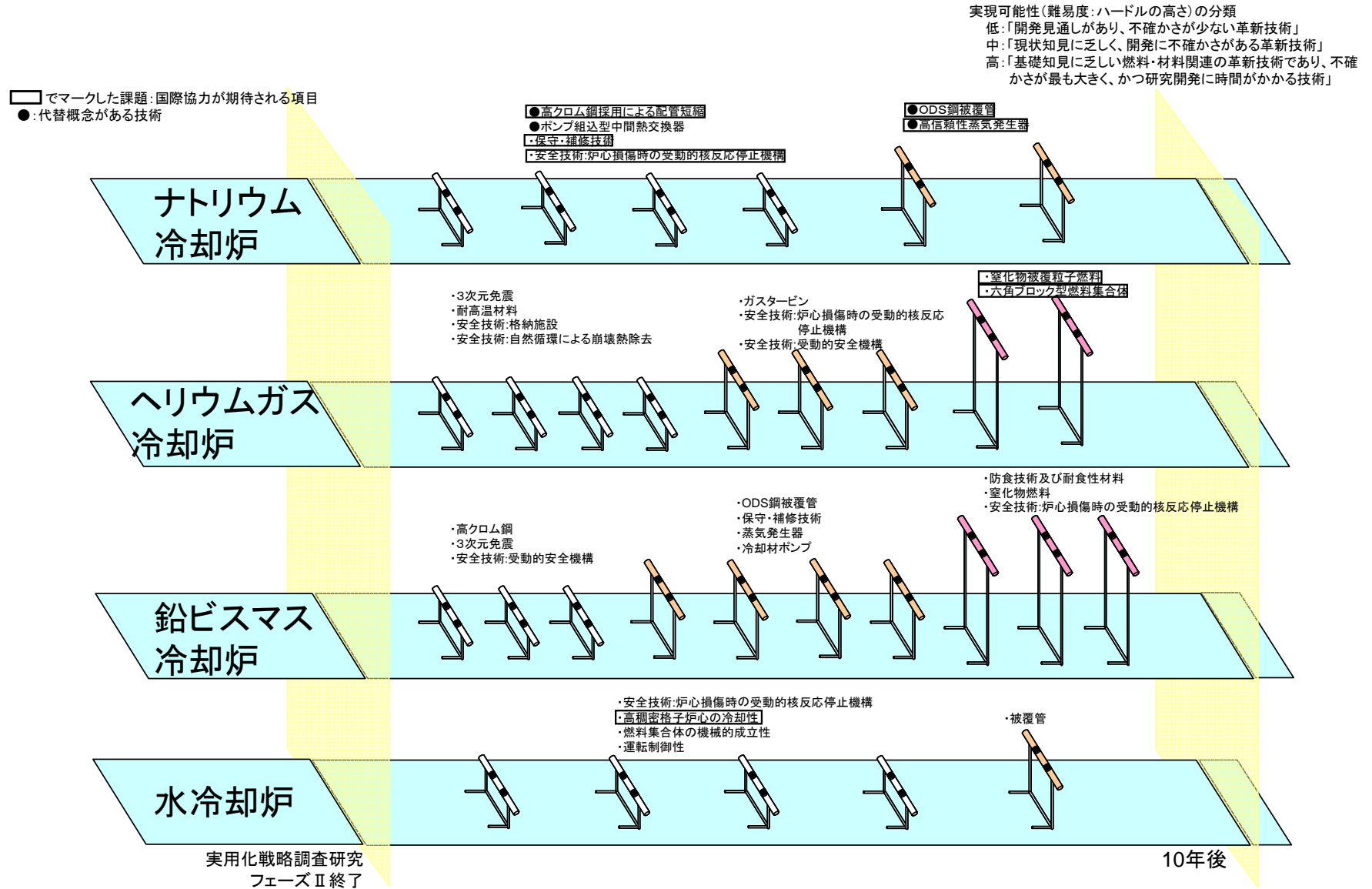
i. 開発目標適合性

「FS フェーズⅡ報告書」でとりまとめられた高速増殖炉の候補概念に関し、設計要求への適合性の評価結果は表1-1-13のように示されている。

同報告書において示された候補概念中、まずナトリウム冷却炉については、すべての設計要求に対して高いレベルで適合する可能性があり、金属燃料を採用した場合には更なる炉心性能向上が期待できるとされており、当委員会としてもこの評価結果は妥当であると考える。

なお、「FS フェーズⅡ報告書」で示されているナトリウム冷却高速

図1-1-17 各高速増殖炉候補概念の技術的実現性



増殖炉のシステム概念はループ型炉であり、ナトリウム冷却高速増殖炉のタンク型炉の記載がない。しかし、現在の知見において改めてループ型とタンク型を比較することは重要であると考え、検討を行った（後述、iii. ナトリウム冷却高速増殖炉のループ型とタンク型の比較を参照）。

ヘリウムガス冷却炉については、全ての設計要求に対して適合する可能性があるとともに、高温熱源としての利用可能性に魅力を有するが、炉心に必要となる核分裂性物質質量がナトリウム冷却炉などと比べて多いため、軽水炉から高速増殖炉に全て入れ替わるまでに要する期間は 110 年間程度になるとされており、この評価結果は妥当であると考ええる。

鉛ビスマス冷却炉は全ての設計要求に対して適合する可能性があるが、水冷却炉は資源有効利用性および環境負荷低減性に制約があるとされており、この評価結果は妥当であると考ええる。

ii. 技術的実現性

「FS フェーズⅡ報告書」でとりまとめられた高速増殖炉の候補概念に関し、技術的実現性の評価結果は図 1-1-17 のように示されている。

ナトリウム冷却炉については、今後の課題が明確であり、その難度は相対的に低く、万一革新的な技術が成立しないことが明らかになった場合にも既存技術に基づく代替技術を準備することができることから、高い確度で実現性を見通すことが可能であるされており、こうした考え方については当委員会としても妥当であると考ええる。

ヘリウムガス冷却炉の実現性を見通すためには、特に窒化物燃料にかかわる課題を解決することが必要であり、国際協力などによりこれらの課題が解決されれば技術的実現性を向上できるとされており、この考え方は妥当であると考ええる。

