

(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。

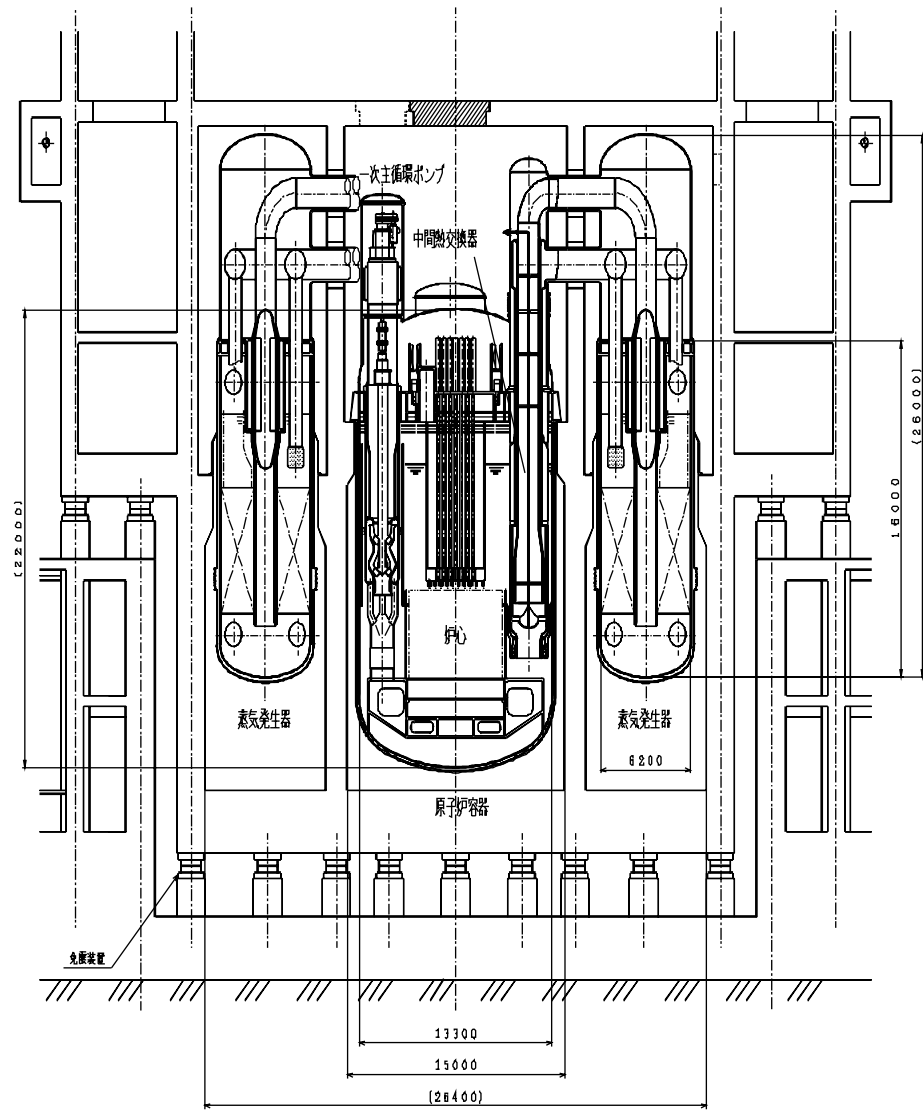
イ. 技術的実現性

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	バウンダリペ 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

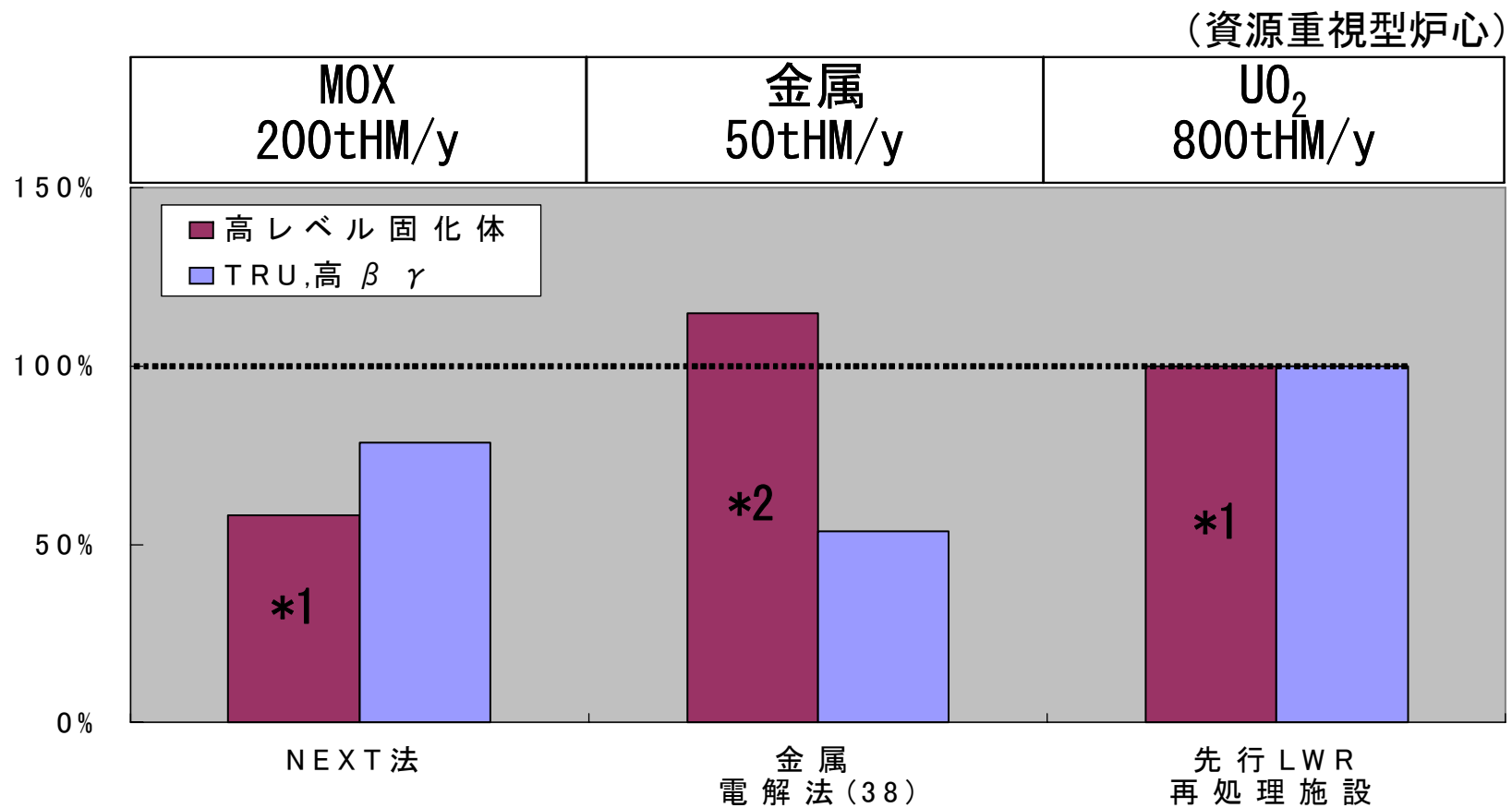
ア. MOX 燃料炉心と金属燃料炉心の比較

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 $5 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ 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 、 $E>0.1\text{MeV}$)		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%	



