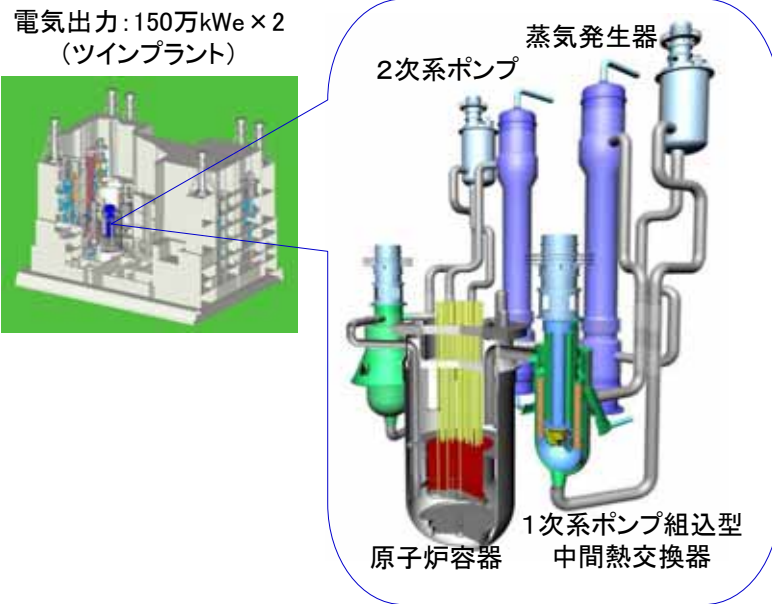
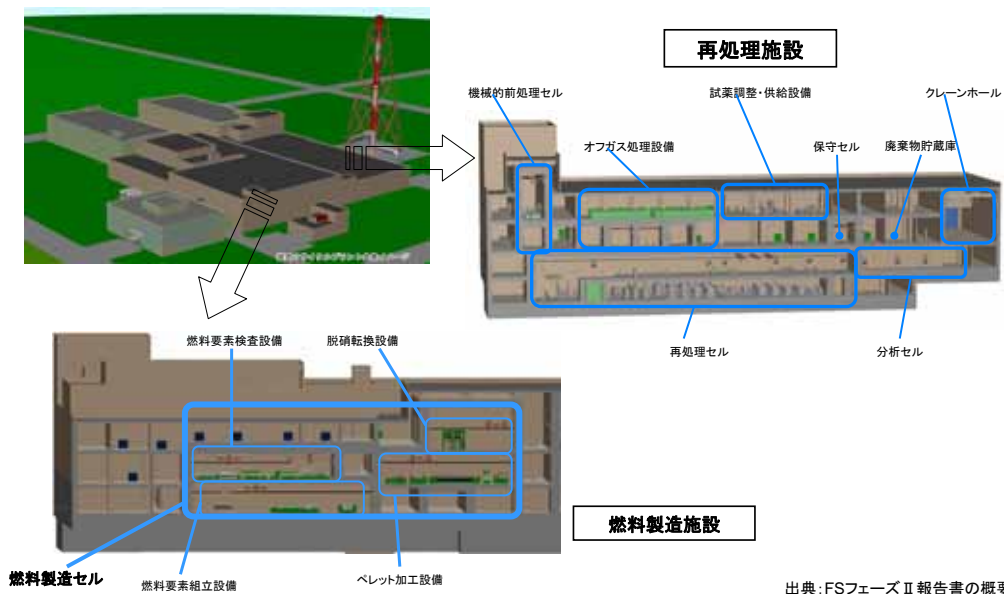


図1-2-1 実用炉の概念



出典: FSフェーズIIの成果(要旨)

図1-2-2 燃料サイクル実用施設の概念



出典: FSフェーズII報告書の概要

## 2. 主概念の今後の研究開発の進むべき方向

当委員会は、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り、今後研究開発を特に進めるべきものとして、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を「主概念」として選択した（図 1 - 2 - 1 及び図 1 - 2 - 2 参照）。

この選択のための検討を通じ、次のような、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。今後の研究開発は、これらの点に留意して行われるべきであると考えらる。

### （1）開発目標、設計要求の留意事項

開発目標や設計要求は、社会情勢の変化などに適応していなければならない。このため、必要に応じて適宜適切な見直しを行うべきであると考えらる。

#### 軽水炉から高速増殖炉への移行期の明確化

FS 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。これまでの研究開発により、2110 年頃以降、軽水炉のリプレースが終了し、高速増殖炉のみが存在する高速増殖炉サイクル平衡期における高速増殖炉サイクルの実用化像を検討するための技術的な知見が積み重ねられてきている。

しかし、高速増殖炉サイクル平衡期に至るまでの過渡期にあたる、2050 年頃に商業ベースの高速増殖炉の導入が開始された以降の高速増殖炉サイクル導入期、さらには、現在から 2050 年頃に商業ベースでの高速増殖炉の導入が開始されるまでの研究開発段階から実証段階、それぞれの時期に建設される施設の姿についても明確にすることが不可欠であると考えらる（図 1 - 2 - 3 参照）。これらについては、「FS フェ

図1-2-3 軽水炉から高速増殖炉への移行期の原子力発電設備容量の構成

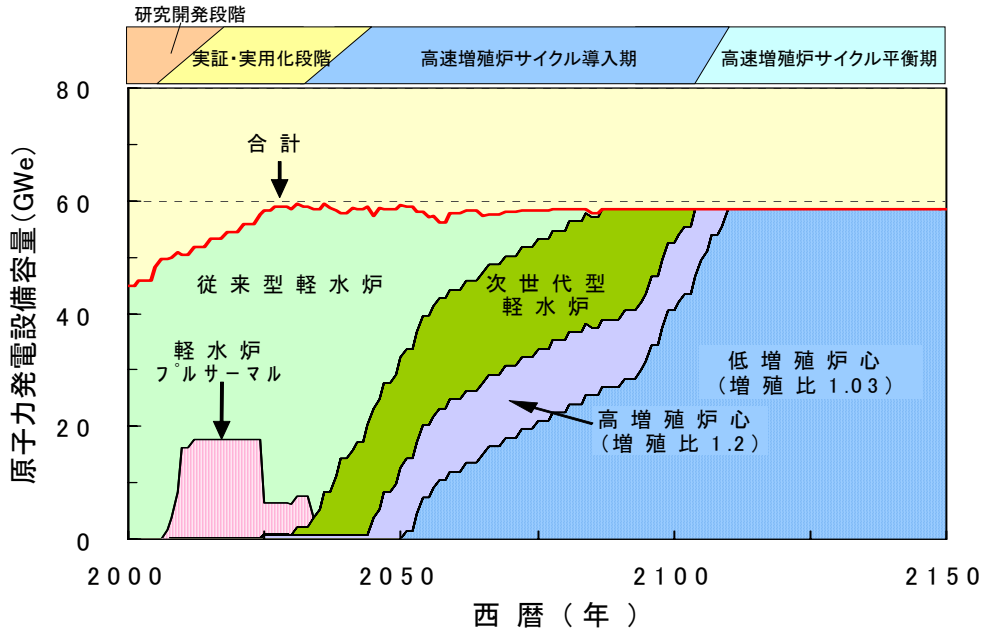


表1-2-1 今後の開発目標を実現するための設計要求

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
<b>安全性</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●炉心損傷の発生頻度<math>10^{-6}</math>/炉・年未満</li> <li>●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</li> <li>●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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●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）</li> <li>●施設内での放射性物質の大規模放出事象の発生頻度を<math>10^{-6}</math>/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</li> </ul>
<b>経済性</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●建設費: 20万円/kWe *</li> <li>●燃料費: 炉心燃料の平均燃焼度 15万MWd/t *</li> <li>●運転費: 連続運転期間 18カ月以上 *, 稼働率 90%以上 *</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●処分費等を含む燃料サイクル費は1.1円/kWh *</li> <li>●再処理・燃料製造費としては 0.8円/kWh *</li> </ul>
<b>環境負荷低減性</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●低除染TRU燃料 (MA含有率 5% 程度) を燃焼できること</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●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</li> <li>●UおよびTRUの廃棄物への移行率 0.1%以下</li> </ul>
<b>資源有効利用性</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●増殖比: 低除染TRU燃料で、増殖比1.2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)</li> <li>●増殖ニーズに柔軟に対応できること</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●UおよびTRU回収率99%以上</li> </ul>
<b>核拡散抵抗性</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●低除染TRU燃料による高線量化で接近性を制限</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●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</li> <li>●低除染TRU燃料による高線量化で接近性の制限</li> </ul>

\* : ユーザーとの協議が続けられている項目

ーズ 報告書」においても明確にされておらず、これまでの研究開発においては十分に意識されていなかったと考える。

それぞれの時期に建設されるべき施設に対する設計要求は、当然、それぞれ異なる。従って、それぞれの時期に対応した適切な開発目標、設計要求を定めて研究開発を行う必要があると考える。また、その研究開発の成果は、個々の要素技術の進展のみならず、要素技術が適切に組み合わせられて総合的な判断が可能となる施設の概念設計という形でとりまとめられるべきである。

### 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研究開発は、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」）を定め、それぞれの開発目標に対応した設計要求に適合するように研究開発を行うという手法は妥当であると考え（表1-2-1参照）。

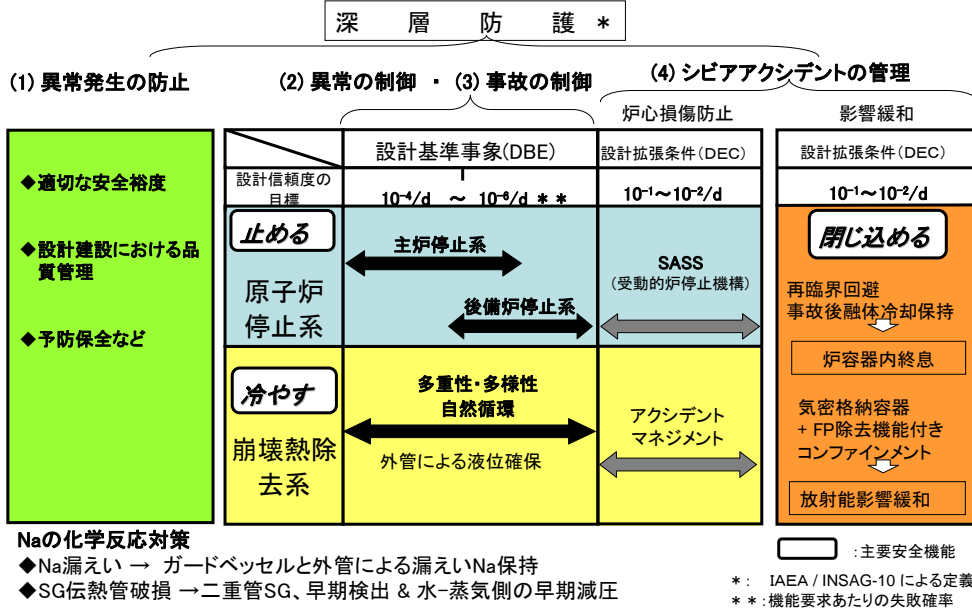
「安全性」は原子力施設を設計・建設・運転する上での前提であり、「資源有効利用性」と「環境負荷低減性」は高速増殖炉サイクルを導入する意義であり、「核拡散抵抗性」は国際社会の原子力システムに対する受容性の変化への対応であり、「経済性」は社会への導入の基礎であることを意味している。

しかし、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、マイナーアクチニドを5%含んだ燃料を高速増殖炉で利用できるように設計することは、環境負荷低減や核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や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低下させる方向に働くことになる。

従って、どれかひとつの開発目標を優先して判断するのではなく、全ての開発目標を一定のレベルで満たしているかどうかを総合的に判断すべきである。また、設計要求は全体のバランスをはかりつつ適切に設定すべきであると考え。

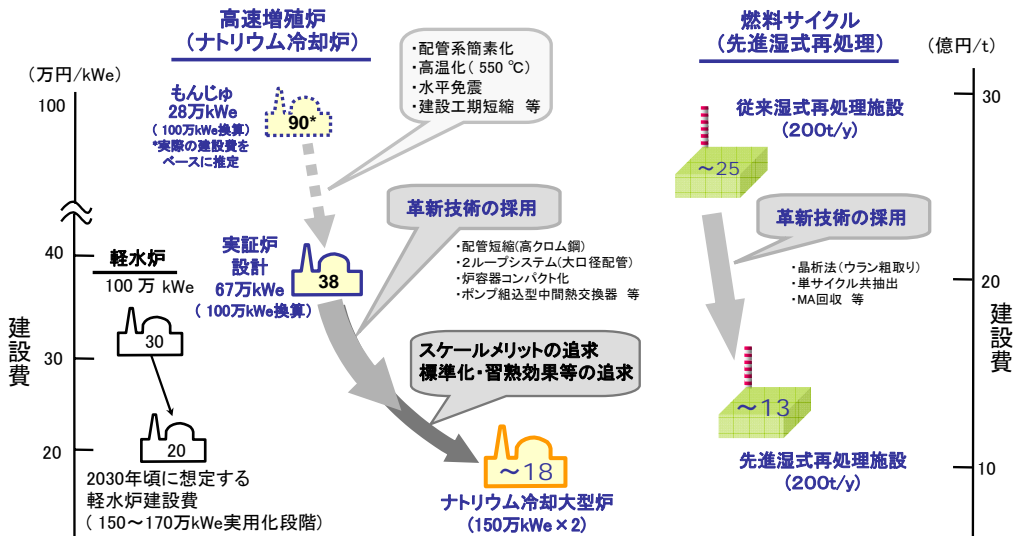
表1-2-2 ナトリウム冷却炉の安全設計概念

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



出典: JAEA-Research 2006-042 フェーズII 技術検討書-(1)原子炉プラントシステム

図1-2-4 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



出典: JAEA-Research 2006-042 フェーズII 技術検討書-(1)原子炉プラントシステム

## 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は、「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」とすることが適切であると考えられる。

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、現行の軽水炉よりも安全性の向上に配慮したものと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（表 1 - 2 - 2 参照）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と考えられる。

## 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は、「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」とすることが適切であると考えられる。

「FS フェーズ 報告書」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（図 1 - 2 - 4 参照）、建設期間として 46 ヶ月（性能試験期間を含む）、稼働率 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%が目標とされており、現行の軽水炉よりも経済性が向上するよう配慮されたものとなっている。高速増殖炉サイクルにおいても、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、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、多数基建設による習熟効果の促進を目指すべきであると考えられる。なお、次世代軽水炉の設計要求

図1-2-5 増殖比の違いによる高速増殖炉導入特性の比較

- 2045年にFBRサイクルを本格導入した場合の軽水炉からFBRへの移行完了は2104年と見込まれる。
- 軽水炉フルサーマルの運用は増殖比1.1の場合で2024年まで、増殖比1.2の場合は2033年までと予想される。
- 次世代型軽水炉の導入規模は、最大で20GWe程度と見込まれる。

