

図1-1-16 フェーズIIにおける検討の流れ

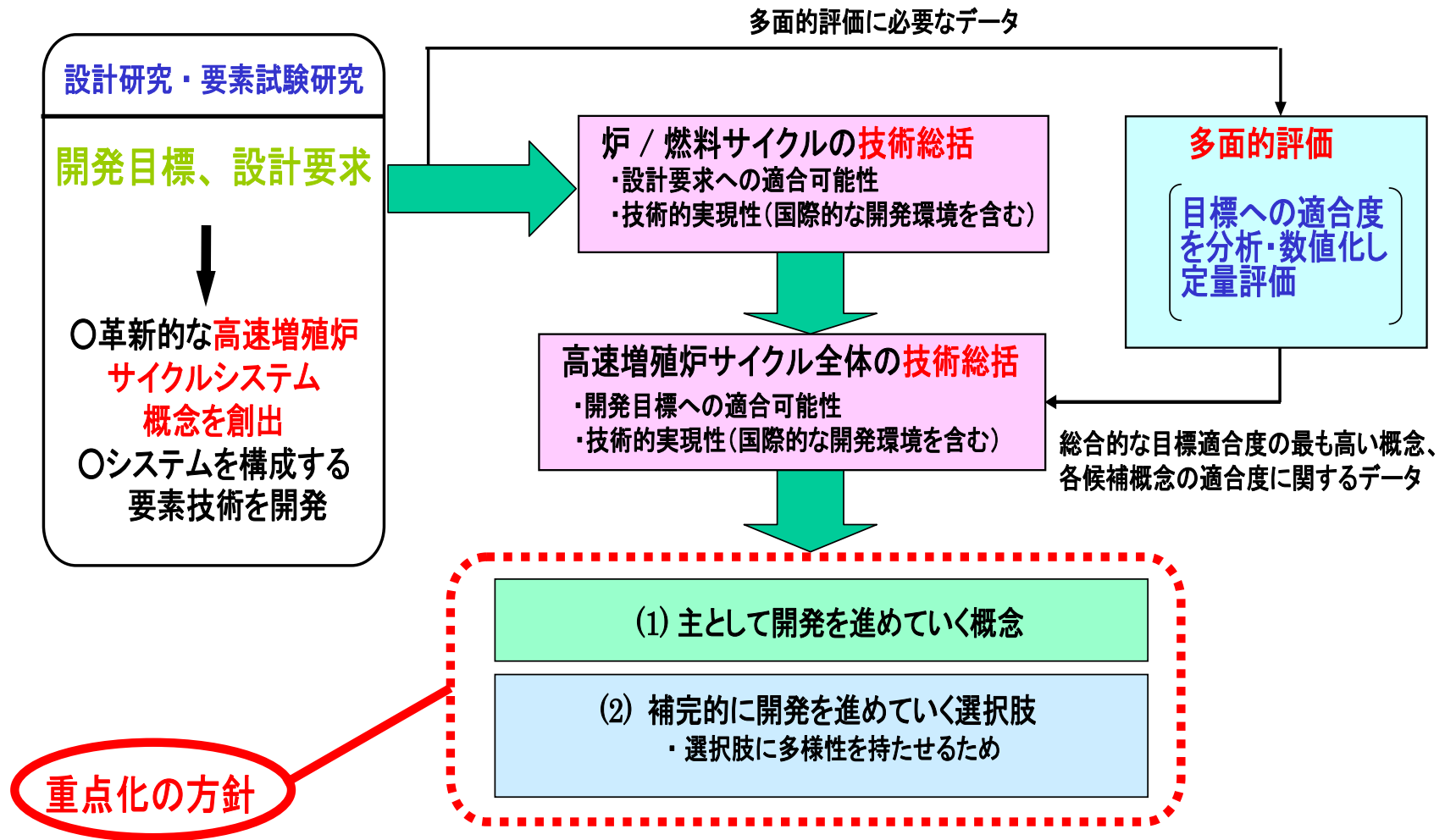


表1-1-13 各高速増殖炉候補概念の設計要求への適合可能性

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易度、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られる。