鉛ビスマス冷却炉の実現性を見通すためには、特に防食・耐食技術、窒化物燃料、炉心損傷時の受動的核反応停止機構にかかわる課題を解

図1-1-18 比較評価対象としたタンク型炉概念

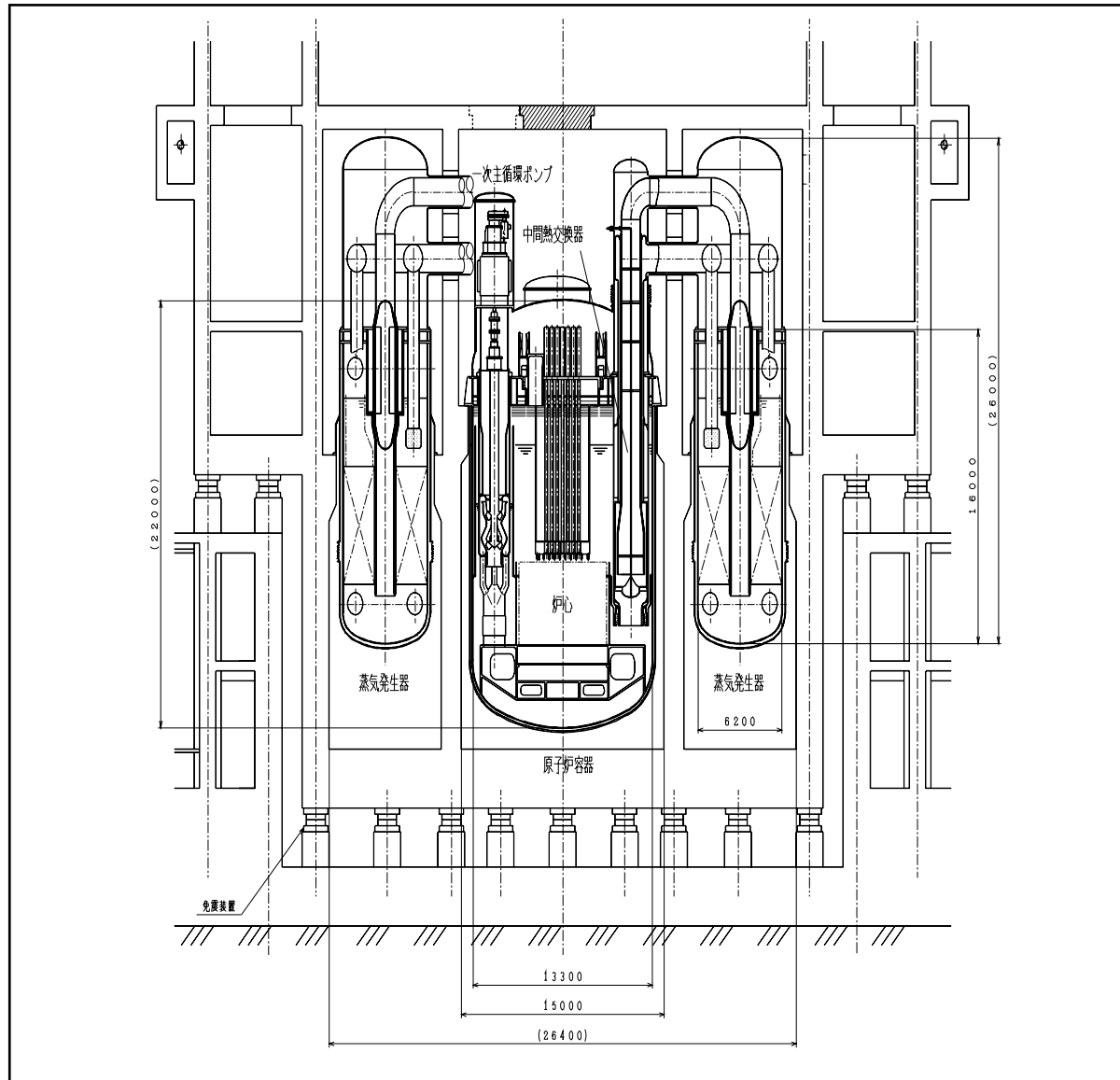


表1-1-14 タンク型炉とループ型炉の性能比較

項目	ループ型炉	タンク型炉	備考
経済性	設計要求の充足度	建設費：設計要求（20万円/kWe以下）を満足できる見通し その他：建設工期、定検期間、稼働率等の設計要求を満足	
	NSSS物量	約2628t	約2770t
	原子炉建屋容積	約24万m3	約26万m3
安全性	設計要求の充足度	下記の設計要求事項を満足できる見通し ①受動的炉停止能力の付与 ②全交流電源喪失への対応 ③再臨界回避 ④炉心損傷発生頻度の低減（<10-6/ry）	再臨界回避方策の有効性の実証が課題
構造健全性	構造健全性確保の見通し	下記を前提に設計、構造健全性確保は可能な見通し ①使用材料：炉構造 316FR / 冷却系 12Cr系鋼 ②構造設計基準：新構造設計基準の考え方（非弾性解析の採用、許容値の合理化等）を一部先取り ③耐震性確保：3次元免震技術を採用	
	特有の課題	IHX-1次ポンプ合体機器伝熱管の耐摩耗性確保	湾曲長円形 IHXの構造健全性確保
製作建設性	製作建設性の見通し	機器・配管が大型化するが、製作可能な範囲	

表1-1-15 タンク型炉とループ型炉の保守・補修性の比較

機器	検査部位*	検査方法*	ループ型炉とタンク型炉の比較	ループ型炉の優位性
1次系配管	溶接線 高応力部位	目視検査、体積検査 (外部からの検査可能)	・ループ型炉は配管がナトリウムバウンダリであり、検査が必要。 ・タンク型炉は配管が無い。	×
原子炉容器	溶接線 高応力部位	目視検査、体積検査 (外部からの検査可能)	・ループ型炉の原子炉容器直径は10m程度 ・タンク型の原子炉容器直径は14~17m程度 ・原子炉容器径の相違により溶接線長はループ型炉の方が短い。	○
炉心支持構造	溶接線 構造不連続部	目視検査 ナトリウム中可視化技術が必要	・両炉型ともISI用のマンホールを配置し、アクセススルートを確保すれば検査性は確保可能。	-
原子炉容器内隔壁構造	溶接線 構造不連続部	目視検査 ナトリウム中可視化技術が必要	・ループ型では、対象機器が炉心槽、炉心支持スカートに限定され、かつ炉心支持構造と兼用した構造のため検査が比較的容易。 ・タンク型炉ではポンプや中間熱交換器周囲のスタンドパイプも隔壁構造であり、形状が複雑でありかつ対象部位が大きい。	○
中間熱交換器	バウンダリベローズなど	目視検査	・ループ型ではポンプを引抜きアクセススルートを確保した上、ナトリウムをドレンしてインプレースで検査・補修が可能。 ・タンク型炉ではナトリウムドレンできないため中間熱交換器の引抜きが必要となり、伝熱管検査のための工数が多い。	○
1次ポンプ	インペラなど	目視検査 (引抜洗浄が必要)	・検査や補修が必要な場合、両者とも引抜洗浄が必要であり、両者で差はない	-

