

実用化戦略調査研究の実施方針

フェーズ 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 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)	B	A	
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	AZ	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	-	-
熔融塩炉		C	C [塩化物熔融塩]		

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 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。

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)	-
		酸化物電解法対応	○A	C	-
		金属電解法対応	A(*1)	A(*2)	-
		フッ化物揮発法対応	B	B	-
	casting	射出鋳造法	-	-	○A
		遠心鋳造法	-	-	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)
- ・射出鋳造法(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鋳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

第二部 高速増殖炉サイクルの技術的な検討

4. 高速増殖炉サイクル実用化概念の選択

(1) 選択に当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

高速増殖炉サイクル技術として、これまでに国内外で多くの概念が提案されている。このため、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、炉型、再処理法、燃料製造法等、高速増殖炉サイクル技術に関する多様な選択肢について、「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」が行われてきた。

1999 年度から 2000 年度に実施された「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ I」では、これまでの国内外の研究開発の蓄積を活用した技術的選択肢の幅広いサーベイと革新的技術の導入を図り、有望な技術が抽出された。その結果、炉型としては、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、再処理法としては約 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、燃料製造法としては、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）及び射出鑄造法が選択された。

2001 年度から 2005 年度に実施された「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ II」では、フェーズ I で選択した各候補概念の検討結果を踏まえ、高速増殖炉サイクルの実用化候補概念の明確化、及び今後の研究開発計画が検討された。

これまでの研究開発の進捗と成果に加え、地球環境保全への社会的関心の高まり、エネルギー資源の有効利用の重要性、研究資源の効率的な運用の必要性など我が国の経済社会状況や、高速増殖炉サイクルの研究開発を進めようとする国際的な情勢を展望すれば、限られた研

「選択と集中」と「柔軟性」のバランスの考え方

(政策的な判断の視点)

- ・ 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、燃料製造の整合性がはかられていること
- ・ 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
- ・ 世界標準技術となる可能性があり、我が国メーカーの国際的産業競争力の維持・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
- ・ 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よる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(「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、政策的な視点や技術的な視点から比較的には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(「補完概念」)を選択する。
- ・ 「主概念」及び「補完概念」以外に係る研究については、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。

究開発資源の下で効果的・効率的に高速増殖炉サイクルの実用化を図るとの観点から、研究開発投資の重点化は引き続き重要である。研究開発対象を絞り集中的に研究開発資源を投資していくという戦略的重点化を更に強力に進める必要がある。

② 「柔軟性」の確保が重要

一方、高速増殖炉サイクル技術の実用化までには長期間を要することが見込まれている。このため、研究開発に当たっては、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の変化に対応できることが重要である。また、革新的な技術の研究開発にチャレンジした結果克服困難な課題が明らかにな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すべきである。さらに、国内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。

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、研究開発に柔軟性を持たせることも必要である。

③ 「選択と集中」と「柔軟性」のバランスの考え方

このように、「選択と集中」と「柔軟性」は相矛盾する要求を内包しているが、以下のような基本的な考え方により、これまでの実用化戦略調査研究や技術評価を十分に踏まえて厳格な「選択と集中」を図るとともにこれに柔軟性を加味した技術的な判断を行うことが適切と考える。なお、「選択と集中」と「柔軟性」のバランスをとるに際しては、適切なタイミングにおける国によるチェックアンドレビュー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「第三部 今後の進め方」で述べる。

(政策的な判断の視点)

- ・ 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、燃料製造の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
- ・ 世界標準技術となる可能性があり、我が国メーカーの国際的産業

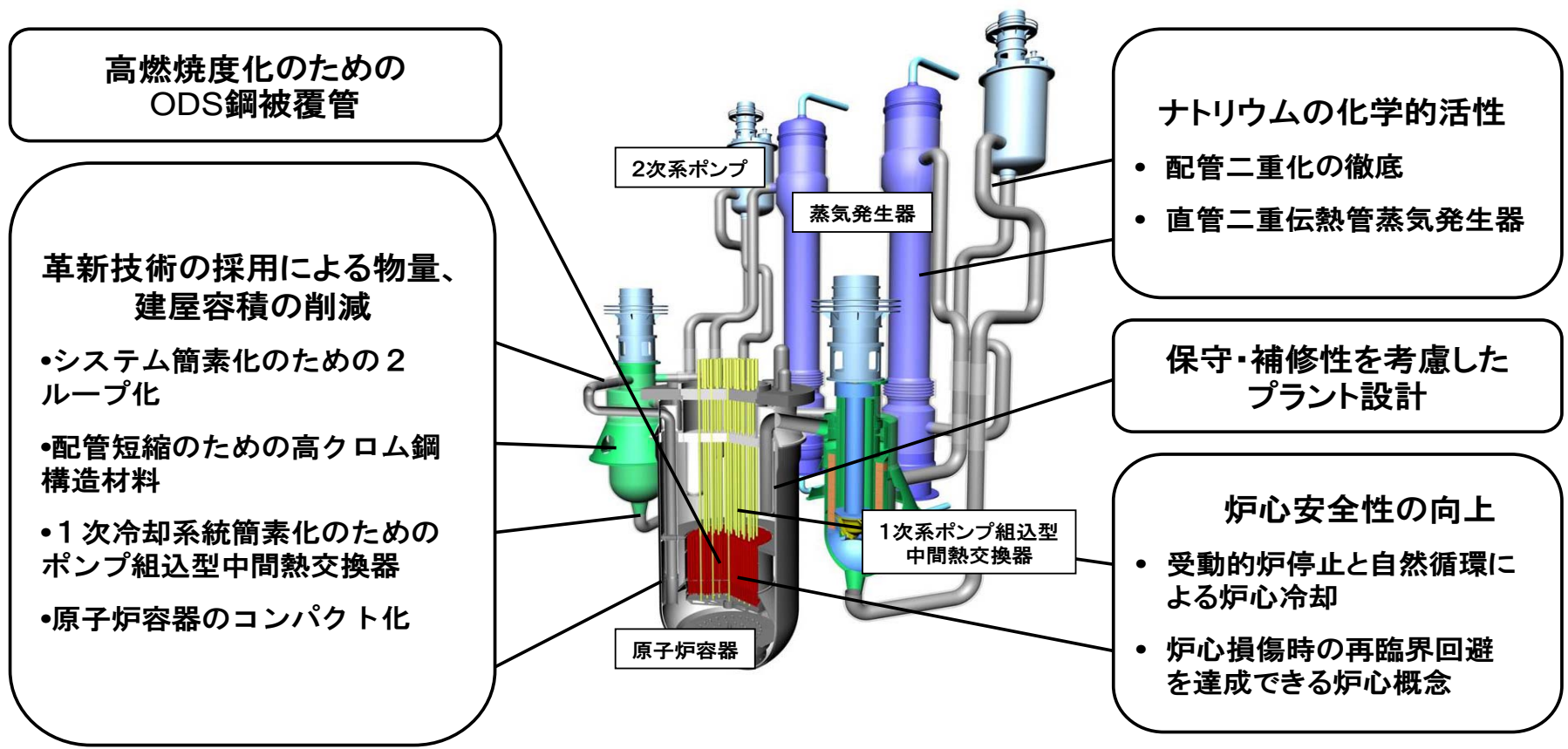
競争力の維持・向上に資すること

(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
- 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

(選択と集中)

- 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、政策的な視点や技術的な視点から比較的には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（「補完概念」）を選択する。
- なお、「主概念」及び「補完概念」以外の概念に係る研究については、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。



図一● ナトリウム冷却高速増殖炉概念図

表一● ナトリウム冷却炉の仕様比較

	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

実用化戦略調査研究フェーズⅡにおいて比較検討された候補概念を以下に示す。

① 高速増殖炉

ア. ナトリウム冷却高速増殖炉(MOX燃料、金属燃料)

(a) プラントシステムの特徴

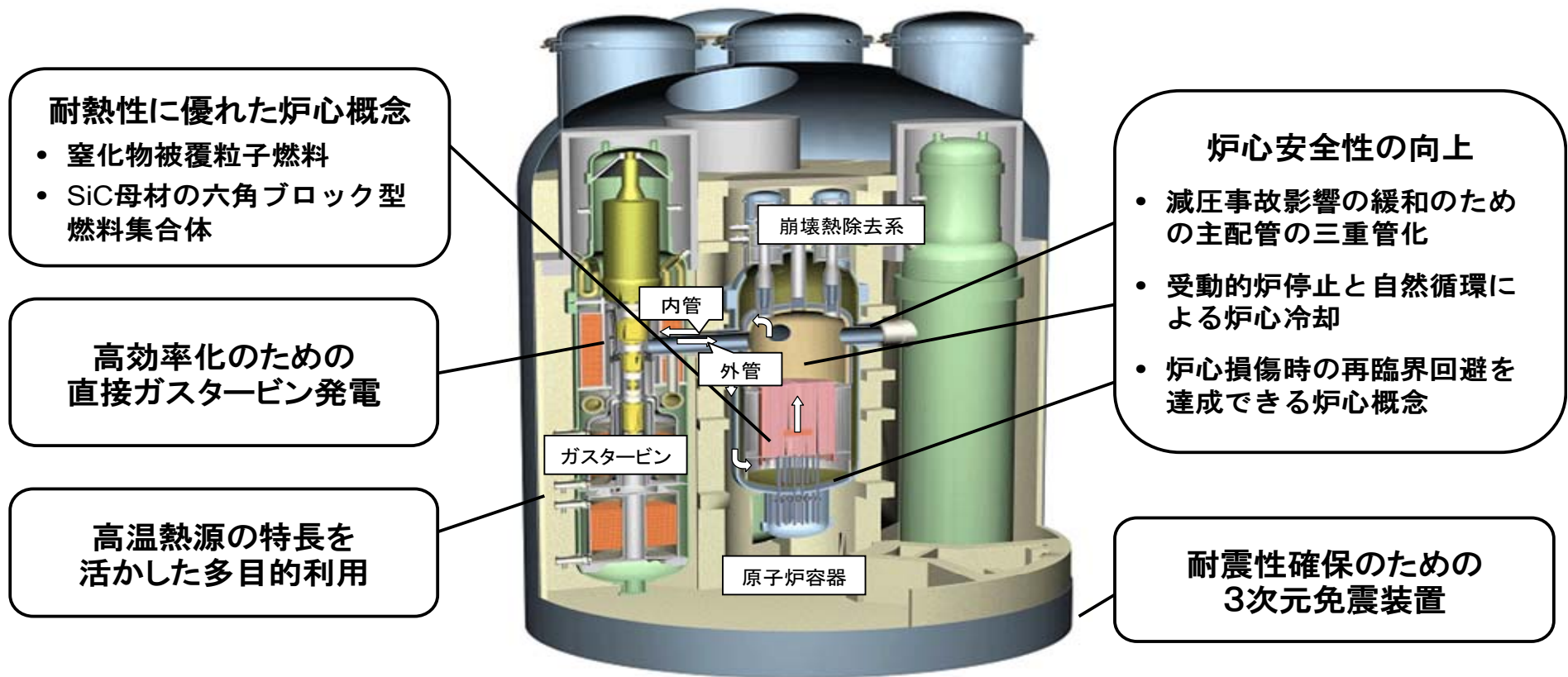
設計要求に掲げた建設費を満足させるため、高い安全要求を満たしつつ、プラントの物量を大幅に削減できる革新技術を採用したシステム概念としている。ナトリウムに固有な課題（化学的活性、不透明など）に対しては、配管及び容器のナトリウム境界を二重化することにより、ナトリウム漏えいの影響範囲を限定するとともに、蒸気発生器の伝熱管を二重管構造とすることにより、プラント寿命期間中にナトリウム-水反応の発生可能性を著しく低下させ、プラントの運転信頼性を向上させる設計としている。また、ナトリウムの特徴（構造材料との共存性が良いこと、不透明であること、運転停止中も約 200 °C という高温を保持することなど）を踏ま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・補修性を向上したプラント設計としている。（図-●、表-●参照）

(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としている。革新技術として、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確認され、ナトリウム冷却炉心の高いポテンシャルが示されている。

(c) 要素技術開発

採用した革新技術の成立性見通しを得るために、高クロム鋼開発、



図一 ● ヘリウムガス冷却高速増殖炉概念図

2 ループ化に必要となる大口径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2重伝熱管試作試験、等を行っている。これらの結果から、技術的成立性の見通しを得るとともに、2015年頃の技術体系整備に向けた研究開発計画を立案している。

イ. ヘリウムガス冷却高速増殖炉（窒化物燃料）

(a) プラントシステムの特徴

高温熱源としても利用できるという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。（図一●参照）

(b) 炉心燃料

窒化物燃料を採用し、これを高温強度に優れる窒化チタン（TiN）で被覆した粒子燃料（被覆燃料）を製造し、それらを炭化ケイ素（SiC）母材に埋め込んだ六角ブロック型燃料集合体としている。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）、減圧時反応度上昇の抑制などにより、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が重畳した事象やATWSを想定しても、炉心損傷に至らない可能性を示している。