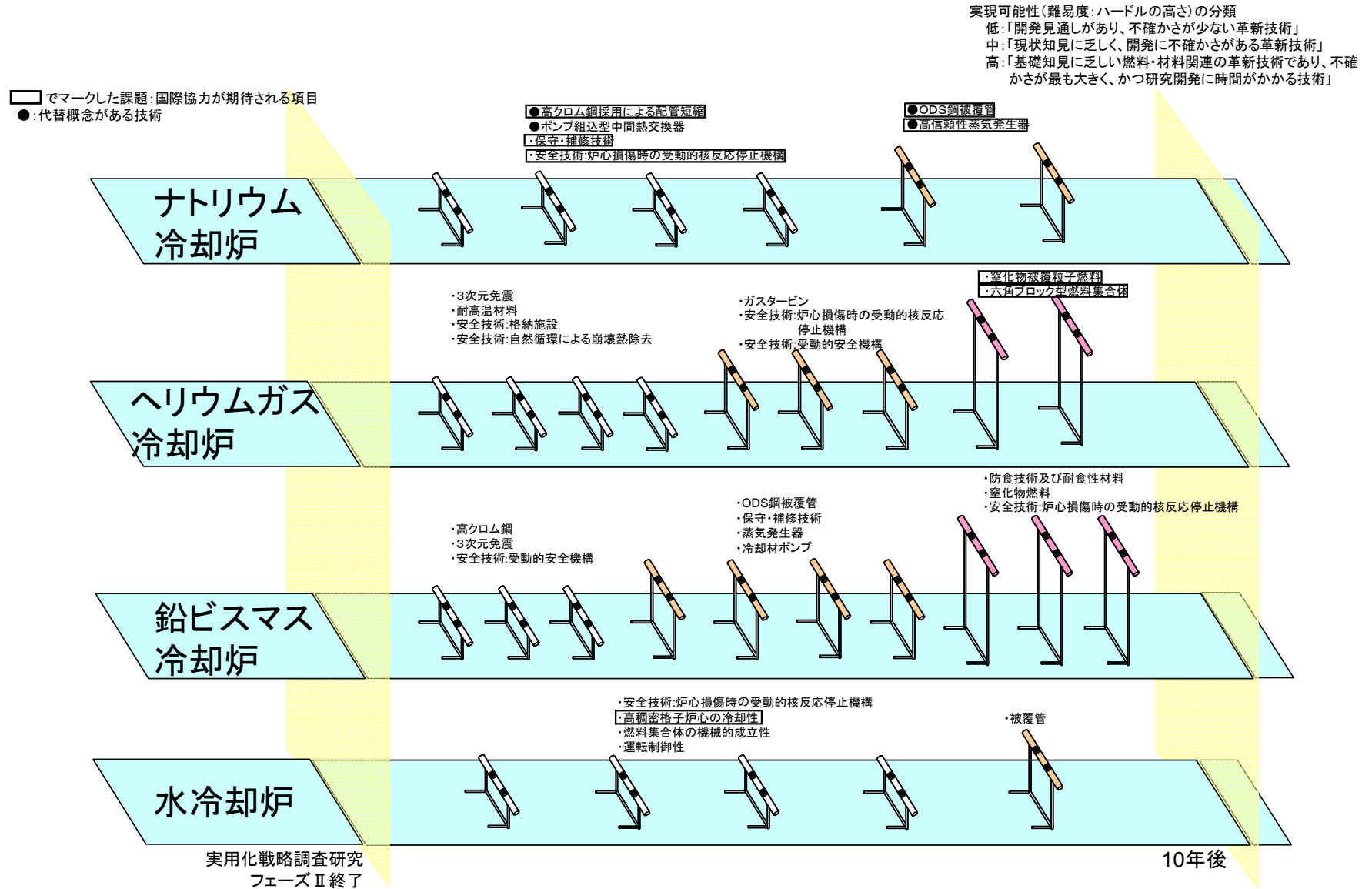
② 高速増殖炉候補概念の比較検討

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られる。

図1-1-17 各高速増殖炉候補概念の技術的実現性



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、その難易度は相対的に低く、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。

水冷却炉は実現性を見通すための課題が炉心燃料にかかわる関連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える。