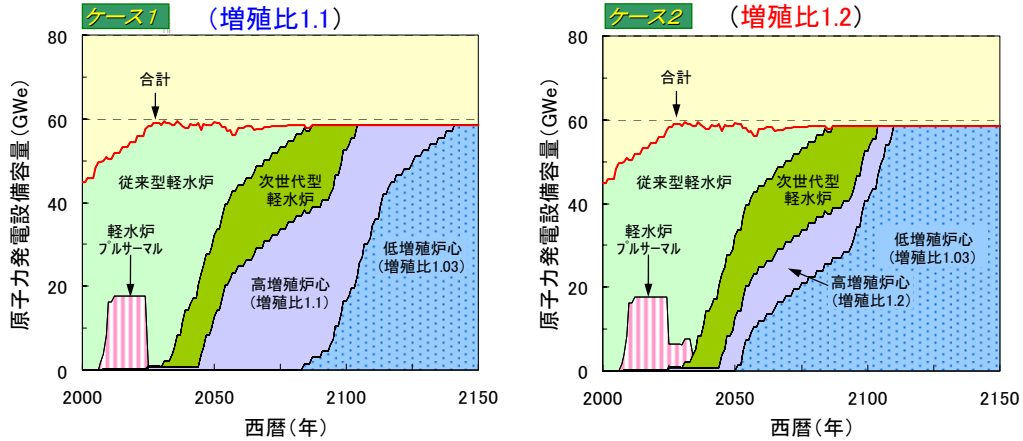
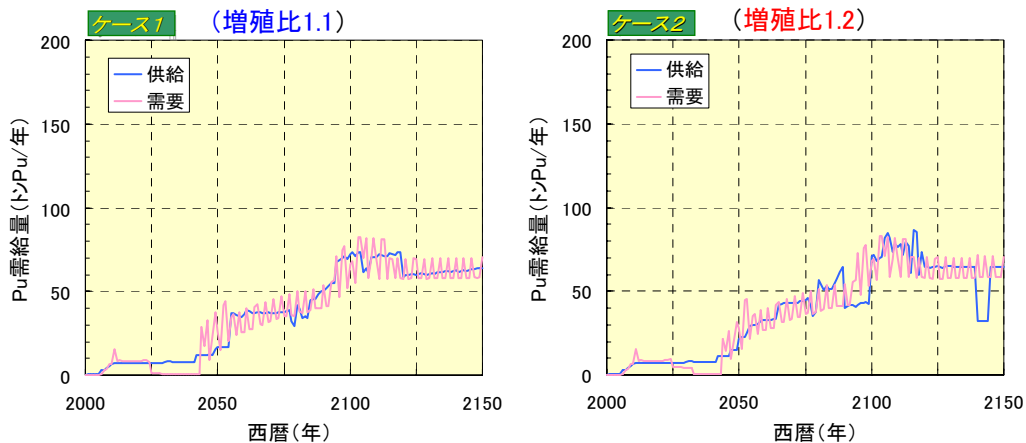


図1-2-6 増殖比の違いによるプルトニウムの年間需給量の比較

- 増殖比1.1および1.2のケースともに、解析期間全体を通してプルトニウムの年間の需要量と供給量はほぼバランスしている



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と考える。

## 増殖性能

「FS フェーズ 報告書」においては、増殖比（原子炉に燃料として装荷したプルトニウムの核分裂量と、炉内において、核分裂を起こさないウラン<sup>238</sup>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<sup>239</sup>に変換する量の割合）について、1.10 と 1.03 の2つの設計要求を設定し、それぞれに対応した2つの炉心概念を設計している。ひとつは、高速増殖炉サイクル導入期に対応し、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）である。この時期に必要なプルトニウム量を確保するため増殖比を1.10程度として設計している。もう一つは、高速増殖炉サイクル平衡期に対応し、一定規模の高速増殖炉を維持し続けるための炉心概念（経済性重視炉心）である。プルトニウムバランスを図りつつ、燃料サイクルでのロス（使用済燃料を再処理するまでの冷却期間を4年と設定しており、この間の核分裂性物質の壊変による損失など）を考慮しても増殖比1が確保できるように増殖比1.03として設計している。なお、経済性重視炉心では、炉心における中性子の利用効率が高燃焼度が達成でき、経済性が向上する。

しかし、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裕度を十分に考慮したものとはいえない可能性があると考えられる。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、燃料生産に必要なストックが不足するなど、燃料確保の点で不安定性が生じる可能性があると考えられる。さらに、各国それぞれのエネルギー需給状況によって高速増殖炉への設計要求が異なることが見込まれている（例：中国やインドは、高速増殖炉を短期間に数多く導入するエネルギー計画を発表している。しかし、軽水炉の運転実績が少なく軽水炉使用済燃料が少ないため、そこからのプルトニウム供給は十分に期待することができず、高速増殖炉に対し高い増殖比を要求するものと考えられる）。このような状況に対応し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、高い増殖比に対応できるポテンシャルを設計上確保することへの配慮が重要と考えられる。



図1-2-7 高速増殖炉新燃料中のマイナーアクチニド装荷率

● FBR新燃料中のMA装荷率については、第2軽水炉再処理施設(年間処理量1200tHM/年)の運転期間中は3~4%程度と見込まれるが、軽水炉からFBRに移行し終えた後では概ね1%で推移する。

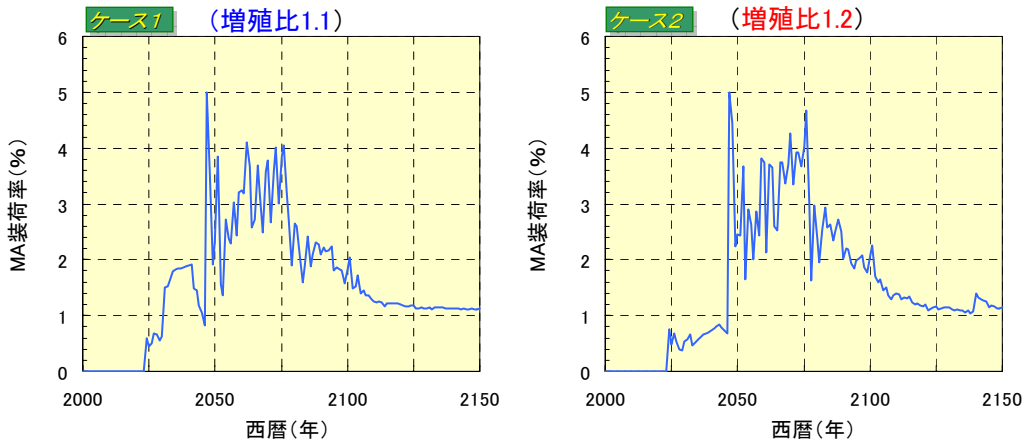
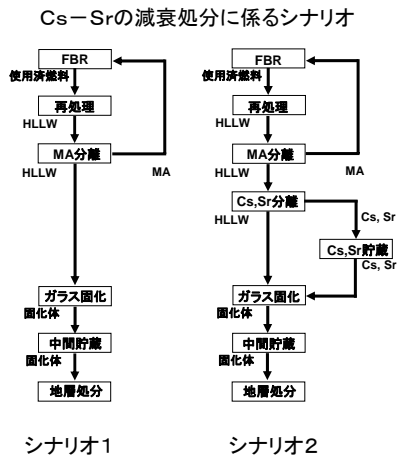


表1-2-3 セシウム-ストロンチウムの減衰処分に係る検討結果



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

出典: JAEA-Research 2006-043 フェーズII技術検討書-(2)燃料サイクルシステム-

このため、「FS フェーズ 報告書」では、設計要求として増殖比 1.10 とすることを提案しているが、設計要求としては増殖比 1.20 程度とし、同時に燃焼度を向上する方策を検討し、燃料増殖に関する柔軟性を確保すべきである（図 1 - 2 - 5 及び図 1 - 2 - 6 参照）。

#### 核燃料中の MA 装荷率と設計対応

「FS フェーズ 報告書」においては、2050 年頃に商業ベースの高速増殖炉の導入が開始された以降の高速増殖炉サイクル導入期における、それまでに中間貯蔵された軽水炉燃料やプルサーマル燃料を含む軽水炉燃料の再処理から回収される MA の物質収支を考慮した場合、これを高速増殖炉で燃焼して減らすためには、高速増殖炉燃料に含有させる MA 量は最大 5%、平均 3 ~ 4%程度が必要であるとされている（図 1 - 2 - 7 参照）。

このような外的環境を踏まえ、設計要求として高速増殖炉燃料中の MA 装荷率を 5%と設定しているが、「FS フェーズ 報告書」で示された高速増殖炉の概念は、この範囲の MA 装荷率であれば、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としている。なお、高速増殖炉サイクル平衡期においては、MA の物質収支を考慮すると、高速増殖炉燃料中の MA 装荷率は概ね 1%で推移するとされている。

また、高速増殖炉燃料の MA 装荷率を 5%と設定した場合、再処理及び燃料製造においてもこれに対応したプロセス設計、遮蔽設計、取扱設備設計などが必要となるが、「FS フェーズ 報告書」ではこれに対応が可能であるとしている。

高速増殖炉燃料に要求される MA 装荷率は時期によって異なるが、さまざまな時期を見据えて、高速増殖炉、再処理及び燃料製造施設の設計要求及び設計の前提を、MA 装荷率約 1 ~ 5%程度としていることは妥当であると考えられる。

## 長寿命核分裂生成物等の分離

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、これまで LLFP の分離を設計要求に含め研究開発が行われてきた。その結果、「FS フェーズ 報告書」では、LLFP の分離変換について、現時点においては「基礎的な課題が多く、研究開発に長期間を要することから将来の目標」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。また、ガラス固化体の製造の際に FP を多く混入しようとするると発熱量が制限因子になるとされている。このため、再処理工程において発熱性の核種を分離しガラス固化体に FP を含めないようにすれば、地層処分施設に必要とされる面積を縮小できるとともに、ガラス固化体の発生量を減らす効果が期待できる。なお、分離した発熱性の核種については、一定の期間保管を行い、発熱量を減衰させた後にガラス固化体に混入して処分することが考えられている。ただし、分離した核種の一時貯蔵が新たなコスト増につながるという問題が生じる（表1-2-3参照）。

LLFP の分離については、放射能による潜在的影響の低減効果が数百万年後といった極めて遠い将来に期待されるものであること、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から、今後5年間の研究開発において設計要求に含めないとする事は妥当であると考え。むしろ発熱性核種（セシウムやストロンチウム）等の地層処分に大きな影響を与える核種の分離に関する研究開発を進めることが適切であると考え。

なお、再処理施設の設計は、放射性廃棄物の地層処分に影響を与えることから、関連する設計要求を定めるにあたっては放射性廃棄物の処分にかかわる研究者と連携をより一層深めるべきである。

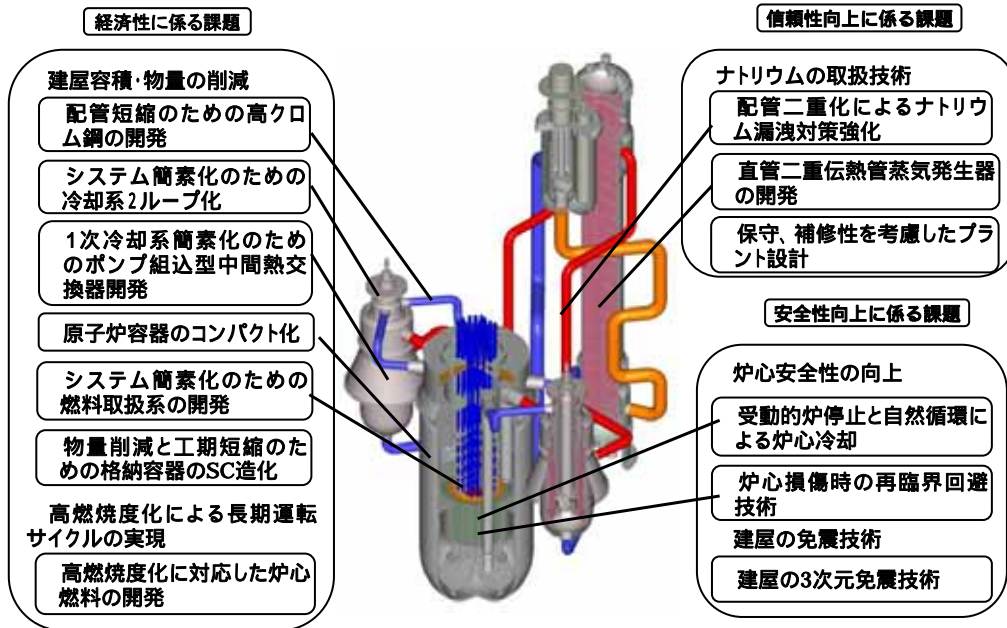
## 保守、補修性への考慮

「FS フェーズ 報告書」では、保守、補修性に関連し、主な機器についての供用中検査の要求項目、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ている。

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、また、研究開発段階から実用化段階への移行とともに機器設計・機器配置の具体化、詳細化が進むことから、徐々にその重要性が増していくものと考えられる。今後5年間は、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、及びナトリウム中補修技術の開発が重要と考える。また、メンテナンスフリー設計、取替機器の長寿命化、及び設計段階からの状態監視保全（CBM）・運転中保全（OLM）技術の適用を取り上げて研究開発を進めることが必要と考える。

保守、補修性について、「FS フェーズ 報告書」では開発目標「経済性」の一環として評価している。しかし、今後の研究開発においては、安全性や環境負荷低減性（放射性廃棄物発生量の低減）などをも考慮して、保守、補修性に積極的に取り組むべきであり、保守、補修性を設計要求に取り上げることを検討すべきである。

図1-2-8 ナトリウム冷却炉における技術開発課題



## (2) 主概念の技術開発課題

「FS フェーズ 報告書」では、これまでの概念検討や技術開発成果に基づき、技術開発課題を抽出している。当委員会は、今後の研究開発は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、主概念として選定したナトリウム冷却高速増殖炉、先進湿式法再処理、簡素化ペレット法燃料製造に関して集中的に検討を行った。その結果、「FS フェーズ 報告書」に示された主概念に関する技術開発課題の内容は概ね妥当であると考えが、今後の研究開発にあたって、以下の事項をさらに検討すべきである。

### 革新的な技術

開発目標及び設計要求を満足する高速増殖炉を実現するためには、既存の技術だけでは達成が困難であり、新たな技術を導入する必要がある。新たな技術の中でも、特に、設計上重要な要素となっており、また、技術的難度が高い技術については、革新的な技術として今後の研究開発において優先的に取り組む必要があると考える。

一方、2015 年頃には、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提示することが求められている。

このため、革新的な技術については、2010 年に予定されている評価において、2015 年頃に研究開発を終えて実証段階へ移行が可能との見通しを高い確度で得ることを目標として、今後5年間研究開発を行うべきであると考え。