*：定期的にも実施するものだけでなく、要求に応じて実施する検査を含む

決することが必要であり、国際協力などによりこれらの課題が解決されれば技術的実現性を向上できるとされており、この考え方は妥当であると考える。

水冷却炉は実現性を見通すための課題が炉心燃料に関連するものに限定できるとされており、この考え方は妥当であると考える。

iii. ナトリウム冷却高速増殖炉のループ型とタンク型の比較

今回、原子力機構よりタンク型炉のシステム概念について報告を受け、比較検討を行った。タンク型炉のシステム概念（図1-1-18）は、原子炉容器の大幅な小径化を狙い、革新的な技術として、原子炉容器内の機器配置密度を向上可能とするキドニー型断面形状の中間熱交換器（IHX）、2次主循環電磁ポンプ等を採用している。

経済性、安全性、構造健全性、製作建設性について比較された結果を表1-1-14に、保守・補修性について比較された結果を表1-1-15に示す。これらの結果を踏まえると、経済性、安全性、構造健全性、製作建設性については概ね同等であると見込まれるものの、保守・補修性、2次冷却系を簡素化したシステム概念への将来の発展性の点でループ型炉が優れたポテンシャルを有していると考える。

但し、これまでに開発された世界の高速増殖炉をみると、仏国の原型炉「Phenix」、実証炉「Super-Phenix」、ロシアの原型炉「BN-600」などはタンク型である。一方、ループ型は我が国の実験炉「常陽」、米国の実験炉「FFTF」など小規模なものが多く、また、原型炉「もんじゅ」はナトリウム漏れ事故後改造工事中であるなど、運転実績が少ない。実用化に向けては、技術的なポテンシャルとともに運転実績により培われる経験が重要である。我が国としては、ループ型の優れたポテンシャルを具現化するために研究開発を行い、原型炉「もんじゅ」の運転再開後に経験を積み重ねるべきと考えるが、同時に、現在、ロシア、中国、インド等で建設中または計画されている高速増殖炉はタンク型であることを踏まえ、海外におけるタンク型の運転経験や今後の動向に留意するべきである。また、今後の評価において、タンク型の運転経験や今後の動向について改めて確認する必要があると考える。

表1-1-16 各燃料サイクルシステム候補概念の設計要求への適合可能性

設計要求		先進湿式法 + 簡素化ペレット法		金属電解法 + 射出鋳造法		先進湿式法 + スフェアパック		酸化物電解法 + バイパック		
		資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	
安全性		設計要求への適合が可能 (現行の指針等を踏襲できる) ※超臨界直接抽出法では、高圧流体の取扱等を考慮した設計により設計要求への適合が可能		設計要求への適合が可能 (質量管理と化学形態管理を組み合わせた臨界管理、高温融体、活性金属等の取扱いを考慮した設計)		設計要求への適合が可能 (現行の指針等を踏襲できる)		設計要求への適合が可能 (塩素ガス、高温融体、活性金属等の取扱いを考慮した設計)		
経済性	再処理+燃料造) ≤ 0.8円/kWh	大型プラント[200t/y]	約60%	約45%	約65%	約55%	約80%	約65%		
		小型プラント[50t/y] (超臨界直接抽出法)	約135% (約120%)	約105% (約95%)	約80%	約75%				
	輸送・貯蔵・処分費 ≤ 0.3円/kWh	大型および小型プラント (超臨界直接抽出法)	約100% (約95%)	約95% (約90%)	約145%	約140%	約100%	約95%	約120%	約110%
		燃料サイクルコスト ≤ 1.1円/kWh	大型プラント[200t/y]	約70%	約60%	約85%	約80%	約85%	約75%	
	小型プラント[50t/y] (超臨界直接抽出法)	約125% (約115%)	約100% (約95%)	約100%	約90%			約115%	約95%	
資源有効利用性	UおよびTRUの回収率 ≥ 99%	基礎試験データから、99%以上を回収可能なプロセスの設計が可能						設計できる可能性がある (MA回収率確認が必要)		
環境負荷低減性	再処理	高レベル固化体体積 ≤ 0.5L/GWh	ホウケイ酸ガラス: 約60%		人工鉱物: 約110%		ホウケイ酸ガラス: 約60%		リン酸ガラス, 合金: 約80%	
		TRU及び高βγ廃棄物量 ≤ 1.6L/GWh	約85%		約35%		約85%		約60%	
核拡散抵抗性	Puが単独で存在しない	U,Pu,Npの共回収		U,TRUの共回収		U,Pu,Npの共回収		U,Puの共回収		
	難接近性の確保	低除染化による難接近性の確保								