○ 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。

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

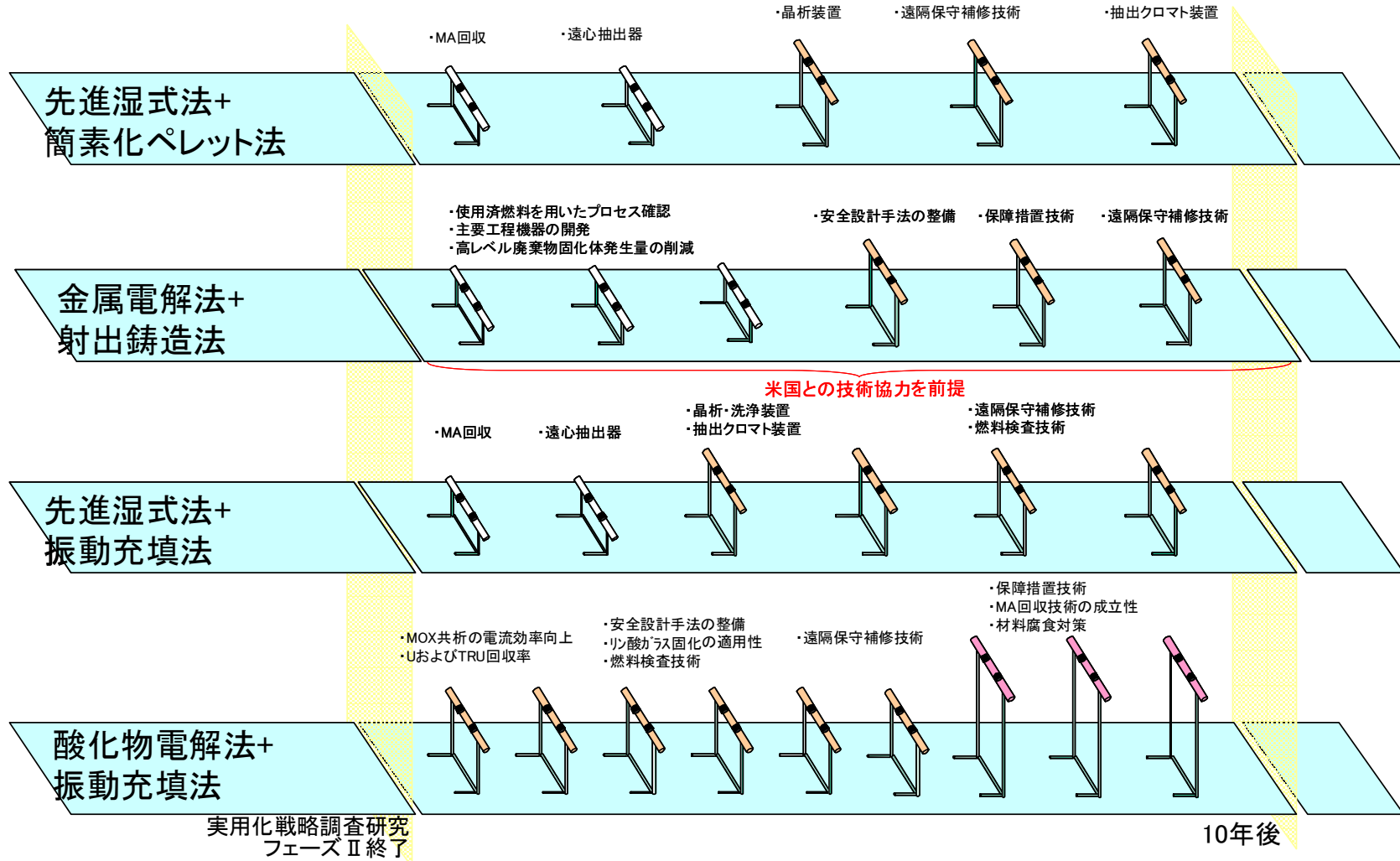
ア. 開発目標適合性

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 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。

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質量		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

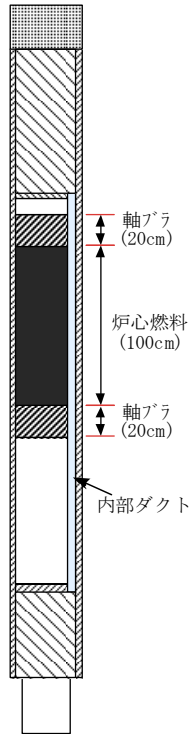
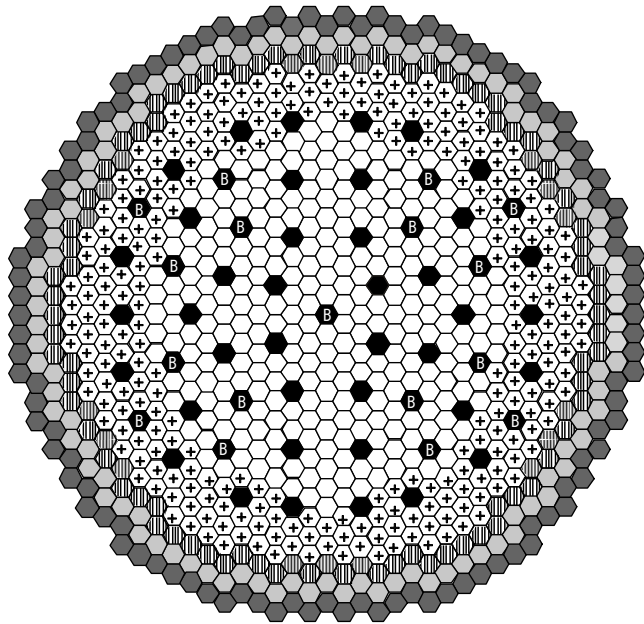
経済性重視: 平均燃焼度向上により燃料サイクルコスト低減を図った炉心仕様

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/k')	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	

○	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

*1 MOX燃料高速炉多重リサイクル組成 (wt%)

$$^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm}/^{245}\text{Cm}$$

$$= 1.1/54.1/32.1/4.3/3.9/0.5/2.0/1.0/1.0/0.0$$

*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)

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。

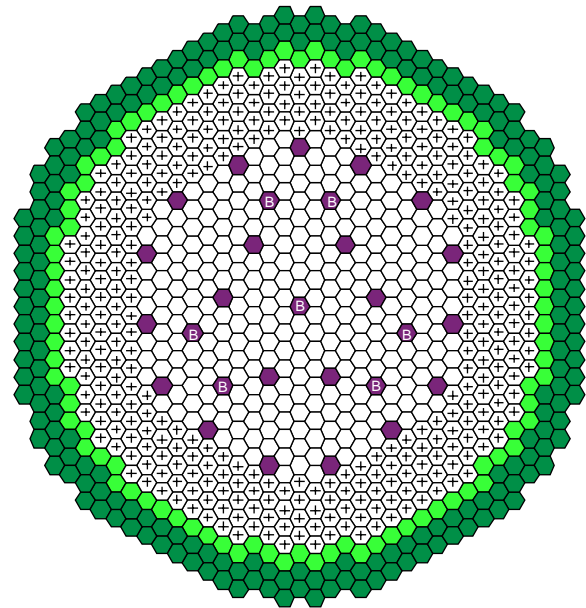
「4. (1) 選択に当たっての基本的な考え方」で述べたように、選択に当たっては、原子炉、再処理、燃料製造の整合性が図られていることが必要である。これは、高速増殖炉の利用が、再処理施設で使用済燃料からプルトニウムやウランなどを分離、回収して再び燃料としてリサイクルすることを前提としているからである。