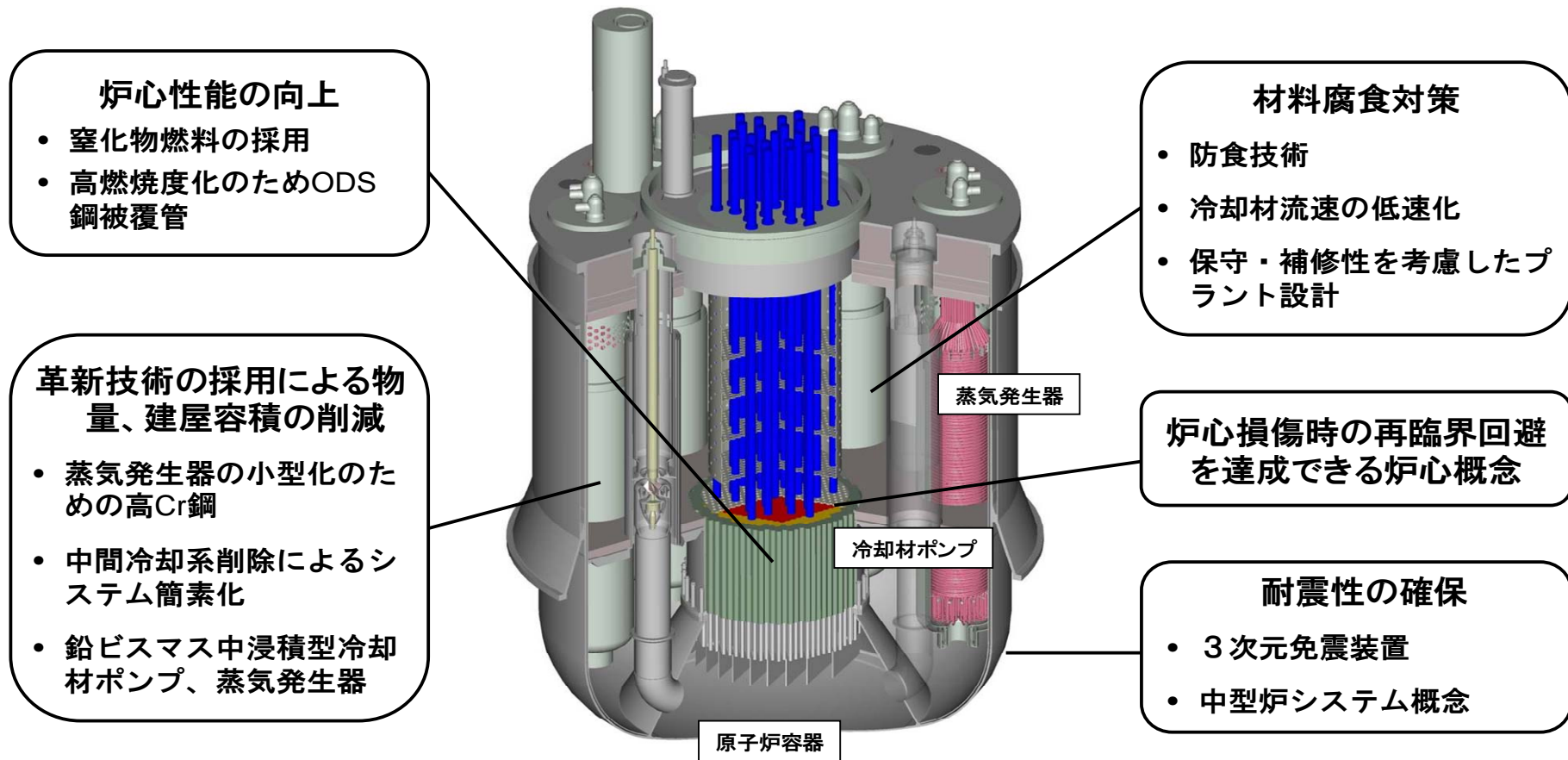
(c) 要素技術開発

被覆燃料に関する基礎的な試験を一部実施している。

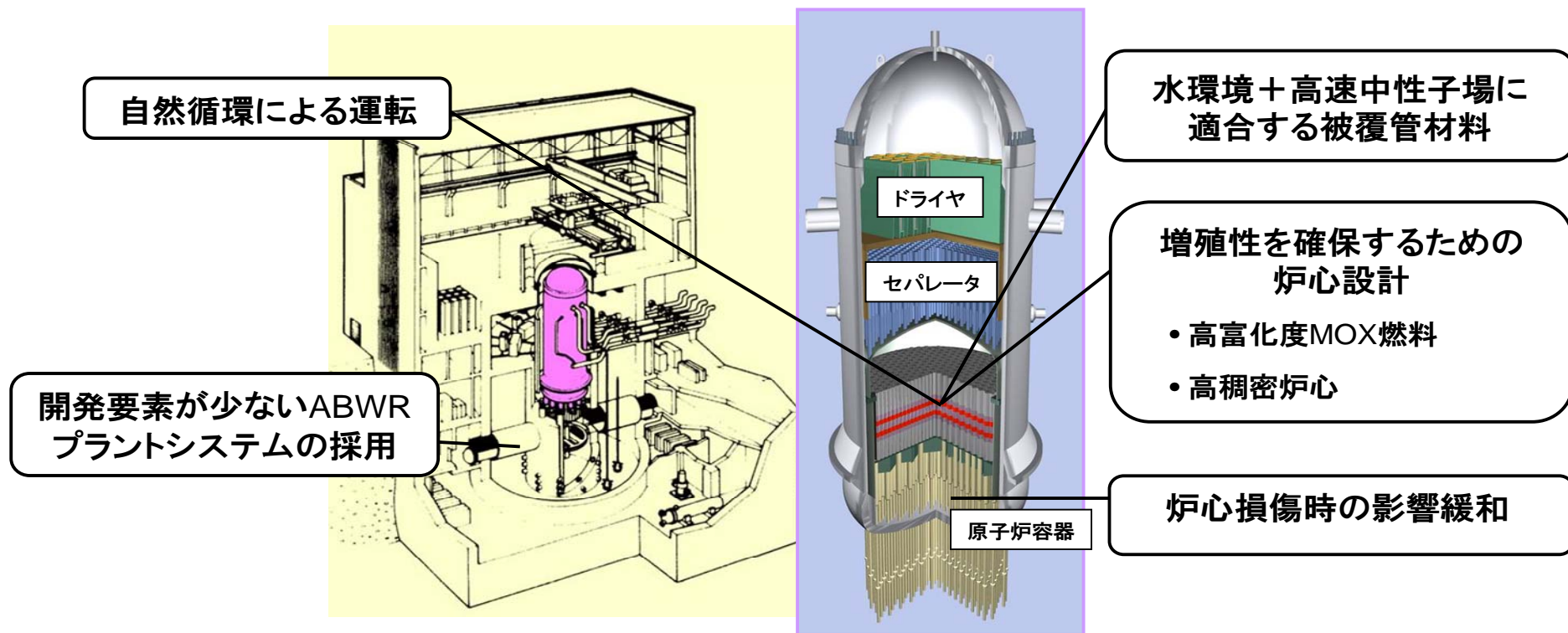
ウ. 鉛ビスマス冷却高速増殖炉（窒化物燃料）

(a) プラントシステムの特徴

耐震性の検討において、3次元免震を採用しても大型炉の成立性を



図一● 鉛ビスマス冷却高速増殖炉概念図



図一● 水冷却高速増殖炉概念図

見通せなかったため、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ており、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。

(図一●参照)

(b) 炉心燃料

材料腐食を抑制するために被覆管最高温度及び冷却材流速を制限する必要があることから、酸化物燃料と比較して重金属密度の高い窒化物燃料を採用している。この結果、炉心核特性が改善され、径方向ブランケットなしで増殖比 1.1 を確保できるとしている。

(c) 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。

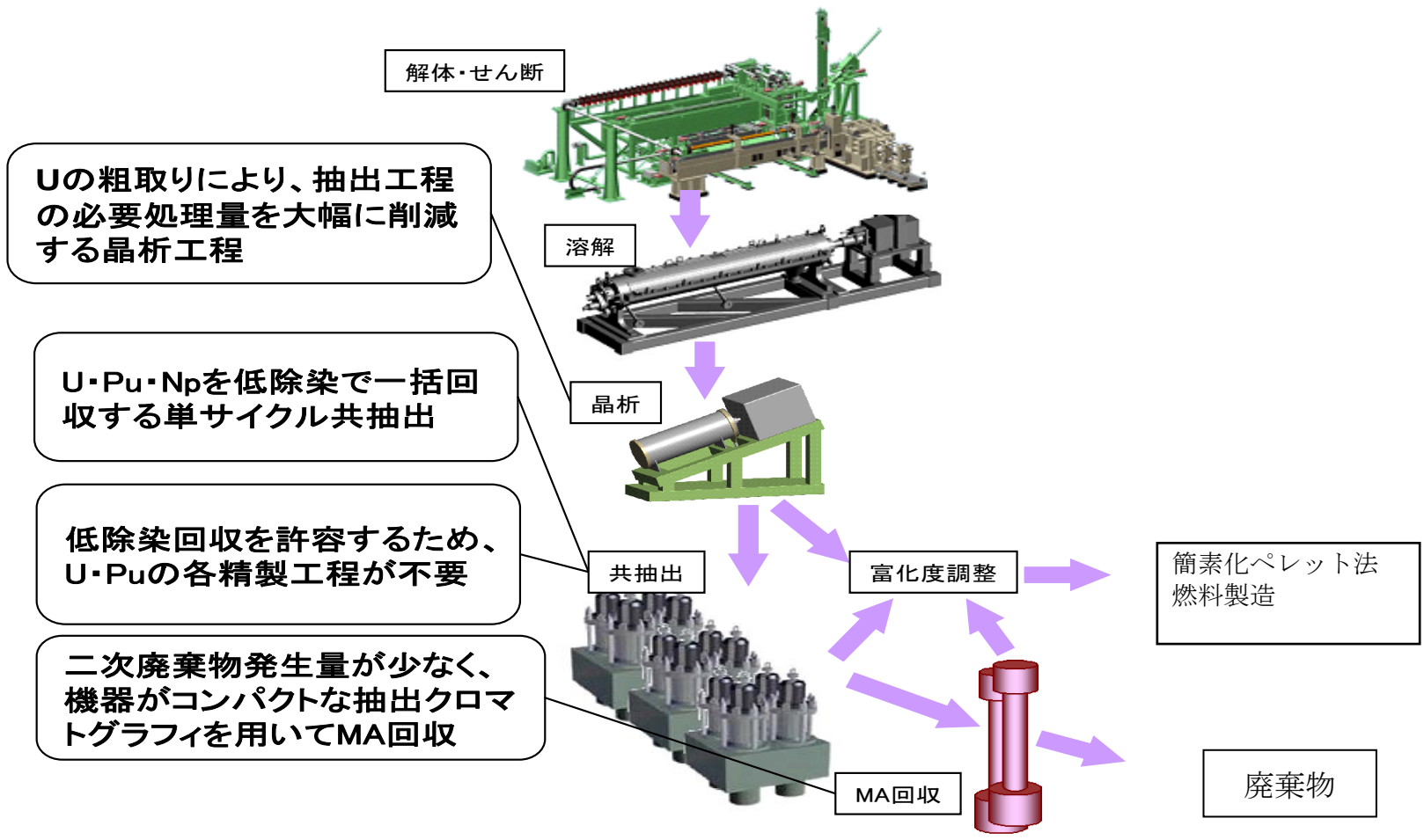
エ.水冷却高速増殖炉 (MOX 燃料)

(a) プラントシステムの特徴

水冷却高速増殖炉は、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があることから、運転・保守性に優れ、技術的実現性が高いとしている。既に実用化されている ABWR のプラント技術が活用できるが、高速炉とするために冷却材のボイド率が高くなり、また、炉心が扁平であるため、冷却材流動にともなう圧力損失が小さいことから、インターナルポンプを削除した自然循環冷却によるシステムとしている。(図一●参照)

(b) 炉心燃料

水冷却炉は、負のボイド反応度係数を炉心の扁平化で実現している。また、炉心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 以上を達成している。



図一 ● 先進湿式法再処理の概念図

表一 ● 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)