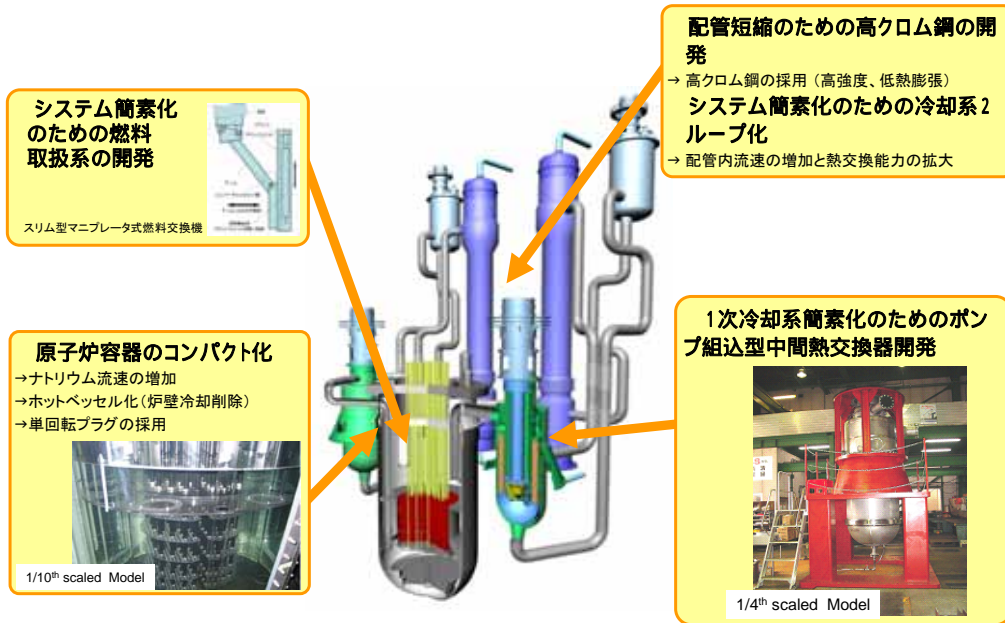
#### ・ ナトリウム冷却高速増殖炉

ナトリウム冷却高速増殖炉 (MOX 燃料) に関する革新的な技術は、以下の13課題とする (図1-2-8参照)。

#### 配管短縮のための高クロム鋼の開発 (図1-2-9参照)

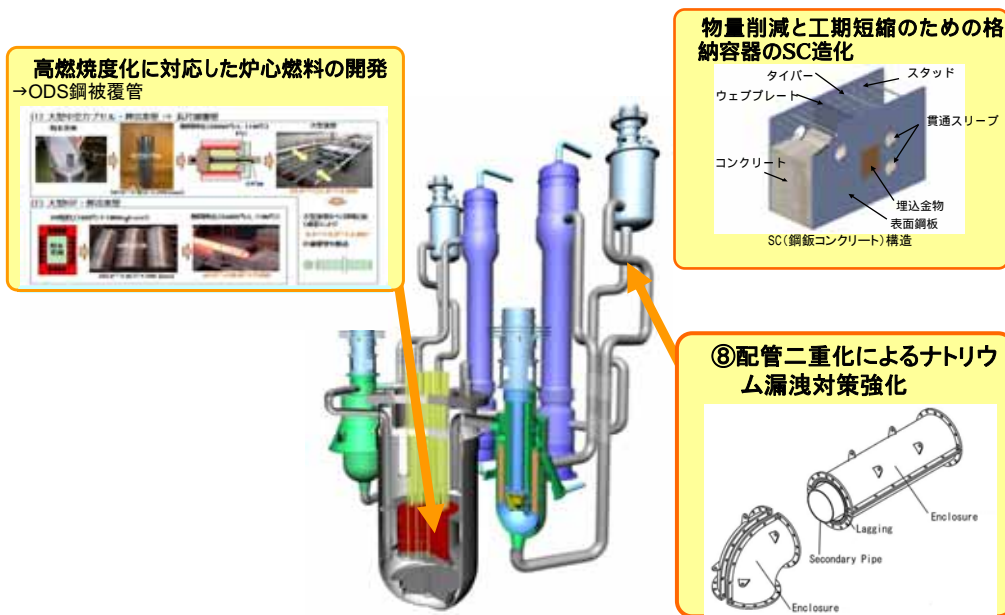
ループ型では特に問題となる冷却系構造材料の熱膨張を抑制する

図1-2-9 ナトリウム冷却炉における技術開発課題の詳細(1/5)



出典: JAEA-Research 2006-042 フェーズII 技術検討書-(1)原子炉プラントシステム

図1-2-10 ナトリウム冷却炉における技術開発課題の詳細(2/5)



出典: JAEA-Research 2006-042 フェーズII 技術検討書-(1)原子炉プラントシステム

ことにより熱応力が緩和されることを狙い、機器のコンパクト化、配管の短縮を達成し、建設コスト低減を図ることとする。このため、従来の材料に比べ高強度・低熱膨張を特長としている高クロム鋼を開発するものである。

#### システム簡素化のための冷却系 2 ループ化 (図 1 - 2 - 9 参照)

150 万 kWe の炉において冷却系を 2 ループとする概念を成立させ、これにより、冷却系機器の数を減らし、物量、補機類、及びその配置スペースを削減し、建設コスト低減を図ることとする。このため、大口徑・高流速配管の流動安定性を確認するものである。

#### 1 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 (図 1 - 2 - 9 参照)

1 次系主循環ポンプを中間熱交換器中心部に組込み、機器数削減、ミドルレグ配管削除、及び配置スペースを縮小し、建設コスト低減を図ることとする。このため、長軸ポンプの開発、ポンプから中間熱交換器への振動伝達防止に関する研究開発を行うものである。

#### 原子炉容器のコンパクト化 (図 1 - 2 - 9 参照)

スリット付き炉上部構造の採用、サーマルライナの削除、炉心のコンパクト化などにより、原子炉容器を小径化し、建設コスト低減を図ることとする。このため、上部プレナム内流動の安定化、及び高温構造の健全性確保技術の確立を行うものである。

#### システム簡素化のための燃料取扱系の開発 (図 1 - 2 - 9 参照)

物量削減、廃棄物低減、稼働率向上のために高効率の燃料交換の実現を図ることとする。このため、燃料取り扱いシステムを開発するものである。



図1-2-11 ナトリウム冷却炉における技術開発課題の詳細(3/5)

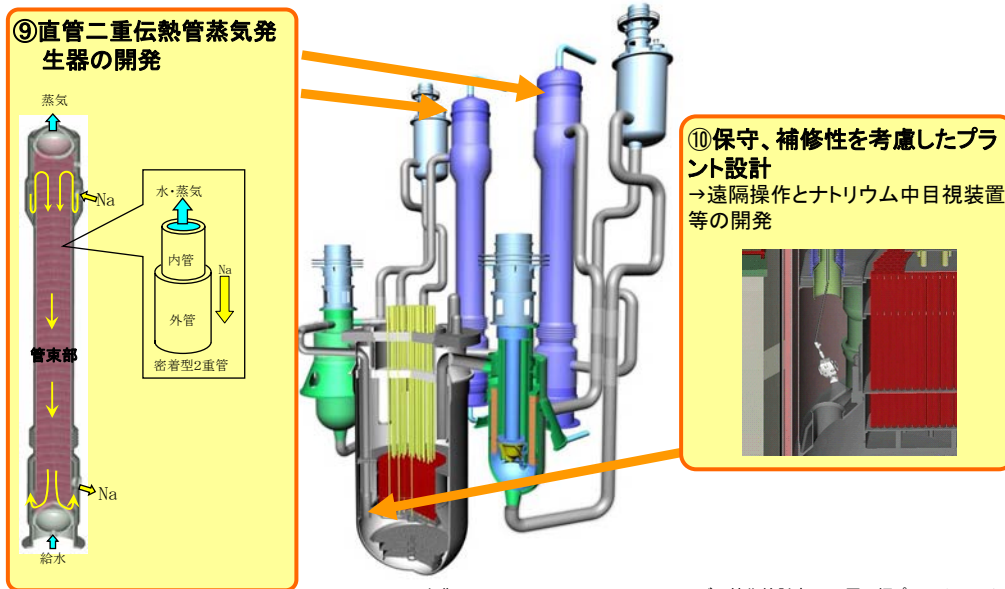
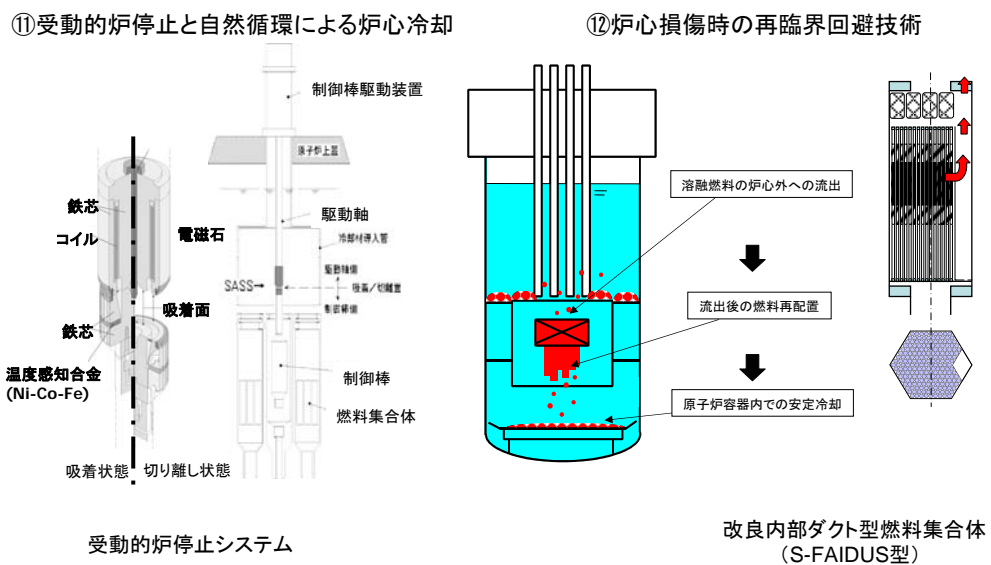


図1-2-12 ナトリウム冷却炉における技術開発課題の詳細(4/5)



物量削減と工期短縮のための格納容器のSC造化（図1-2-10参照）

建設コスト低減と建設工期短縮の実現を図ることとする。このため、鋼板・コンクリート（SC）造の格納容器を開発するものである。

高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発（図1-2-10参照）

燃料の高燃焼度化により燃料の利用効率を向上させ、運転コスト低減を図ることとする。このため、高燃焼度・高炉心出口温度の達成を可能にすると見込まれる被覆管材料である ODS 鋼の照射試験を、ロシアの「BOR-60」炉、「常陽」、「もんじゅ」を用いて実施するものである。また、TRU 燃料ピン、簡素化ペレット法で製造した中空燃料ピン、及び再臨界回避集合体の照射試験を行うものである。

配管二重化によるナトリウム漏洩対策強化（図1-2-10参照）

ナトリウム漏洩対策強化のため、主配管からのウェル・枝管の削除、配管の二重化・区画化、及び漏洩検出の高感度化を行い、信頼性向上を図ることとする。このため、レーザ式漏洩検出器の開発、破断前漏洩（LBB）評価手法の確立を併せて行うものである。

直管二重伝熱管蒸気発生器の開発（図1-2-11参照）

蒸気発生器でのナトリウム - 水反応を防止するため、伝熱管の信頼性向上、伝熱管の破損拡大防止を図ることとする。このため、直管二重伝熱管蒸気発生器を開発し、その製作性、構造健全性、ナトリウム - 水反応特性を確認するものである。

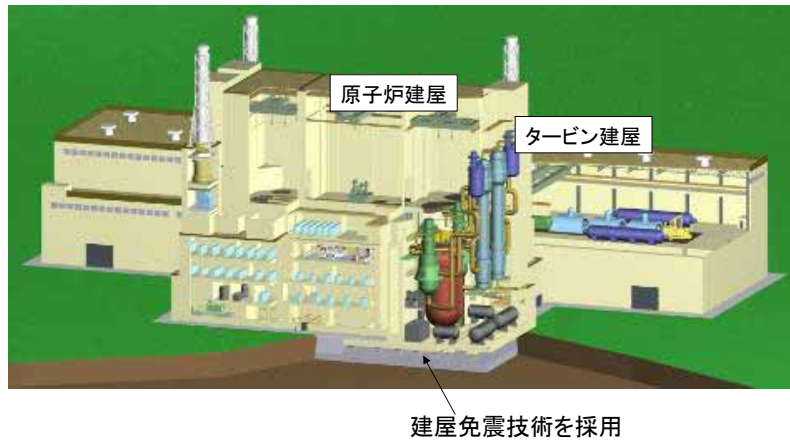
保守、補修性を考慮したプラント設計（図1-2-11参照）

保守、補修性の向上を図ることとする。このため、不透明で化学的に活性なナトリウム冷却材中での供用期間中検査（ISI）技術、直管二重伝熱管蒸気発生器の伝熱管検査技術、及びナトリウム中補修技術の確立を行うものである。

図1-2-13 ナトリウム冷却炉における技術開発課題の詳細(5/5)

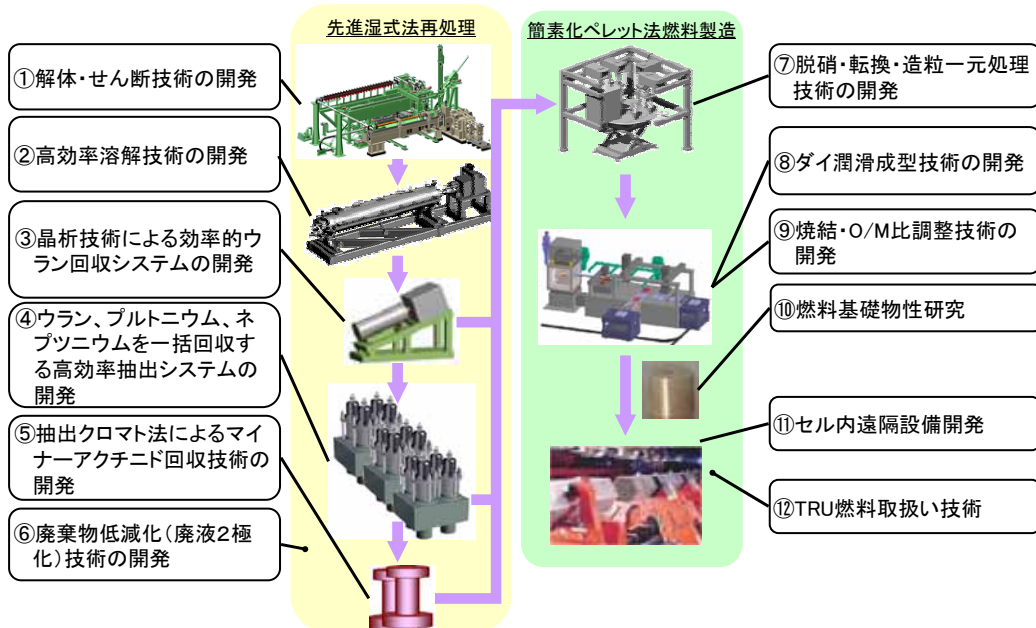
⑬建屋の3次元免震技術

実用炉プラント鳥瞰図



出典: JAEA-Research 2006-042 フェーズII 技術検討書-(1)原子炉プラントシステム-

図1-2-14 燃料サイクルシステムにおける技術開発課題  
(先進湿式法再処理+簡素化ペレット法燃料製造)