図1-1-18 比較評価対象としたタンク型炉概念

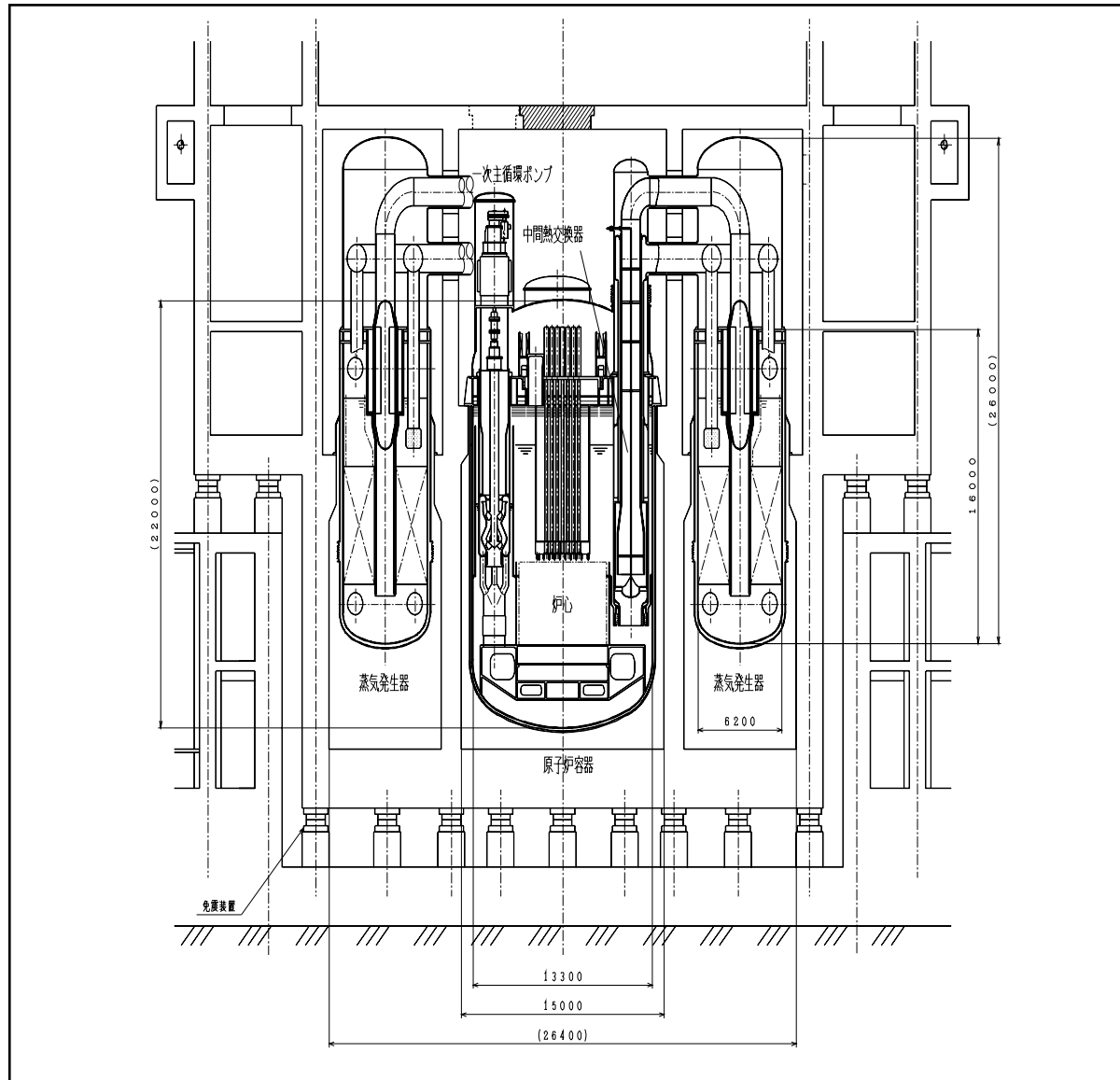


表1-1-14 タンク型炉とループ型炉の性能比較

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 (引抜き洗浄が必要)	検査や補修が必要な場合、両者とも引抜き洗浄が必要であり、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

(参考トピックス)