(c) 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。

②再処理

ア. 先進湿式法（MOX 燃料、窒化物燃料）

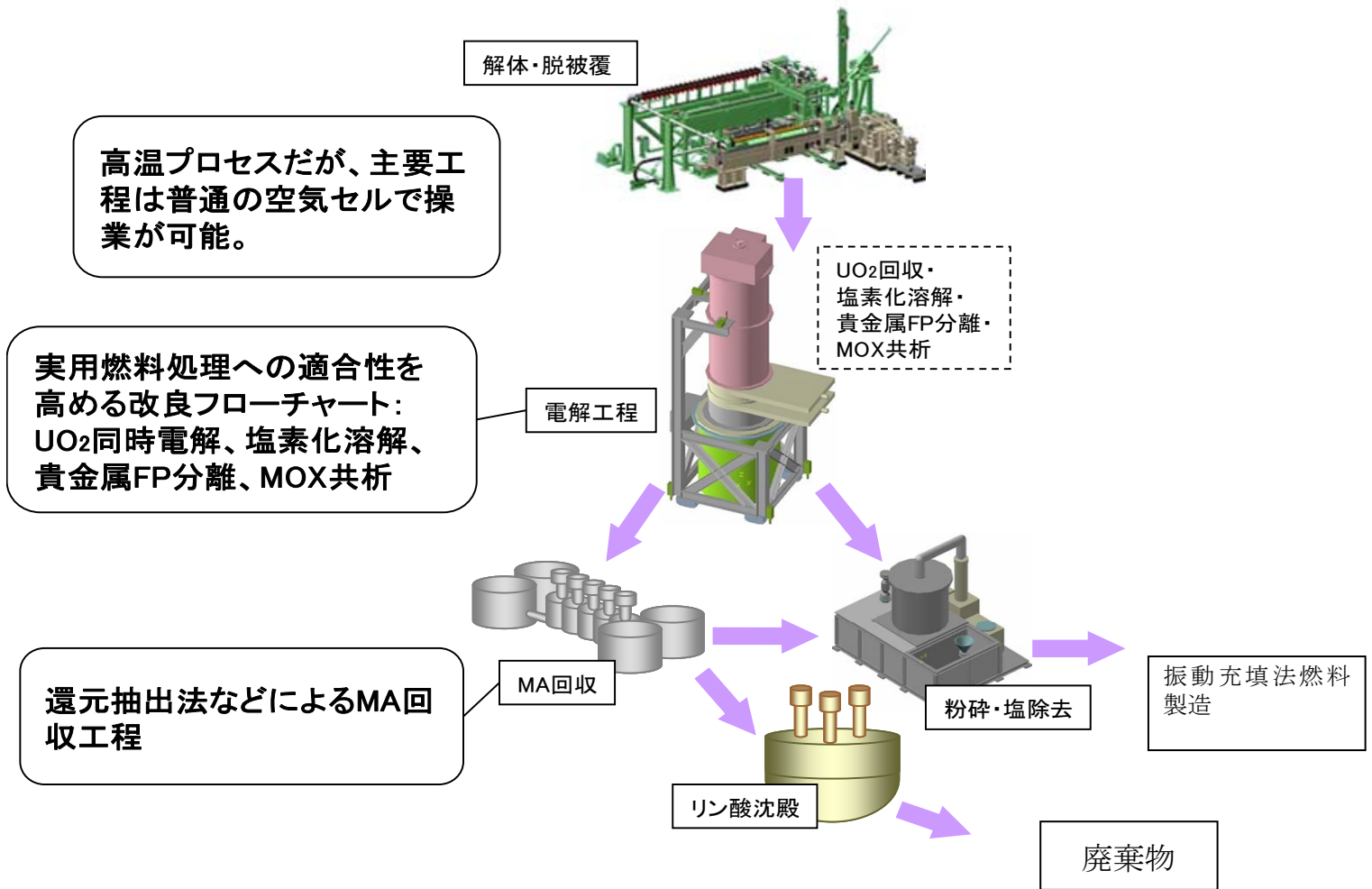
(a) プロセスシステムの特徴

先進湿式法再処理は、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の合理化を図り、マイナーアクチニド（MA）の回収を組み入れたものである。これらにより、経済性及び核拡散抵抗性の向上、資源有効利用、及び環境負荷低減を目指すこととしている。先進湿式法再処理の概念図を図－●に、プラント仕様を表－●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、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（塩廃棄物を発生させない（ナトリウムを含まない）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（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適用可能であるが、炉内での長寿命炭素（C14）の生成抑制のため、窒素同位体（N15）を用いる必要があり、その回収工程の追加が必要とされている。特に、被覆粒子燃料の場合にはこの他 TiN 被覆材の除去工程も必要とされている。

(b) 要素技術開発



図一● 酸化物電解法の概念図

晶析工程に適した高濃度ウラン／プルトニウム溶液を得るため、溶解工程については照射済燃料の粉体化により 99%以上の溶解率で、晶析工程に適した濃度を所定の時間内に達成できることを小規模ホット試験で確認している。遠心抽出器による単サイクル共抽出工程では、小規模ホット試験により、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。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ている。

晶析工程については、使用済燃料を用いた小規模試験においてウラン回収率の目標値を上回るデータを得るとともに、今後の課題としてバリウムやセシウムなど除染し難い元素へ対応する必要性が示されている。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ている。

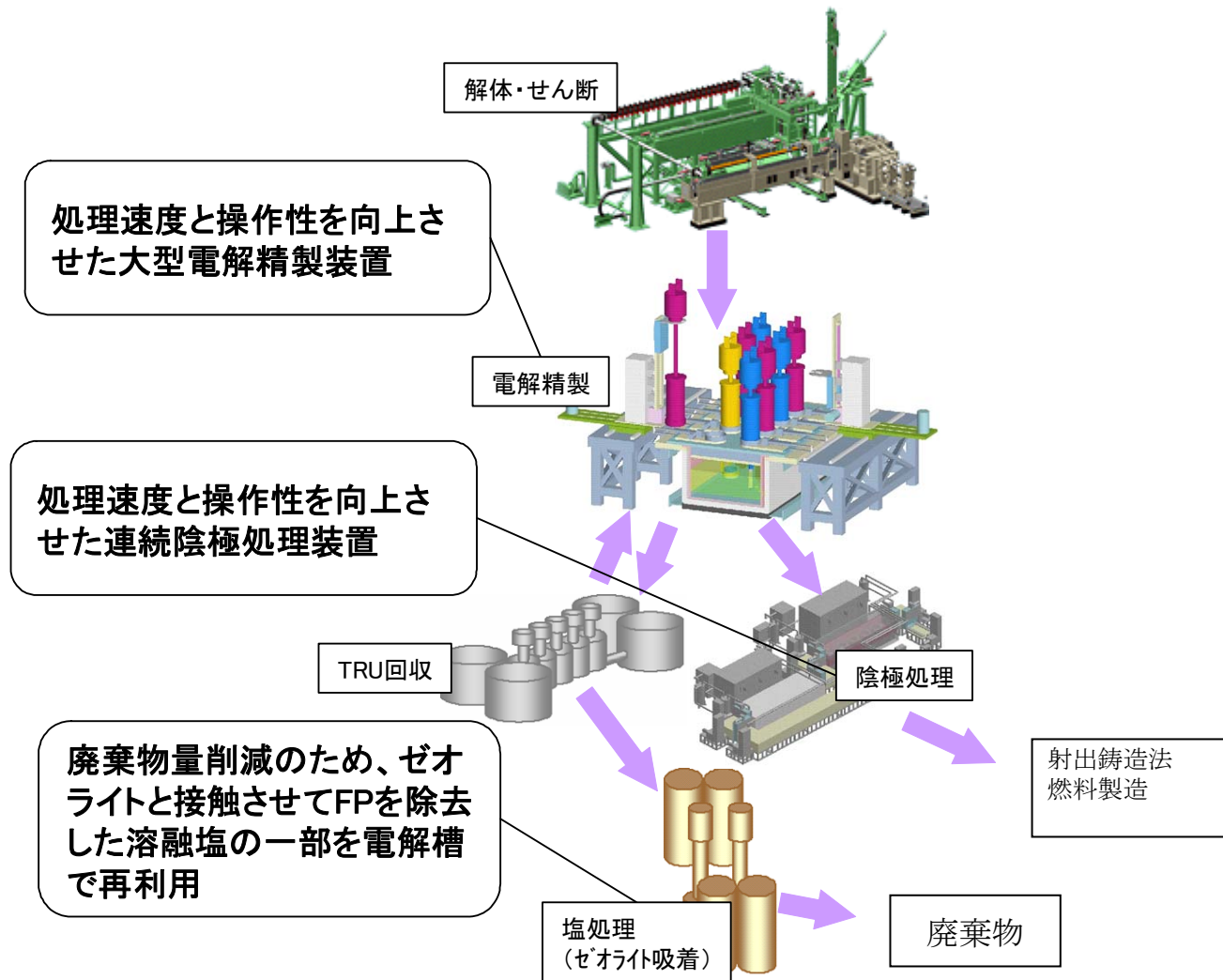
イ. 酸化物電解法 (MOX 燃料)

(a) プロセスシステムの特徴

酸化物電解法再処理は、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 顆粒を得る乾式再処理法である。概念図を図一●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 FP はリン酸塩により沈殿し、リン酸沈殿物や余剰塩をリン酸ガラス形状の廃棄体とする。

(b) 要素技術開発

MOX 共析、MA 回収及びリン酸沈殿については、ロシア原子炉科学研究所において使用済燃料を用いた試験がなされた。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



図一● 金属電解法の概念図

われた。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、グラファ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。ルツボ材料について試験片レベルの耐食性から選定しているため、製造性も含めた開発が必要とされている。

ウ. 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、500 °C の LiCl-KCl 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乾式再処理法である。概念図を図一●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同伴するのが本プロセスの特徴である。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大型電解精製装置や連続陰極処理装置を適用している。

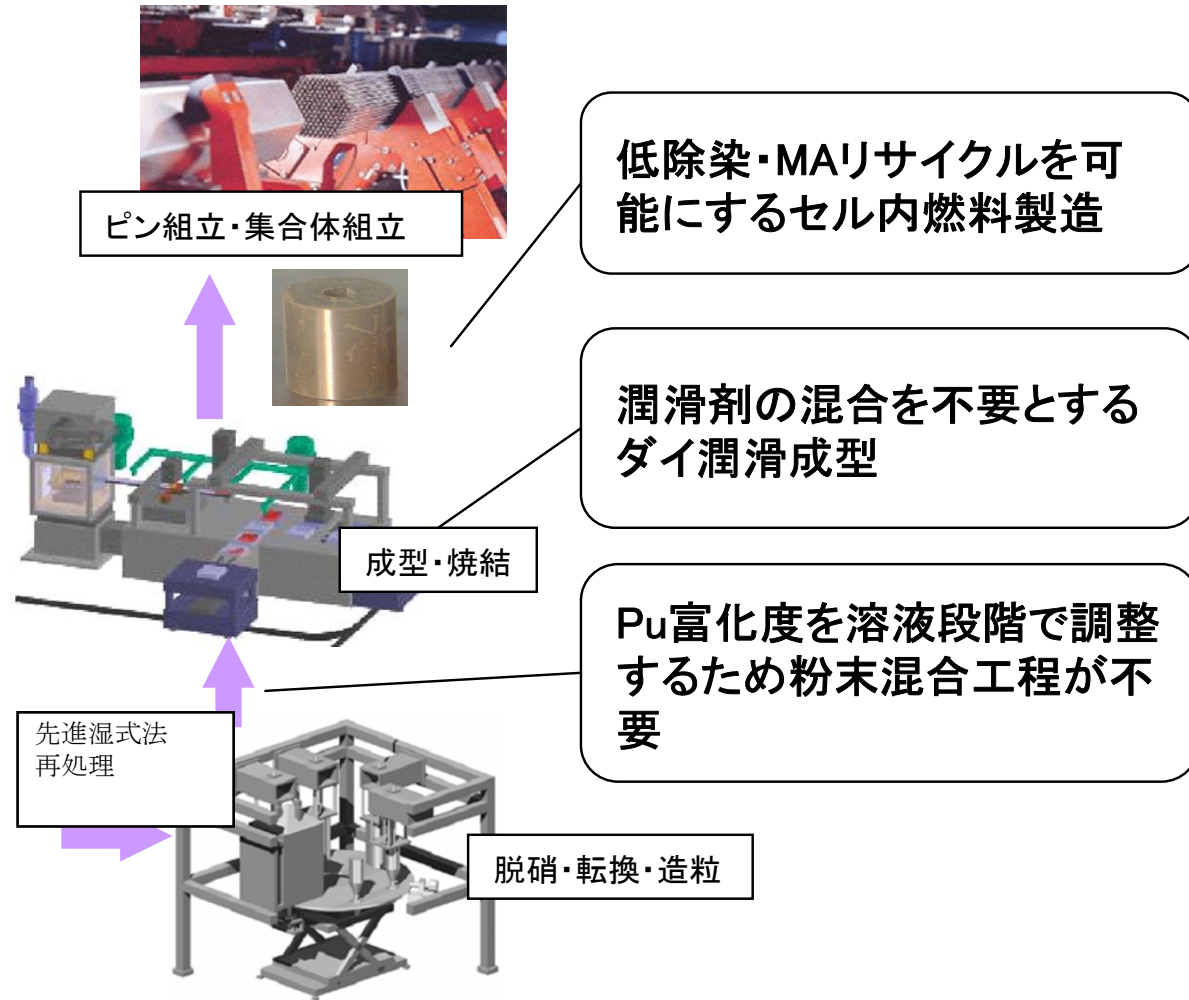
(b) 要素技術開発

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日本原子力研究開発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/プルトニウム共析出や希土類 FP との分離性能を確かめられている。また、共同研究により、MOX 還元－電解精製－陰極処理の一連の小規模試験が MOX 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、高い回収率でアクチニドを回収可能な見通しが得られている。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 添加量が少ないため、改良や処分方法を含めた検討が必要とされている。

③ 燃料製造

ア. 簡素化ペレット法（MOX 燃料）

(a) プロセスシステムの特徴



図一● 簡素化ペレット燃料製造法の概念図

表一● 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

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、製造実績がある従来のペレット法をベースとしている。図一●に概念図を、表一●にプラント仕様を示す。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の多くを占めていた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、経済性向上が期待されるととともに、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される。金型の内面に潤滑剤を直接塗布するダイ潤滑成型法の導入により、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。