### 受動的炉停止と自然循環による炉心冷却（図 1 - 2 - 1 2 参照）

炉心安全性の向上を図ることとする。このため、磁石が一定以上の温度（キュリー点）に達すると磁力を失う性質を利用して機械的なメカニズムによらずに制御棒が炉心に挿入される受動的炉停止機構（SASS）の技術実証、自然循環による崩壊熱除去性能の確認、及び評価手法の確立を行うものである。

### 炉心損傷時の再臨界回避技術（図 1 - 2 - 1 2 参照）

万一の炉心損傷事故時においても溶融燃料の再臨界を回避しつつ、燃料を冷却するシステムを確立することとする。このため、炉心損傷事故時に溶融燃料を炉心外に排出する経路を取り付けた集合体を開発するものである。

### 建屋の 3 次元免震技術（図 1 - 2 - 1 3 参照）

耐震性能の向上と同時に、サイト毎の耐震設計条件を標準化することにより建設コスト低減を図ることとする。このため、3次元免震技術を開発するとともに、設計基準の整備を行うものである。

### ・ 先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造

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に関する革新的な技術は、以下の 1 2 課題（再処理：6 課題、燃料製造：6 課題）とする（図 1 - 2 - 1 4 参照）。

### （再処理）

### 解体・せん断技術の開発（図 1 - 2 - 1 5 参照）

燃料ピンが損傷することなく燃料集合体を解体し、高粉化率でせん断を行うことにより、高濃度溶解に対応した解体せん断工程とすることとする。このため、従来よりも制御性等に優れた機械式解体技術及び高粉化率のせん断片が得られる短尺せん断技術を開発する

図1-2-15 燃料サイクルシステムにおける技術開発課題の詳細(1/6)  
(先進湿式法再処理+簡素化ペレット法燃料製造)

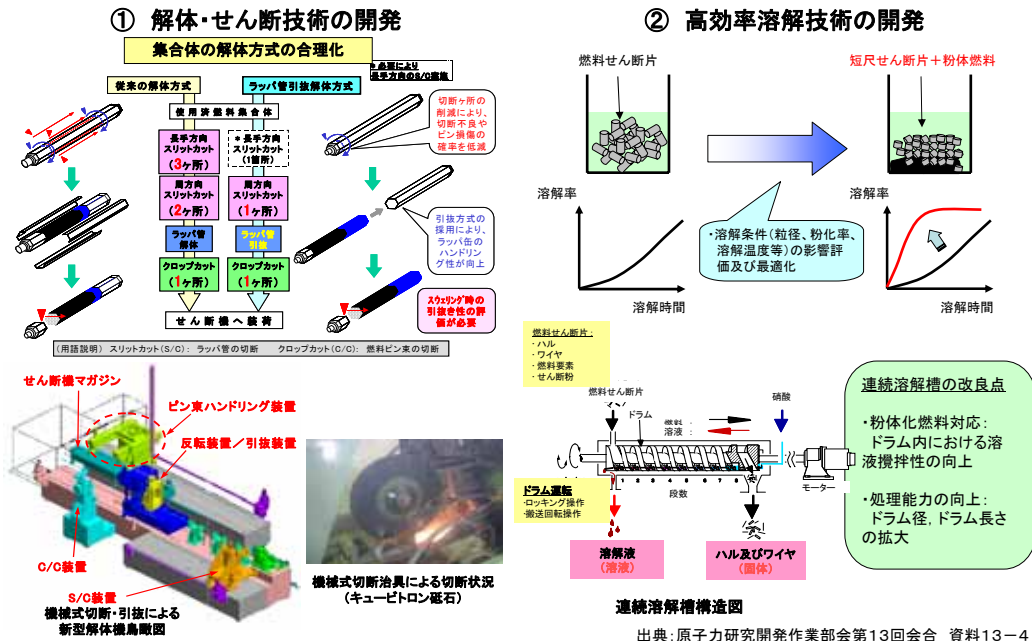
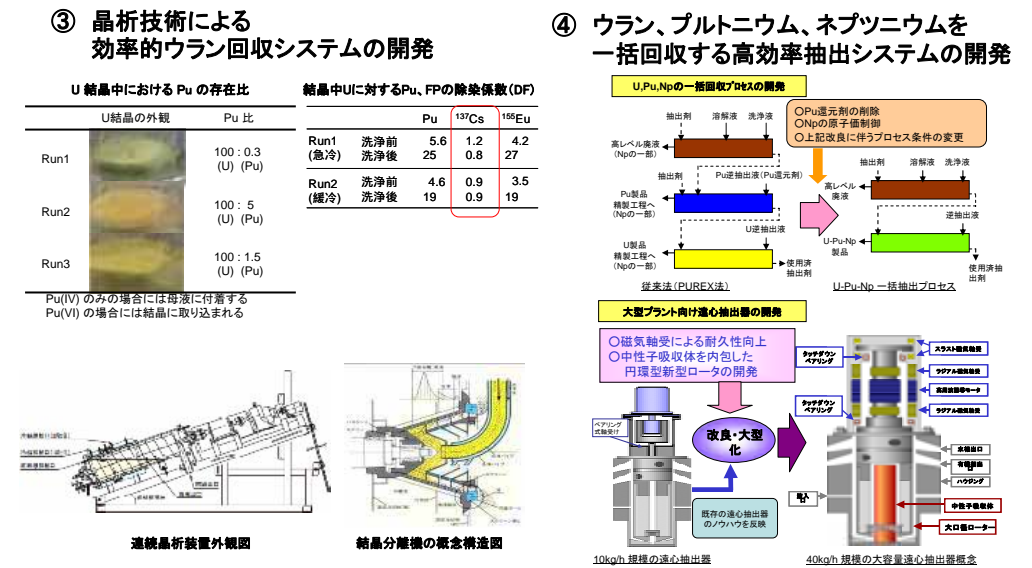


図1-2-16 燃料サイクルシステムにおける技術開発課題の詳細(2/6)  
(先進湿式法再処理+簡素化ペレット法燃料製造)



ものである。

#### 高効率溶解技術の開発（図 1 - 2 - 1 5 参照）

晶析により効率的にウランを回収するために、高濃度溶解液が得られる溶解プロセス及び溶解槽とすることとする。このため、溶解条件を最適化するとともに高粉化燃料のハンドリング性や攪拌性に優れた構造を持つ溶解槽を開発するものである。

#### 晶析技術による効率的ウラン回収システムの開発（図 1 - 2 - 1 6 参照）

溶解液中のウランの大部分を抽出工程前に効率的に回収することにより、抽出工程の規模の縮小を図ることとする。このため、晶析技術によるウラン回収システムについてウランに同伴する可能性のある F P 元素の晶析挙動等を解明するとともに連続晶析装置などを開発するものである。

#### ウラン、プルトニウム、ネプツニウムを一括回収する高効率抽出システムの開発（図 1 - 2 - 1 6 参照）

抽出工程の効率化とプルトニウムを単体分離することなく回収することにより経済性ととともに核拡散抵抗性の向上を図ることとする。このため、ウラン・プルトニウム・ネプツニウムの一括回収フローシートを最適化するとともに大処理能力を有する遠心抽出器を開発するものである。

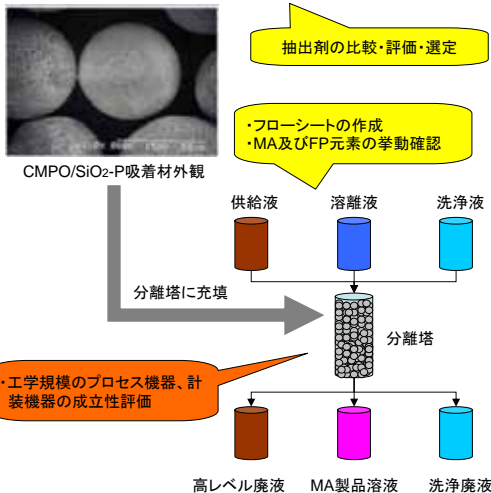
#### 抽出クロマト法によるマイナーアクチニド回収技術の開発（図 1 - 2 - 1 7 参照）

抽出工程からの廃液よりマイナーアクチニドを回収することにより環境負荷低減等を図ることとする。このため、小型の装置で効率的に回収できる抽出クロマト法について最適な吸着剤を選定するとともにプロセス機器の遠隔運転技術等を開発するものである。

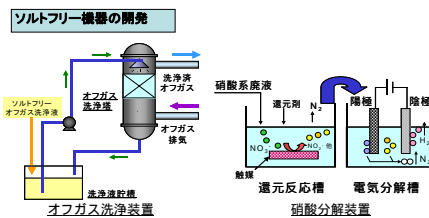
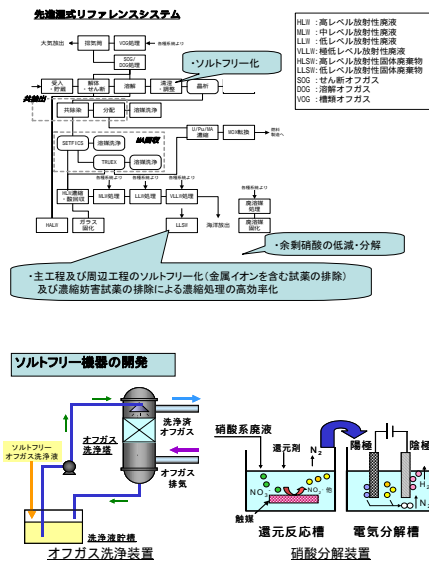
図1-2-17 燃料サイクルシステムにおける技術開発課題の詳細(3/6)  
(先進湿式法再処理+簡素化ペレット法燃料製造)

⑤ 抽出クロマト法によるマイナーアクチノイド回収技術の開発

- 多孔質SiO<sub>2</sub>粒子の表面にポリマー(スチレンジベニルベンゼン)を被覆(SiO<sub>2</sub>-P)
- SiO<sub>2</sub>-Pの表面に抽出剤(CMPO, TODGA, BTP等)を固定化



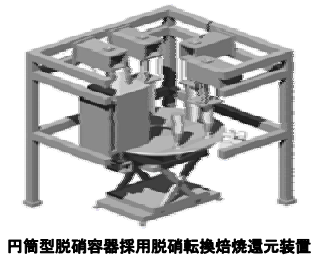
⑥ 廃棄物低減化(廃液2極化)技術の開発



出典:原子力研究開発作業部会第13回会合 資料13-4

図1-2-18 燃料サイクルシステムにおける技術開発課題の詳細(4/6)  
(先進湿式法再処理+簡素化ペレット法燃料製造)

⑦ 脱硝・転換・造粒一元処理技術の開発

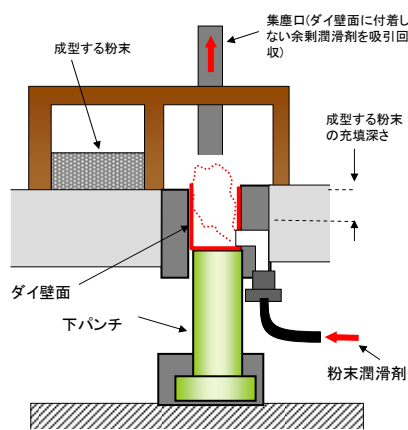


円筒型脱硝容器採用脱硝転換焼還元装置



転動造粒一体型脱硝転換装置(小規模試験機)

⑧ ダイ潤滑成型技術の開発



粉末潤滑剤(エアゾル状)をダイ下方から噴霧してダイ壁面に塗布する

ダイ潤滑機構の概念

出典:サイクル機構技報12号別冊低除染燃料製造施設に関する設計評価p96

#### 廃棄物低減化（廃液 2 極化）技術の開発（図 1 - 2 - 1 7 参照）

再処理工程全体から発生する廃棄物の分類を簡素化し、その処理工程を効率的に行うこととする。このため、発生廃液を高レベルと極低レベルの 2 極化する技術を開発するものである。

#### （燃料製造）

#### 脱硝・転換・造粒一元処理技術の開発（図 1 - 2 - 1 8 参照）

転換工程で得られる原料粉末の流動性を向上することによりペレット成型用金型への粉末の充填性を改善することを図ることとする。このため、脱硝加熱器などの転換装置に造粒機能を組み込み、流動性の良い粉末を直接得られる技術を開発するとともに、遠隔保守対応型脱硝転換造粒装置を開発するものである。

#### ダイ潤滑成型技術の開発（図 1 - 2 - 1 8 参照）

従来の原料粉末に潤滑剤を混合する工程を削除することを図ることとする。このため、ペレット成型用金型へ潤滑剤を塗布する機構の成型機(ダイ潤滑成型機)を開発するとともに、遠隔保守対応型ダイ潤滑成型装置を開発するものである。

#### 焼結・O/M 比調整技術の開発（図 1 - 2 - 1 9 参照）

燃料仕様を満足するペレットを製造するための熱処理条件を検討するとともに、遠隔保守対応型焼結・O/M 比調整炉を開発するものである。

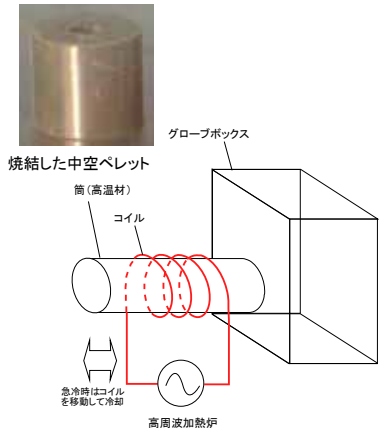
#### 燃料基礎物性研究（図 1 - 2 - 1 9 参照）

燃料設計や燃料製造に必要となる基礎物性データについて、実験及び理論的に整備し、モデル化するとともに、得られた物性モデルを用いて挙動解析コードを開発するものである。

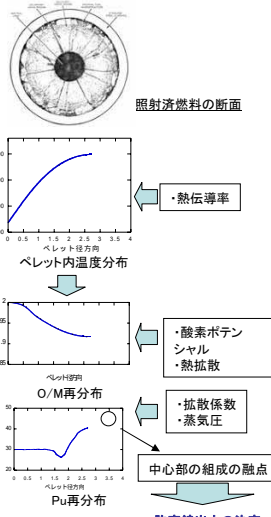


図1-2-19 燃料サイクルシステムにおける技術開発課題の詳細(5/6)  
(先進湿式法再処理+簡素化ペレット法燃料製造)