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—

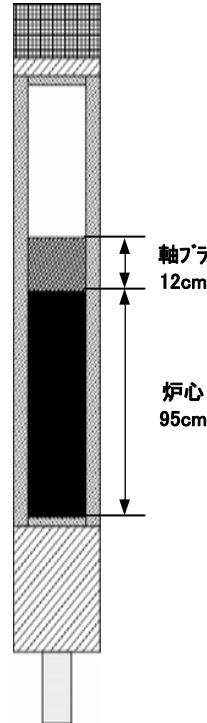
赤:資源有効利用性

青:経済性



- 内側炉心燃料集合体 (297体)
- Zr-H遮へい体 (210体)
- + 外側炉心燃料集合体 (348体)
- 主系制御棒 (21体)
- ステンレス鋼反射体 (96体)
- B 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	高速炉多重リサイクル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
	炉心部ナトリウムボイラ反応度 (\$)	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/²⁴⁴Cm/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。

5. 主概念の今後の研究開発の進むべき方向

現在の知見で実用施設として実現する可能性が最も高いと考えられる概念であることから、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を「主概念」として選択した。

この選択のための検討を通じ、今後の研究開発における考慮事項、新たな研究開発課題、優先的に取り組むべき研究開発課題などが明らかになった。

なお、原子炉に関しては「もんじゅ」を運転するレベルまで開発が進んでいるが、再処理及び燃料製造に関しては現時点においては実験室規模の試験を実施しているレベルであり、実証段階に向けて知見が十分とはいえない。このため、再処理及び燃料製造については、工学規模での試験の実施など精力的な研究開発の実施が必要である。

（1）開発目標、設計要求

2015 年頃までに革新技術の採用可能性を判断して高速増殖炉サイクルの実用化像を提示する研究開発にあたっては、社会情勢の変化等に対応した開発目標や設計要求を掲げることが重要であり、必要に応じて適宜適切な見直しを行うべきである。

① 軽水炉から高速増殖炉への移行期の設計要求

「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」は、高速増殖炉サイクルの適切な実用化像とそこに至るまでの研究開発計画を 2015 年頃までに提示することを目的に行われてきた。この研究開発を通じ、全ての原子炉が高速増殖炉となった時代の将来像に関し、様々な検討を行うための技術的な知見が積み重ねられてきている。

しかしながら、全ての原子炉が高速増殖炉となる将来を実現するためには、そこに至る過程も明確にすることが不可欠である。実証段階に建設される実証炉や実証サイクル施設の設計は実用施設とは時期が異なるため要求される設計要求のレベルが異なる。また、実用施設の導入後から軽水炉のリプレース終了時までは軽水炉と高速増殖炉が並

今後の研究開発目標

2015年頃の技術体系整備に向けた目標

安全性

- 社会の既存リスクに比べて小さいこと

経済性

- 将来の国際標準軽水炉の発電単価に比肩すること

環境負荷低減性

- 放射性廃棄物による負荷を低減すること
 - －TRU(超ウラン元素)の燃焼による地層処分への負荷軽減
 - －運転保守および廃止措置に伴う廃棄物発生量の低減

資源有効利用性

- 持続的な核燃料を生産するとともに、多様なニーズへ対応できること

核拡散抵抗性

- 核物質防護および保障措置への負荷軽減

基礎的に研究開発を進めるべき環境負荷低減の目標

- LLFP(長寿命核分裂生成物)の分離変換による地層処分への負荷軽減

- フェーズⅢ以降の研究開発計画策定に向け、研究開発目標の見直しの要否について検討した結果、基本的にフェーズⅡで設定した研究開発目標と一貫性のある目標を設定し、2015年頃までに研究開発目標を満足する技術を準備することとした。
- LLFP(長寿命核分裂生成物)の分離変換については、課題が多く研究開発に長期間を要すると考えられるため、基礎的に研究開発を進めるべき目標とした。
- 研究開発目標については、今後も定期的に見直しを行う。

設計要求への展開(検討中)

研究開発目標	高速増殖炉の設計要求	燃料サイクルの設計要求
安全性	<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
経済性	<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">● 処分費等を含む燃料サイクル費は1.1円/kWh*● 再処理・燃料製造費としては 0.8円/kWh*
環境負荷低減性	<ul style="list-style-type: none">● 低除染TRU燃料(MA含有率 5%程度)を燃焼できること	<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● UおよびTRUの廃棄物への移行率 0.1%以下
資源有効利用性	<ul style="list-style-type: none">● 増殖比; 低除染TRU燃料で、増殖比1.1以上を達成できること (60年程度で軽水炉から高速増殖炉に移行できること)● 増殖ニーズに柔軟に対応できること● 高温熱源による多目的利用	<ul style="list-style-type: none">● UおよびTRU回収率99%以上
核拡散抵抗性	<ul style="list-style-type: none">● 低除染TRU燃料による高線量化で接近性を制限	<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として、プルトニウムが単体の状態で存在しないこと● 低除染TRU燃料による高線量化で接近性の制限

* : 国際標準となる具体的な目標を設定予定

➢ LLFPの分離変換に関する設計要求

- 放射性廃棄物発生量が軽水炉燃料サイクルの発生量の1/10に削減する(単位発電量当たり)

✓ 我が国における軽水炉から高速増殖炉への円滑な移行を図るため、増殖比1.1以上を要求するとともに、将来の国際的なエネルギー需給の不確実さを考慮して増殖比の柔軟性も要求した。また、環境負荷低減に関する高い目標を達成するため、UおよびTRUの廃棄物への移行率0.1%以下を設計要求とした。

存していることに対応した高速増殖炉サイクルでなければならない。このため、軽水炉から高速増殖炉への移行期の課題を明らかにし、これに対応した研究開発を積極的に行う必要がある。

② 開発目標、設計要求の間のバランス

高速増殖炉サイクルの概念設計は、5つの開発目標（「安全性」、「資源有効利用性」、「環境負荷低減性」、「核拡散抵抗性」、「経済性」）と5つの開発目標に対応した設計要求に適合するよう検討されている。

この5つの開発目標はそれぞれが目的を持っている。開発目標の「安全性」は原子力施設を設計・建設・運転する上での前提であり、「資源有効利用性」と「環境負荷低減性」は高速増殖炉サイクルを導入する意義であり、「核拡散抵抗性」は国際社会の原子力システムに対する受容性の変化への対応であり、「経済性」は社会への導入の基礎である。従って、どれかひとつの開発目標を上位の判断基準として他の目標の優先度を下げて判断することは適切ではない。

