

図1-2-1 実用炉の概念

電気出力: 150万kWe × 2  
(ツインプラント)

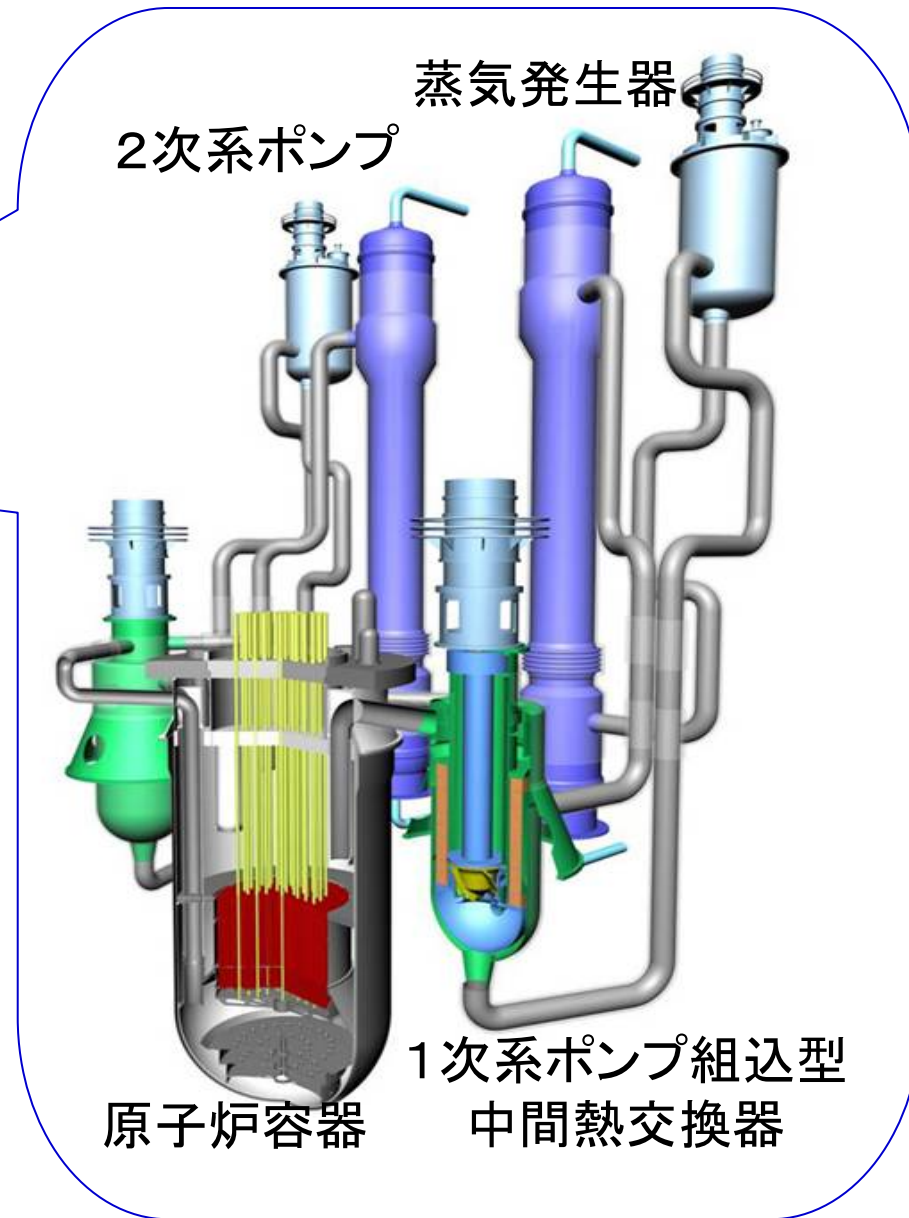