③ 燃料サイクル候補概念の比較検討

i. 開発目標適合性

「FS フェーズⅡ報告書」でとりまとめられた燃料サイクルの候補概念に関し、設計要求への適合性の評価結果は表1-1-16のように示されている。

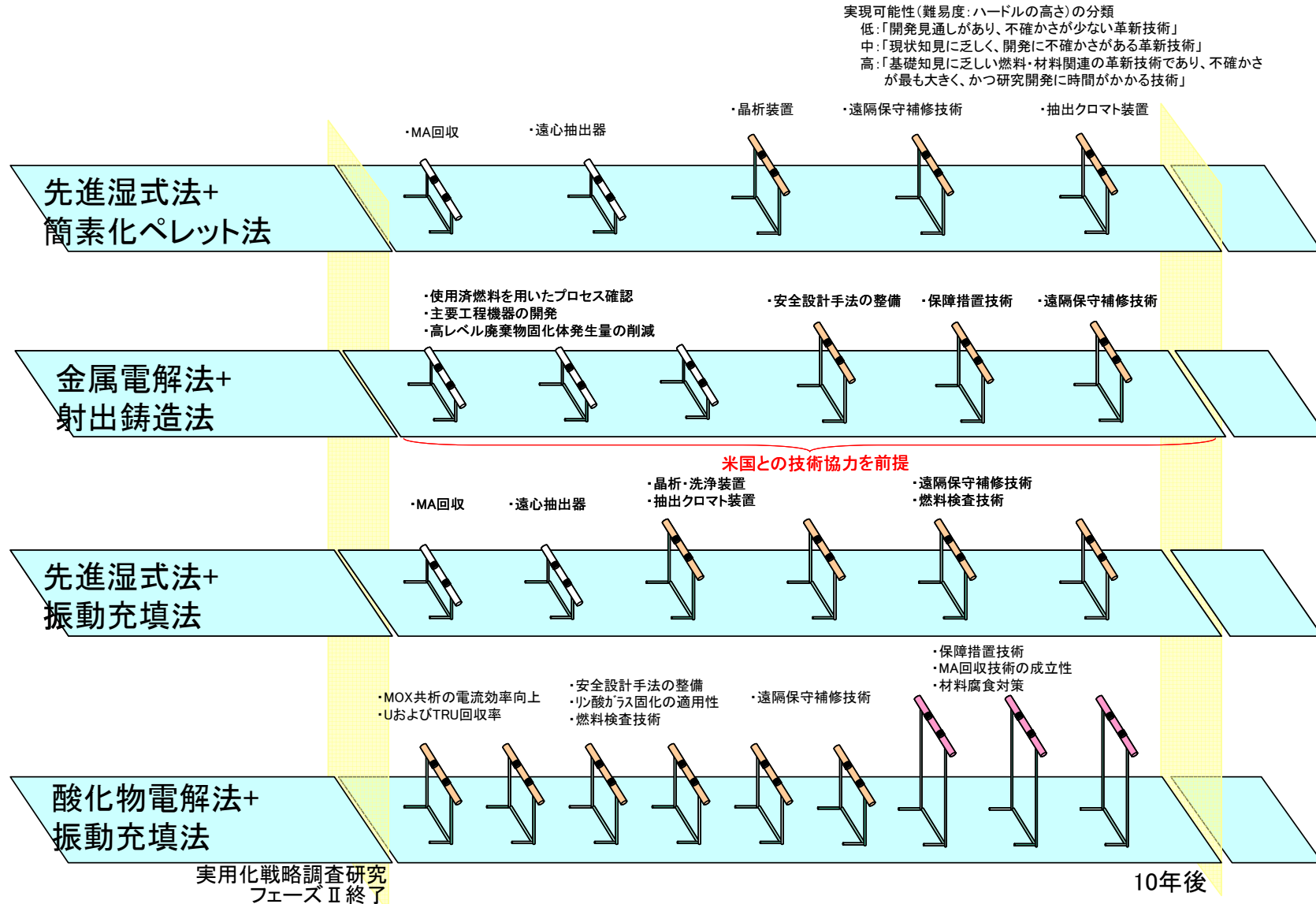
同報告書において示された候補概念中、まず先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造の組み合わせがすべての設計要求に対して高いレベルで適合する可能性があるとしてされており、当委員会としてもこの評価結果は妥当であると考えている。さらに、スケールアップ効果により大規模施設の場合の経済性は、最も優れる可能性があるとしており、この評価結果は妥当であると考えている。

金属電解法再処理と射出鋳造法燃料製造の組み合わせは、全ての設計要求に対して適合する可能性があり、小規模施設の場合の経済性は、最も優れる可能性があるとしてされており、この評価結果は妥当であると考えている。但し、他の候補概念に比べ高レベル放射性廃棄物発生量（体積）が大きくなる可能性があるため、今後、最終処分場概念との整合性をも踏まえて評価を行う必要があると考えている。

先進湿式法再処理と振動充填法燃料製造（スフェアパック）の組み合わせは、全ての設計要求に適合する可能性があるが、先進湿式法と簡素化ペレット法に比べて、経済性が劣るとされており、この評価結果は妥当であると考えている。

酸化物電解法再処理と振動充填法燃料製造（バイパック）の組み合わせは、全ての設計要求に適合する可能性があり、小規模施設の場合の経済性は先進湿式法と簡素化ペレット法の組み合わせを上回る可能性があるとしてされており、この評価結果は妥当であると考えている。但し、ホット試験によるマイナーアクチニド回収率の確認が必要であると考えている。

図1-1-19 各燃料サイクルシステム候補概念の技術的実現性



ii. 技術的実現性

「FS フェーズⅡ報告書」でとりまとめられた燃料サイクルの候補概念に関し、技術的実現性の評価結果は図1-1-19のように示されている。

先進湿式法再処理と簡素化ペレット法の組み合わせは、燃料製造設備の遠隔での保守補修性等に課題があると考えられるが、他の候補概念と比較して既存技術の延長線上にある技術が多いことから、高い確度で実現性を見通すことが可能であるとされており、この考え方は妥当であると考えられる。特に先進湿式法については、軽水炉燃料再処理で培われた知見を活用することができると考える。また仏国ではホット試験が行える工学規模施設において研究開発が行われており、国際協力を期待することが可能であると考えられる。

金属電解法と射出鋳造法の組み合わせは、米国での研究開発実績などを踏まえれば主要プロセスの成立性はほぼ確認されており、実現性を見通すことが可能であるとされており、この考え方は妥当であると考えられる。但し、高レベル放射性廃棄物発生量の削減、計量管理手法の課題を解決することが必要であり、日本国内に研究開発を行える施設が少ないため、研究開発に長期間を要すると考える。

先進湿式法とスフェアパック燃料製造の組み合わせは、ペレット法燃料製造に比べて技術的知見が少なく、その実現性を見通すためには、燃料ピン品質検査技術、遠隔保守補修技術などにかかわる課題を解決することが必要であるとされており、この考え方は妥当であると考えられる。

酸化物電解法とバイパック燃料製造の組み合わせは、保障措置技術、マイナーアクチニド回収技術の成立性、材料腐食対策などにかかわる課題を解決することが必要であり、技術的課題が多く技術的ハードルも高いことから、実用化のためには研究開発に長期間を要するとされており、この考え方は妥当であると考えられる。