しかしながら、開発目標や設計要求は相互に関連性があり、設計を収束していく過程で利益相反となる場合が多い。例えば、MAを5%含んだ燃料を高速増殖炉で利用できるよう設計することは、環境負荷低減や核不拡散抵抗性の向上には寄与するが、燃料の放射線が強くなること、発熱量が大きくなることなどにより、その取り扱いが軽水炉燃料と比較して難しく、結果として経済性を下げる方向に働く。従って、設計要求は全体のバランスをはかり適切に設定すべきである。

③ 開発目標「安全性」に関する設計要求

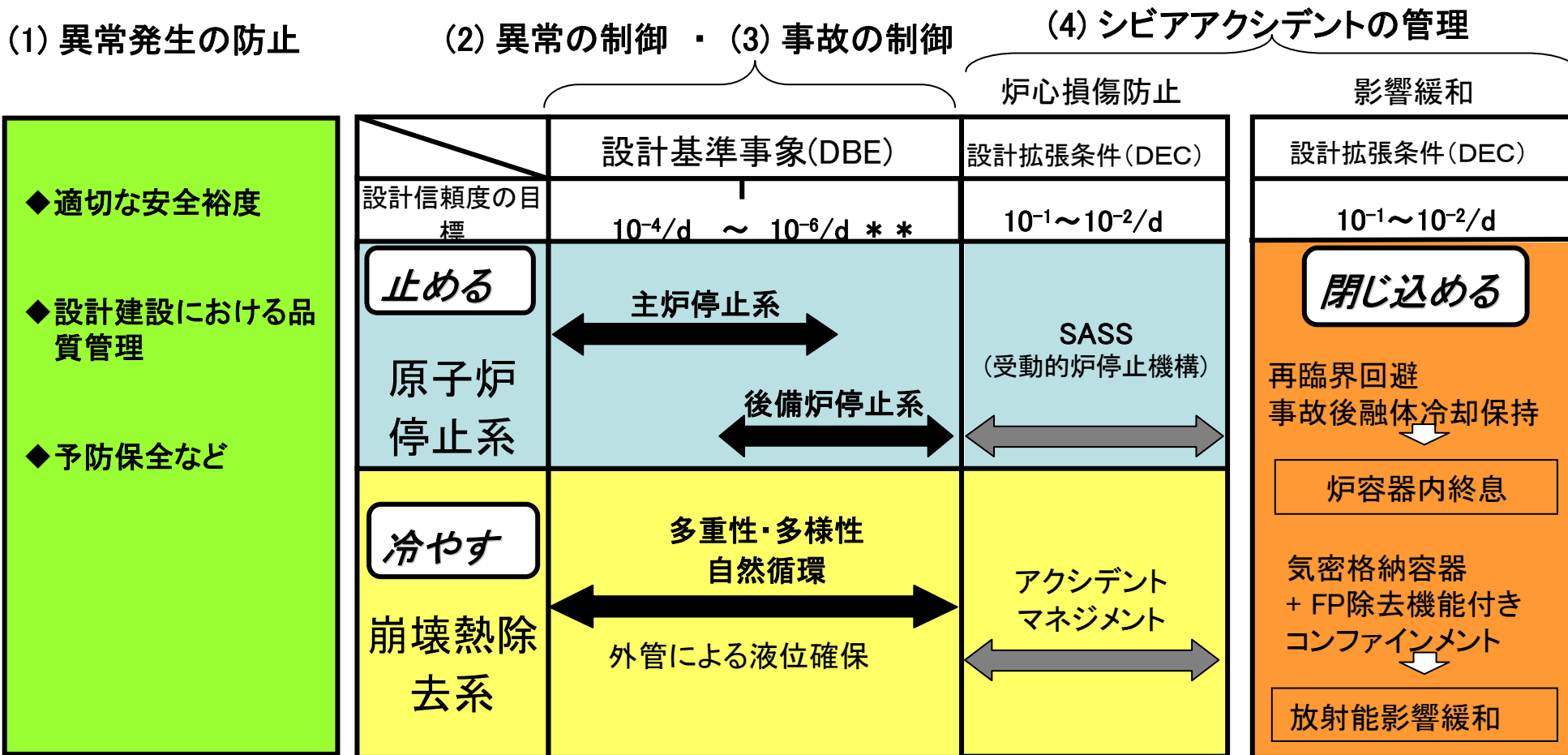
高速増殖炉が軽水炉のリプレースとして実用化されることから、原子炉の開発目標「安全性」に対応する総合的な設計要求として、「現在の軽水炉のリプレースとして2030年代に導入が検討されている次世代軽水炉に比肩すること」が考えられる。