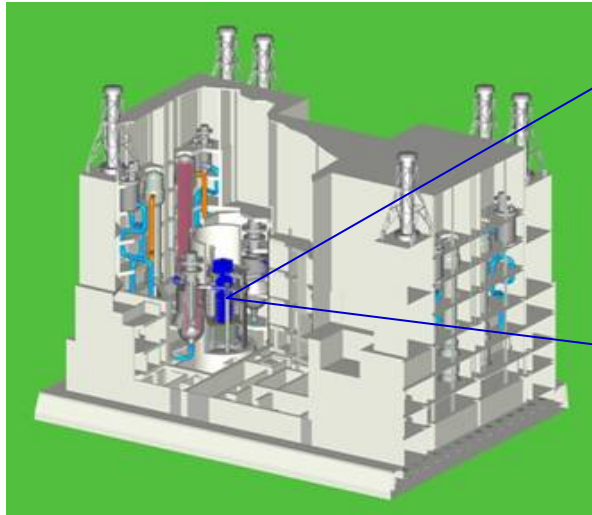
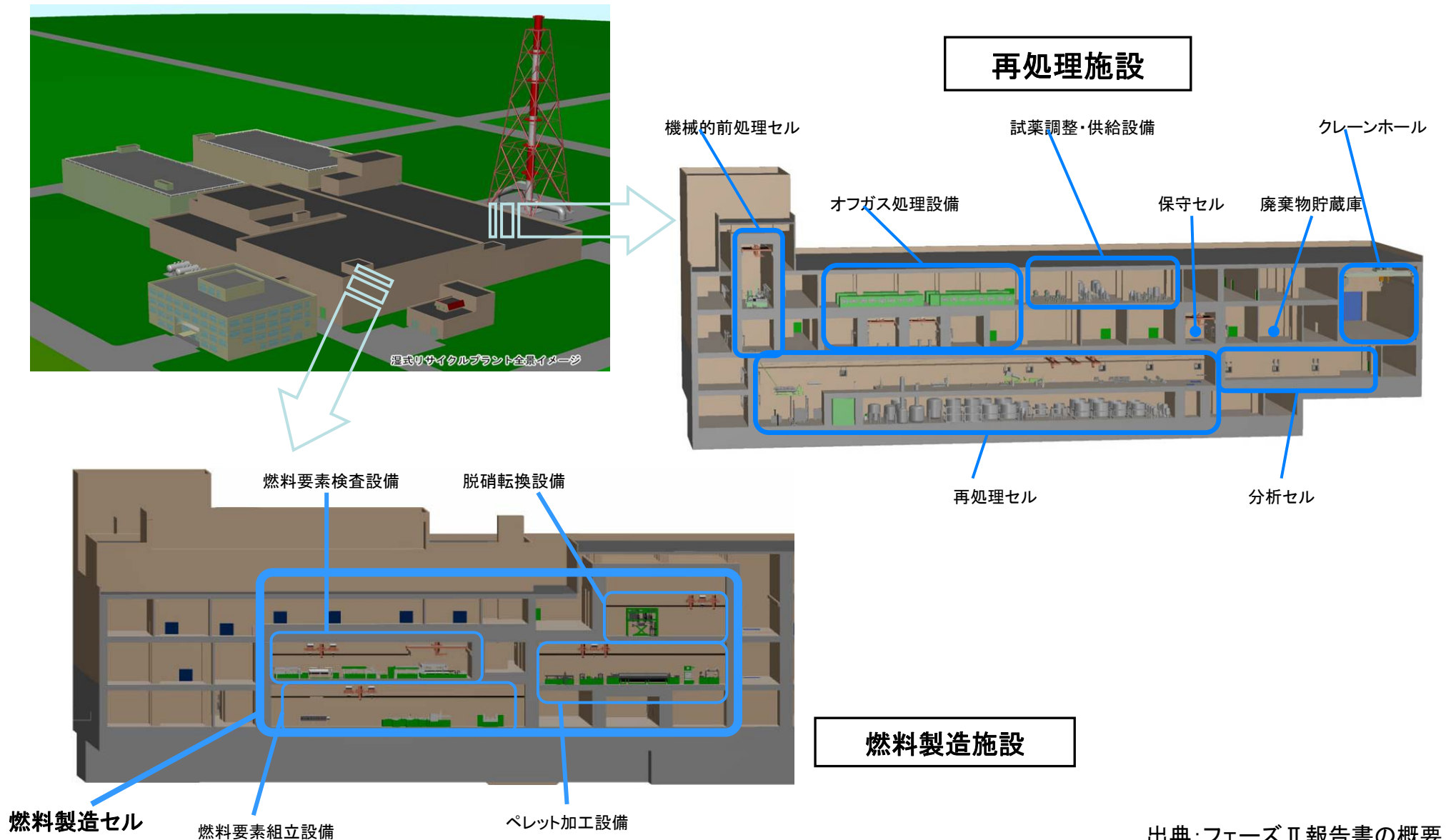