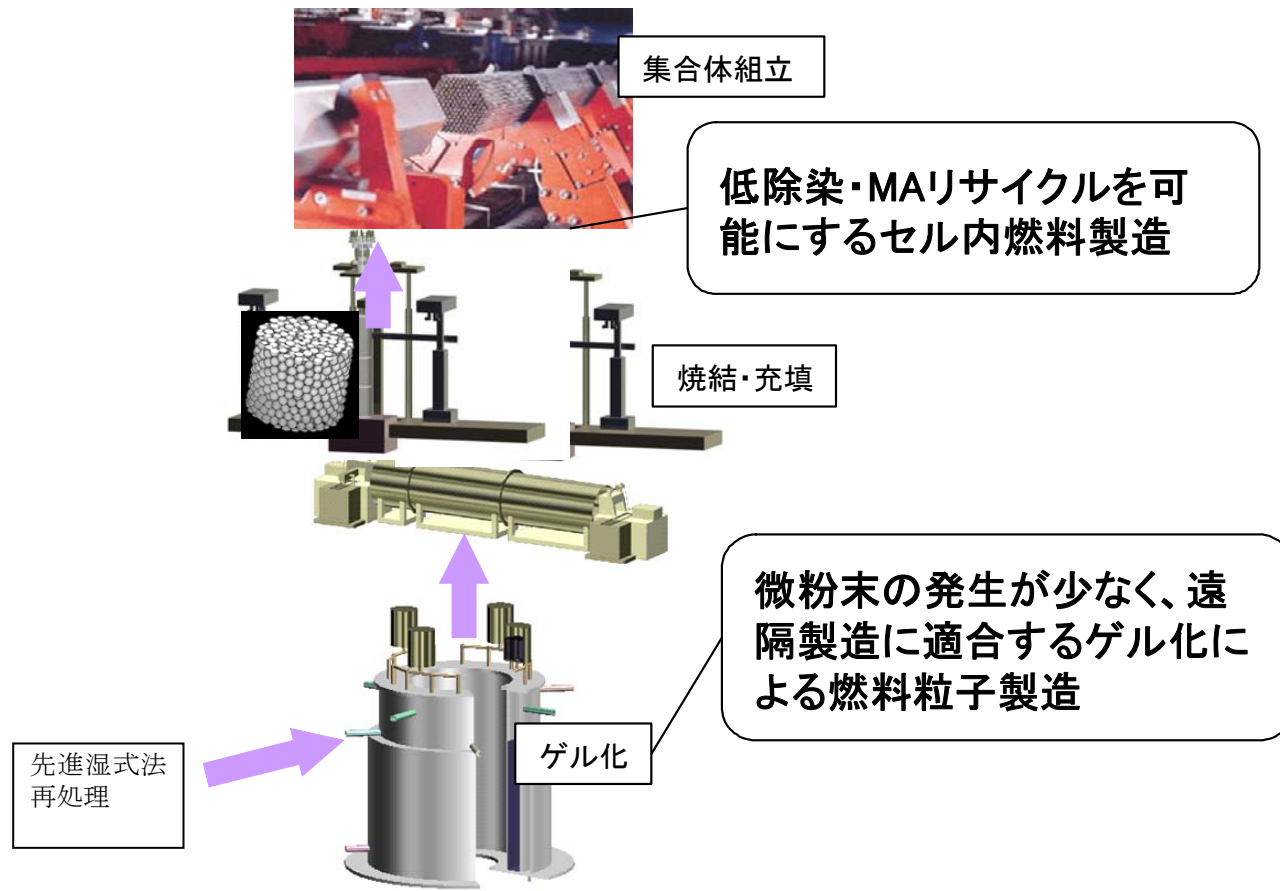
燃料製造システムでは、低除染 MA 含有燃料を取扱うため、遮蔽セル内での運転に適した設備とする必要がある。このため、設計検討で、量産性、運転信頼性及び遠隔保守補修性に優れるターンテーブル方式の脱硝・転換・造粒設備を導入している。また、燃料ペレットの酸素比率（O/M 比）調整のための工程を焼結工程の後に付加している。

(b) 要素技術開発

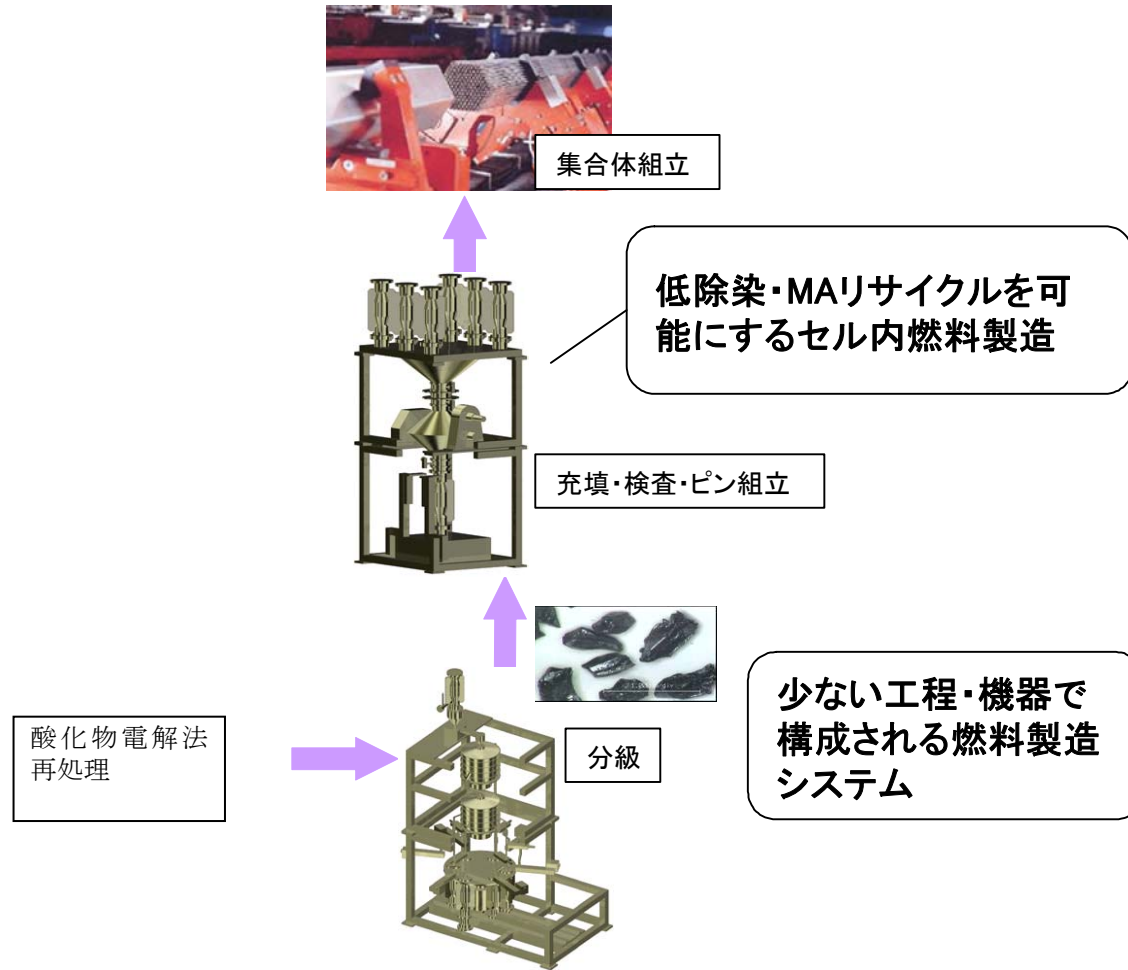
硝酸溶液混合によるプルトニウム富化度調整についてはモックアップ装置を用いた試験、マイクロ波直接脱硝についてはビーカースケールでの MOX 試験を実施し、随伴する FP の影響などの検討が必要ではあるものの、プロセスの成立性が概略確認されている。

粉末流動性改良については、造粒処理による顆粒調整技術により流動性を改良する手法について試験が行われ、転動造粒法により平均粒径 700 ~ 1000 μm の MOX 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されている。

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た。更に、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 ペレットの製造に成功し、ホッ



図一● 振動充填法/湿式法再処理対応(スフェアパック法)の燃料製造の概念図



図一● 振動充填法/酸化物電解法再処理対応(バイパック法)の燃料製造の概念図

トセル内遠隔製造の見通しが得られている。

イ. 振動充填法/湿式法再処理対応（スフェアパック法）（MOX 燃料）

(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。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する。微粉末発生が少ないとともに簡素化工程のため、遠隔自動化に適合することが期待されている。（図一●参照）。

(b) 要素技術開発

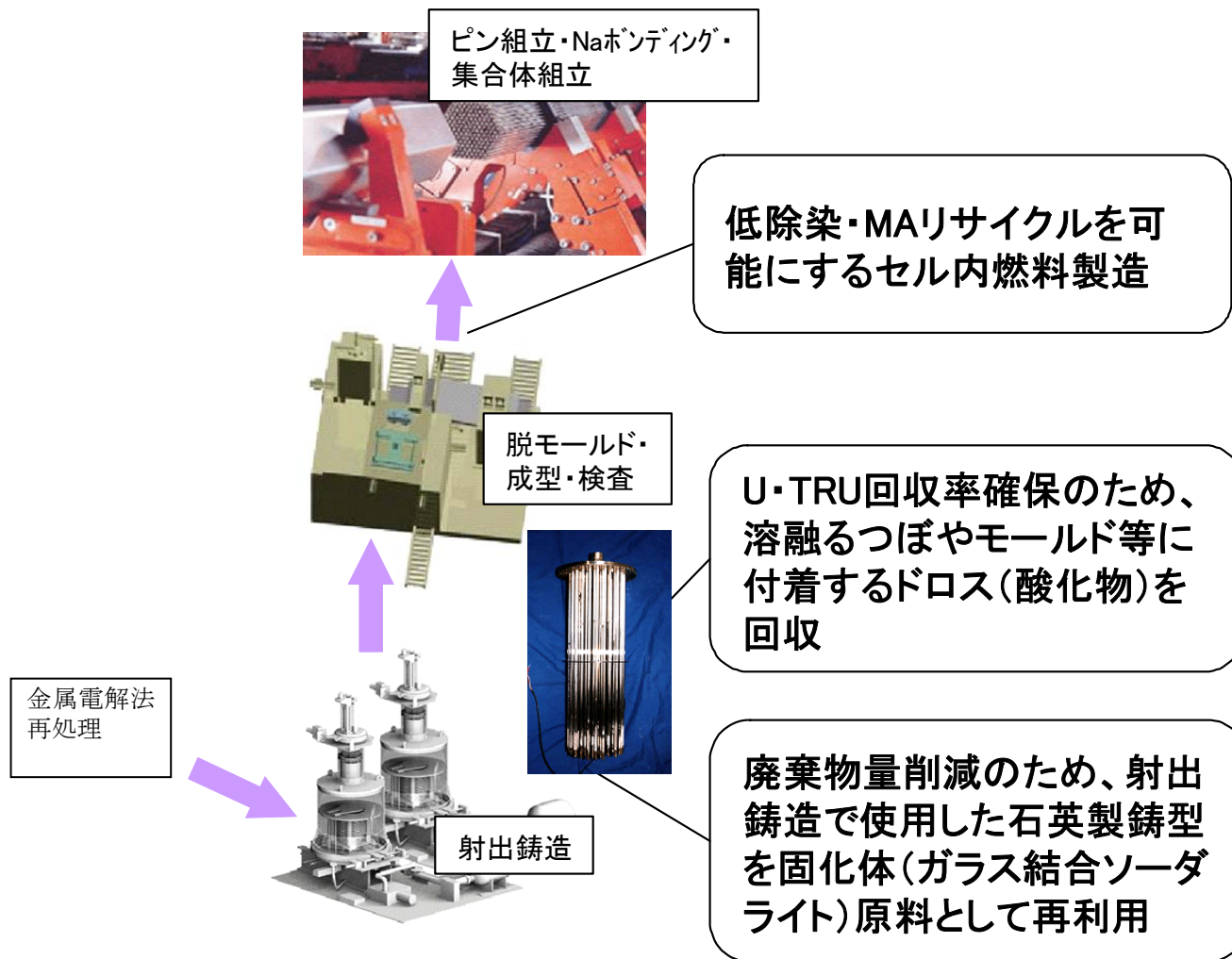
ウランや模擬 FP 元素を添加した粒子製造試験やネプツニウム含有 MOX 燃料粒子の製造によりゲル化技術の成立性が確認されている。粒子充填技術については、大小 2 種類の粒径の模擬粒子（ガラス及びハフニア）を用いた充填試験、及びオランダの高中性子束炉「HFR」での照射試験に供したネプツニウム－MOX スフェアパック燃料の製造を実施している。これらにより、スミア密度 80%程度の充填密度が達成可能であること、軸方向密度の偏差が許容できるレベルであることが確認されている。

ウ. 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）

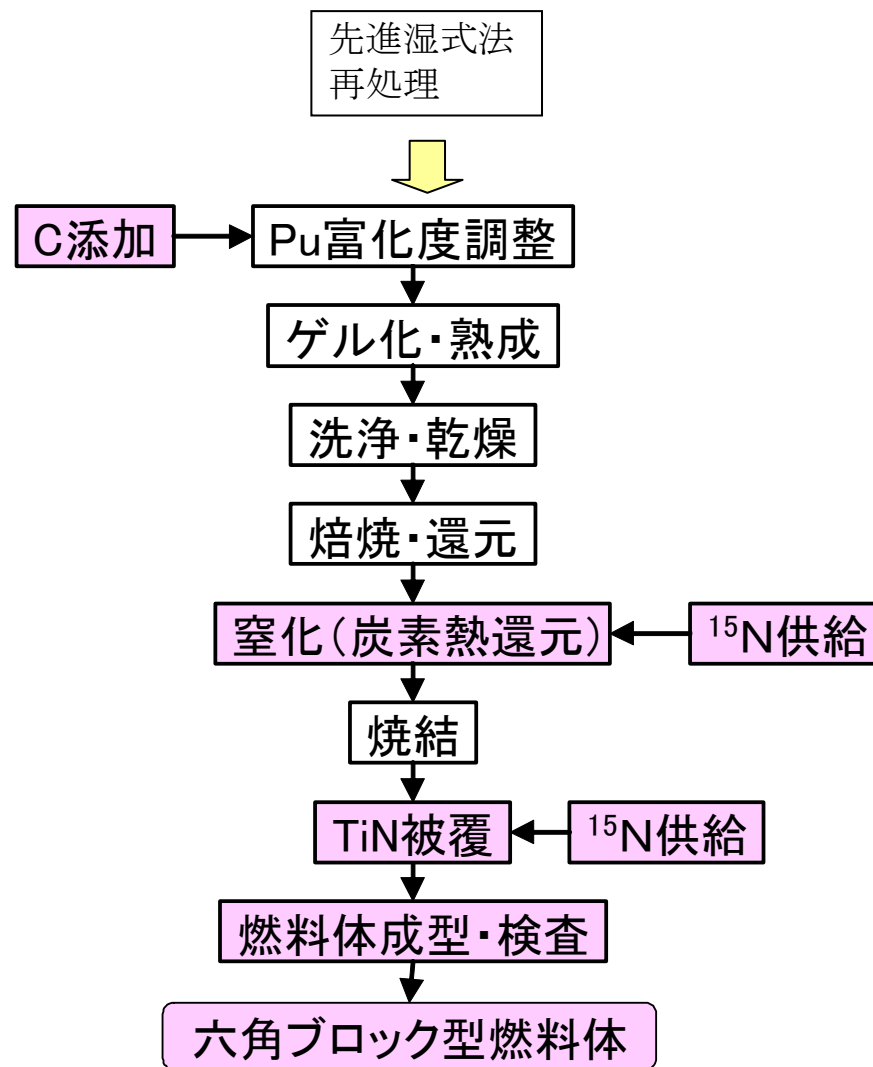
(a) プロセスシステムの特徴

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（図一●）。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。