表1-1-17 選択された「主概念」と「副概念」

	原子炉	再処理	燃料製造
主概念	ナトリウム冷却炉 (MOX燃料)	先進湿式法	簡素化ペレット法
副概念	ナトリウム冷却炉 (金属燃料)	金属電解法	射出鑄造法

主概念：現在の知見で実用施設として実現性が最も高いと考えられる実用システム概念であり、
今後研究開発を特に進めるべきもの

副概念：現在の知見で実用施設として実現性が認められるが、社会的な視点や技術的な視点から
比較的不確実性の残る実用システム概念

表1-1-18 ナトリウム冷却高速増殖炉の技術的評価結果

● 設計要求への適合可能性、技術的実現性

- 酸化物燃料で全ての設計要求に高いレベルで適合する可能性がある。金属燃料の採用により更に適合可能性が向上。
- 開発課題が明確で、それらの技術的実現性が見通せる。開発リスクの高い課題には代替技術を準備可能。

● 設計要求への適合可能性

- 建設コストは目標 (20 万円 / kWe) の 90 % 程度に低減できる可能性がある[**経済性**]。
- 酸化物燃料を用いた場合、増殖比1.1を確保しつつ[**資源有効利用性**]、ブランケットを含めた平均燃焼度9万MWd/t(設計要求:6万MWd/t)と連続運転期間26ヶ月(設計要求:18ヶ月)[**経済性**]の炉心性能を確保できる可能性がある。
- 燃料中の全重金属の5%程度までMAを含んだ低除染TRU燃料を受入れ可能で、炉心に装荷したMAの約45%を燃焼可能[**環境負荷低減性**]。
- 高速増殖炉に全てリプレースするために必要となる期間は、60 年程度[**資源有効利用性**]。
- 金属燃料を採用することで、さらに炉心性能に優れた概念*を構築できる可能性がある[**環境負荷低減性、資源有効利用性**]。
- ナトリウム漏えい、ナトリウム水反応に対して冷却材バウンダリを二重化する等の設計対応と保守・補修性を考慮したプラント設計を採用[**安全性、信頼性**]。

● 技術的実現性

- 「常陽」、「もんじゅ」、実証炉などの豊富な開発経験を有し、概念成立性を左右する課題はない。また開発課題が明確で、その解決方策を具体化できる。
- ODS鋼など開発リスクの比較的高い課題に対して代替技術**がある。
- Gen-IVで代表的な概念候補となっており、国際標準の概念へ発展していく可能性があり、その実現に向けて国際的に開発分担できる可能性がある。

(4) 主概念及び副概念の選択

高速増殖炉サイクルを実現するためには、高速増殖炉候補概念と燃料サイクル候補概念とをそれぞれ評価するだけでは十分でなく、これらを組み合わせた高速増殖炉サイクル候補概念をシステム全体として評価することが不可欠であると考える。

また、高速増殖炉サイクルを評価し、現時点において想定される最も可能性のある実用プラントの候補概念を選択するに当たっては「各論第一部 1. (1) 選択に当たっての基本的な考え方」で述べたように、技術的な判断の視点のみならず社会的な判断の視点を十分に踏まえる必要があると考える。

当委員会としては、検討の結果、今後研究開発を特に進めるべき「主概念」として、「ナトリウム冷却高速増殖炉 (MOX 燃料)、先進湿式法再処理、簡素化ペレット法燃料製造」の組み合わせが適切であると判断する。また、「副概念」としては、「ナトリウム冷却高速増殖炉 (金属燃料)、金属電解法再処理、射出鑄造法燃料製造」の組み合わせが適切であると判断する (表 1-1-17 参照)。

「主概念」の高速増殖炉システムは、技術の質として高いレベルを目指した、国際競争にも耐えうる概念であると考える。一方、燃料サイクルシステムについて、現時点では、主に実験室規模での研究データに基づいて判断した。「主概念」の燃料サイクルシステムは、高いポテンシャルを有するが、今後、工学規模での研究開発を早急に行うとともに、類似の技術との比較検討を適宜実施すべきであると考える。

また、「副概念」については、主概念と比較した場合、技術的実現性において不確実性が高いものの、将来の社会環境によっては「主概念」よりもその時点の社会に柔軟に適合する可能性があると考える。今後、国際協力を通じ、着実に研究開発が行われることを期待する。

これらの判断は、社会的な判断の視点と技術的な判断の視点を総合的に勘案したものであるが、判断にあたり特に考慮した事項は次のとおりである。

表1-1-19 ヘリウムガス冷却高速増殖炉の技術的評価結果

● 設計要求への適合可能性、技術的実現性

- 全ての設計要求に対して適合可能性がある。
- 窒化物被覆粒子燃料・燃料集合体の実現性を見通すためには、基礎的課題の解決が必要である。
- 国際協力により基礎的課題をブレイクスルーできる可能性がある。

● 設計要求への適合可能性

- 建設コストは目標 (20 万円 / kWe) を達成できる可能性がある[**経済性**]。
- 窒化物被覆粒子燃料により、増殖比1.1を確保しつつ[**資源有効利用性**]、ブランケットを含めた平均燃焼度7万MWd/t(設計要求:6万MWd/t)と連続運転期間18ヶ月(設計要求:18ヶ月)[**経済性**]の炉心性能を確保できる可能性がある。
- MA含有量5%程度の低除染TRU燃料を受入れ可能で、炉心に装荷したMAの約40%を燃焼可能[**環境負荷低減性**]。
- 高速増殖炉に全てリプレースするために必要となる期間は、110 年程度[**資源有効利用性**]。
- 高温熱源(850℃)としての特長から、多目的利用・高熱効率(47%)を達成できる可能性がある[**資源有効利用性**]。

● 技術的実現性

- 技術的実現性を見通すためには、窒化物被覆粒子燃料及び六角ブロック型燃料集合体の基礎的課題を解決する必要があるのに加え、システムを構築していくためには、ガスタービン、再臨界回避、受動的な安全機構などを開発する必要がある。
- 仏国を中心としたガス冷却実験炉の開発計画に対し、Gen-IV等国际協力の活用によって基礎的課題をブレイクスルーできる可能性がある。