図1-2-2 燃料サイクル実用施設の概念



出典: 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する。

### （1）開発目標、設計要求へのコメント

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する。

#### ① 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、更には、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する（図 1-2-3 参照）。これらについては、「FS フェー

図 1 - 2 - 3 軽水炉から高速増殖炉への移行期

差し替え予定

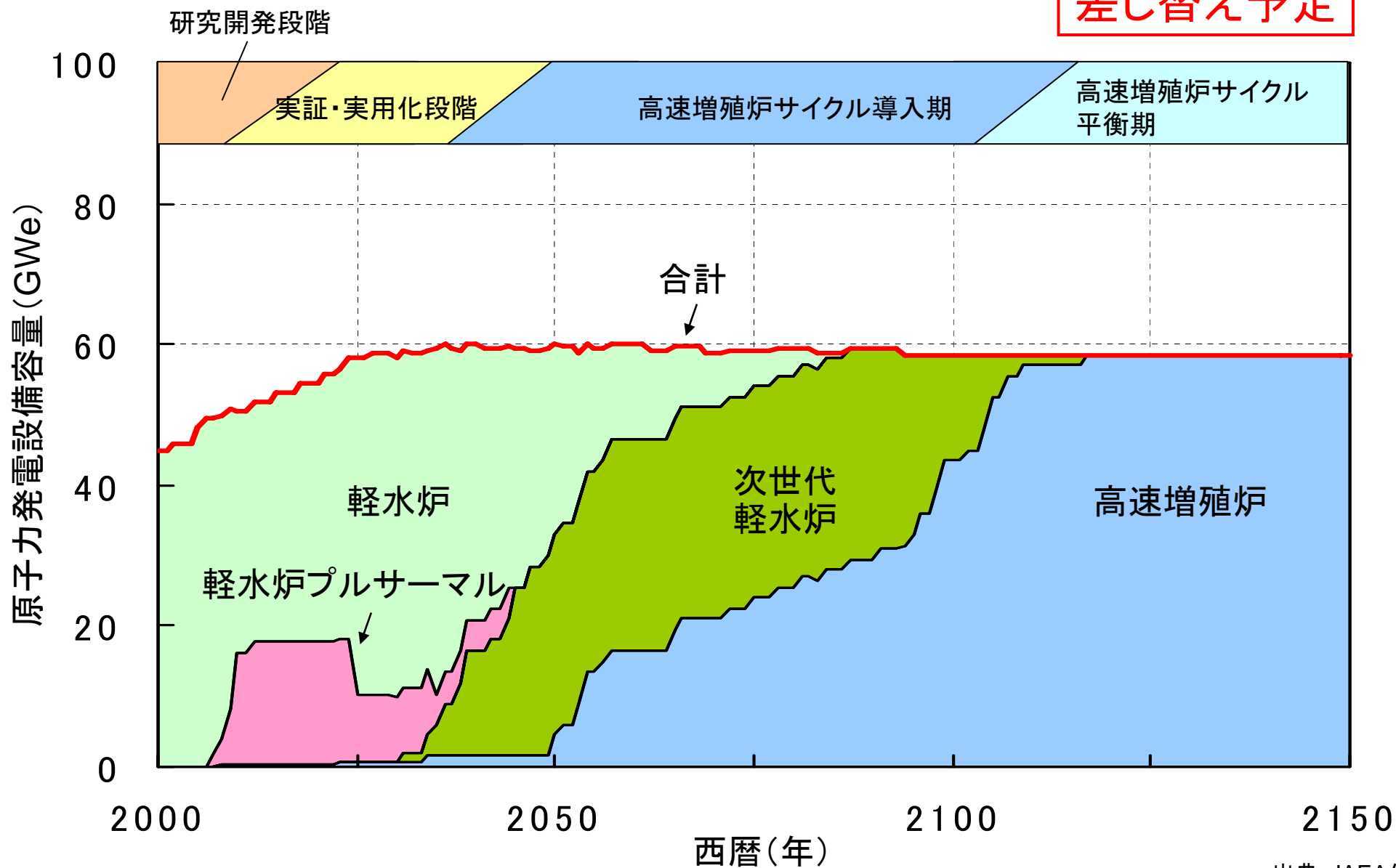


表1-2-1 開発目標を実現するための設計要求

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
安全性	<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>
経済性	<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>
環境負荷低減性	<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>
資源有効利用性	<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>
核拡散抵抗性	<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

ズⅡ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。

## 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」）と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実施されており、これは妥当であると考ええる。（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。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を判断すべきである。

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、マイナーアクチノイドを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や発熱量が大きくなることなどにより、その取り扱いは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と考ええる。

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 \*

(1) 異常発生防止

(2) 異常の制御 ・ (3) 事故の制御

(4) シビアアクシデントの管理

<p>◆適切な安全裕度</p> <p>◆設計建設における品質管理</p> <p>◆予防保全など</p>		設計基準事象(DBE)	設計拡張条件(DEC)	設計拡張条件(DEC)
	設計信頼度の目標	$10^{-4}/d \sim 10^{-6}/d$ **	$10^{-1} \sim 10^{-2}/d$	$10^{-1} \sim 10^{-2}/d$
	止める	<p>原子炉停止系</p> <p>主炉停止系</p> <p>後備炉停止系</p>	<p>SASS (受動的炉停止機構)</p>	<p>閉じ込める</p> <p>再臨界回避 事故後融体冷却保持</p>
冷やす	<p>崩壊熱除去系</p> <p>多重性・多様性 自然循環</p> <p>外管による液位確保</p>	<p>アクシデント マネジメント</p>	<p>炉容器内終息</p> <p>気密格納容器 + FP除去機能付き コンファインメント</p> <p>放射能影響緩和</p>	