この次世代軽水炉に関する検討においては、シビアアクシデントへの考慮、耐震性の向上など、最新の知見を踏まえて、現行の軽水炉よ

Na冷却炉の安全設計概念

固有の安全性、能動的安全設備、受動的安全機能の組み合わせとこれらを活用した事故管理方策

深層防護*

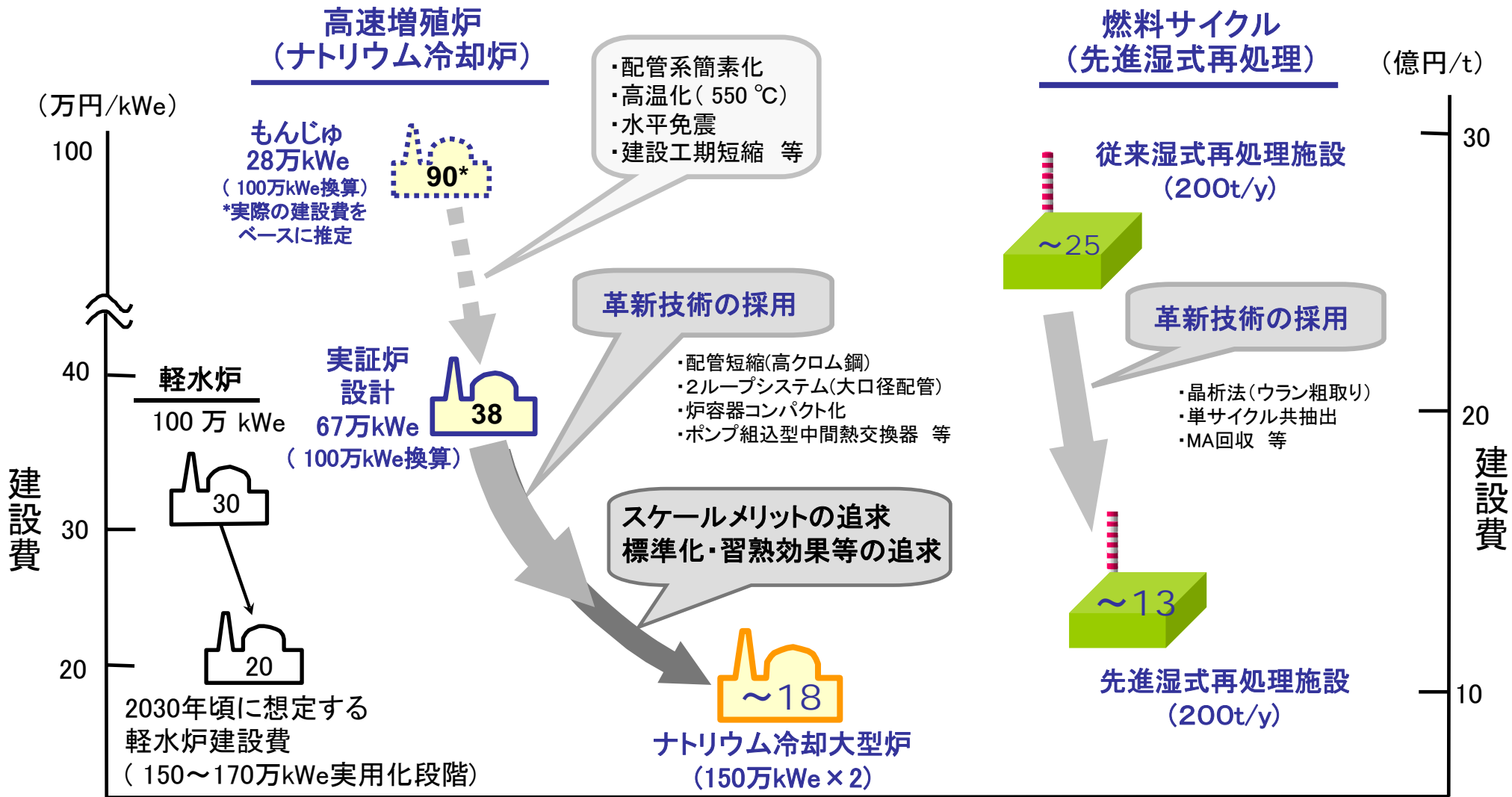


Naの化学反応対策

- ◆Na漏えい → ガードベッセルと外管による漏えいNa保持
- ◆SG伝熱管破損 → 二重管SG、早期検出 & 水-蒸気側の早期減圧

 : 主要安全機能 * : IAEA / INSAG-10 による定義 ** : 機能要求あたりの失敗確率

高速増殖炉サイクルのコストパフォーマンスに関するキー技術



りも安全性の向上に配慮したものにすることが検討されている。高速増殖炉サイクルの研究開発においてもこのような最新の知見を踏まえた設計を目指すべきである。なお、次世代軽水炉の設計要求は、今後の検討において適宜見直されるものであることから、その状況に留意することが重要である。

④ 開発目標「経済性」に関する設計要求

高速増殖炉が軽水炉のリプレースとして実用化されることから、原子炉の開発目標「経済性」に対応する総合的な設計要求として、「安全性」と同様、「現在の軽水炉のリプレースとして 2030 年代に導入が検討されている次世代軽水炉に比肩すること」が考えられる。

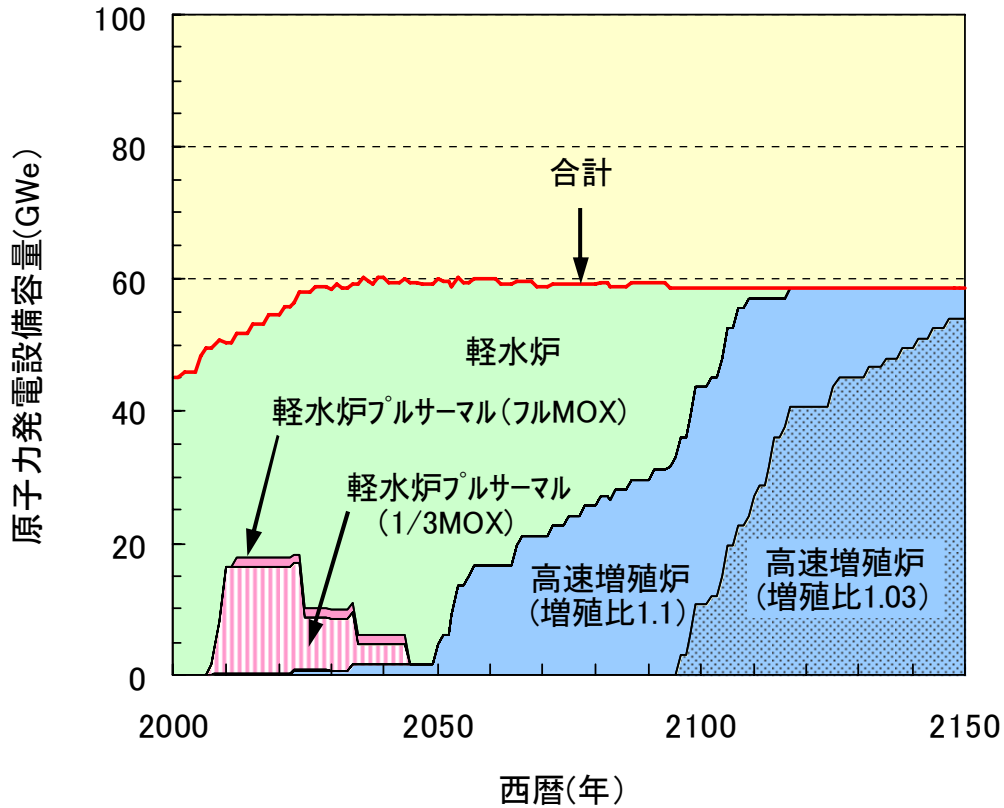
高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡにおいて、ナトリウム冷却高速増殖炉の概念設計は、ツインプラント（150 万 kWe × 2 基）初号機の平均建設費として 18 万円 / kWe 程度、建設期間として 46 ヶ月（性能試験期間を含む）、稼働率が 95%程度を達成できる可能性が示されている。一方、次世代軽水炉に関する検討においては、多数基建設による習熟効果を考慮して世界水準の建設費（1000 ドル / kWe、12 ～ 13 万円 / kWe に相当）、建設期間 30 ヶ月台前半、稼働率 94%を目標としており、現行の軽水炉よりも経済性の向上に配慮したものとなっている。高速増殖炉サイクルにおいても、多数基建設による習熟効果を考慮した上で、次世代軽水炉と同等の経済性を実現できることが重要であり、今後の研究開発において、3次元免震技術などを導入してプラント設計の標準化を図り、習熟効果の促進を目指すべきである。なお、次世代軽水炉の設計要求は、今後の検討において適宜見直されるものであることから、その状況に留意することが重要である。