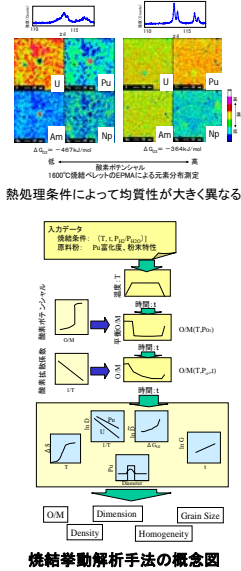
⑨ 焼結・O/M比調整技術の開発



O/M 調整・焼結炉の概念



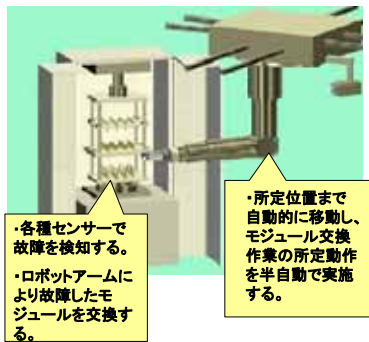
⑩ 燃料基礎物性研究



出典: サイクル機構技報24号別冊燃料製造システムの要素技術開発,p85  
N8400 2004-22MA含有低除染燃料の開発IV-酸素ポテンシャルと相状態の評価一

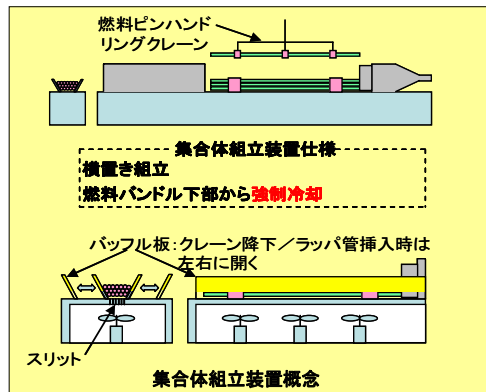
図1-2-20 燃料サイクルシステムにおける技術開発課題の詳細(6/6)  
(先進湿式法再処理+簡素化ペレット法燃料製造)

⑪ セル内遠隔設備開発



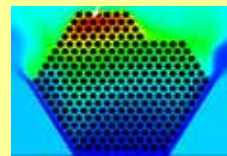
遠隔保守概念(ペレット成型装置の例)

⑫ TRU燃料取扱い技術



集合体組立時温度解析例

強制冷却、セル内気温: 25℃  
集合体設計: フェーズ2最終設計  
HM重量: 127.9kgHM(軸ブラ除く)  
三次元熱流動解析コード  
AQUA および Fluent 使用



出典: 原子力研究開発作業部会第13回会合 資料13-4

## セル内遠隔設備開発（図 1 - 2 - 20 参照）

燃料製造設備のモジュール構造化により、セル内での遠隔保守を可能とし放射線量の高い低除染 TRU 燃料の量産を実現することを図ることとする。このため、モックアップ試験を中心に、製造設備のモジュール開発、モジュール開発に連動した遠隔ハンドリング機器を開発するとともに、インライン粉末分析、ペレット検査迅速化技術について開発するものである。

## TRU 燃料取扱い技術（図 1 - 2 - 20 参照）

原料の発熱影響を緩和する適切な除熱対策を組み込んだ集合体組立装置の設計へ資することを図ることとする。このため、集合体組立装置および燃料バンドルを模したモックアップ試験を中心に、燃料集合体組立て時の除熱効果を詳細に解析評価できるコードを開発するものである。

## 代替技術

主概念に導入するとした革新的な技術は、今後の研究開発により技術的実現性が高いと判断したものである。しかし、研究開発の結果、技術的実現性が見通せないと結論される可能性がないとは言えない。このような開発リスクを考慮し、今後集中的な研究開発を行うことなく革新的な技術を代替することが可能と見込まれる既存技術を、革新的な技術に対する代替技術として選定しておくことは、リスクマネジメントの観点から必要であると考え（後述の図 2 - 1 - 4、図 2 - 1 - 8、図 2 - 1 - 9 の代替技術の欄を参照）。

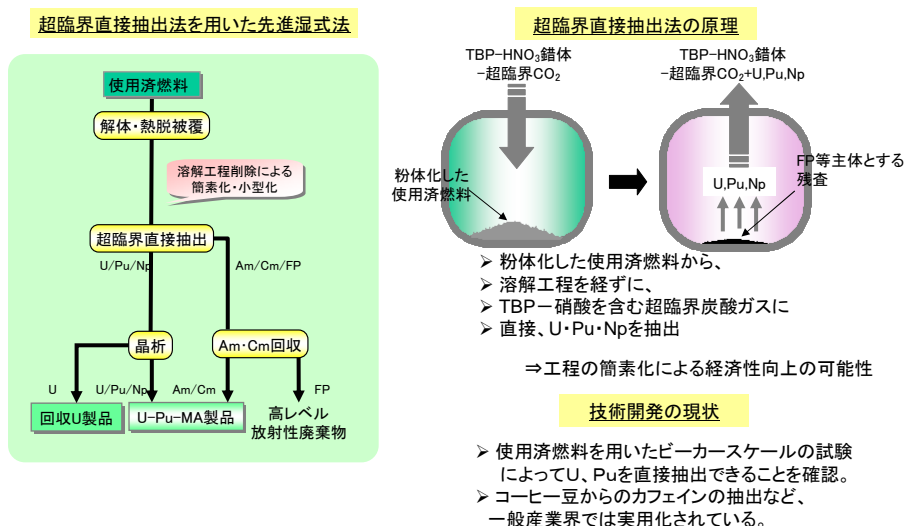
万一、ある革新的な技術について、その技術的実現性が見通せないとの結論になった場合には、当該高速増殖炉システム概念を全体として放棄するのではなく、その革新的な技術だけを代替技術に置き換えることが可能と考える。なお、代替技術の採用に際して、開発目標に対する適合性についてその影響度合いを評価しておくべきである（表 1 - 2 - 4 参照）。

表1-2-4 代替技術と設計への影響の例

革新技術	内容	代替技術案	代替技術採用の影響
① ODSフェライト鋼被覆管	ODS鋼を用いることにより高燃焼度化と冷却材出口温度の高温化の両立を図る。	PNC/FMS鋼を用いた炉心設計	原子炉出口温度が550→520℃と低下、燃焼度維持のため燃料ピン長増加(原子炉容器大型化による物量増13%)、原子炉電気出力確保のための熱交換器大型化(原子炉建屋体積8%増)、建設コストが増加する。
② 高クロム鋼採用による配管短縮	熱膨張が少なく高温強度に優れる高クロム鋼材料の採用により配管短縮と機器物量削減を図る。	9クロム鋼を用いた冷却系設計	強度確保のための伝熱管肉厚増加と、熱伝導度低下を補うための伝熱面積増加により、IHX及びSG(物量13%増)が大型化し、建設コストが増加する。
③ ポンプ組込型中間熱交換器	1次循環ポンプを熱交換器内に組込むことにより1次冷却系配管の簡素化を図る。	ポンプ、中間熱交換器の分離配置	1次冷却系機器数が3→5と増加することにより、容器、ガードベッセルの物量増加(原子炉、1次冷却系物量7%増)、建屋の配置スペースが増加する。
④ 2ループシステム	熱交換器の大型化と配管の大口径化によるシステムの簡素化を図る。	4ループ化	原子炉容器の大型化、冷却系機器及び配管物量が増加し(原子炉と冷却系の物量10%増)、建設コストが増加する。
⑤ 高信頼性蒸気発生器	2重伝熱管蒸気発生器の採用により伝熱管破損時の影響を局限化し、信頼性向上を図る。	単管ヘリカルコイル型蒸気発生器	単管ヘリカルSGではプラント寿命期間中に伝熱管破損が発生する可能性が無視できない。このため、伝熱管補修のための炉停止、及びSGの交換経費を含めると2重管SGの場合よりも、経済性は低下する可能性がある。

出典: フェーズII 報告書の概要

図1-2-21 新たな革新的な技術の芽の例



出典: FSフェーズII 報告書の概要

## 新たな革新的な技術の芽

今後の研究開発の進展を考慮すると、将来、現時点で導入することとした革新的な技術よりも優れた新たな革新的な技術が出現する可能性を研究開発計画に織り込んでおくことが必要であると考え。この際、国内外における研究開発の進展に留意し、常に革新的な技術の芽を発見し、育てようとする態度が重要であると考え。

「ES フェーズ 報告書」では、先進湿式法に対応するものとして超臨界直接抽出法の適用可能性が検討されている(図1-2-21参照)。現時点の知見に基づき技術的実現性の観点から先進湿式法を選択しているが、超臨界抽出法には、工程がより簡略化され、経済性が向上する可能性があると考えられている。この他、新たな革新的な技術の芽として、発熱性 FP 等の分離技術、造粒が不要あるいは焼結温度が低い焼結技術なども考えられる。

表1-2-5 二重伝熱管蒸気発生器の製作性

[実績]

- ・ 約2mの長さの12Cr鋼密着二重伝熱管を試作
- ・ 旧動燃における1MWt二重伝熱管蒸気発生器小型試験体等の製作時に全長20m程度の9Cr鋼二重伝熱管を製作した実績がある。
- ・ 伝熱管本数7,100本/基については、APWRの5,830本/基という実績があり、AP-1000では10,000本/基としていることから実現可能と考える。

[課題]

- ・ 製作性については、以下の課題が残されており、製作手順を含めた検討を開始した。
  - 二重伝熱管: 所定の面圧及びギャップ幅を有する35m級管の製作
  - 球形管板: 高クロム鋼厚肉構造材の熱処理、及び3次元リガメント加工性(管台の削りだしと管板孔開け加工)
  - 胴ペローズ: 高クロム鋼による削り出し製作性
  - 管・管板溶接継手: 管台と二重伝熱管端部の溶接技術、及び高クロム鋼二重伝熱管の拡管技術

出典: JAEA-Research 2006-042 フェーズII 技術検討書-(1)原子炉プラントシステム-

### (3) 高速増殖炉の技術開発課題の留意事項

#### 蒸気発生器

##### ・革新的な技術としての二重伝熱管の採用

原子炉からの熱はナトリウムに伝えられ、蒸気発生器の中の伝熱管を介して、発電機を回す蒸気に伝えられる。この伝熱管の内側に水が外側にナトリウムが流れる設計となっているが、水とナトリウムが直接接触することは安全性及び信頼性確保の観点から重要な問題である。この問題への対応として、「FS フェーズ 報告書」では、伝熱管を二重化した蒸気発生器の開発、導入が提案されている。

国内外を含め、これまで運転あるいは計画されているナトリウム冷却高速増殖炉の蒸気発生器のほとんどが単管の伝熱管を採用している。また、二重伝熱管蒸気発生器の製造コストは、単管蒸気発生器に比べて高価になると見込まれる。

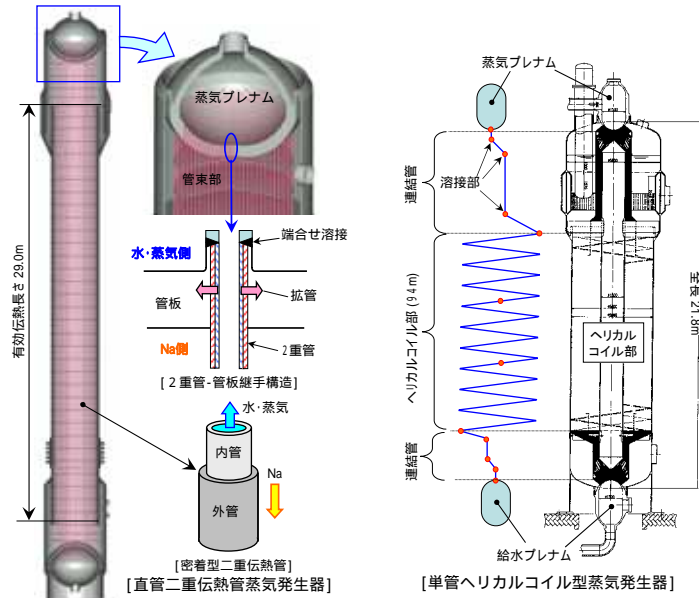
安全性及び信頼性向上の重要性、さらにユーザーの意向などを考慮し、二重伝熱管蒸気発生器を革新的な技術として技術開発課題に取り上げることは妥当と考える。なお、既に二重伝熱管を試作し、その製作可能性が示されているが、蒸気発生器では数多くの伝熱管が用いられることから、製作にあたってのバラツキに留意する必要があると考える(表1-2-5参照)。

##### ・蒸気発生器の大型化と代替技術

「FS フェーズ 報告書」では、2ループ化(原子炉から熱を取り出す流れを2系統とすること)が提案されている。このため、1ループに1つ設置される蒸気発生器に要求される熱交換量が大きくなり、蒸気発生器伝熱管の表面積を大きくする必要があるのであるとしている。

これに対応して、二重伝熱管蒸気発生器では、伝熱管が直管方式で全長約35mになるとしている。また、二重伝熱管蒸気発生器に対する代替技術として、高速増殖原型炉「もんじゅ」で利用実績がある単管

図1-2-22 単管ヘリカルコイル型との構造比較



出典：JAEA-Research 2006-042 フェーズⅡ技術検討書-(1)原子炉プラントシステム-

表1-2-6 ヘリカルコイル単管型との信頼性比較

直管二重伝熱管蒸気発生器は、今後の研究開発が必要であるものの、伝熱管の検査精度を高めることによって、単管ヘリカルコイル型蒸気発生器よりも高い信頼性を確保可能。

		直管二重伝熱管蒸気発生器	単管ヘリカルコイル型蒸気発生器
伝熱管	本数/伝熱長	7230本 / 29m	910本 / 94m
	外径 肉厚	19.0mmφ / 外管1.5、内管1.1mmt (暫定値)	31.8mmφ / 3.3mmt
溶接数	管-管板溶接	7230カ所/管板×2(上下管板) = 14460カ所	910カ所/管板×2(上下管板) = 1820カ所
	管-管溶接	0カ所	コイル部 : 2カ所/本×910本 = 1820カ所 連結管 : 8カ所/本×910本 = 7280カ所 } 9100カ所
破損原因		溶接箇所数は、ヘリカルコイル型が約2/3	
伝熱管検査精度		(1) 内管の検査精度 (UT, ECT)は、直管方式のため良好。 (2) 外管の検査精度は、界面の存在により、低下する。(ただし、基礎試験では、超音波UTによる外管き裂は検知できる可能性がある) (3) 管-管板継ぎ手の検査性は、アクセス性の観点から良好。	(1) コイル形状や連結管の曲部構造、及び長尺管(約120m)のため、検査プローブの挿入性が低下する。さらに、プローブのガス圧送による振動等により、検査精度は直管方式に比べ低下するが、単管故に問題は少ない。 (2) 管-管溶接部に生じた欠陥の検出性は、伝熱管母材部に比べ低下。
き裂進展阻止機能		内管と外管の構造分離により、界面でのき裂進展を阻止することが期待でき、片側が破損しても残された側でナトリウム-水反応の発生を防止できる。(今後、時効影響を考慮した試験を実施予定)	単管のため、発生したき裂の進展を、管壁肉厚途中で阻止することは困難。ただし、2重管よりも肉厚が厚いため、貫通き裂に至るまでの時間余裕が長く、またウェスチー型破損に対して耐性が高くなる可能性はある。