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



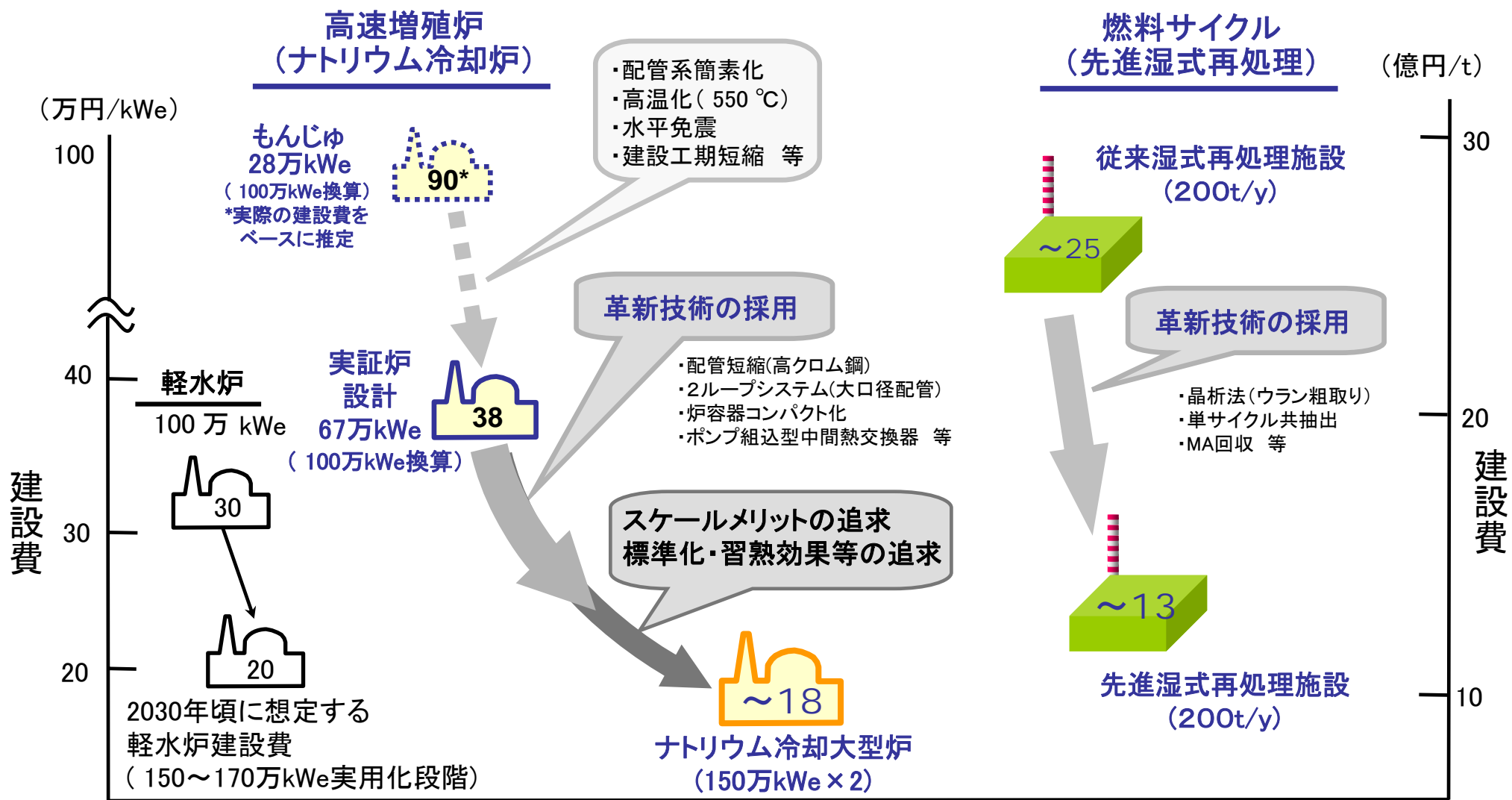
:主要安全機能

\* :IAEA / INSAG-10 による定義

\*\* :機能要求あたりの失敗確率

出典: JAEA作成

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





### 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（表 1-2-2 参照）。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と考えられる。

### ④ 開発目標「経済性」に関する設計要求

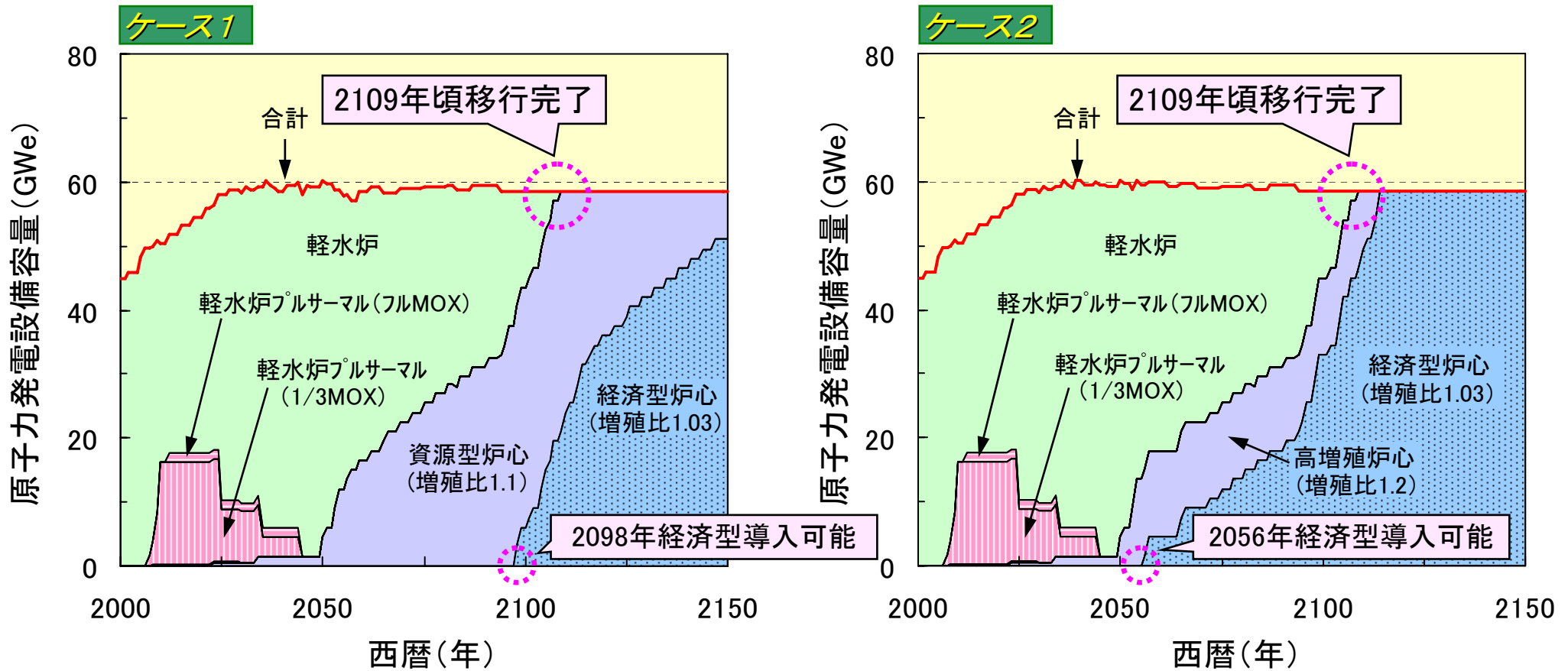
高速増殖炉が軽水炉のリプレースとして実用化されることから、原子炉の開発目標「経済性」に対応する総合的な設計要求としては、「安全性」と同様、「現在の軽水炉のリプレースとして 2030 年代に導入が検討されている次世代軽水炉に比肩すること」とすることが適切であると考えられる（図 1-2-4 参照）。

「FS フェーズⅡ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、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% 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は、今後の検討におい

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

差し替え予定

- 2050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
- 増殖比1.2の場合、増殖比1.1の場合よりも40年程度早く、経済型炉心は2056年頃からの利用が可能となる



原子力発電設備構成(増殖比1.1)

原子力発電設備構成(増殖比1.2)