⑤ 増殖性能

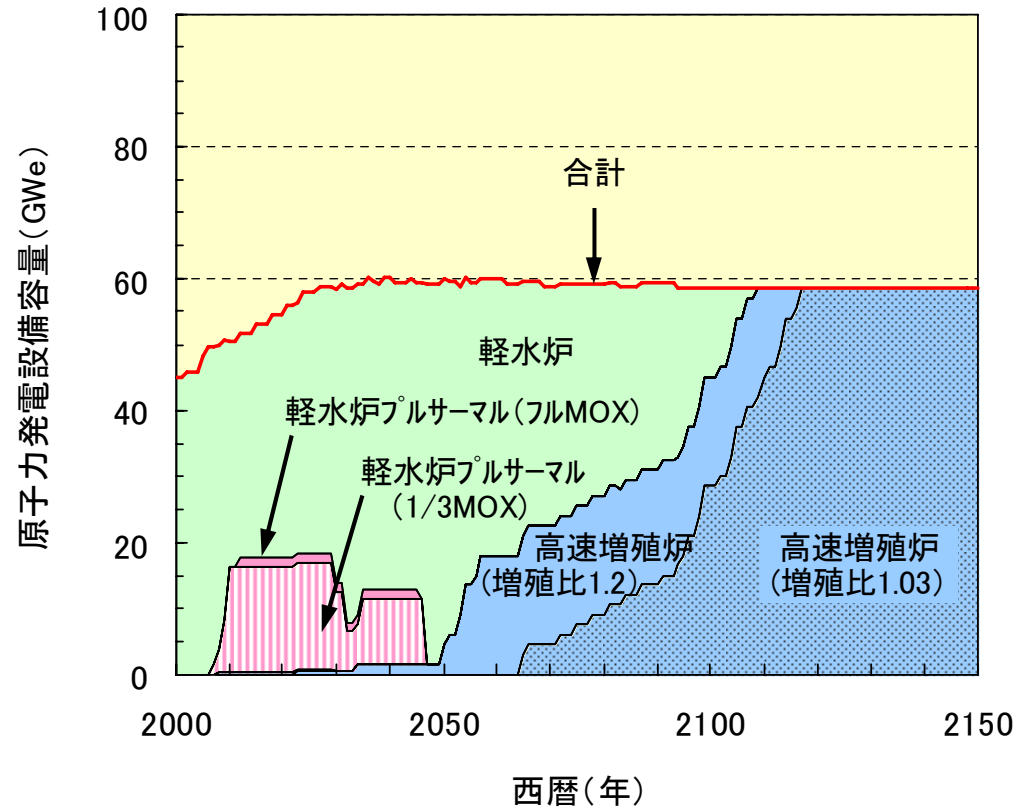
高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡにおいては、原子炉に燃料として装荷したプルトニウム量に対し、炉内において、核分裂を起こさないウラン（U238）が中性子を吸収し、燃料として利用が可能なプルトニウム（Pu239）に変換する割合（増殖比）につ

原子力発電構成の比較

- 2050年に高速増殖炉を導入した場合の高速増殖炉サイクルへの移行完了は、増殖比1.1(ケース1)では2120年頃、増殖比 1.2 (ケース2)では2110年頃と見込まれ、増殖比の違いによる移行完了の差は小さい。
- 移行期の前半は軽水炉再処理からのプルトニウム供給が支配的であるため、増殖比の影響は小さい。
- 移行期の後半は約20年間で50%(約30GWe)のリプレイスが可能である。
- 増殖比1.2の場合、増殖比1.1の場合よりも30年程度早く、2065年頃から経済型炉心の利用が可能となる。



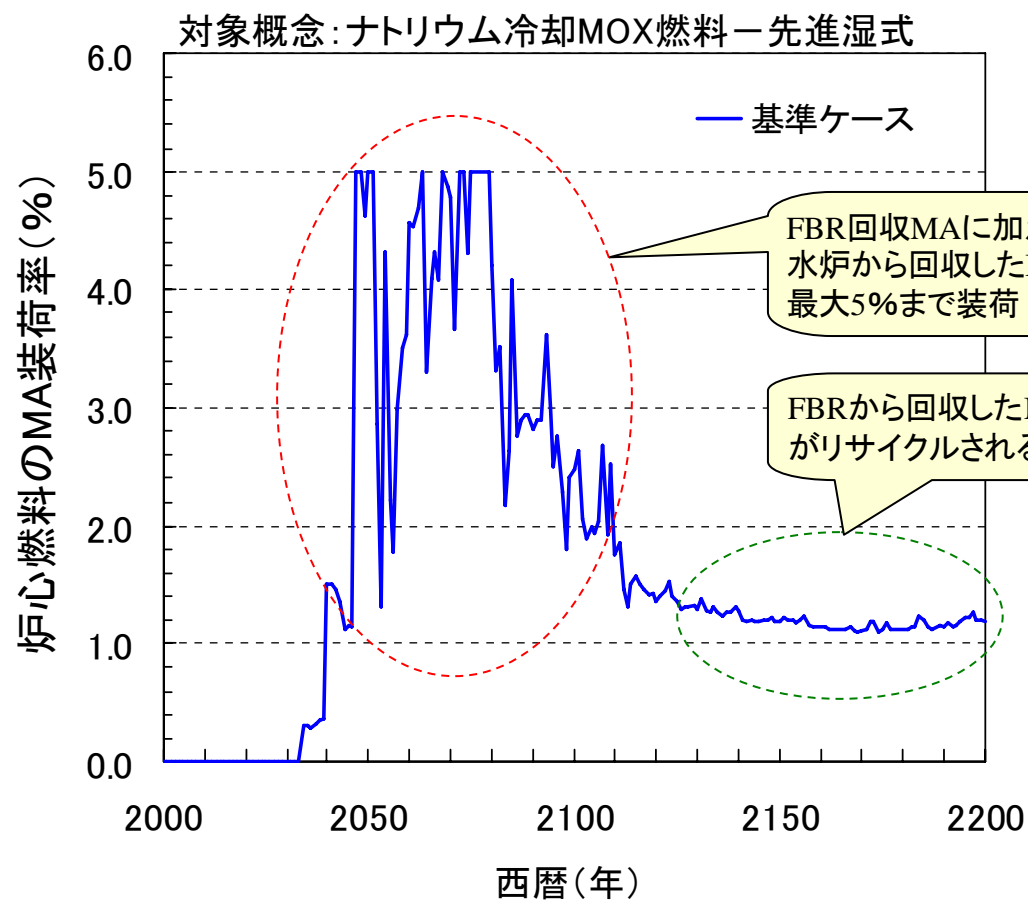
増殖比1.1の高速増殖炉を導入した場合(ケース1)



増殖比1.2の高速増殖炉を導入した場合(ケース2)

FBR燃料中のMA装荷率

● FBR炉心燃料中のMA装荷率は、軽水炉からFBRへの移行過程で平均3~4%、移行完了後は約1%



FBR炉心燃料のMA装荷率

【主な想定条件など】

- ① LWRからのMAは5%を上限にFBRに装荷する。余ったMAは次の年に装荷する。
- ② LWR再処理では、第二軽水炉再処理工場以降、MAをUやPuから分離して回収することを想定。平均的な再処理待ち時間は20年程度。
- ③ FBR再処理では、FBRとプルスーマルの使用済燃料を再処理し、MAはUやPuと共にTRU製品として回収することを想定。最初の施設からMAを回収する。
- ④ 2050~2100年過ぎまでにかけてMA装荷率が変動するのは、FBR新設炉の有無の影響である。

いて 1.10 と 1.03 の 2 つの設計要求を設定して 2 つの炉心概念を設計している。1 つは軽水炉から高速増殖炉に 60 年間程度で置き換えるための炉心概念（資源重視炉心）であり、そのために必要な増殖比が 1.10 程度であることから、この増殖比で燃料費を低減するために炉心燃料の平均燃焼度を高く取れるよう設計している。2 つ目は全ての軽水炉が高速増殖炉に置き換わり燃料増殖が不要となった段階の炉心概念（経済性重視炉心）であり、プルトニウムバランスを図りつつ、ウラン資源を有効利用するために燃料サイクル中のロス（冷却期間 4 年での核分裂物質の壊変による損失等）を考慮しても増殖比 1 を確保できる増殖比 1.03 とし、最大の燃焼度を達成できるよう設計している。