表1-1-20 水冷却高速増殖炉の技術的評価結果

●設計要求への適合可能性、技術的実現性

- 資源有効利用性に制約があり、環境負荷低減性がやや低い。
- 燃料被覆管材料の開発や炉心損傷時の影響緩和策の検討が必要。

●設計要求への適合可能性

- 建設コストは目標 (20 万円 / kWe) を達成できる可能性がある[**経済性**]。
- 酸化物燃料により、増殖比1.05程度[**資源有効利用性**]、ブランケットを含めた平均燃焼度4.5万 MWd/t (設計要求: 6万MWd/t)、連続運転期間18ヶ月 (設計要求: 18ヶ月)[**経済性**]の炉心性能を確保できる可能性がある。
但し、
 - ・高速増殖炉に全てリプレースするまでに 250 年程度の期間が必要であり、
 - ・MA含有率4%程度(他炉は5%程度)の低除染TRU燃料を受入れ可能で、炉心に装荷したMAの約10%を燃焼可能と、他炉と比較して、**資源有効利用性**に制約があり、**環境負荷低減性**がやや低い。

●技術的実現性

- 開発課題が炉心燃料部分に限定され、実現性を見通すための課題が明確。
- 高速中性子場および水環境場で利用可能な被覆管材料の開発や炉心損傷時の影響緩和対策に関する試験研究、許認可のためのデータ取得が必要。
- Gen-IV概念に選定されておらず、現状では基盤的な研究協力内容に限定される。

① ヘリウム冷却高速増殖炉と水冷却高速増殖炉

ヘリウム冷却高速増殖炉及び水冷却高速増殖炉は、現在の軽水炉を全てリプレースするために必要となる期間として、それぞれ 110 年間程度及び 250 年間程度を要するとされている。これは、原子炉の運転に必要なプルトニウム量が多いため、新たに運転開始する原子炉に提供できるプルトニウム量を確保するために長期間を要することを意味している。また、「FS フェーズⅡ報告書」に示されているヘリウム冷却高速増殖炉の場合、ウランからプルトニウムへの変換効率（炉心の内部転換比）がナトリウム冷却高速増殖炉より劣り、増殖性能は 1.11 程度となっている。水冷却高速増殖炉の場合には、水を冷却材に用いていることから本質的に炉心の内部転換比がナトリウム冷却高速増殖炉より劣り、増殖比が 1.05 程度となっている。（表 1-1-18～表 1-1-20 参照）

軽水炉を 60 年でリプレースすると仮定すれば、全ての軽水炉がこれらのタイプの高速増殖炉に置き換わるためには、軽水炉をおよそ 2 世代あるいは 4 世代にわたり継続して建設する必要がある。その間に軽水炉が必要とするウランの需給を考慮すると、これらのタイプの高速増殖炉は、導入する社会的な意味合いが薄くなると判断され、ナトリウム冷却高速増殖炉を優先することが適切であると考えられる。

② 鉛ビスマス冷却高速増殖炉

鉛ビスマス冷却高速増殖炉が現在の軽水炉を全てリプレースするために必要となる期間は 70 年間程度とされており、ナトリウム冷却高速増殖炉と同程度であると認められる。しかし、ナトリウム冷却高速増殖炉と比較した場合、材料防食技術や窒化物燃料など実用化に向けて概念成立性を左右する基礎的な研究開発課題が多く残されていると考える。国際的に見ても、GIF において鉛ビスマス冷却高速増殖炉の研究開発を主導する国が現時点ではないなど、基礎的課題を短期間にブレイクスルーできる可能性は比較的低いと考えられる（表 1-1-21 参照）。

我が国が高速増殖炉実用化に向けて研究開発を行うにあたり、戦略

表1-1-21 鉛ビスマス冷却高速増殖炉の技術的評価結果

●設計要求への適合可能性、技術的実現性

- 全ての設計要求に対して適合可能性がある。
- 材料防食技術・窒化物燃料の実現性を見通すためには、基礎的課題の解決が必要である。

●設計要求への適合可能性

- 建設コストは目標 (20 万円 / kWe) を達成できる可能性がある[**経済性**]。
- 窒化物燃料により、増殖比1.1を確保しつつ[**資源有効利用性**]、ブランケットを含めた平均燃焼度 11万MWd/t(設計要求:6万MWd/t)と連続運転期間18ヶ月(設計要求:18ヶ月)[**経済性**]の炉心性能を確保できる可能性がある。
- MA含有量5%程度の低除染TRU燃料を受入れ可能で、炉心に装荷したMAの約45%を燃焼可能[**環境負荷低減性**]。
- 高速増殖炉に全てリプレースするために必要となる期間は、70 年程度[**資源有効利用性**]。

●技術的実現性

- 技術的実現性を見通すためには、材料防食技術と窒化物燃料に関する基礎的課題を解決する必要があるのに加え、システムを構築していくためには、再臨界回避方策、ODS鋼被覆管、保守・補修技術、蒸気発生器、冷却材ポンプなどを開発する必要がある。
- Gen-IV概念に選定されているものの、開発を主導する国がなく、国際協力によって基礎的課題をブレークスルーできる可能性は低い。

表1-1-22 金属燃料の利用によるナトリウム冷却炉の炉心性能の向上

増殖比		1.03(1.03)	1.11(1.10)	1.19(1.20)	1.26
初装荷炉心に必要となる核分裂性物質質量		5.1 (5.8)t/GWe	4.9 (5.7) t/GWe	3.9 (4.4)t/GWe	3.9t/GWe
燃焼度	炉心平均	15.3 (15.0) 万MWd/t	14.9 (14.7) 万MWd/t	9.5 (15.4) 万MWd/t	9.6万MWd/t
	全体平均 (ブランケットを含む)	15.3 (11.5) 万MWd/t	13.4 (9.0) 万MWd/t	6.5 (5.5) 万MWd/t	5.5万MWd/t
連続運転期間		約22 (26)ヶ月	約22 (26)ヶ月	約22 (18)ヶ月	約22ヶ月
特徴		酸化物燃料に比べ3割 平均燃焼度が高い	酸化物燃料に比べ5割 平均燃焼度が高い	酸化物燃料に比べ2割程度 平均燃焼度が高い	軽水炉と同程度の燃焼度 で高増殖が可能

()内は酸化物燃料(原子炉出口温度550°Cの設計条件)を用いた場合の値

- 金属燃料炉心(原子炉出口温度550°C、連続運転期間22ヶ月の設計条件)では、
 - ・軽水炉並みの燃焼度では最高の1.26程度の増殖比(MOX炉心では1.20程度)を達成可能
(今後、熱設計成立性の確認が必要)
 - ・増殖比1.20程度までは、酸化物燃料を用いた場合に比べ、燃焼度が20~50%向上、
初装荷核分裂性物質質量が10%以上低減可能
- FBRへの移行に関する諸量評価では、例えばFBRを2030年導入開始と仮定すると、MOX燃料(増殖比1.20)に
比べ、金属燃料(増殖比1.26)では天然ウラン累積需要量を2割程度削減可能と見込まれる