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

「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える。

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。

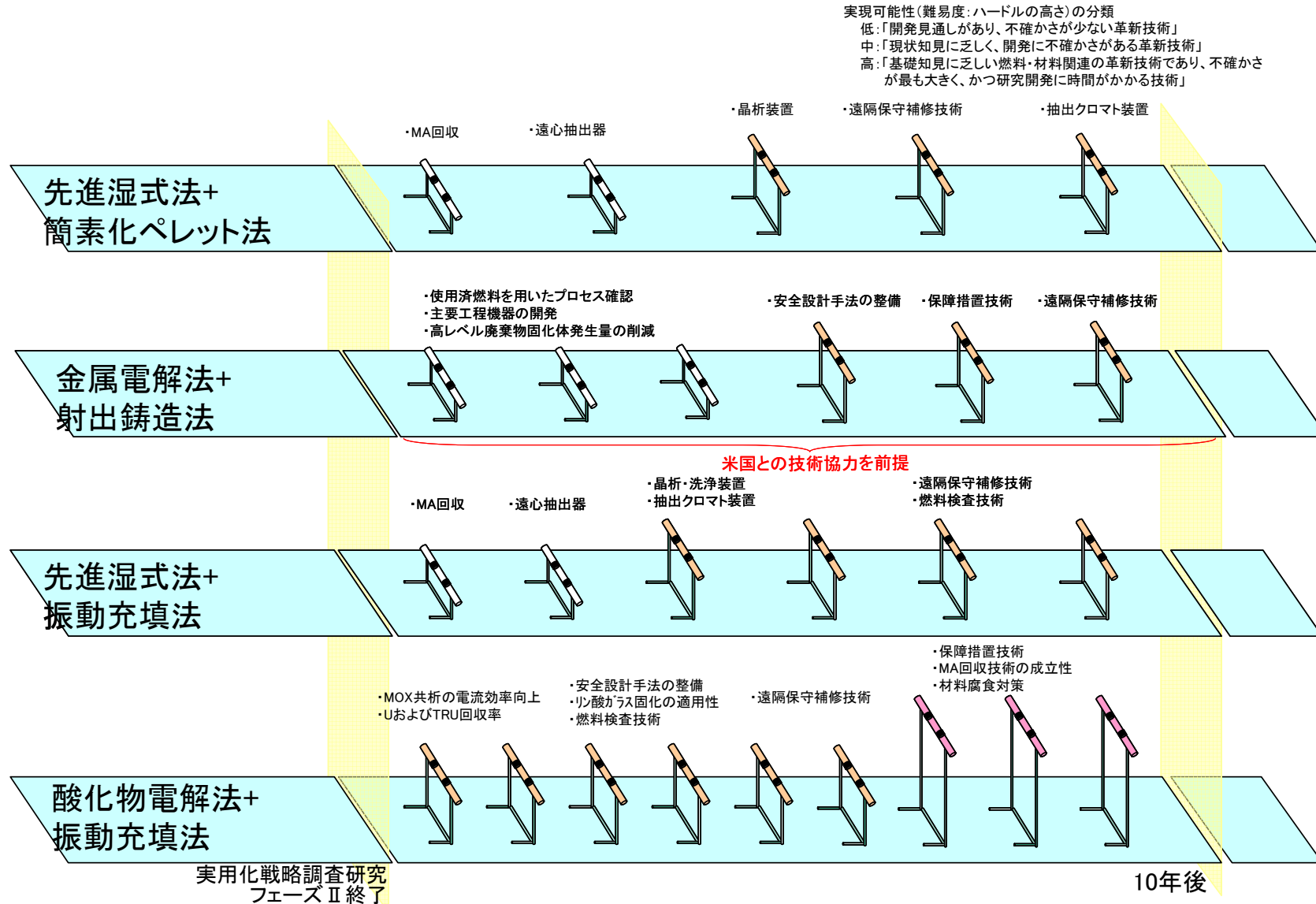
経済性、安全性、構造健全性、製作建設性について比較された結果を表1-1-14に、保守・補修性について比較された結果を表1-1-15に示す。これらの結果を踏まえると、経済性、安全性、構造健全性、製作建設性については概ね同等であると見込まれるものの、保守・補修性、2次冷却系を簡素化したシステム概念への将来の発展性の点でループ型炉が優れたポテンシャルを有していると考ええる。

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%				
	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								

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



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、最も高くな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。

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、中型施設の場合の経済性は最も高くな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、中型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。

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：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には不確実性がある概念

表1-1-18 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ます。

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「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ます。

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、射出鋳造法燃料製造」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ます。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ます。