(b) 要素技術開発



図一 ● 射出鋳造法燃料製造の概念図



図一● 被覆粒子燃料製造の概念図

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とできる見通しが得られている。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されている。

エ. 射出鋳造法（金属燃料）

(a) プロセスシステムの特徴

射出鋳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る。射出鋳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鋳型を溶融合金に浸漬する、再び、装置内にアルゴンガスを導入することで、鋳型内部との差圧により溶融燃料合金を鋳型内に射出する。概念図を図一●に示す。簡素な工程、装置小型化、遠隔操作への適合などが特徴である。なお、使用済石英製鋳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。

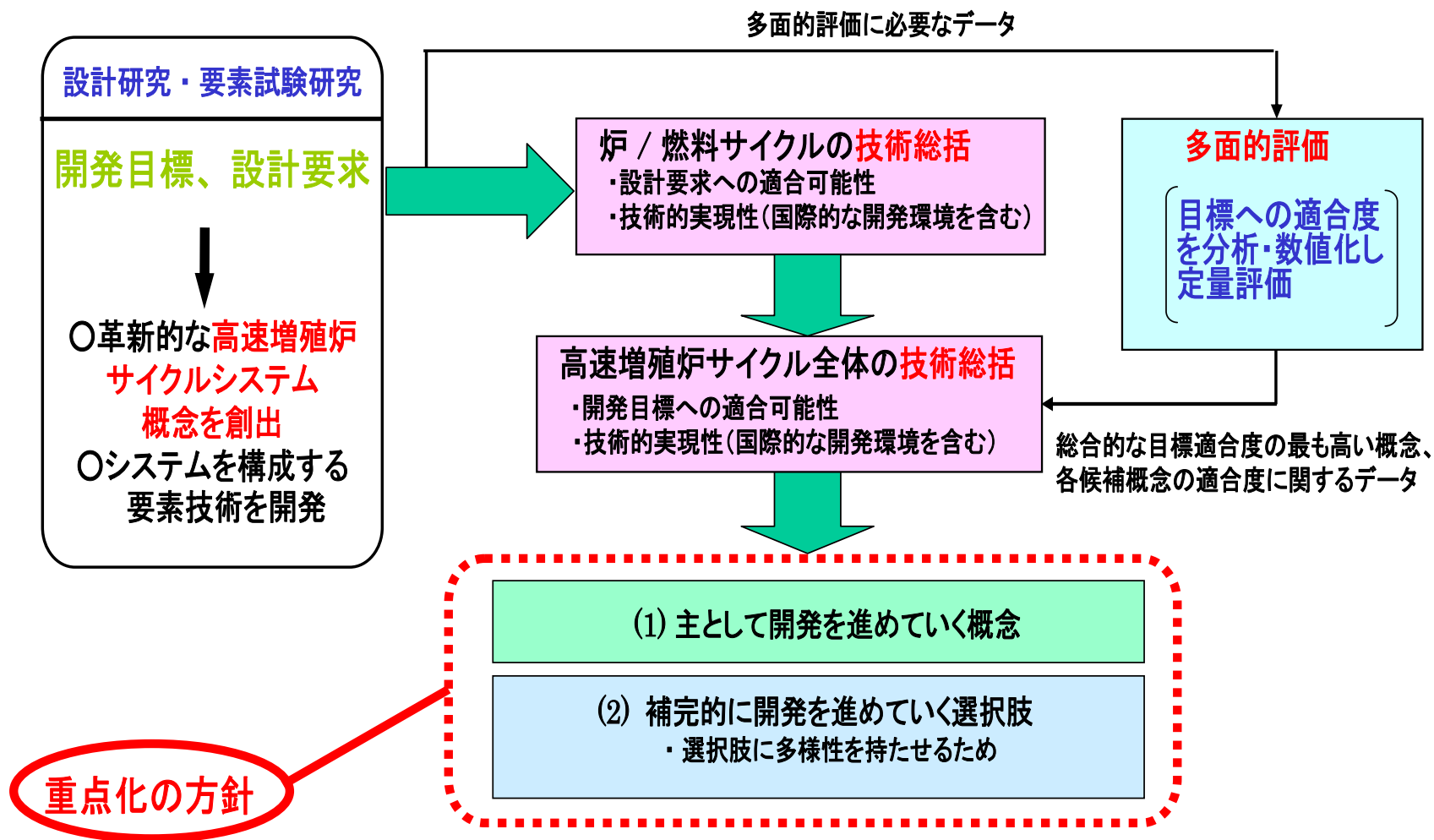
(b) 要素技術開発

ウラン-ジルコニウム合金の射出鋳造試験が電力中央研究所により工学規模（1 バッチ約 20g）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た。日本原子力研究開発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鋳造試験が進められている。また、石英鋳型の廃棄物固化体原料としての利用などについても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。

オ. 被覆粒子燃料製造（窒化物燃料）

(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の燃料核の製造にはゲル化法が適用可能で、図一●に示す通り、原料硝酸溶液に予め炭素粉末



図一● フェーズⅡにおける検討の流れ

表一● 高速増殖炉サイクルの設計要求

開発目標	高速増殖炉の設計要求	燃料サイクルの設計要求
<p>安全性</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷の発生頻度 10^{-6}/炉・年未満 ● 炉心損傷に至る代表事象に対する受動安全性の強化あるいは事故管理方策の具体化 ● 仮想的な炉心損傷時の再臨界発生を回避し、その影響を原子炉容器あるいは格納施設内で確実に終息 	<ul style="list-style-type: none"> ● 同時代の軽水炉燃料サイクルシステムと同等以上（異常の発生要因を極力排除、異常の拡大防止等） ● 施設内での放射性物質の大規模放出事象の発生頻度を 10^{-6}/プラント・年未満に抑制し、その事象を想定しても、施設の閉じ込め能力を確保して、影響を周辺環境に及ぼさない設計
<p>経済性</p> <p>高速増殖炉サイクル全体としての発電原価 4円/kWh</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 建設費：20万円/kWe ● 燃料費：炉心燃料の平均燃焼度 15万MWd/t ● 運転費：連続運転期間 18カ月以上、稼働率 90%以上 	<ul style="list-style-type: none"> ● 再処理・燃料製造費 0.8円/kWh ● 処分費等を含む燃料サイクル費としては 1.1円/kWh
<p>環境負荷低減性</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 軽水炉の使用済燃料中のMAも経済的に燃焼できるよう、5%程度のMA含有低除染TRU燃料を受入可能 ● 長寿命核分裂生成物の核変換能力 	<ul style="list-style-type: none"> ● 発電量あたりの放射性廃棄物の発生量が軽水炉燃料サイクル施設と同等以下を要求、1/10に削減することを目標 ● UおよびTRUの廃棄物への移行率 0.1%以下（目標） ● 長寿命核種の分離核変換技術の採用などにより処分負荷低減の可能性を追求
<p>資源有効利用性</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 増殖比 低除染TRU燃料を用いて増殖比1.0以上を達成できること 1.1以上が達成できる場合は、移行期での経済性向上のため、炉心全体の燃焼度の増加及び連続運転期間の長期化を図る ● 基幹電源としての利用に加え、多目的利用・高熱効率を達成できること（目標） 	<ul style="list-style-type: none"> ● UおよびTRU回収率99%以上
<p>核拡散抵抗性</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 低除染TRU燃料を輸送・取扱い、高線量化により接近性を制限 	<ul style="list-style-type: none"> ● 核物質防護、保障措置への対応を考慮した設計 プルトニウムが単体の状態で存在しないこと ● 低除染・TRU燃料の使用に伴う高線量化による接近性の制限

を添加しておき、炭素を含む MOX 粒子を窒素 (N15) ガス流下で転換し窒化物粒子を得る。粒子燃料の被覆には TiN を化学蒸着により生成させる方法を検討している。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。

(b) 要素技術開発

窒化物燃料製造のゲル化法は酸化物燃料の場合と共通部分が多いため、窒化物燃料サイクルに関わる技術開発は、N15 の濃縮など特有な課題に絞ると共に、ヘリウムガス炉などの進捗に応じて柔軟に進めることができる。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) に関する試験が産業創造研究所で実施され、分離性能などのデータが得られつつある。

表一 ● 各高速増殖炉候補概念の設計要求への適合可能性

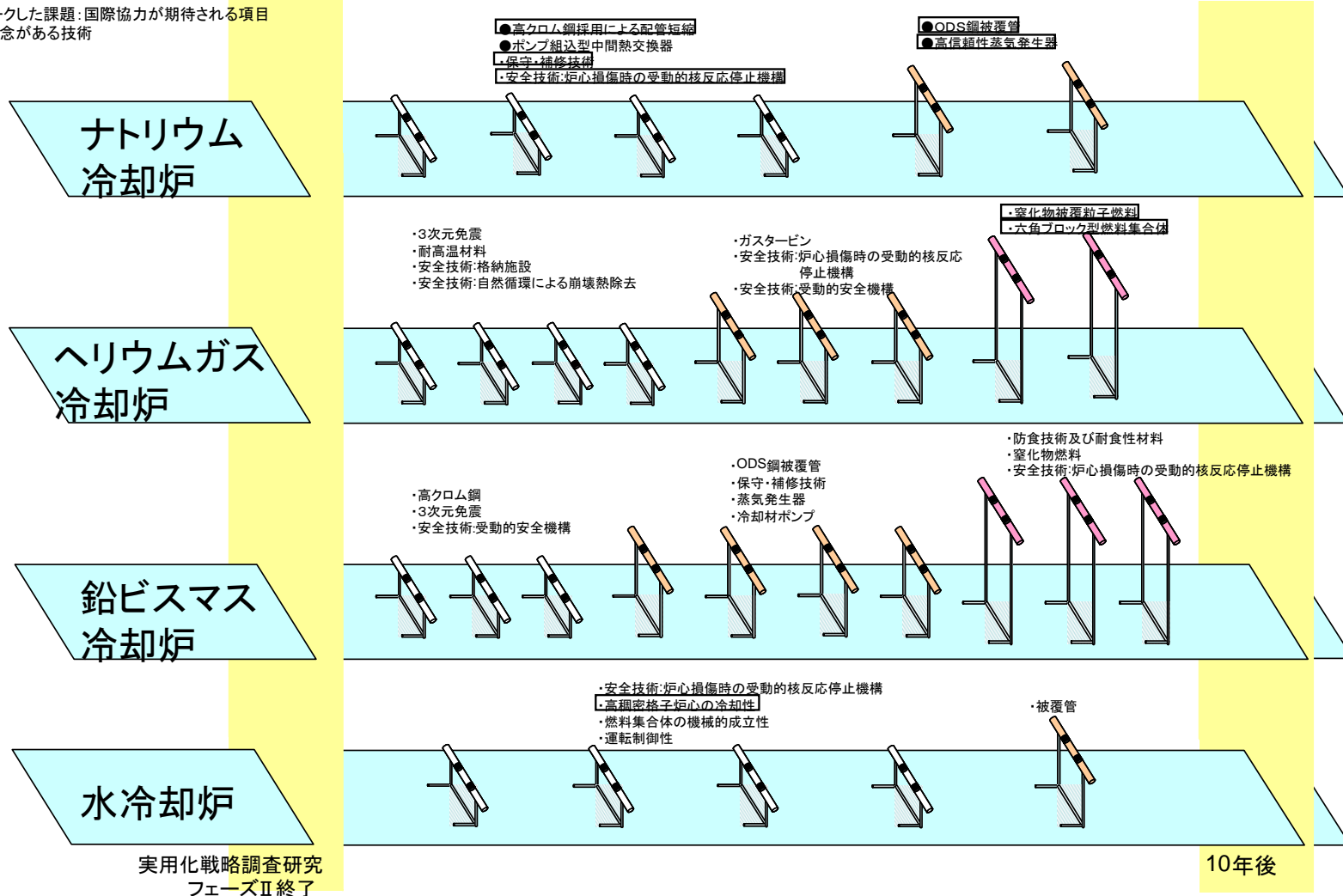
設計要求			ナトリウム炉(1,500MWe) 酸化物燃料(金属燃料)		He炉(1,500MWe) 窒化物燃料		Pb-Bi炉(750MWe) 窒化物燃料		水炉 (1,356MWe) 酸化物燃料
			資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	資源重視	経済性重視	
安全性			受動的安全機構及び再臨界回避方策について炉外・炉内試験実施中		炉心加熱昇圧に伴う燃料流出とコアキャッチャによる再臨界回避の可能性		燃料浮遊による再臨界回避の可能性		吸収体設置などによる再臨界回避の可能性
資源有効利用	増殖比(1.0~1.2程度)		1.10(1.11)	1.03(1.03)	1.11	1.03	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

実現可能性(難易度:ハードルの高さ)の分類
 低:「開発見通しがあり、不確かさが少ない革新技術」
 中:「現状知見に乏しく、開発に不確かさがある革新技術」
 高:「基礎知見に乏しい燃料・材料関連の革新技術であり、不確かさが最も大きく、かつ研究開発に時間がかかる技術」