的重点化をさらに強力に進める必要があることを踏まえれば、現時点において比較した場合、ナトリウム冷却高速増殖炉を優先することが適切であると考ええる。

③ ナトリウム冷却高速増殖炉における MOX 燃料と金属燃料及びこれらに対応した燃料サイクルシステム

ナトリウム冷却高速増殖炉には、燃料ピンの内部に詰める燃料が酸化物である MOX 燃料方式と金属である金属燃料方式がある。

これまで開発された世界の高速増殖炉は、我が国の実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」、仏国の原型炉「Phenix」、実証炉「Super-Phenix」、ロシアの原型炉「BN-600」など、MOX 燃料を利用したものが多い。この MOX 燃料に対応した再処理方式としては、湿式法が合理的である（金属電解再処理法を適用するためには、MOX 燃料を金属に還元する工程を追加する必要がある）。現在世界で主流となっている軽水炉の燃料は酸化物（ UO_2 ）であり、これに対応する商業用大型再処理施設も全て湿式法を採用している。

金属燃料は、海外において実験炉に採用された例がある。この金属燃料に対応した再処理方式としては、金属電解法が合理的である。しかし、国内外において、この金属電解法を用いた大型の再処理施設は建設されていない。

i. MOX 燃料炉心と金属燃料炉心の比較

金属燃料ナトリウム冷却高速増殖炉の構造は、燃料体以外の部分は MOX 燃料ナトリウム冷却高速増殖炉と同様である。炉心性能は、MOX 燃料と比較した場合、重金属密度が 30 %程度大きく、核分裂に寄与する中性子の効率が低いことから、燃料の効率的燃焼、高増殖比、炉心のコンパクト化、炉心装荷プルトニウム量の低減、などの特長を有した設計が容易である（表 1-1-2 参照）。

一方、金属燃料炉心では炉心材料への高速中性子照射量が増加することから、炉心材料の耐スエリング性について高い性能が要求される。

表1-1-23 MOX燃料炉心と金属燃料炉心の比較

設計要求等		MOX燃料 (資源重視型)	金属燃料 (資源重視型)		備考
			高燃焼度条件	高速中性子フルエンス 制限条件	
資源 有効 利用	増殖比(1.0~1.2程度)	1.10	1.11	1.10	
	初装荷炉心に必要となる 核分裂性物質質量(t/GWe)	5.7	4.9	4.0	
	燃料ピン径(mm)	10.4	8.2	7.2	*高燃焼度炉心では高 速中性子照射量が候 補材のODSフェライト鋼 の開発目標 5×10^{23} n/cm^2 を約70%上 回っている。
	炉心高さ(cm)	100	100	95	
	高速中性子照射量 (n/cm^2 、 $E>0.1MeV$)	5.0×10^{23}	8.5×10^{23}	5.4×10^{23}	
燃 焼 度	炉心平均(15万MWd/t以上)	14.7万MWd/t	14.9万MWd/t*	9.8万MWd/t	
	全体平均(6万MWd/t以上)	9.0万MWd/t	13.4万MWd/t*	8.9万MWd/t	
稼 働 率	連続運転期間(18ヶ月以上)	26ヶ月	22ヶ月	21.5ヶ月	
	稼働率(計算値)(90%以上)	95%程度	94%程度	同左	
熱 効 率	出口温度	550°C	550°C**	550°C**	**燃料被覆管の内面 温度制限値650°Cにつ いて、妥当性確認のた めの照射試験が必要。
	熱効率/所内負荷率	42.5%/4%	42.5%/4%	42.5%/4%	

被覆管材料として開発している ODS 鋼の最大高速中性子照射量に関する目標値 ($5 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$) を設計条件とした場合には、金属燃料炉心であっても MOX 燃料と同程度の燃焼度しか得られず、金属燃料の優位性が失われる可能性があり、今後被覆管材料の開発を含む詳細な検討が必要であると考えられる。また、金属燃料は MOX 燃料に比べて材料に対する中性子照射実績が少ない。このため、原子炉出口温度 550 °C としている現在の概念設計に金属燃料を用いる場合には、被覆管材料の定常照射試験および過渡試験データの拡充を行い、被覆管内面温度 650 °C での健全性を確認することが不可欠であると考えられる。(表 1-1-23 参照)

インド、中国が発表した原子力発電所建設計画では、短期間に数多くの高速増殖炉を導入するとしている。これを実現するためには、高速増殖炉の運転開始に必要なプルトニウムを効率よく生産するとともに、一基あたりの原子炉が必要とするプルトニウム量を抑えることが必要である。このため、プルトニウム量が少なくてすむ金属燃料の採用を想定しているものと推測される。