図1-2-6 増殖比の違いによるプルトニウムバランス

作成中

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。

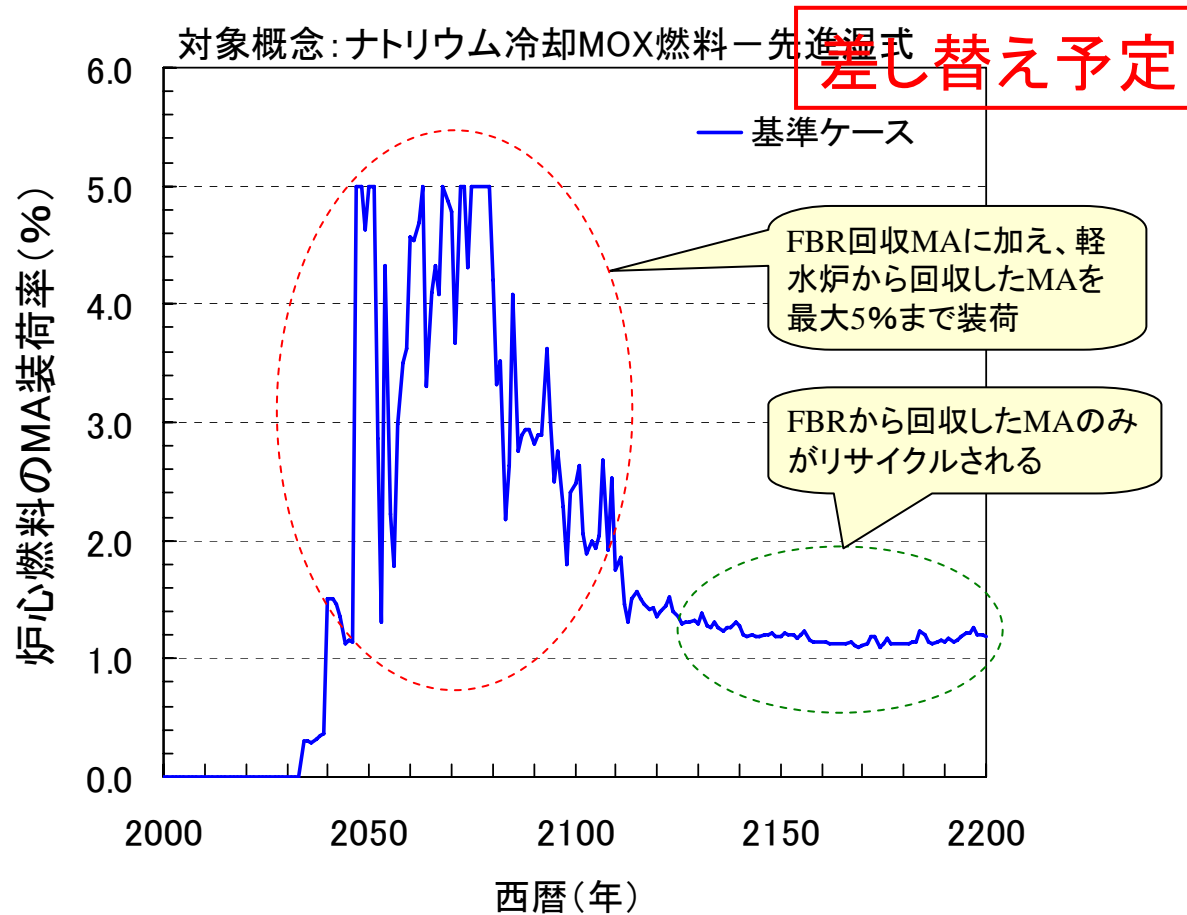
## ⑤ 増殖性能

「FS フェーズⅡ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238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239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。もうひとつは、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、この間の核分裂物質の壊変による損失など）を考慮しても増殖比1を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資源重視炉心より良いことから、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考慮したものとはいえない可能性があると考え。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、燃料確保の不安定性が無視できないと考える。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から（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を十分に期待できず、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。）、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る。

図1-2-7 高速増殖炉燃料中のマイナーアクチニド装荷率

● 高速増殖炉炉心燃料中のマイナーアクチニド装荷率は、軽水炉から高速増殖炉への移行過程で平均3~4%、移行完了後は約1%

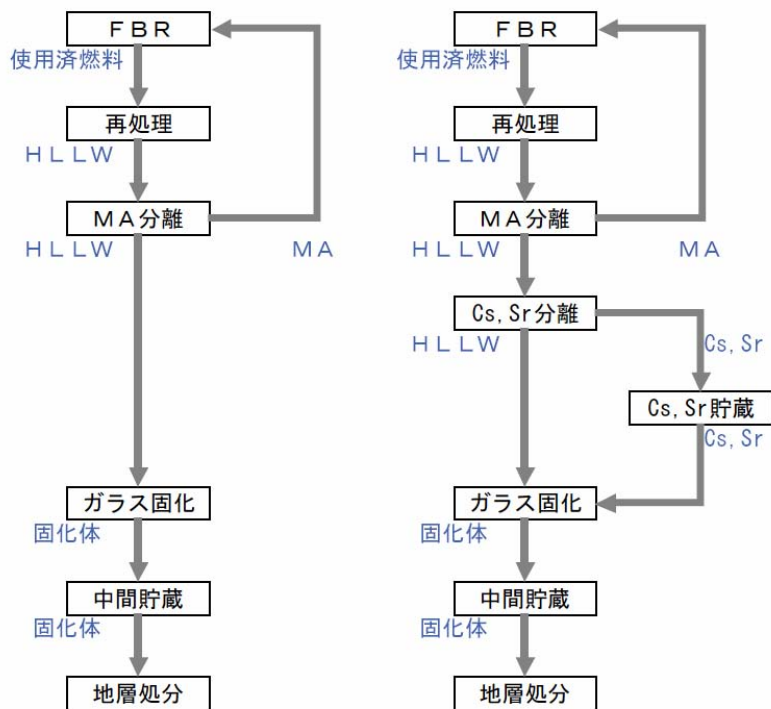


【主な想定条件など】

- 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とプルトニウムサ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。

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

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

このため、「FS フェーズⅡ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）。

#### ⑥ 核燃料中の MA 含有率と設計対応

「FS フェーズⅡ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 含有率を 5%と設定しているが、「FS フェーズⅡ報告書」で示された高速増殖炉の概念は、この範囲の MA 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としている。なお、高速増殖炉サイクル平衡期においては、高速増殖炉燃料中の MA 含有率は 1.3%程度で十分としている。