出典：JAEA-Research 2006-042 フェーズⅡ技術検討書-(1)原子炉プラントシステム-

ヘリカルコイル型蒸気発生器が提案されている。「もんじゅ」で用いられている伝熱管は、直管ではなくヘリカル(らせん状)の単管であり、これにより熱交換に必要な表面積を確保している。

蒸気発生器の大型化に伴い、溶接箇所が増加するとともに、伝熱管破損時の水リーク検知時間は一般に長くなり、破損伝播の可能性が高くなる。このため、単管ヘリカルコイル型蒸気発生器の単純な大型化は適切ではなく、なんらかの対応が必要となるが、容易ではないと考える。従って、これを代替技術とするためには、水リーク検知手段の高度化、あるいは、小型の蒸気発生器を1ループあたり複数設置する設計(デメリットとして、経済性の低下に留意)などを考慮すべきである。

#### ・二重伝熱管蒸気発生器の安全設計思想と採用判断にあたっての留意事項

二重伝熱管を単管の伝熱管と比較した場合、熱伝達性能が若干劣ることから機器の大型化や製造コストの上昇につながるものの、安全性の観点からは、伝熱管に何らかの原因でき裂が生じた場合でも内外管の境界でき裂が停止する効果を期待できると考える。

原子力機構は、二重伝熱管の健全性を担保する方策として、定期検査時に内外管全数検査を行うこととしている。これにより、二重伝熱管を採用した場合、ナトリウム中への大規模な水リークを設計基準外事象とできるとしている。しかし、二重伝熱管は検査性能の面で単管に比べ課題が多く、水リークの検出性能、二重伝熱管の密着性の誤差も考慮して設計を行うことが必要であると考ええる。

従って、二重伝熱管を採用可能であるか否かを判断するためには、安全裕度をどの程度確保することが合理的であるかなどを含めて、総合的な比較を行う必要があると考える。(図1-2-22、表1-2-6及び図1-2-23参照)

#### ・変形大型管板の成立性



図1-2-23 直管二重伝熱管蒸気発生器のナトリウム-水反応防止の考え方と水リーク時の影響緩和

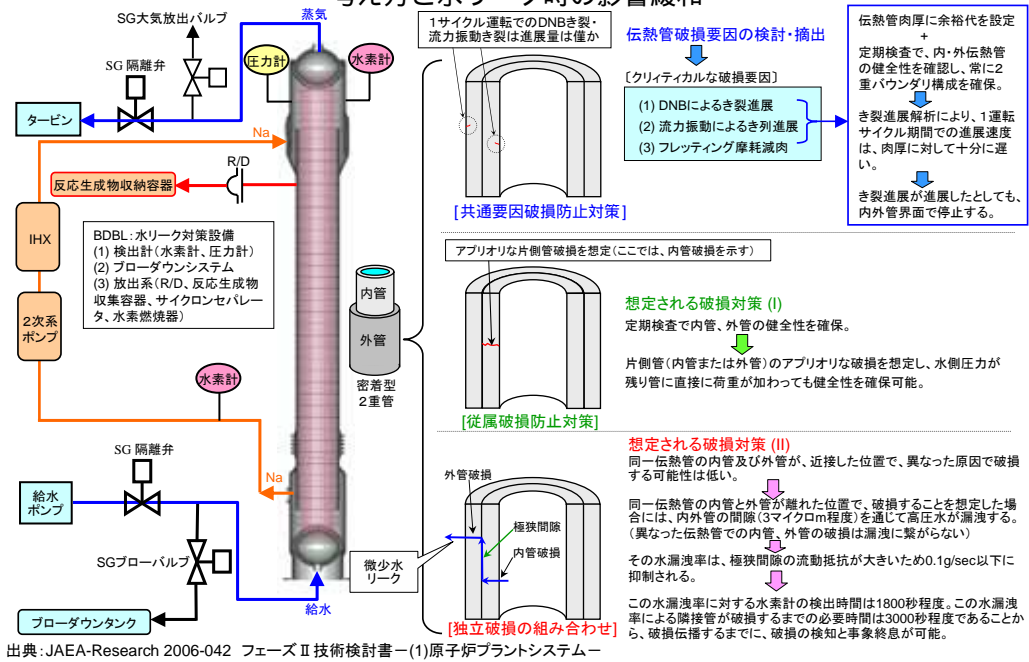
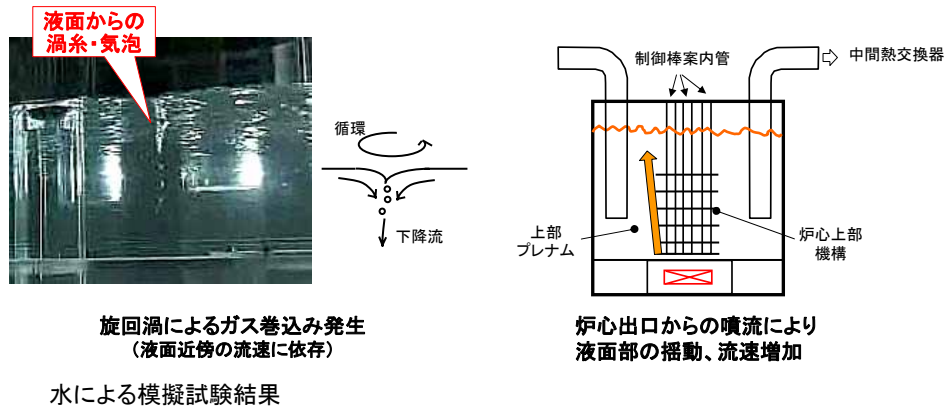


図1-2-24 原子炉容器内のナトリウム自由液面からのカバーガス巻き込み



二重管伝熱管はオフセンタで球形管板を貫通する設計となっている。このような変形大型管板については、製作性の検討とともに、設計手法の確立及び許認可性を見通しを得る必要があると考える。

## 2 ループ化

### ・ガス巻き込みの影響

軽水炉は冷却材である水を加圧状態で利用しており、万一の配管破断などの際には減圧に伴い冷却材に大量のボイドが発生することが想定されるが、そのような場合でも十分に「ボイド反応度係数が負」（出力の上昇などによりボイドが発生した場合、核分裂に寄与する熱中性子が減少、核分裂連鎖反応が抑制され、その結果、出力が低下する）である。

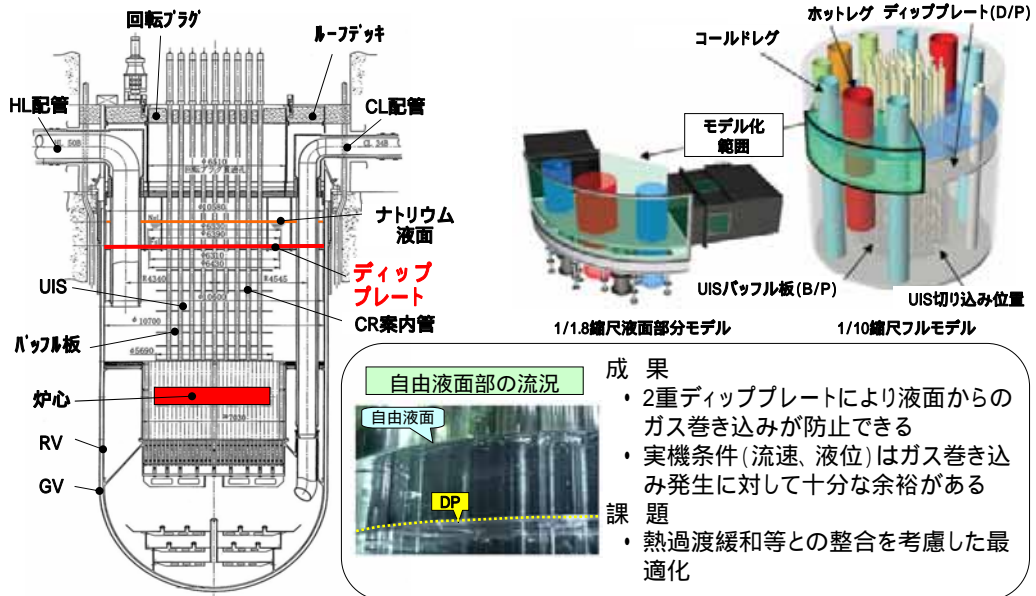
一方、ナトリウム冷却高速増殖炉では、冷却材密度が減少すると核分裂に寄与する高速中性子が増加し、反応度は大きくなることから、「ボイド反応度係数が正」となる。特に、炉心の大型化に伴ってその傾向が強まる。しかし、ナトリウム冷却高速増殖炉は、冷却材が低圧系であるため、配管破断等を想定してもガードベッセル等によって炉心冷却材の炉心からの流出が抑制され、また想定される種々の異常に対しても炉心冷却材が沸騰せず、ボイドが発生しないよう設計されている。

しかし、例えボイドが発生しない設計であるとしても、冷却材ナトリウムに何らかの原因で気泡が混入し、炉心を通過する可能性を否定することはできない。その原因としては、冷却材中に溶存しているガスの低温部での析出、制御棒から放出されるヘリウムガス、冷却材界面でのガス巻き込みなどが考えられる。

「FS フェーズ 報告書」では、原子炉から熱を取り出す冷却系統を2系統にし（2ループ化）機器・配管の物量や原子炉建屋全体の体積などを抑える設計が提案されている。この際、1系統から取り出すべき熱量が大きくなることから、配管を大口径化（もんじゅの約1.5倍以上）するとともに、配管内を流れるナトリウムの流速をこれまでより速くする（もんじゅの約1.5倍～3倍近く）ことが提案されている。

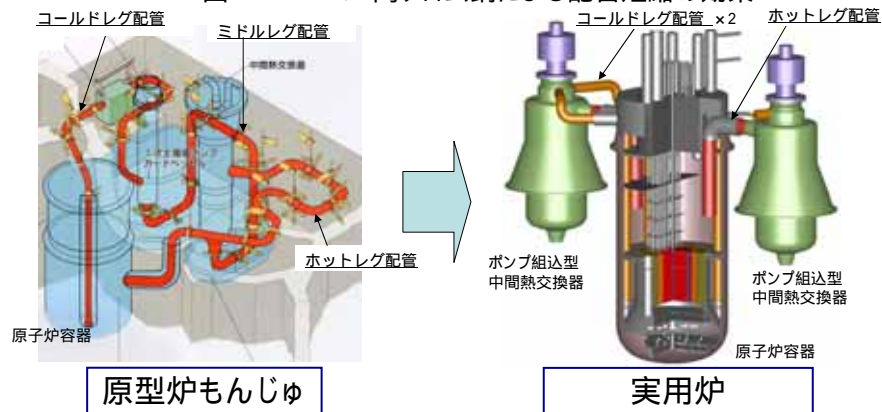
図1-2-25 原子炉容器上部プレナム流動適正化(ガス巻き込み防止)

縮尺モデルを用いた水流動試験によって、炉上部プレナム流動を適正化できる見通しを得た。



出典: JAEA-Research 2006-042 フェーズ 技術検討書 - (1)原子炉プラントシステム -

図1-2-26 高クロム鋼による配管短縮の効果



(電気出力28万kW) 1次系配管設計「もんじゅ」との比較 (電気出力150万kW)

		口径	配管長/ループ	総配管長
実用炉 配管材料: 12Cr系鋼 ループ数: 2ループ	ホットレグ配管(550)、1エルボ	127 cm	13.4m	135 m
	コールドレグ配管	86 cm	26.9m × 2	
「もんじゅ」 配管材料: SUS304 ループ数: 3ループ	ホットレグ配管(529)、8エルボ	81 cm	39m	336 m
	コールドレグ配管	61 cm	41m	
	ミドルレグ配管	81 cm	32m	

出典: JAEA-Research 2006-042 フェーズ 技術検討書 - (1)原子炉プラントシステム -

また、原子炉容器上部プレナム内のナトリウムの流速が速い設計となっている。このため、原子炉容器内のナトリウム自由液面（表面）から渦流によってカバーガスを巻き込む（カバーガス巻き込み）可能性が高くなる傾向にあると考えられる（図1-2-24参照）。

ナトリウムの自由液面から巻き込んだガスが、炉心冷却材の主流に入り、炉心燃料領域を通過するとなれば、正の反応度効果や燃料ピンの冷却を阻害する効果の発生が懸念される。このため、原子炉容器内でガス巻き込みを防止するために、二重デッドプレートという整流効果を持つ構造物を上部プレナム部に設置し、ガス巻き込みを抑制する方策が提案されている（図1-2-25参照）。しかし、反応度の上昇は原子炉に重大な影響を与える可能性があることから、ガス巻き込みが工学的に十分抑制できるものであるかどうかなど、安全性に関連して十分な検討を行うことが必要であると考えられる。

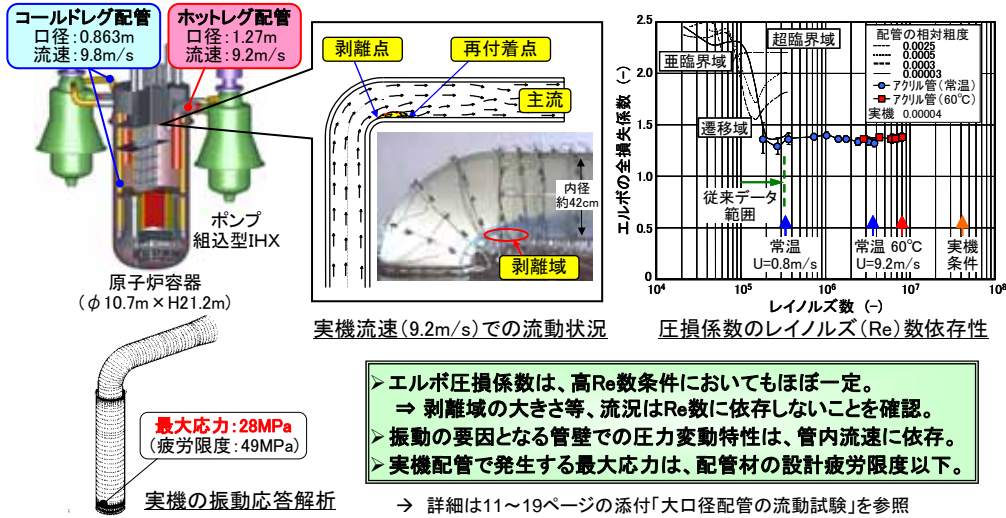
#### ・大口径配管の課題

ナトリウム冷却高速増殖炉では、冷却材ナトリウムの運転時と停止時の温度差が一般的に大きい。このため、ループ型炉では温度差に伴う配管や容器の膨張・収縮が力として配管に大きく加わることになり、これを分散するため配管に多数のエルボ部（配管を曲げた部分）を設けて応力を分散させる工夫が取られている。