□でマークした課題:国際協力が期待される項目
 ●:代替概念がある技術



図一 ● 各高速増殖炉候補概念の技術的実現性

(3) 候補概念の比較検討

① 比較検討の方法

図一●に示す通り、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの各候補概念について、それぞれの候補概念が有する能力を評価する観点から、技術的難易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技術についても期待通り成立するものとして、設計要求への適合可能性を評価している。さらに要素技術開発や概念検討において摘出された課題の難易度などにに基づき技術的実現性（国際協力の可能性を含む）を評価し、それぞれの候補概念の技術総括において比較検討を実施している。

ア. 開発目標適合性

高速増殖炉サイクルの開発目標に基づき、高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムに関して表一●に示す設計要求を設定し、各概念の適合性を評価している。

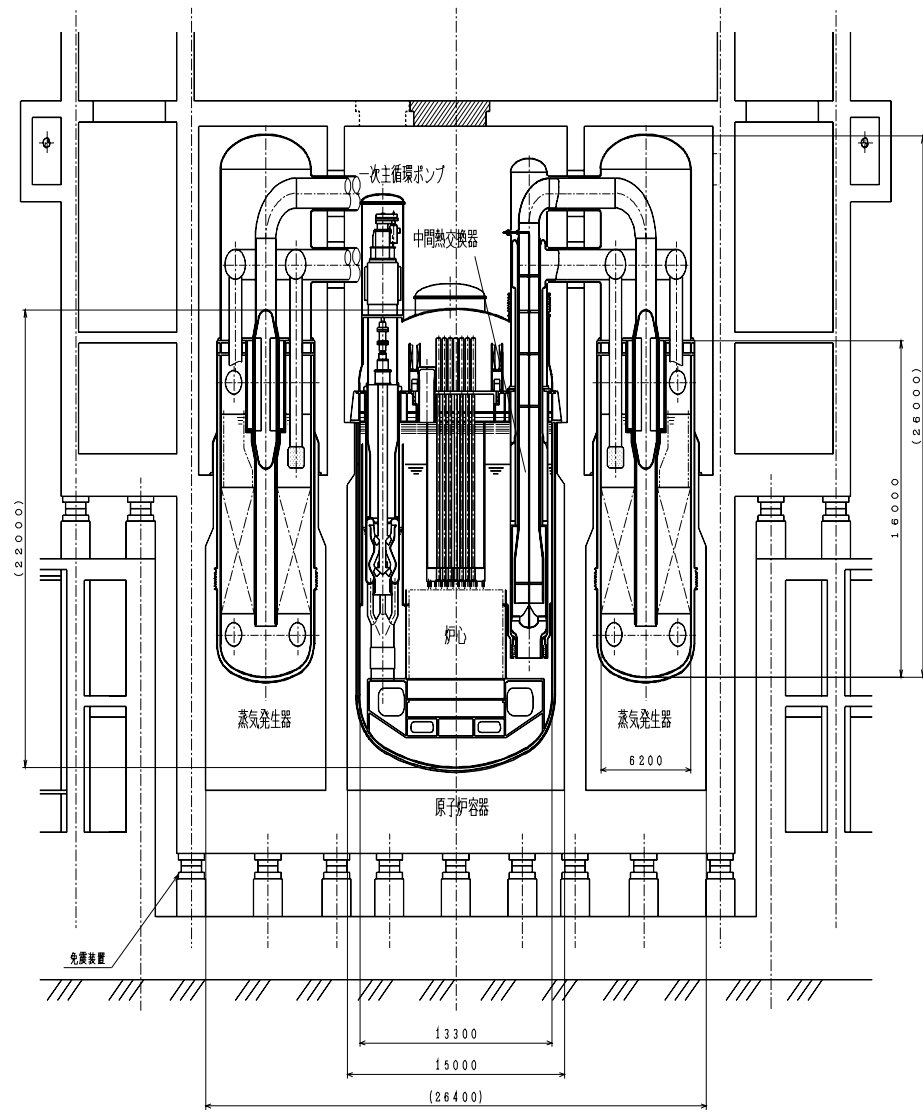
イ. 技術的実現性

実用化するために克服すべき課題の多さとそれぞれの課題の難易度および代替技術の有無と国際協力の可能性から、各概念の技術的実現性を評価している。また、国際協力が活用できれば、効率的な研究開発が期待できるとともに、技術的実現性をより確かなものとすることができることから、それぞれの候補概念の国際協力の可能性も考慮している。

② 高速増殖炉候補概念の比較検討

ア. 開発目標適合性

表一●に示した設計要求への適合性の評価結果は表一●に示す通りである。ナトリウム冷却炉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。ヘリウムガス冷却炉は全ての設計要求に対して適



図一● 比較評価対象としたタンク型炉概念

表一● 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	
製作建設性	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
	製作建設性の見通し	機器・配管が大型化するが、製作可能な範囲	

表一● 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

合する可能性があるが、炉心の核分裂性物質量がナトリウム冷却炉などと比べて多いため、軽水炉からの移行に必要となる期間が長い。一方、高温熱源としての魅力を有する。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。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有り、上記以外の設計要求に対しては、適合する可能性がある。

イ. 技術的実現性

図一●に示すとおり、ナトリウム冷却炉は開発課題が明確であり、またプラントの物量を大幅に削減できる革新技術の研究開発がうまくいかなかった場合においても、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、若干経済性が劣るものの高い確度で原子炉概念の実現性を見通すことが可能である。ヘリウムガス冷却炉の実現性を見通すためには概念成立性にかかわる課題を解決することが必要であるが、国際協力によりこれらの課題が解決されれば技術的実現性をより向上させることができる。鉛ビスマス冷却炉の実現性を見通すためには概念成立性にかかわる課題を解決することが必要であるが、現時点では国際協力によりこれらの課題をブレークスルーできる可能性は低い。水冷却炉は実現性を見通すための課題が炉心燃料関連に限定される。

(参考トピックス1)

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

炉型選定に関して、高速増殖炉の実用化戦略調査研究フェーズⅠにおいてナトリウム冷却高速増殖炉のタンク型炉とループ型炉の比較検討を実施した。建設コストを格段に低減し、設計要求を満たしうるループ型炉との比較検討したタンク型炉の概念は図一●に示すとおり、原子炉容器径の大幅な小径化を狙い、革新技術として原子炉容器内の機器配置密度を向上可能なキドニー型断面の 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、製作性及び建設コストについて比較した結果を表一●に、保守・補修性について比較した結果を表一●に

示す。これらの結果から、経済性、安全性、構造健全性、製作性及び建設コストについては同等になると見込まれるものの、保守補修性、2次系簡素化概念への発展性の点でループ型炉が優れた能力を有すると判断し、ループ型炉を選定した。

但し、これまでに開発された世界の高速度増殖炉をみると、仏国の原型炉「Phenix」、実証炉「Super-Phenix」、ロシアの原型炉「BN-600」、英国の原型炉「PFR」等はタンク型である。一方、ループ型では我が国の実験炉「常陽」、米国の実験炉「FFTF」等、小規模なものが多く、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り運転実績が相対的に少ない。システムの実用化に向けては、その技術的なポテンシャルとともに運転の実績により培われる経験が重要である。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の高速度増殖炉はタンク型炉であり、我が国としては、ループ型炉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うことや原型炉「もんじゅ」の運転再開後の経験を積み重ねとともに、海外におけるタンク型炉の経験や今後の動向に留意し、今後の国によるチェックアンドレビューにおいて海外におけるタンク型炉の経験や今後の動向についてフォローしていく必要がある。

(参考トピックス2)

ナトリウム冷却高速増殖炉における MOX 燃料と金属燃料の比較

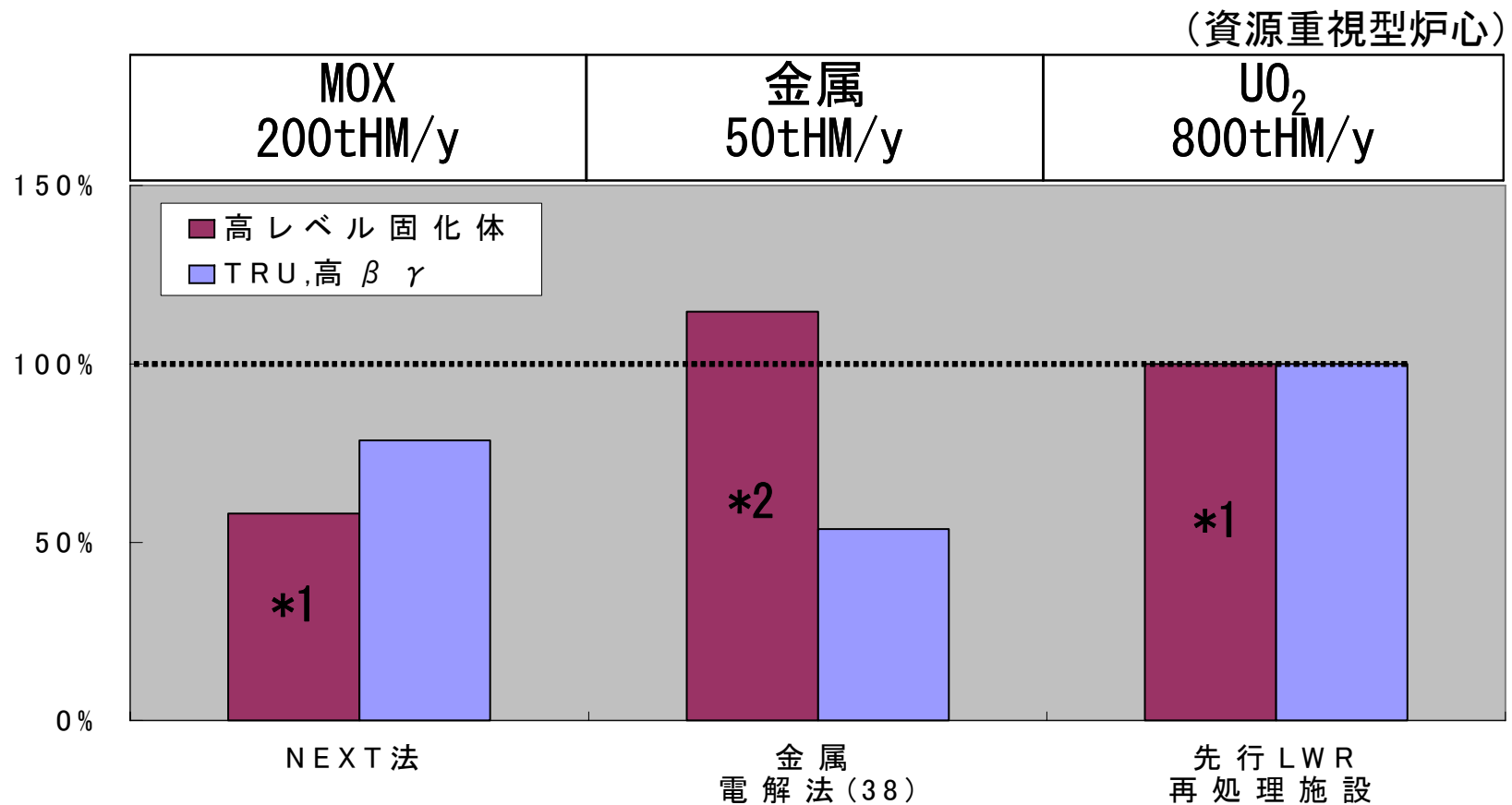
ア. MOX 燃料炉心と金属燃料炉心の比較

金属燃料は重金属密度がMOX燃料よりも 30%程度大きいことから、高増殖炉心を達成し易く、様々な状況に柔軟に対応できる。また、全炉心取出平均燃焼度を高め易い。

一方、金属燃料炉心は炉心材料への高速中性子照射量が著しく増加するので、耐スエリング材料開発への要求が高くなる。材料の能力に依存して MOX 燃料炉心と同じ高速中性子照射量に制限される場合には、金属燃料炉心であっても MOX 燃料炉心以上の高燃焼度化は困難となる。また、世界的に見ても金属燃料は MOX 燃料に比べて照射実績が圧倒的に少ない。原子炉出口温度 550 °C で用いる場合には、金属

表一● 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%	



図一 ● 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

燃料に対する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 での健全性の確認が必須となる。(表一●参照)

イ. 燃料サイクルシステムの比較

先進湿式法と簡素化ペレット法の組み合わせは、設計要求に対し十分に適合する可能性がある。また、年間処理能力が 200 トンを想定した場合、先進湿式法が最も経済性が高く、更なるスケールアップ効果が期待できることから、特に大規模な再処理施設となる場合には先進湿式法の経済性が最も高くなる可能性がある。一方、金属電解法と射出鑄造法の組み合わせは、設計要求に適合する可能性があり、特に中型の再処理施設となる場合には経済性に優れる可能性がある。しかし、再処理施設からの廃棄物の発生量の観点からは、人工鉱物（ガラス結合ゼオライト）への FP 添加量が低いため、高レベル廃棄物発生量は体積換算にして、設計要求より若干多く、先進湿式法の 1.7 倍程度となると評価されている。(図一●参照)

技術実現性の観点では、金属電解法と射出鑄造法の組み合わせは、我が国においては研究開発の実績が多くないが米国において研究開発が進んでおり、米国との国際協力の可能性を含めると、実現性を見通すことが可能なレベルにあると考えられる。しかし、金属電解法では、高レベル放射性廃棄物への FP 添加率向上・固化体の大型化が必要なこと、現在体系化されているホウケイ酸ガラスの高レベル放射性廃棄物と同等な新たな地層処分体系の整備が必要なこと、大型電解装置の導入に伴い新たな臨界管理手法が採用されているが、臨界防止や計量管理に高い測定精度が要求されることなどから、現時点では、先進湿式法に比べ研究開発に時間を要するものと評価できる。