また、高速増殖炉燃料の MA 含有率を 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Ⅱ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 含有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 含有率約 1～5%程度としていることは妥当であると考えられる。

#### ⑦ 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Ⅱ報告書」では、LLFP の分離について、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、今後は基礎的な課題と位置づけ、今後5年間の研究開発においては設計要求に含めない、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核分裂生成物（FP）を多く混入しようとするとう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な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含めて処分することが考えられている。但し、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課題があると考えられる。（表1-2-3参照）

LLFP の分離については、効果が数百万年後といった超長期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は妥当であると考えられる。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られる。

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。

#### ⑧ 保守、補修性への考慮

「FS フェーズⅡ報告書」では、保守、補修性に関連し、主な機器について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と考える。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Ⅱ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

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配管二重化によるナトリウム漏洩対策強化

⑨直管二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

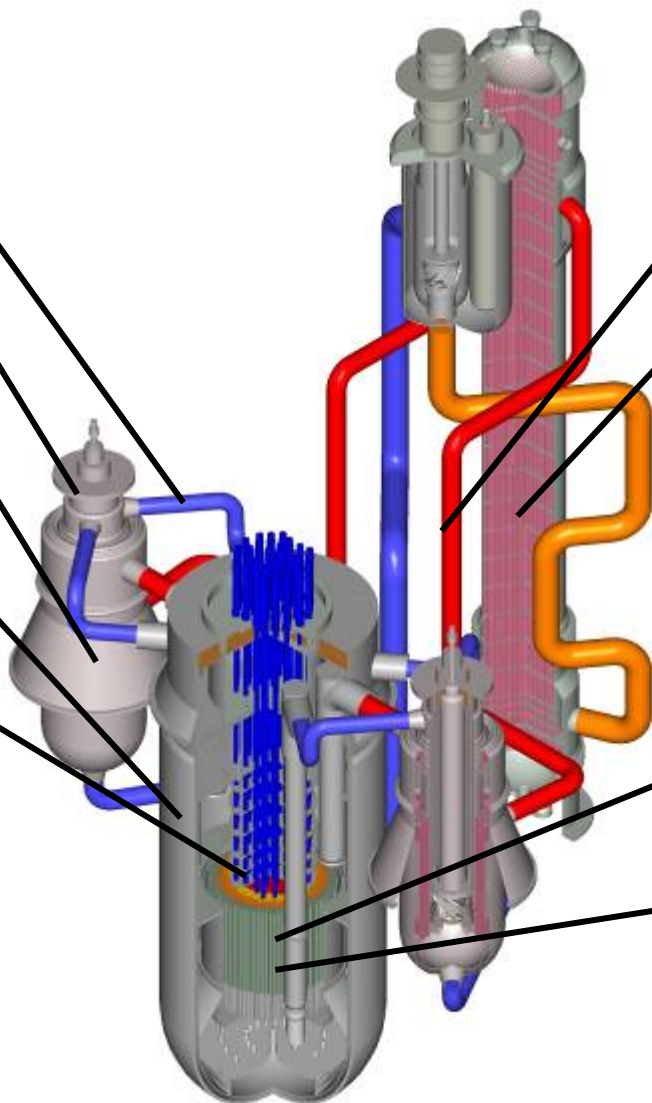
○炉心安全性の向上

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



## (2) 技術開発課題への全般的コメント

「FS フェーズⅡ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Ⅱ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るが、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。

### ① 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、技術的難易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年頃に研究開発が終了し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る。

#### i. ナトリウム冷却高速増殖炉

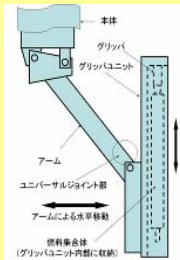
ナトリウム冷却高速増殖炉（MOX燃料）に関する革新的な技術は、以下の13課題とする（図1-2-8参照）。

#### ○配管短縮のための高クロム鋼の開発（図1-2-9参照）

冷却系構造材料の熱膨張を少なくすることにより熱応力が緩和さ

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)