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ます。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 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 safety 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 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、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 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。

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。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）。

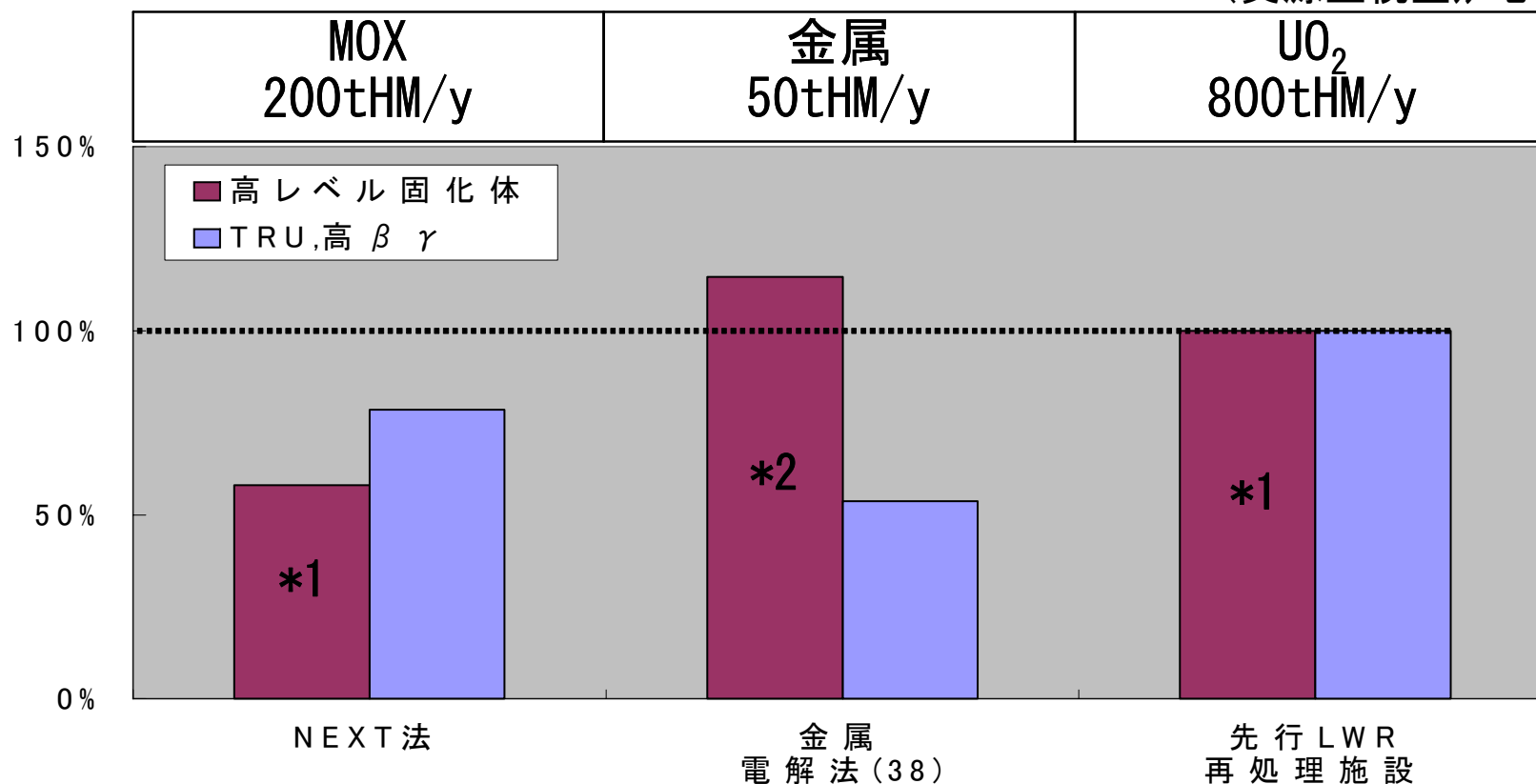
一方、金属燃料炉心では炉心材料への高速中性子照射量が増加することから、炉心材料の耐スエリング性について高い性能が要求される。

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%	

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。

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。

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除々に増加する。このような社会環境の違いに
適応するためには、中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、より経済合理性に合致する可能性が考えら
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鉱物（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、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。