③燃料サイクル技術候補概念の比較検討

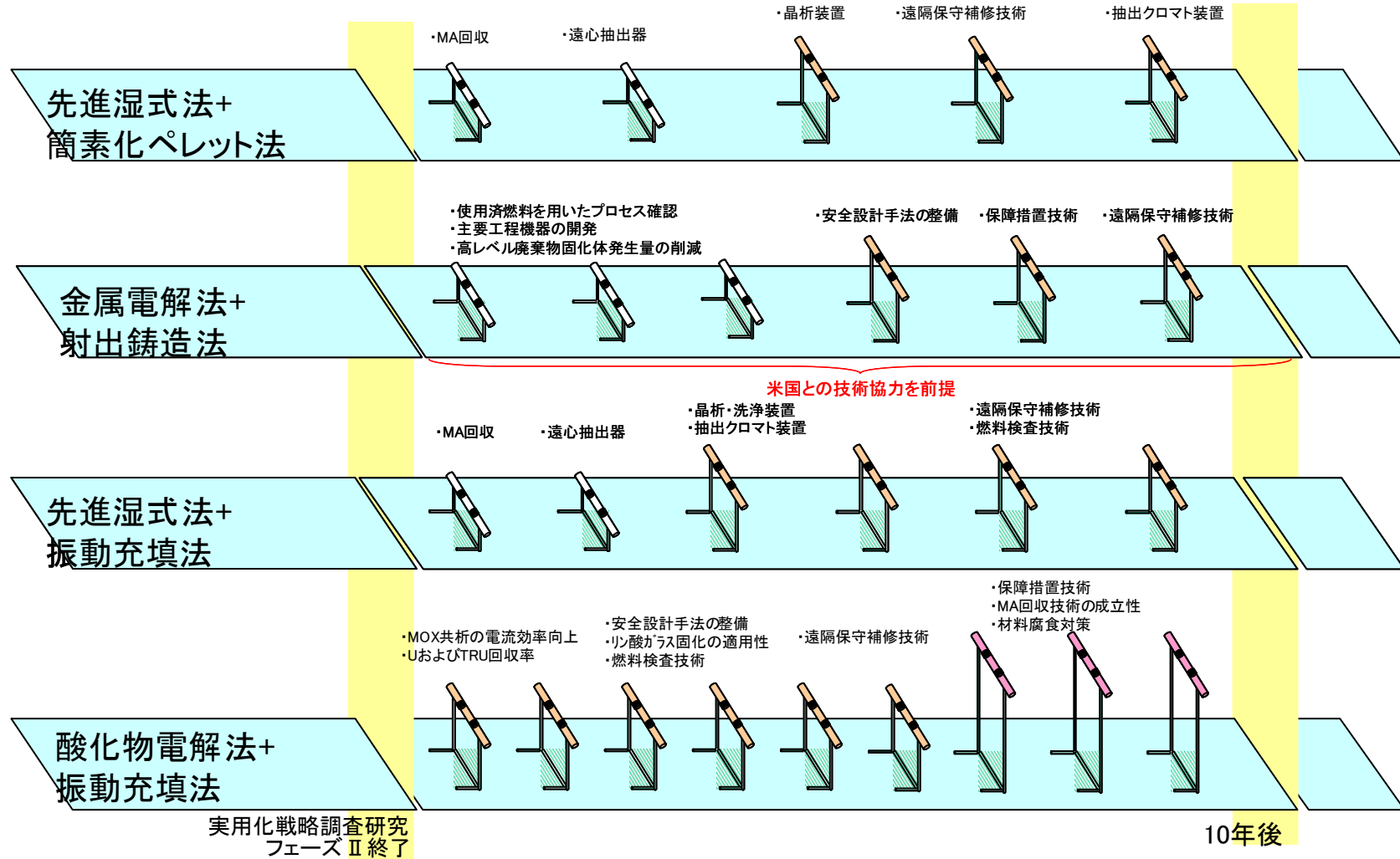
ア. 開発目標適合性

表一●に示した設計要求への適合性の評価結果は表一●に示す通りである。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

表一● 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 +射出鑄造法		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%					約110%	約90%
	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50%		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										

実現可能性(難易度:ハードルの高さ)の分類
 低:「開発見通しがあり、不確かさが少ない革新技術」
 中:「現状知見に乏しく、開発に不確かさがある革新技術」
 高:「基礎知見に乏しい燃料・材料関連の革新技術であり、不確かさが最も大きく、かつ研究開発に時間がかかる技術」



図一● 各燃料サイクルシステム候補概念の技術的実現性

が全ての設計要求に対して十分に適合する可能性があり、スケールアップ効果により大規模施設の経済性は最も高くなる可能性がある。金属電解法再処理と射出鑄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、中型施設の経済性においては最も高くなる可能性がある。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。今後、最終処分場概念との関係も踏まえての評価が必要である。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。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るが、ホット試験による MA 回収率の確認が必要である。中型施設の経済性は先進湿式法と簡素化ペレット法を上回る可能性がある。

イ. 技術的実現性

図一●に示すとおり、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は、燃料製造設備の遠隔での保守補修性等に課題はあるが、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ことから実現性を見通すことが容易である。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。また仏国ではホット試験が行える施設において関連研究が実施されており、国際協力を期待することも可能である。金属電解法と射出鑄造法は、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いると考えられ、実現性を見通すことが可能といえる。課題として、高レベル放射性廃棄物発生量の削減、計量管理手法の検討などがある。日本国内に研究開発を行える施設が少ないため、現時点では、研究開発に長期間を要すると見込まれる。先進湿式法とスフェアパック燃料製造の組み合わせは、ペレット法に比べて技術的知見が少ないが、実現性を見通すことは可能といえる。課題として、燃料ピン品質検査技術、遠隔保守補修技術などがある。酸化物電解法とバイパック燃料製造の組み合わせは、再処理について工学的な実現性に関わる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見通しである。

高速増殖炉システム(ナトリウム冷却炉)

● 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) 高速増殖炉サイクル候補概念の評価

「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ最終報告書」においては、高速増殖炉サイクルの候補概念について設計要求への適合可能性及び技術的実現性を比較しており、その結果は、表一●のようになっている。

これらの研究開発結果を評価し、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「4. (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政策的な判断の視点を十分に踏まえて、適切な概念を選択する必要がある。

検討の結果、今後研究開発を特に進めるべき「主概念」としては、「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」が適切であると判断する。また、「補完概念」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」が適切であると判断する。

主概念の炉システムについては、世界に誇れる安全論理、高燃焼度を実現できる被覆管材料、プラント物量削減に貢献しうる高クロム鋼の構造材等を携えており、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。一方、燃料サイクルシステムについては、高いポテンシャルを有すると評価しているが、実験室レベルでの実績しかないので、工学レベルでの早急な検討が必要であり、他の技術との比較検討を適宜実施する必要がある。また、主概念で考えている革新技术の技術実現性は高い。一方、補完概念については、技術実現性に関して不確実性が伴うものの、将来の社会ニーズに柔軟に適合しうる概念であり、その開発においては国際協力が期待される。

これらの判断は、政策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。

高速増殖炉システム(ヘリウムガス冷却炉)

●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°C)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。

高速増殖炉システム(水冷却炉)

●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年程度及び250年程度を要するとされている。これは、それぞれの原子炉を運転開始するために必要となるプルトニウムの必要量が大きいため、新たに設置される原子炉に提供可能となるプルトニウム量を得るために長期間を要することを意味している。また、ヘリウム冷却高速増殖炉の場合、「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ最終報告書」で提案されている設計概念では、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に比較して悪いので、増殖性能は1.11程度に留まっている。また、水冷却高速増殖炉の場合には、水を冷却材に用いているので、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に比較して悪く、増殖性能を1.10以上の設計とすることは技術的に困難であり、検討結果では増殖比が1.05に留まっている。

軽水炉のプラント寿命が60年とされていることを踏まえると、これらのタイプの高速増殖炉が全ての軽水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世代にわたりさらに建設する必要性が見込まれる。従って、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が薄いと判断され、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。しかしながら、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が多く必要である。国際的に見ても、現時点においては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なく、基礎的課題をブレイクスルーできる可能性は、

高速増殖炉システム(鉛ビスマス冷却炉)

●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。

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

比較的低いと考えられる。

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、「選択と集中」をはかる必要があることを踏まえれば、現時点において鉛ビスマス冷却高速増殖炉と比較した場合、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られる。

③ ナトリウム冷却高速増殖炉（金属燃料）と金属電解法再処理

同じナトリウム冷却高速増殖炉であるが、燃料ピンの内部に詰める燃料が、酸化物状態である MOX 燃料方式と金属状態である金属燃料方式がある。

国内外でこれまで運転されてきた多くの高速増殖炉は、MOX 燃料方式となっている（実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」、仏国の原型炉「Phenix」、実証炉「Super-Phenix」など）。この MOX 燃料方式に対応した再処理方式としては、湿式法との組み合わせが合理的である（金属電解再処理法を適用するためには、金属電解法を用いた再処理工程に MOX 燃料を金属に還元する工程を追加する必要がある）。

金属燃料方式は、実験炉において採用された例がある。この金属燃料方式に対応した再処理法としては、金属電解法との組み合わせが合理的である。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。

金属燃料方式のナトリウム冷却高速増殖炉は、燃料体以外の部分は MOX 燃料方式と同様であり技術的な課題は共通である。その一方で、MOX 燃料方式に比較した場合、核分裂に寄与する中性子の効率が低い性質を利用し、燃料を効率的に燃焼できる、高増殖比を確保しやすい、炉心をコンパクトにできる、炉心に装荷するプルトニウムの量を減らせる、などのメリットを有した原子炉の設計が可能である。ただし、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、MOX 燃料と同程度の燃焼度しか得られないことから、このような金属燃料方式の優位性が失われる可能性があり、今後詳細な検討が必要である。

設計要求への適合可能性(MOX燃料と金属燃料)

設計要求			ナトリウム炉(1,500MWe) MOX燃料		ナトリウム炉(1,500MWe) 金属燃料		備考	
			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		受動的安全機構については同左。 再臨界回避方策については炉外基礎試験実施中、炉内試験は計画段階			
資源有効利用	増殖比(1.0~1.2程度)		1.10	1.03	1.11	1.03		
	初装荷炉心に必要となる核分裂性物質		5.7t/GWe	5.8t/GWe	4.9t/GWe	5.1t/GWe		
	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	—	60年程度	—		
環境負荷低減	MA燃焼		低除染条件で、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					
	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、自己生成分のLLFP(I-129とTc-99)を核変換できる可能性あり					
経済性	燃料費削減	燃焼度 炉心平均(15万MWd/t以上)	14.7万MWd/t	15.0万MWd/t	14.9万MWd/t*	15.3万MWd/t*	*金属燃料炉心については、炉心燃料への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 $5 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ を約70%上回っている。	
		全体平均(6万MWd/t以上)	9.0万MWd/t	11.5万MWd/t	13.4万MWd/t*	15.3万MWd/t*		
	稼働率向上	連続運転期間(18ヶ月以上)	26ヶ月	26ヶ月	22ヶ月	22ヶ月	金属燃料炉心は燃焼反応度が小さく、燃料交換バッチ数の変更により、運転サイクル長さをMOX燃料炉心と同等とすることは容易である。	
		稼働率(計算値)(90%以上)	95%程度		94%程度			
	熱効率向上	出口温度		550°C		550°C**		**金属燃料炉心については、燃料被覆管の内面温度制限値650°Cの妥当性確認が必要。
		熱効率/所内負荷率		42.5% / 4%		42.5% / 4%		
資本費削減	建設単価(20万円/kWe以下)		相対値:90%程度		相対値:90%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)

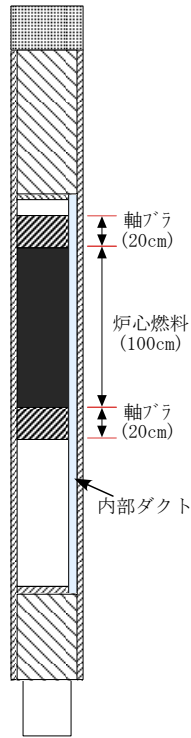
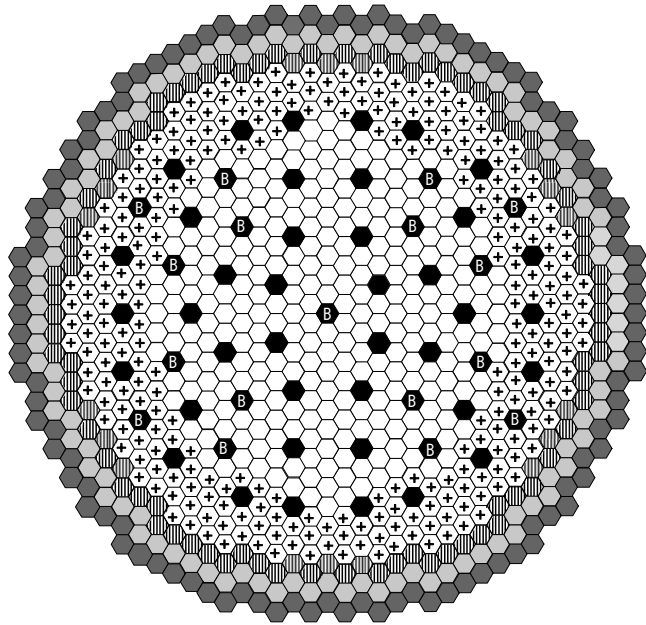
資源重視: 倍増時間を短縮し、より効率的にPuを増殖させる炉心仕様
 経済性重視: 平均燃焼度向上により燃料サイクルコスト低減を図った炉心仕様