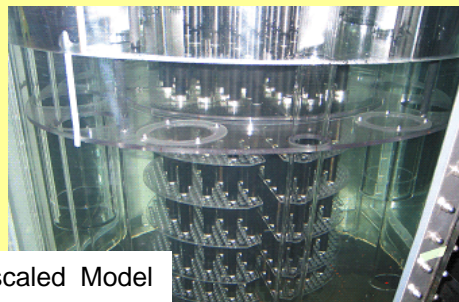
⑤システム簡素化のための燃料取扱系の開発



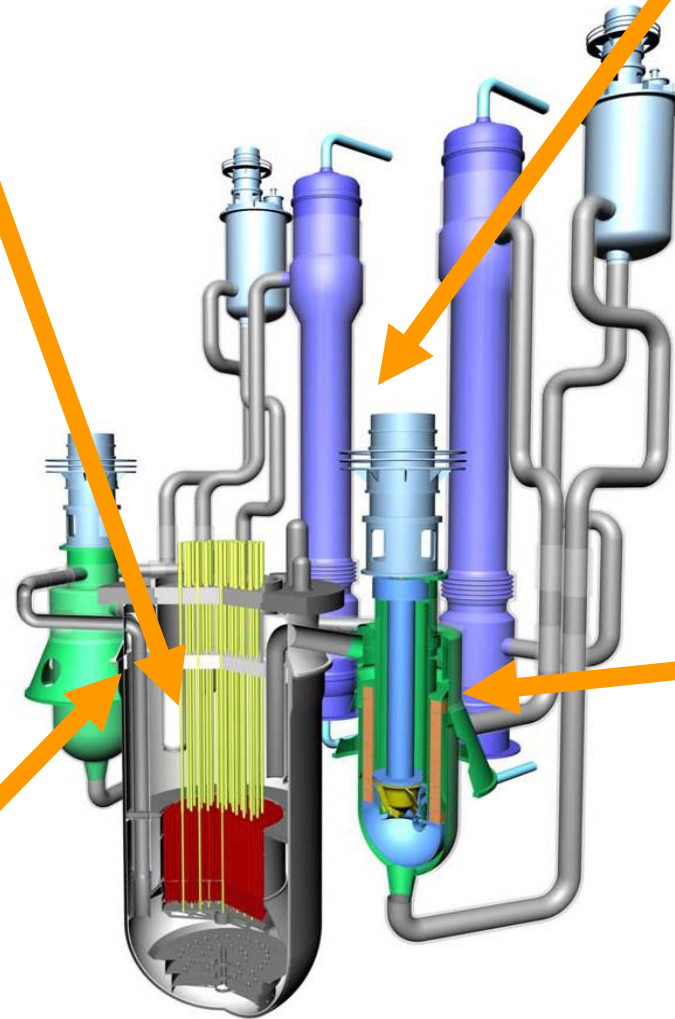
スリム型マニプレータ式燃料交換機

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



1/10<sup>th</sup> scaled Model



①配管短縮のための高クロム鋼の開発

- 高クロム鋼の採用(高強度、低熱膨張)

②システム簡素化のための冷却系2ループ化

- 配管内流速の増加と熱交換能力の拡大

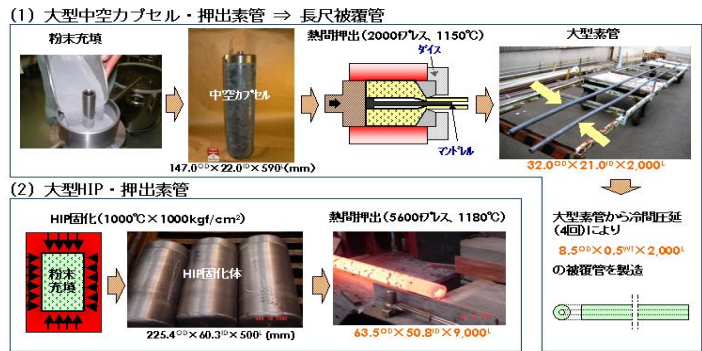
③1次冷却系簡素化のためのポンプ組込型中間熱交換器開発



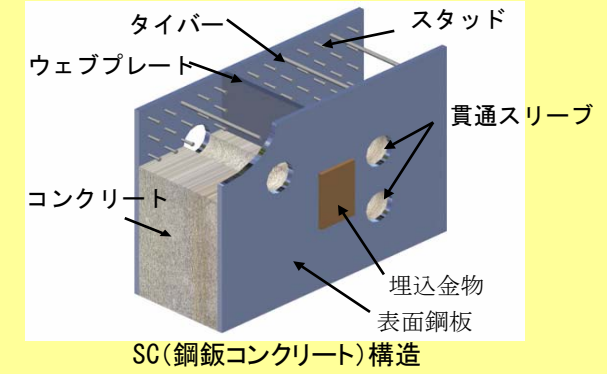
1/4<sup>th</sup> scaled Model

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)

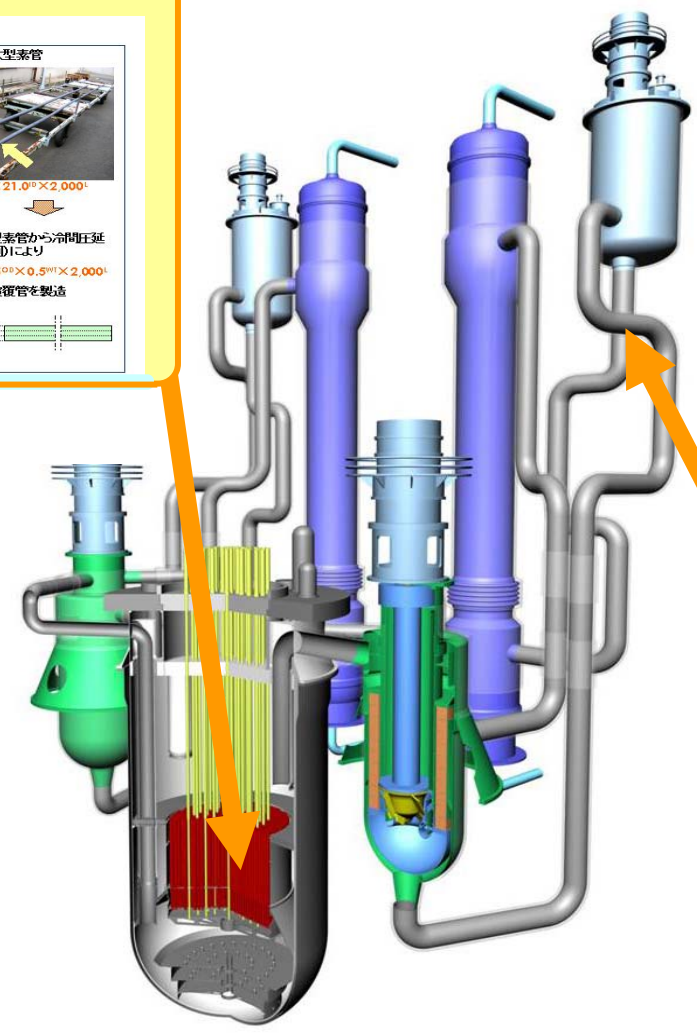
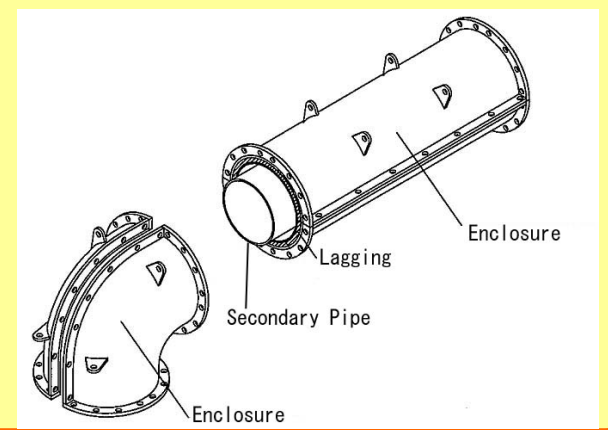
⑦高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発  
→ODS鋼被覆管