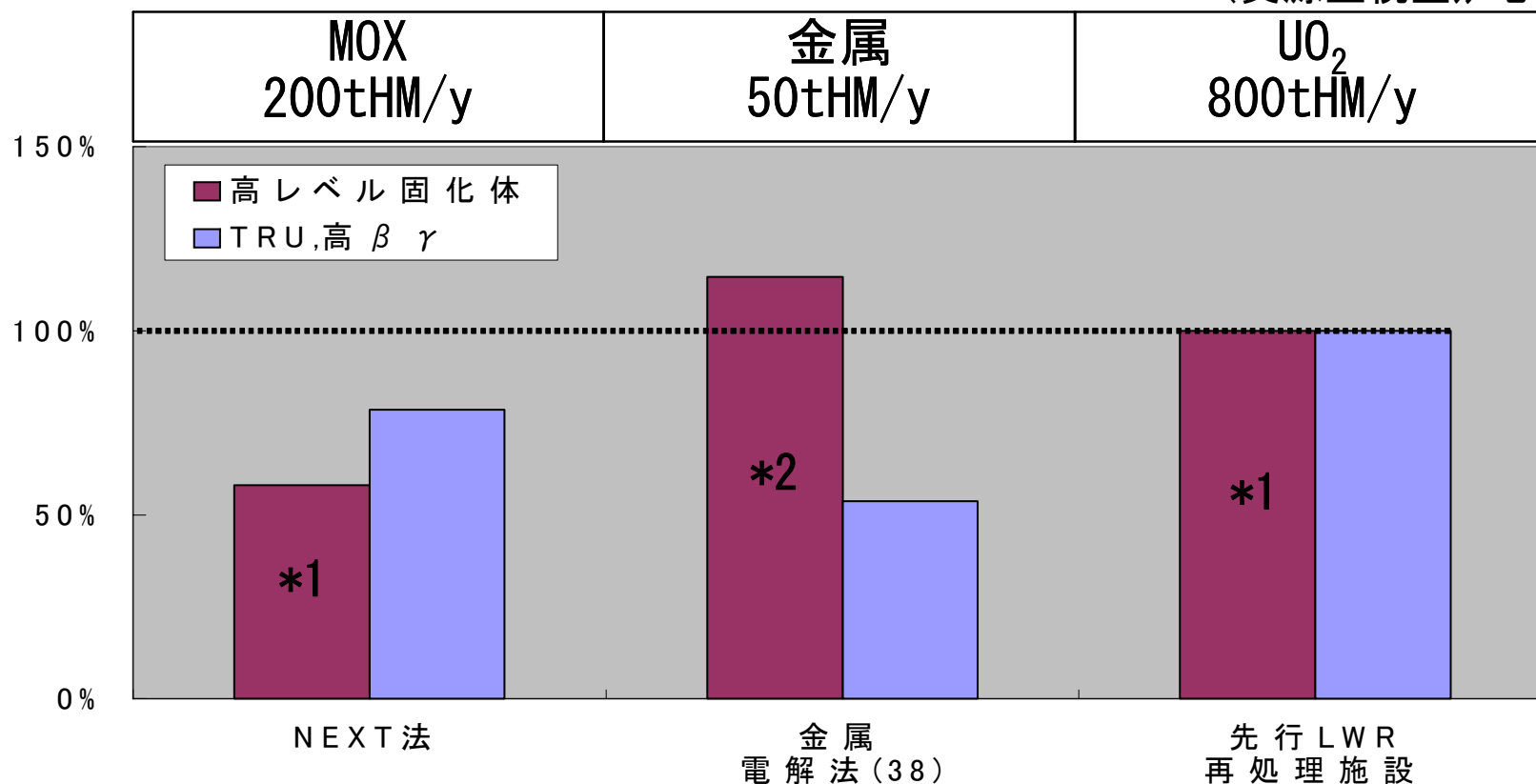
なお、米国が発表した GNEP 計画では、ナトリウム冷却高速増殖炉の研究開発を進めるとしているが、MOX 燃料を採用するか金属燃料を採用するかについては今後判断するとしている。

ii. 燃料サイクルシステムの比較

燃料サイクルシステムは、MOX 燃料と金属燃料では大きく異なる。「FS フェーズ II 報告書」にも示されているように、MOX 燃料に合理的に適応可能なのは、先進湿式法と簡素化ペレット法の組み合わせであり、金属燃料に合理的に適応可能なのは、金属電解法と射出鋳造法の組み合わせであると考えられる。また、「FS フェーズ II 報告書」では、処理能力が年間 200 トンの施設では先進湿式法と簡素化ペレット法の組み合わせが、年間 50 トンの施設では金属電解法と射出鋳造法の組み合わせが経済性に優れる可能性のあることが示されている。一方、2110 年頃以降の高速増殖炉サイクルの平衡期（高燃焼度／低増殖炉心を想定）には、毎年一定量（年間 400 トン程度）の使用済燃料の発生が想定されるが、2050 年頃から始まる軽水炉サイクルから高速増殖炉サイ

図1-1-20 金属電解法と先進湿式法(NEXT法)の
単位発電量あたりの廃棄物発生量の比較

(資源重視型炉心)



○単位発電量当りの発生量 = 年間発生量 / (年間処理量 × 平均燃焼度 × 発電効率)
 ○高レベル固化体: *1:ホウケイ酸ガラス、*2:人工鉱物(ソーダライト結合ガラス)
 ○TRU、高βγ廃棄物は燃料集合体構造部材を含む。

クルへの移行期（高速増殖炉サイクル導入期）には、毎年発生する高速増殖炉使用済燃料が徐々に増加する。このような社会環境の違いに適応するためには、小規模の処理能力を有する再処理施設を需要に応じて順次増設することが、より経済性に優れる可能性があると考えられる。

再処理施設からの廃棄物発生量について、金属電解法は先進湿式法と比較して、単位発電量あたりの発生量が TRU・高βγ廃棄物では少ないが高レベル固化体では設計要求より若干多く、先進湿式法の 1.7 倍程度と評価されている（図 1-1-20 参照）。これは、金属電解法の高レベル固化体である人工鉍物（ソーダライト結合ガラス）への核分裂生成物（FP）添加可能量が低いため、FP 添加率向上や固化体の大型化が今後の課題であると考ええる。また、現在体系化されている湿式法に対応したホウケイ酸ガラスの高レベル固化体と同等な新たな地層処分体系の整備が必要であると考ええる。

軽水炉燃料用大型再処理施設は、我が国、仏国及び英国において建設、運転されているが、これらの施設は全て湿式法を採用しており、金属電解法と比較して経験が豊富である。また、この経験を活かせることから、高速増殖炉燃料用再処理においても、基礎的なデータの蓄積は先進湿式法の方が進んでいると考える。例えば、金属電解法では、大型電解装置の導入に伴って新たな臨界管理手法を採用しているが、臨界防止や計量管理に高い測定精度が要求されるため、現時点では、先進湿式法に比べて研究開発に時間を要するものと考ええる。

これらを踏まえて両者の優位性を比較検討すると、先進湿式法を「主概念」とすることが適切であると考ええる。しかし、原子炉と比較すると再処理に関する技術的知見は相対的に少ないことから、再処理の研究開発にあたっては、新たな知見や経験などを積極的に取り入れるなどのより柔軟な姿勢が必要であると考ええる。

なお、米国の GNEP 計画においては、将来の高速増殖炉に対応した再処理法については、湿式再処理法とするか乾式再処理法とするかを含め今後の課題とされている。しかし、米国は金属電解法のための研究施設を有しているが、我が国はこれに相当する研究施設を有していないという現状を踏まえると、我が国が金属電解法の研究開発を進めるにあたっては、今後とも米国との国際協力が重要であると考ええる。