ナトリウム冷却大型MOX燃料炉心（資源重視型炉心）

赤:資源有効利用性

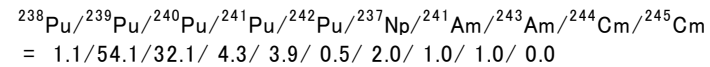
青:経済性

主要仕様及び炉心特性



項目		設計値
炉心仕様	電気出力 (MWe) / 炉心熱出力 (MWt)	1,500 / 3,570
	原子炉出口/入口温度 (°C)	550 / 395
	炉心型式	均質2領域
	燃料形態	MOX(ペレット型)
	燃料組成	高速炉多重リサイクルTRU ^{*1}
	燃料ピン径 (mm)	10.4
	炉心高さ (cm)	100
	軸方向ブランケット厚さ [上/下] (cm)	20 / 20
炉心特性	炉心等価直径 (m)	5.4
	運転サイクル長さ(ヶ月)	26.3
	燃料交換バッチ数 [炉心/径ブランケット]	4 / 4
	Pu富化度 ^{*2} [内側/外側] (wt%)	18.3 / 20.9
	燃焼反応度 (Δk/kk')	2.3
	増殖比	1.10
	最大線出力 (W/cm)	398
	最大高速中性子照射量[E>0.1MeV] (n/cm ²)	5.0 × 10 ²³
	取出平均燃焼度 [炉心/全炉心 ^{*3}] (GWd/t)	147 / 90
	初装荷炉心核分裂性Puインベントリ (t/GWe)	5.7
炉心部ナトリウム沸点反応度 (\$)	5.3	
炉心部ドップラ係数 (Tdk/dT)	-5.7 × 10 ⁻³	

^{*1} MOX燃料高速炉多重リサイクル組成 (wt%)



^{*2} Pu/重金属 ^{*3} ブランケット燃料を含めた燃焼度

MA含有率変動の影響(環境負荷低減性)

○	内側炉心燃料集合体	288体
⊕	外側炉心燃料集合体	274体
⊘	径方向ブランケット	96体
○	SUS遮へい体(1層)	102体
●	Zr-H遮へい体(1層)	108体
●	主炉停止系制御棒	40体
●	後備炉停止系制御棒	17体
合 計		925体

炉心配置構成

項目	高速炉多重リサイクルTRU	軽水炉使用済燃料回収TRU	
		LWR-ALWR混合	プルサーマル-LWR-ALWR混合
Pu富化度 [*] [内側炉心/外側炉心] (wt%)	18.3 / 20.9	17.8 / 20.9	18.0 / 21.6
MA含有率 [*] [炉心平均] (wt%)	1.0	4.1	5.3
増殖比	1.10	1.12	1.15
初装荷核分裂性Puインベントリ (t/GWe)	5.7	5.6	5.3
ナトリウム沸点反応度 (\$)	5.3	5.8	6.0
ドップラ係数 (Tdk/dT)	-5.7 × 10 ⁻³	-4.6 × 10 ⁻³	-4.2 × 10 ⁻³
MA燃焼率 (%/年)	-	4.8	5.0

^{*} 重金属に対する割合

インド、中国が発表した原子力発電所の建設計画では、短期間に数多くの高速増殖炉の導入が盛り込まれている。これを実現するためには、高速増殖炉の運転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。これに対応するため、MOX 燃料方式よりはむしろ金属燃料方式のナトリウム冷却高速増殖炉の導入を想定しているものと考えられる。

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 燃料方式か金属燃料方式かについては、今後判断をするとしている。現在米国内で行われている検討では、高速中性子を使った試験を行うための小型原子炉である「ABTR」の設計活動を、金属燃料方式の小型高速炉「EBR-II」の建設、運転を行ってきたアルゴンヌ研究所が中心となって進めており、その経験を生かし「ABTR」は金属燃料方式となることが有力と言われている。

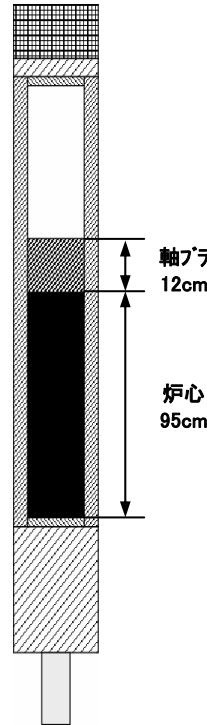
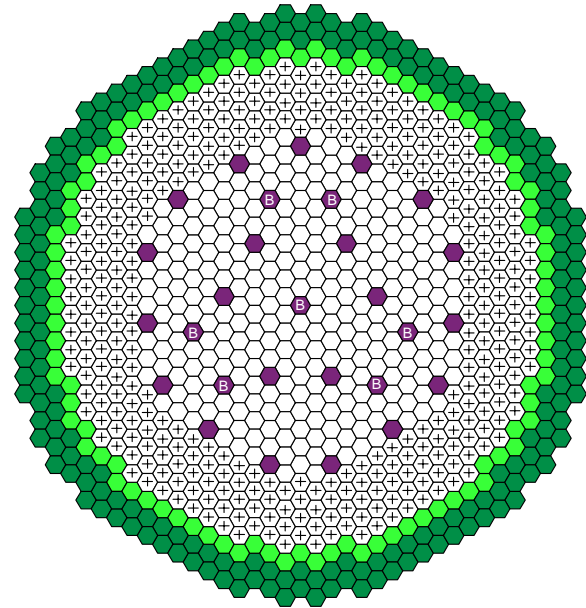
「4. (1) 選択に当たっての基本的な考え方」で述べたように、選択に当たっては、原子炉、再処理、燃料製造の整合性が図られていることが必要である。これは、高速増殖炉の利用が、再処理施設で使用済燃料からプルトニウムやウランなどを分離、回収して再び燃料としてリサイクルすることを前提としているからである。

MOX 燃料方式と金属燃料方式のナトリウム冷却高速増殖炉は、燃料体以外の部分は同様であるが、特に再処理法については、大きく異なる。「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ最終報告書」に示されている検討結果によれば、先進湿式法と金属電解法とを比較した場合、その処理能力が年間 200 トンの施設では先進湿式法が、年間 50 トンの施設では金属電解法が経済性に優れる可能性がある。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、年間 400 トン程度の使用済燃料の発生が想定できるが、2050 年頃から始まる軽水炉から高速増殖炉への移行時期には、高速増殖炉からの使用済燃料の発生量が除々に増加することを踏まえ、ある適切な規模の処理能力を有するプラントを需要に応じて順次増設することが合理的と考えられる。

—大型金属燃料炉心(資源重視型炉心):高速フルエンス制限条件—

赤:資源有効利用性

青:経済性



- 内側炉心燃料集合体 (297体)
- ⊕ 外側炉心燃料集合体 (348体)
- ステンレス鋼反射体 (96体)
- Zr-H遮へい体 (210体)
- 主系制御棒 (21体)
- 後備系制御棒 (7体)

炉心配置構成

主要仕様及び炉心特性

項目		設計値
炉心仕様	電気出力 (MWe) / 炉心熱出力 (MWt)	1,500 / 3,570
	原子炉出口/入口温度 (°C)	550 / 395
	炉心型式	均質重金属密度2領域
	燃料形態	U-TRU-Zr
	燃料組成	高速炉多重サイクルTRU * ¹
	燃料Zr含有率[内側/外側] (wt%)	10.0 / 6.0
	燃料スミア密度[内側/外側] (%TD)	70 / 75
	燃料ピン径 (mm)	7.2
	炉心高さ (cm)	95
	軸方向ブランケット厚さ [上/下] (cm)	12 / -
炉心等価直径 (m)	4.7	
炉心特性	運転サイクル長さ(ヶ月)	21.5
	燃料交換バッチ数 [炉心/径ブランケット]	3 / -
	Pu富化度 * ² [内側/外側] (wt%)	12.1 / 12.1
	燃焼反応度 (%Δk/kk')	0.2
	増殖比	1.10
	最大線出力 (W/cm)	269
	最大高速中性子照射量[E>0.1MeV] (n/cm ²)	5.4 × 10 ²³
	取出平均燃焼度[炉心/全炉心 * ³] (GWd/t)	98 / 89
	初装荷炉心核分裂性Puインベントリ (t/GWe)	4.0
	炉心部トリウムボット反応度 (\$)	8.3
炉心部トップラ係数 (Tdk/dT)	-4.2 × 10 ⁻³	

*¹ ²³⁸Pu/²³⁹Pu/²⁴⁰Pu/²⁴¹Pu/²⁴²Pu/²³⁷Np/²⁴¹Am/²⁴³Am/²⁴⁴Am/²⁴⁵Cm

= 1.1/66.0/25.2/ 2.4/ 2.4/ 0.4/ 1.6/ 0.5/ 0.4/ 0.1 (wt%)

*² Pu/重金属 *³ ブランケット燃料を含めた燃焼度

金属電解法十射出鑄造法の主要な技術課題とR&Dの現状等

項目	技術課題	研究開発の現状		代替技術
<p>[プロセス開発]</p> <p>①使用済燃料を用いたプロセス確認</p> <p>③高レベル廃棄物固化体発生量の低減</p>	<p>①使用済燃料によるプロセス回収率、除染能力、FP挙動等の確認</p> <p>③高レベル廃棄物固化体へのFP添加率の向上および処分体の形状最適化</p>	<p>①国内では、100g程度のU,TRU、模擬FP試験を実施(電中研・原子力機構)、使用済燃料試験は未実施</p> <p>③使用済塩中FPのゼオライトによる吸着とガラス結合ソーダライト固化体の製造・浸出試験を実施中(電中研・文科省公募)</p>	<p>①米国ではEBR-II使用済燃料からのU回収までをFCFで実証しているが、TRU回収や廃棄物処理は未実施</p> <p>③米国では、ガラス結合ソーダライト固化体による地層処分が妥当と判断している。</p>	<p>③FP塩化物を転換してガラス固化体とする</p>
<p>「機器開発」</p> <p>②主要工程機器の開発</p>	<p>(a)電解装置の処理速度向上</p> <p>(b)陰極処理装置のルツボ耐久性向上</p> <p>(c)高温還元抽出装置の機能確認</p> <p>(d)射出鑄造装置におけるモールド材料の改良</p>	<p>(a)国内では、高速電解槽の開発を実施中(電中研・文科省公募)</p> <p>(b)グラファイト内面ZrO₂コーティングの耐久性が不足しており、ドロソが発生する問題があるが、材料開発は未実施</p> <p>(c)国内では、多段向流抽出法のコールド試験を実施中(電中研・文科省公募)</p> <p>(d)国内では、ガラスモールドで工学規模U試験を実施済(電中研・文科省公募)</p>	<p>(a)米国では高速電解槽による使用済ブランケット燃料からのU回収までをFCFで実証</p> <p>(b)米国ではグラファイト内面のZrO₂コーティング処理を毎回実施</p> <p>(c)米国ではIFRプロジェクトとして高温遠心抽出器が開発され、コールド試験に着手したが中断中</p>	
<p>[システム開発]</p> <p>④安全設計手法の整備</p> <p>⑤保障措置技術</p> <p>⑥遠隔保守補修技術</p>	<p>④安全評価の基礎データの不足</p> <p>⑤計量管理の精度データの不足</p> <p>⑥モックアップ試験による確認</p>	<p>④閉じ込め性や臨界防止の検討が行われているが移行率や臨界量の試験データが不足している</p> <p>⑤計量管理の成立性検討が行われているが、電解槽内インベントリー誤差等の試験データが不足している。</p> <p>⑥机上検討のみでモックアップ試験等は未実施</p>	<p>④米国ではFCFの安全性が認可されている。(許認可図書入手済)</p> <p>⑤米国ではFCFの計量管理が実施されている。(詳細不明)</p> <p>⑥米国ではFCFの使用済燃料処理で実証されている。(ピンせん断歯交換、電極モジュール修理、蒸留ルツボコーティング等)</p>	

また、高レベル放射性廃棄物の単位発電量あたりの発生量は、先進湿式法が金属電解法と比較して少ないことや、金属電解法では計量管理技術の開発が課題であることが示されている。

エネルギー技術は、1) 革新的概念に基づく技術システムを実現する方策を探索する研究開発、2) 実現できるとわかった革新的技術システムを支える材料、構造、システム統合技術等の革新を通じてこれを実用化候補まで発展させる研究開発（以上、研究開発段階と呼ぶ）、3) 関連する産業の技術基盤の革新を図ることによって実用化候補技術システムを実用化していく研究開発（実証段階と呼ぶ）という3段階の研究開発活動を経て実用化される。

我が国や英国及びフランスがこれまで有している軽水炉用大型再処理施設は湿式法であり、金属電解法と比較して経験が豊富である。高速増殖炉用再処理については、先進湿式法、金属電解法ともに革新的な技術を数多く導入する必要があるが、基礎的なデータの蓄積では、先進湿式法の方が優れている。しかしながら、第2段階にある原子炉に関する技術的知見と比較した場合、再処理に関する研究開発は第1段階から第2段階への移行期にあると評価され、その技術的知見は少ない。このため不確実性が高い状況にあるが、両者の比較優位を考慮した場合、軽水炉再処理技術の実績や基礎的なデータの蓄積などの差から先進湿式法を「主概念」とすることが適切であると判断する。

なお、米国の GNEP 計画においても、現在の軽水炉から発生する使用済燃料の再処理は、軽水炉の燃料が酸化物であることから湿式法を中心に検討され、金属電解法については将来の高速増殖炉を睨んだ長期的な視点で検討されている。しかしながら、米国は金属電解法のための研究施設を有しており、我が国がこれに相当する研究施設を有していない状況を踏まえ、今後とも米国との研究協力を通じて技術的知見を蓄積することが重要である。