しかしながら、この増殖比 1.10 という設計要求は、プルトニウム需要量に対する供給量の余裕を十分考慮したものとなっていない可能性がある。例えば、何らかの要因でプルトニウムの生産が予定量に達しない場合、ストックを含めプルトニウム供給に余裕がなく、燃料確保の不安定性が無視できなくなる場合が考えられる。さらに、我が国の高速増殖炉サイクル技術を世界標準とするためには、各国のエネルギー需給状況に応じて増殖性能を柔軟に変更できることが必要と考えられる。

このため、増殖比を 1.20 程度とした設計を行い、同時に燃焼度を向上させられる方策を検討し、燃料増殖に関する柔軟性を確保できるようにしておくべきである。

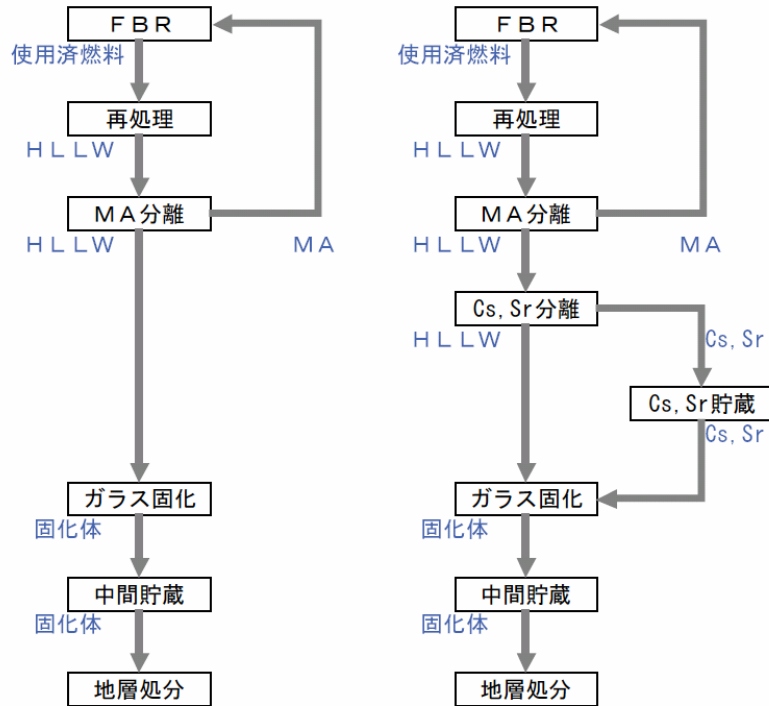
⑥ 核燃料中の MA 含有率と設計対応

軽水炉体系から高速増殖炉サイクル体系への移行期においては、中間貯蔵された軽水炉燃料やプルサーマルの燃料から回収された MA の物質収支を考慮した場合、高速増殖炉燃料に含有される MA 量は最大 5 %、平均 3 ~ 4 %程度と想定されている。この範囲の含有率であれば、炉心特性に与える影響は軽度であり、炉心設計により対応が可能である。

一方、高速増殖炉の平衡サイクルにおいては、高速増殖炉の燃料中の MA の含有率は約 1 %程度で推移する。

セシウムーストロンチウムの減衰処分に係る検討結果

Cs-Srの減衰処分に係るシナリオ



シナリオ1

シナリオ2

白金族類の分離により、更なるガラス固化体発生量の削減が見込まれる

各シナリオにおける経済性評価結果

費目 (百万円/tHM)	シナリオ1		シナリオ2	
	FP 酸化物 15 wt%以下	FP 酸化物 15 wt%以上	FP 酸化物 20 wt%以下	FP 酸化物 25 wt%以下
Cs-Sr 分離	—	—	30	30
Cs-Sr 貯蔵	—	—	8	21
固化体中間貯蔵	33	31	25	16
地層処分	73	69	54	44
合計	106	100	117	111

各シナリオにおけるガラス固化体発生量の評価結果
(使用済燃料(新燃料1tHM からの発生分)を再処理して発生する高レベル廃棄物当たり)

	シナリオ1		シナリオ2	
	FP 酸化物 15 wt%以下	FP 酸化物 15 wt%以上	FP 酸化物 20 wt%以下	FP 酸化物 25 wt%以下
ガラス固化体 発生量 (本/tHM)	1.08	1.03	0.81	0.65
制限因子	FP 酸化物濃度	発熱量	FP 酸化物濃度	FP 酸化物濃度

以上のように、MA 含有率は時期によって異なることから、プラント設計、炉心設計においては、約 1～5%程度の MA 含有率を考慮した対応をとることが適切である。

⑦ 長寿命核分裂生成物の分離

長寿命核分裂生成物（LLFP）の分離は、数百万年後といった超長期における放射能の環境への潜在的影響を 1 桁程度低減する効果が認められる。このため、高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡにおいては、LLFP の分離を設計要求に含め検討を行っている。その結果、現時点においては多くの困難な課題が残されており技術的実現性が低いことが示された。LLFP の分離については、今後は基礎的な課題と位置づけることとし、今後 5 年間の研究開発においては設計要求に含めないこととしている。

高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）を地層処分する際、ガラス固化体が周囲に過大な熱影響を与えないよう、一定の間隔を保って設置することが考えられている。このため、再処理工程において発熱性の核種を分離し、一定の期間保管を行い発熱量を減衰させるなどの方法が可能となれば、地層処分施設の設計に与える条件を緩和する効果が期待される。セシウムやストロンチウムといった核種は発熱性が高いため、これらの核種分離によりガラス固化体発生量を低減できる可能性がある。一方、分離した核種の一時貯蔵のための新たなコストが必要になるという課題もある。また、白金族元素の除去によりガラス固化処理技術の高度化が図れるとともに、析出しやすい元素（モリブデン等）の除去によりガラス固化体の発生量を低減できる可能性もあり、このような観点から、分離する必要性は高い。

したがって、LLFP の分離を今後 5 年間の研究開発において設計要求に含めないことは適切であるが、むしろセシウムやストロンチウムなどの発熱性核種、白金族やモリブデンの分離に関する研究開発を進めるとともに東海再処理工場等で進められているガラス固化処理高度化に係る研究開発成果を反映しつつ検討を進めていくことが適切である。

⑧ 保守、補修性への考慮

保守、補修性に関連し、主な機器について、ISI 要求に基づいた供用期間中検査項目、破損の起こりやすさに基づいた補修レベル、などを考慮している。また、定期検査期間を評価し、運転コストに与える影響を考慮している。

しかしながら、今後の機器設計・機器配置の具体化、詳細化においては、保守、補修性への配慮はユーザーの視点から極めて重要であり、実用化への移行に当たって徐々に重要性が増して行く。今後5年間の研究開発においては、ナトリウム可視化技術を含む検査装置、蒸気発生器検査装置、ナトリウム中補修技術の開発が重要である。また、メンテナンスフリー設計、取替機器の長寿命化、設計段階からの状態監視保全（CBM）技術、運転中保全（OLM）の適用を考慮すべきである。