「FS フェーズ 報告書」で提案されている設計の場合、原子炉の出口温度約 550℃、入口温度約 395℃、停止時温度約 200℃ となっている。冷却系配管は室温（プラント建設時）から運転温度に昇温され熱膨張することにより応力が発生し、応力の大きさは材料の熱膨張特性と配管の引き回しに依存する。仮に、「もんじゅ」に使われている配管材料と同じオーステナイト系ステンレス鋼を用いて設計した場合、応力分散に必要な配管の長さやエルボ数を十分に確保する必要が生じ、コンパクトな建家とすることが困難になる。経済性を向上させる観点からは、ループ数を減らすことはもとより配管を短くすることが効果的であり、このため、種々の革新的な技術の採用と併せて、熱膨張が小さく強度が高い新しい配管材料として高クロム鋼を用いることが提案されている（図1-2-26参照）。

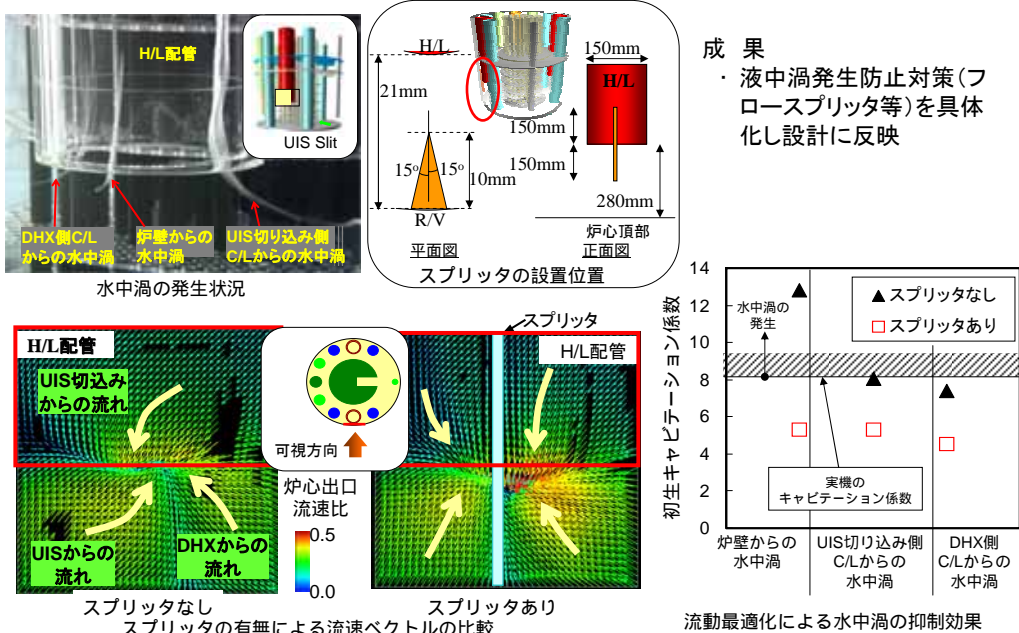
図1-2-27 高流速・大口徑配管内流動

課題: 冷却系ループ数の削減に伴い大口徑配管を採用 ⇒ Na流速増加による流動励起振動  
 目的: エルボを含む配管系の流動・振動特性の把握 (実機ホットレグ配管の1/3縮尺水試験)



出典: JAEA-Research 2006-042 フェーズII 技術検討書-(1)原子炉プラントシステム

図1-2-28 原子炉容器上部プレナム流動適正化(キャビテーション防止)



出典: JAEA-Research 2006-042 フェーズII 技術検討書-(1)原子炉プラントシステム

また、150 万 kWe の出力で冷却系を 2 ループ構成とするため、配管口径と冷却材流速を従来の設計と比べ大きなものとしている。このような大口徑で高流速となる配管では、流れの乱れとそれに伴う振動が課題となる。これに対応し、FS フェーズ では既に、実機の 1/3 縮尺試験装置を用いて水流動試験を行い、エルボ部を含む配管内の流動と振動特性を確認している（図 1 - 2 - 27 参照）。

しかし、振動特性については実機に近い条件での確認、及びキャビテーション（発泡現象）やエロージョン（流れによる配管材料の減肉現象）などの流動特性に対する確認を行うことが必要であると考え（図 1 - 2 - 28 参照）。また、大口徑のわりに管厚が薄い配管であり、配管の製作性や配管支持のあり方についても検討を要すると考える。

#### ・安全設計で想定している条件の成立性

冷却系 2 ループ化に適合するための安全設計（短期の炉心冷却）は重要である。安全評価では流量急減時の炉心反応度フィードバック特性が重要であり、ドップラー係数、冷却材温度係数等の反応度係数の不確かさをより低減するために、高速増殖炉の実機でのデータと MA に関する核データを拡充することが必要であると考え。

#### 主循環ポンプ組込型中間熱交換器の課題

##### ・設計の際の判断基準

「FS フェーズ 報告書」においては、システムのコンパクト化を図るため、炉心からの熱を運び出すナトリウムを循環させるための主循環ポンプと炉心からの熱（一次系の熱）をその外側の系統（二次系）へ伝えるための中間熱交換器（IHX）を一体化した主循環ポンプ組込型中間熱交換器の採用が提案されている。

FS フェーズ では、実機の 1/4 規模の試験体を用いて試験を行っている（図 1 - 2 - 29 参照）。具体的には、試験体に、ポンプと IHX 間の熱伝達防止及び流体を介した振動伝達減少のために、ポンプと IHX 構造間にガス層を配置する、IHX 中心部の狭い空間にポンプを

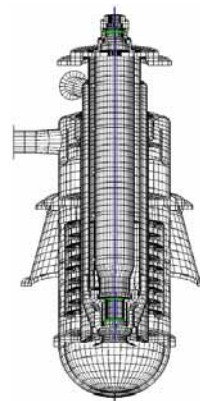


図1-2-29 中間熱交換器伝熱管摩耗防止  
(1/4スケール振動伝達試験・解析による設計手法開発)

- 振動伝達試験  
1/4スケール水試験により機器内振動伝達データを取得  
– 解析モデルの検証データを得る
- 解析モデル開発  
3次元シェルモデルに流体要素も考慮したモデルを開発



1/4スケール試験体

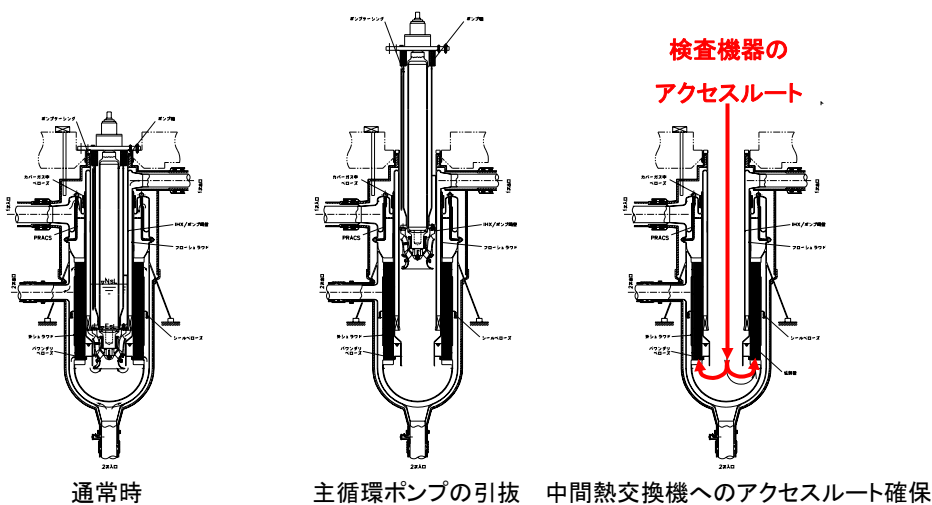


試験体解析モデル

出典：JAEA-Research 2006-042 フェーズⅡ技術検討書－(1)原子炉プラントシステム－

図1-2-30 主循環ポンプ組込型中間熱交換器の検査性について

万一、容器内部の下部にある構造(バウンダリペローズ、下部管板、伝熱管)の検査の必要が生じた場合、ポンプを引抜くことによってアクセスルートを確認することが可能



出典：2005年10月 日本原子力学会(秋の大会)ナトリウム冷却炉に適用するポンプ組込型IHXの開発 (1)予備解析と課題の抽出

収めるために、ポンプを従来のように剛構造とせず、ケーシングのコンパクト化が可能な柔構造とする、などの工夫を施している。また、試験により、振動特性を確認するとともに、静圧軸受部の安定性解析、振動伝達解析モデルによる評価などが行われている。これらにより、技術的な見通しが得られたとしている。

しかし、従来、高速回転機器である主循環ポンプについては振動を防止するために剛構造の設計がなされ、また、熱交換器については、伝熱管部分に薄肉の材料を使用することから振動に弱くなるため、振動の発生源から分離した設計としている。主循環ポンプ組込型中間熱交換器の設計においては、この相矛盾する設計の要求を一体の機器に持ち込むという点でこれまでにないものである。このため、両機器の合体に伴って要求される構造健全性判断条件、運転時の制限条件、等の新たな設計制限条件を把握した上で、十分な試験や解析評価を行うことが必要であると考ええる。

#### ．検査性への配慮

機器を実用化する際には、検査性も重要な要素である（図 1 - 2 - 30 参照）。特に、主循環ポンプ組込型中間熱交換器はこれまでにない革新的な技術であり、また、原子炉の一次系を構成する重要な機器であることから、検査性に関しても十分な配慮をした開発を行うことが必要であると考ええる。



図1-2-31 連続晶析装置の研究開発

(1) 技術の現状




晶析方法の化学的成立性及び連続晶析装置の基本的成立性を確認

- ・実溶液を用いた小規模ホット試験により、プルトニウムを4価に調整することで、ウランを粗分離できることを確認。
- ・U-模擬FP溶液、U-Pu-模擬FP溶液及び照射済燃料の溶解液を用いた試験により、除染係数100程度が達成可能であることを確認。FP元素によっては、条件により、異なる挙動を示すことを確認。
- ・臨界管理を形状管理とした円環型キルン式晶析装置を試作し、ウラン試験で性能に問題がないことを確認。

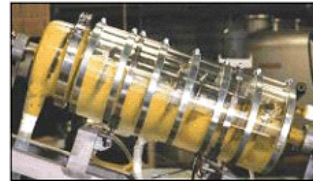
照射燃料などを用いた試験により晶析条件の基本的成立性の見通しが得られつつある



晶析操作条件の最適化、工学規模装置の開発が必要

U 結晶中における Pu の存在比	
U結晶の外観	Pu 比
Run1 	100 : 0.3 (U) (Pu)
Run2 	100 : 5 (U) (Pu)
Run3 	100 : 1.5 (U) (Pu)

Pu(IV) のみの場合には母液に付着する  
Pu(VI) の場合には結晶に取り込まれる



連続晶析装置概念(基礎試験装置)

(2) 結晶中のUに対するPuとFPの除染係数 (DF)

核種	洗浄回数				
	0	1	2	3	
ii-3	Am-241	12	100	250	3,000
	Cs-137	13	100	170	740
	Eu-155	11	100	240	860
ii-4	Am-241	6	58	550	1,700
	Cs-137	6	57	420	1,300
	Eu-155	6	56	530	1,400

		Pu	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>155</sup> Eu
Run1 (急冷)	洗浄前	5.6	1.6	1.2	4.2
	洗浄後	25	0.7	0.8	27
Run2 (緩冷)	洗浄前	4.6	0.8	0.9	3.5
	洗浄後	19	0.5	0.9	19

出典: Actinide 2005 (Manchester, UK 4-8 July 2005) "Crystallization Behavior of Uranium and Plutonium in Nitric Acid Solution", K.Yano et al  
Journal of Nuclear Science and Technology (日本原子力学会 英文論文誌) 41(3) 307-314, 2004  
JNC TJ-8440 2002-06 "The crystallisation of Irradiated MOX Fuel", R.Pateman (AEA Technology) et.al  
GLOBAL 2005 (Tsukuba Japan, 9-13, Oct 2005), "Uranium Crystallization for Dissolver Solution of Irradiated FBR MOX Fuel", K.Yano et.al

#### (4) 再処理の技術開発課題の留意事項

##### 晶析工程

###### ・基礎データの充実

「FS フェーズ 報告書」においては、再処理工程を「解体・せん断 溶解 ウランの粗取り 共抽出 MA 回収」とし、この「ウランの粗取り」の工程に晶析法を採用することが提案されている。晶析法は、物質によって溶解度に差があり、かつ温度によって溶解度が変化する、という物質の性質を利用する方法であり、これまでの溶媒抽出法と比較して制御が容易であること、廃棄物発生量が少ないことを期待している。

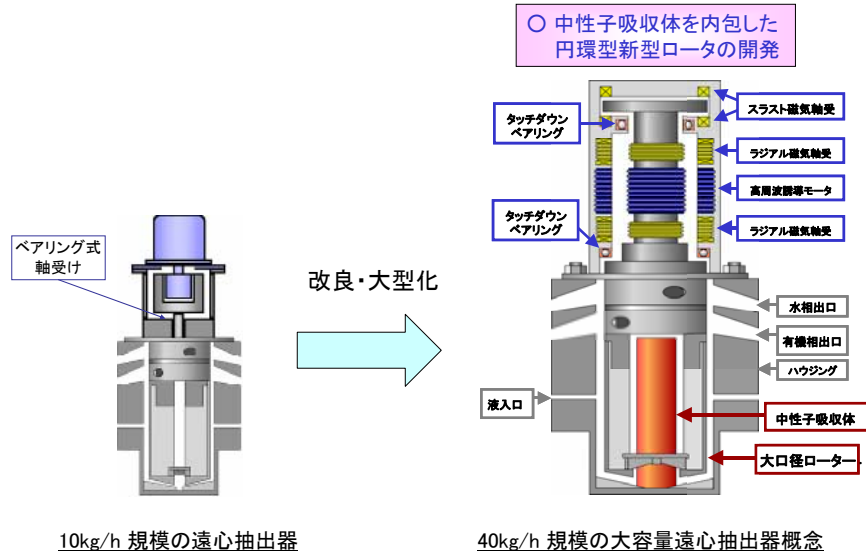
これまでに、小規模ではあるがホット試験を行い、プルトニウムの挙動、FP の挙動の確認が行われている。しかし、革新的な技術であり、今後、さらに溶液から固体を析出する非均質プロセスとして TRU、FP 挙動に係わる基礎的なデータの充実、ウラン回収率の安定性、制御性などに関する検討を行うことが必要であると考え（図 1 - 2 - 3 1 参照）。