保守、補修性については、包括的には開発目標「経済性」の一環として評価されているが、安全性や環境負荷低減性（放射性廃棄物発生量の低減）をも考慮し、設計要求として積極的に取り込むなど、その取り扱いを考慮すべきである。

ナトリウム冷却炉における技術開発課題

経済性に係る課題

○建屋容積・物量の削減

- ①配管短縮のための高クロム鋼の開発
- ②システム簡素化のための冷却系2ループ化
- ③1次冷却系簡素化のためのポンプ組込型中間熱交換器開発
- ④原子炉容器のコンパクト化
- ⑤システム簡素化のための燃料取扱系の開発
- ⑥物量削減と工期短縮のための格納容器のSC造化

○高燃焼度化による長期運転サイクルの実現

- ⑦高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発

信頼性向上に係る課題

○ナトリウムの取扱技術

- ⑧配管2重化によるナトリウム漏洩対策強化
- ⑨直管2重伝熱管蒸気発生器の開発
- ⑩保守、補修性を考慮したプラント設計

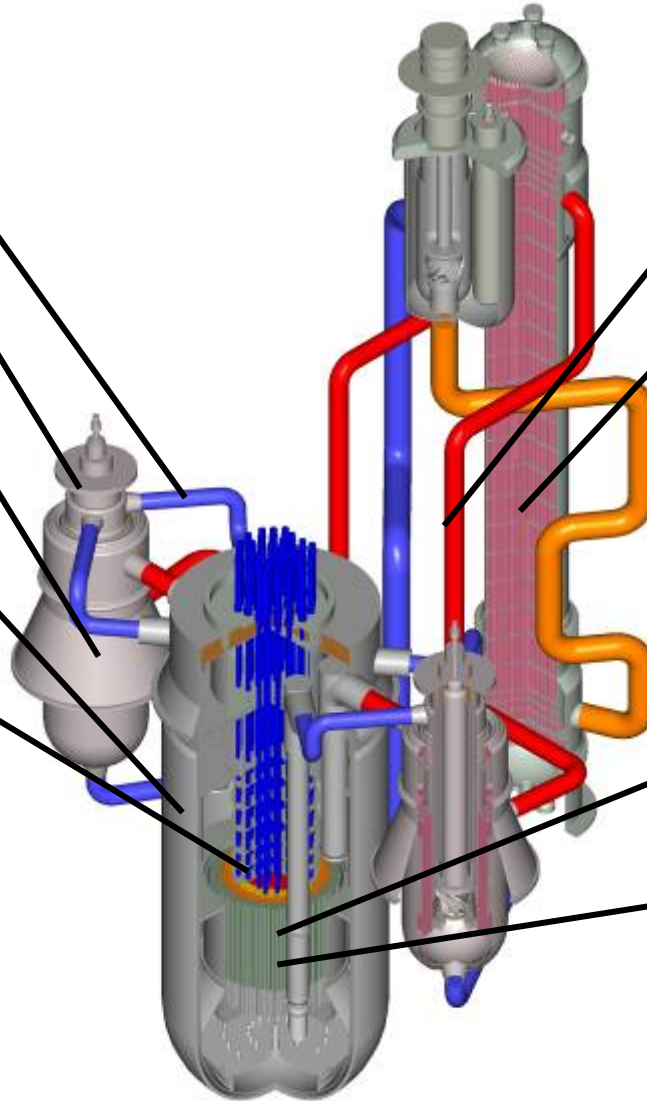
安全性向上に係る課題

○炉心安全性の向上

- ⑪受動的炉停止と自然循環による炉心冷却
- ⑫炉心損傷時の再臨界回避技術

○建屋の免震技術

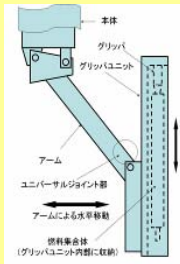
- ⑬建屋の3次元免震技術



ナトリウム冷却炉における技術開発課題の詳細(1/5)

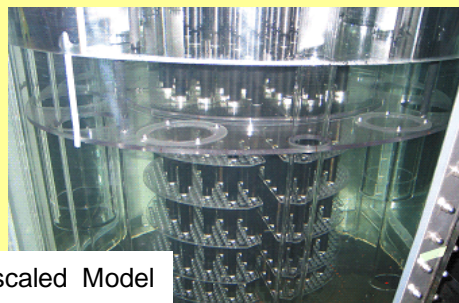
⑤システム簡素化のための燃料取扱系の開発

スリム型マニプレータ式燃料交換機



④原子炉容器のコンパクト化

- ナトリウム流速の増加
- ホットベッセル化 (炉壁冷却削除)
- 単回転プラグの採用



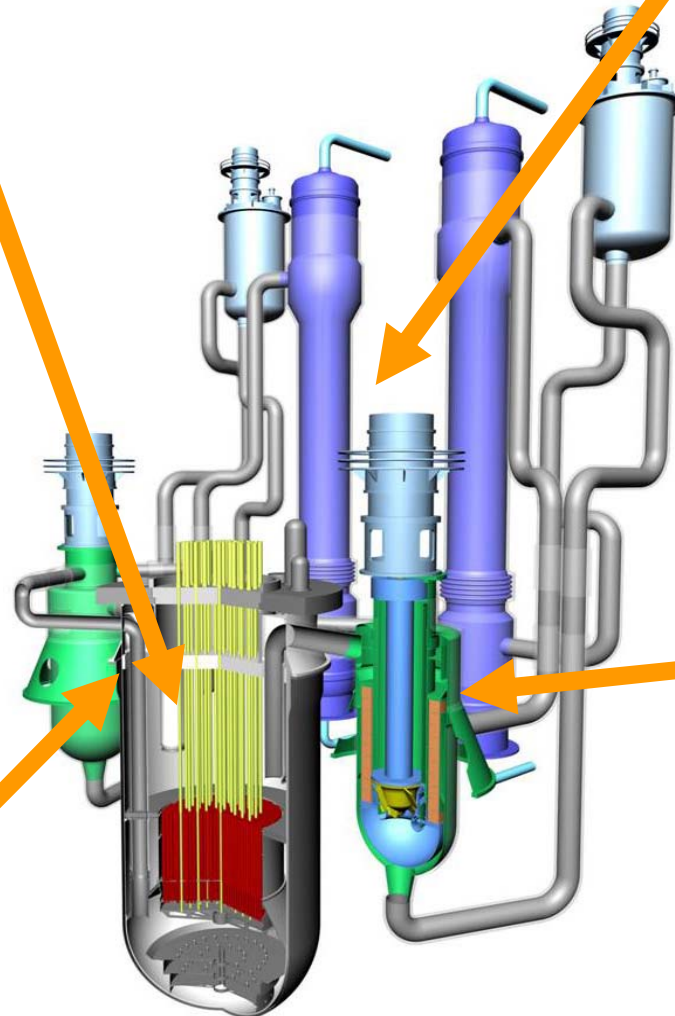
1/10th scaled Model

①配管短縮

→ 高クロム鋼の採用 (高強度、低熱膨張)

②ループ数削減(2ループ化)

→ 配管内流速の増加と熱交換能力の拡大



③主循環ポンプ組込型中間熱交換器(IHX)



1/4th scaled Model