###### ・機器の大型化に配慮した研究開発の実施

晶析法は固相と液相が共存するプロセスであるが、固相と液相が共存する場合には機器の規模が大きくなるとプロセス内で不均一性の問題が顕在化する可能性が高い。このため、大型機器を用いて基礎的なデータの拡充を図るなど、機器の大型化に配慮した研究開発が必要であると考え。また、ヨウ化パラジウム、モリブデン酸ジルコニウムなど溶液条件の変化により固相を生成する化学種が与える影響、ウラン濃度の上昇に伴う配管閉塞の懸念、などを考慮した機器開発が必要であり、その有効性を確認するためには、実際の使用済燃料を用いた工学規模での試験を行うことが必要であると考え。

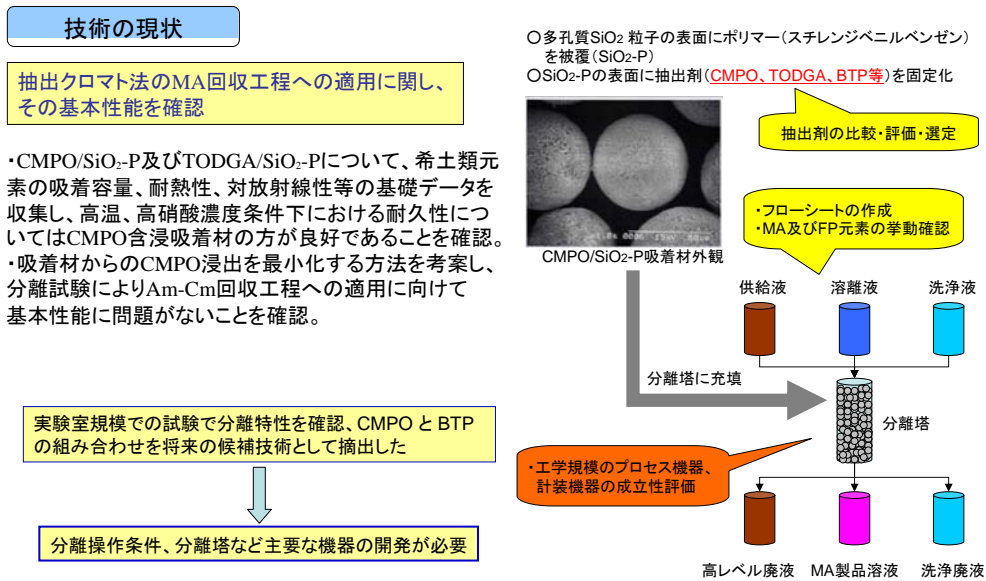
###### ・晶析法の軽水炉燃料再処理への適用

図1-2-32 遠心抽出器の研究開発



出典: Development of Centrifugal Contactor System in JNC, GLOBAL 2005 Tsukuba, Japan, Oct. 9-13, 2005, Tadahiro WASHIYA et.al

図1-2-33 抽出クロマトグラフィ装置の研究開発



出典: 原子力研究開発作業部会第5回会合 資料5-8  
原子力研究開発作業部会第13回会合 資料13-4

現在の軽水炉燃料再処理施設においては使用済燃料の中からプルトニウムとウランを選択的に回収している。このウラン（回収ウラン）は、回収される工程において他の核種と十分に分離されている（「高除染」と呼ばれている。）ことから、放出する放射線量が少なく、発熱量も少ないなど、その取り扱いと比較的容易であり、改めて核燃料に加工して利用することも容易である。

晶析法で回収されたウランには、FP や TRU の一部が多く含まれ（「低除染」と呼ばれている。）このため放出される放射線量や発熱量が多く、取り扱いがこれまでより困難になることから、回収ウランの貯蔵にも配慮が必要になる。このため、晶析法を将来の軽水炉燃料再処理に採用する場合には、軽水炉燃料再処理からの大量の回収ウランについて、その除染係数をどの程度とすべきかなど検討が必要と考える。また、回収ウランの除染係数を設計要求として設定するにあたっては、軽水炉サイクルを含む燃料サイクル全体を視野に入れて評価することが必要であると考え（図 1 - 2 - 3 4 参照）。

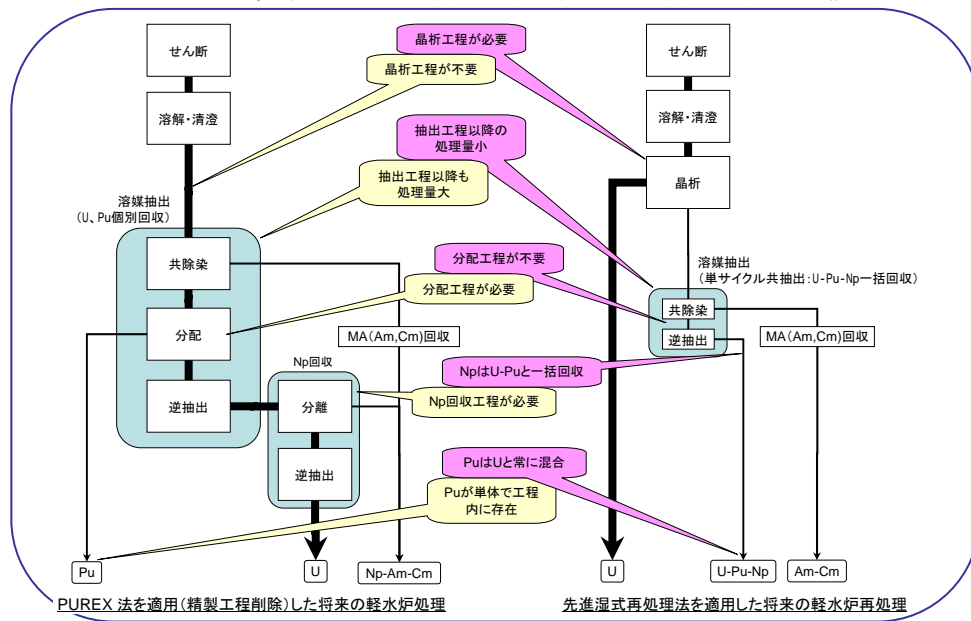
なお、米国が将来の再処理工程として検討している UREX 法（溶媒抽出法の一つ）では、回収ウランの除染係数について、回収ウランの処分をも見据え、低レベル放射性廃棄物と同等の処分が可能な放射能レベルに設定することを検討していると言われている（表 1 - 2 - 7 参照）。回収ウランの除染係数の妥当性については、我が国と米国ではウラン資源に対する考え方が異なり、技術的側面からのみで判断すべきではないと考える。軽水炉燃料からの回収ウランの活用方法に関する議論などが必要であり、これに基づき設計要求の見直しが要請される可能性があることに留意すべきと考える。

#### ウラン、プルトニウム、ネプツニウムを一括回収する高効率抽出システムの課題

- ・遠心抽出器に中性子吸収体を配置した場合の吸い込み性能

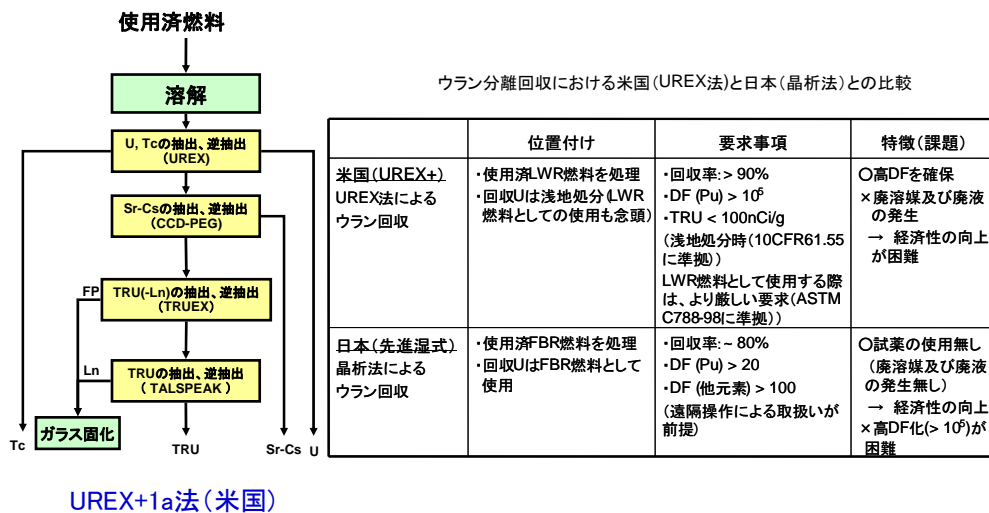
既に、ロータ部の直径が 8cm 相当の遠心抽出器による試験が行われている。さらに遠心抽出器を大型化する場合を想定し、安全性の観点からロータ部の内側に中性子吸収体を挿入することが提案されている。

図1-2-34 将来の軽水炉使用済燃料の再処理への従来型 PUREX 法の適用と先進湿式法の適用の比較



出典: FSフェーズ II 報告書の概要

表1-2-7 米国が開発しているUREX法によるウラン分離回収技術の特徴



出典: "Designing and Demonstration of the UREX+ Process Using Spent Nuclear Fuel," G. F. Vandegrift, et al., presented at ATALANTE 2004 - Advances for Future Nuclear Fuel Cycles, Nimes, France, June 21-24, 2004

しかし、吸い込み部分の形状はノウハウが多い部分であり、ロータ部の内側に中性子吸収体を挿入した場合に生じる吸い込み部分への影響については、慎重な検討を行うことが必要であると考え（図 1 - 2 - 3 2 参照）。

#### ・不溶解性スラッジの影響

「FS フェーズ 報告書」には特段の記載がないが、工学的には、遠心抽出器の前段の工程から十分に溶解されていない残渣（不溶解性スラッジ）が混じって流れ込んでくることが懸念される。このため、不溶解性スラッジへの対応に関し、今後十分な検討を行うことが必要であると考え。

#### 抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術の開発

「FS フェーズ 報告書」では、これまで TRU 回収技術として研究開発が行われてきた溶媒抽出法ではなく、廃液の大幅な低減及び経済性の向上が期待できるとして抽出クロマトグラフィ法を採用し、これにより高レベル放射性廃液からアメリシウムとキュリウムを回収することが提案されている。抽出クロマトグラフィ法で利用する抽出剤に関しては、溶媒抽出法（SETFICS 法）で利用されている抽出剤と同じ CMPO 抽出剤を利用し、これを吸着材に担持する方式が提案されている。

溶媒抽出法と比べて抽出クロマトグラフィ法では利用する溶媒の量が少ないことから廃溶媒発生量の低減効果などが期待できると考えられ、この導入を目指して研究開発を行うことは妥当と考える。しかし、抽出剤に関しては CMPO 抽出剤以外の使用も考えられ、より環境適合性や経済性などに優れた抽出剤の研究開発を行い、比較検討を行うことが必要であると考え（図 1 - 2 - 3 3 参照）。また、抽出剤を担持する材料や抽出剤溶出対策に関する検討が必要であると考え。さらに、クロマトグラフィ装置は分析設備としては実績があるものの、分離のための工業用大型施設としての実績はないことから、工業用大型施設として必要とされる要件を満足できる設計について、今後とも検討が必要であると考え。

## ( 5 ) 燃料製造の研究開発課題の留意事項

### MA の取り扱い

「FS フェーズ 報告書」では、高速増殖炉サイクル平衡期には、MA 組成はネプツニウム 0.1 %、アメリシウム 0.7 %、キュリウム 0.2 % になることが示されている。一方、高速増殖炉サイクル導入期においては、長期に中間貯蔵した軽水炉燃料やプルサーマル燃料から回収される MA を最大 5 % 程度まで添加して燃料を製造することから、MA 組成は平衡期とは異なる。特にキュリウムは発熱源となることから、その比率が大きくなると、特に燃料製造の際にハンドリングが困難になる。今後の研究開発にあたっては、このような MA の組成割合に対応した燃料製造が可能となるよう、優先的に取り組むべきである。

### ダイ潤滑成型

従来のペレット製造法では、成型工程における MOX 粉末の潤滑性を高めるために粉末段階で潤滑材を混合している。これに対し、簡素化ペレット法では、ペレット成型の際に潤滑剤を噴霧する方式が提案されている。これまでの研究開発において、実験室規模では成立性を確認したとされているが、量産技術として成立するか否か今後さらに研究開発を行う必要があると考える。

## (6) その他の留意事項

### 保障措置技術分野

我が国は、今後も、原子力の研究、開発及び利用は、厳に平和の目的に限って推進し、国際的な核不拡散体制に積極的に参加し、IAEA保障措置及び国内保障措置の厳格な適用を確保して行くこととしている。新たな高速増殖炉サイクルシステムを実用化するにあたっても、この考え方を踏まえて推進することが必要である。このため、新たな高速増殖炉サイクルシステムを実用化するためには、核拡散抵抗性に優れ、十分な計量管理がなされ、合理的な保障措置の適用が可能となるような設計及び運転管理とする必要があると考える。

「FS フェーズ 報告書」では保障措置関連技術に関する記述が十分になされていない。保障措置関連技術は施設の設計に深く係わるものであり、今後、実証段階の施設の設計や実用段階の概念を具体化していく際には徐々にその重要性が増してくる。今後の研究開発にあたっては、保障措置関連技術に関する検討を十分に行うべきであると考えらる。

### 知識ベースの構築とシミュレーション技術の活用

研究開発の推進にあたっては、研究開発施設等の設計、建設、運転、保守・補修等でこれまで蓄積された知見と経験を体系的に整理し、設計研究等に反映するとともに、近年著しい発展を遂げたIT技術及びシミュレーション技術を活用するなど、研究開発を効果的かつ効率的に進めることが必要である。

概念設計研究を行うに際して、革新的な技術に関する研究開発成果を絶えずフィードバックして設計を改良、最適化していくためには、常に必要な知識ベースを意識して研究開発成果を体系的に集約して活用する必要がある。また、高速増殖炉サイクルの研究開発は研究開発機関、製造事業者、大学など多くの組織で実施されるが、今後の研究開発においては、これらの組織での研究開発成果を知的財産権の適切な保護を考慮しつつ体系的に集約し、確実に実用化に結び付けていく必



要があると考える。

そのためにも、研究開発の早い段階から関係機関で連携を図りつつ、知識ベースの構築について検討すべきである。

なお、この知識ベースの構築を検討するにあたっては、これまで得られた知識・経験や研究開発成果を次世代においても積極的に活用することが可能となるよう、人材育成や技術継承にも留意して検討することが重要と考える。