⑥物量削減と工期短縮のための格納容器のSC造化



⑧配管二重化によるナトリウム漏洩対策強化



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、大口径・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。

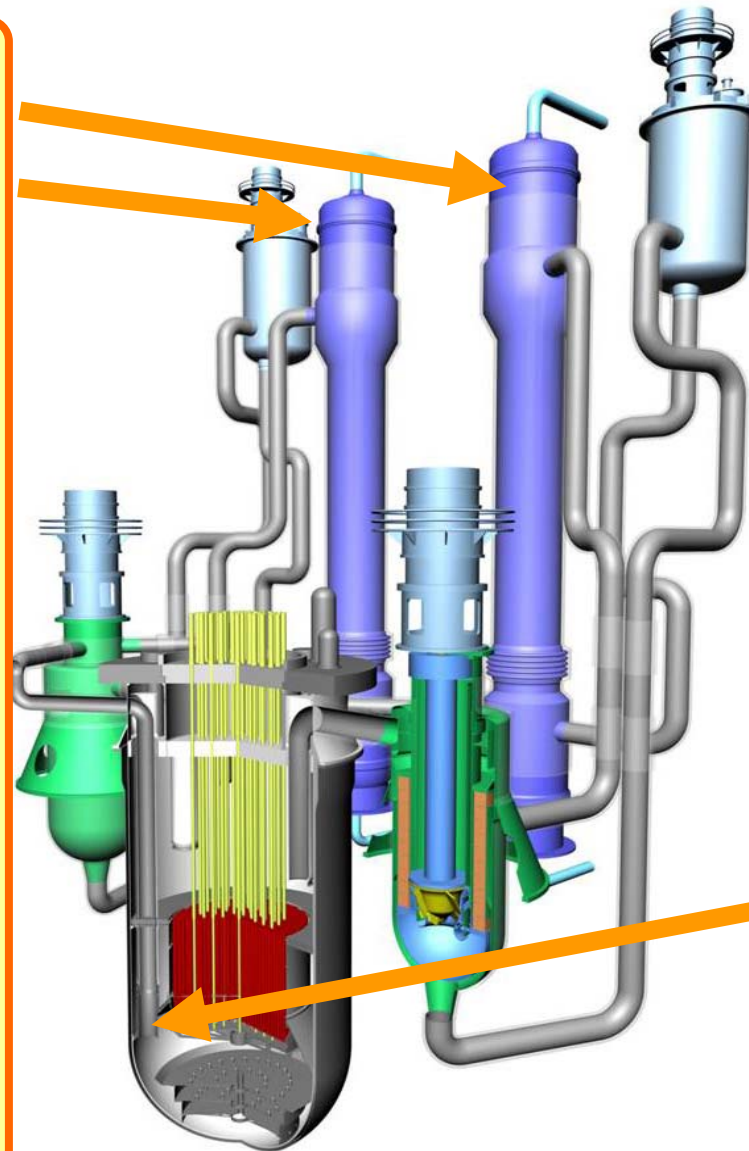
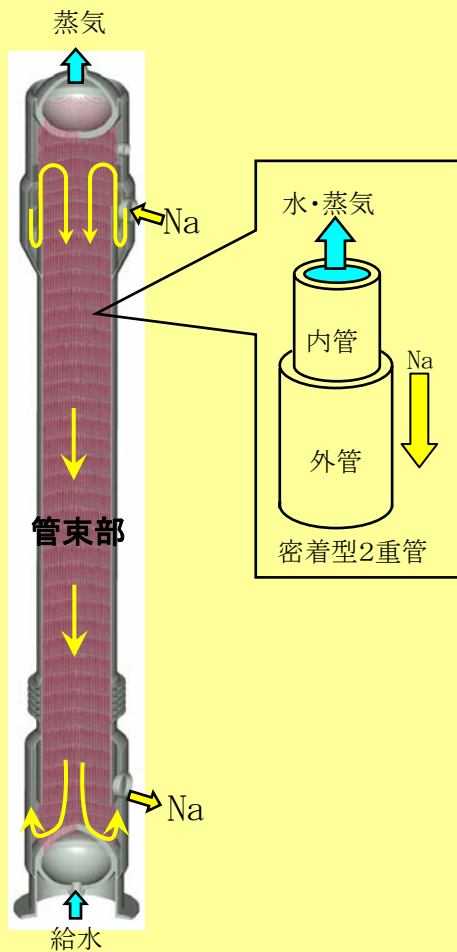
○システム簡素化のための燃料取扱系の開発 (図 1 - 2 - 9 参照)

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。

○物量削減と工期短縮のための格納容器の S C 造化 (図 1 - 2 - 1 0 参照)

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)

⑨直管二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  
→遠隔操作とナトリウム中目視装置等の開発

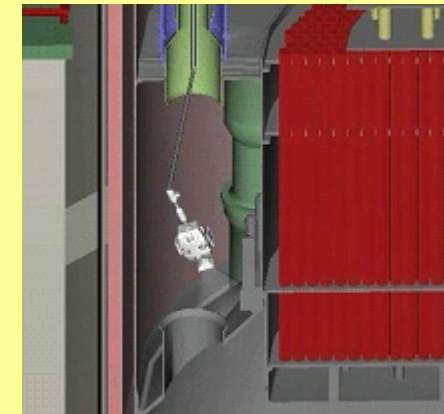
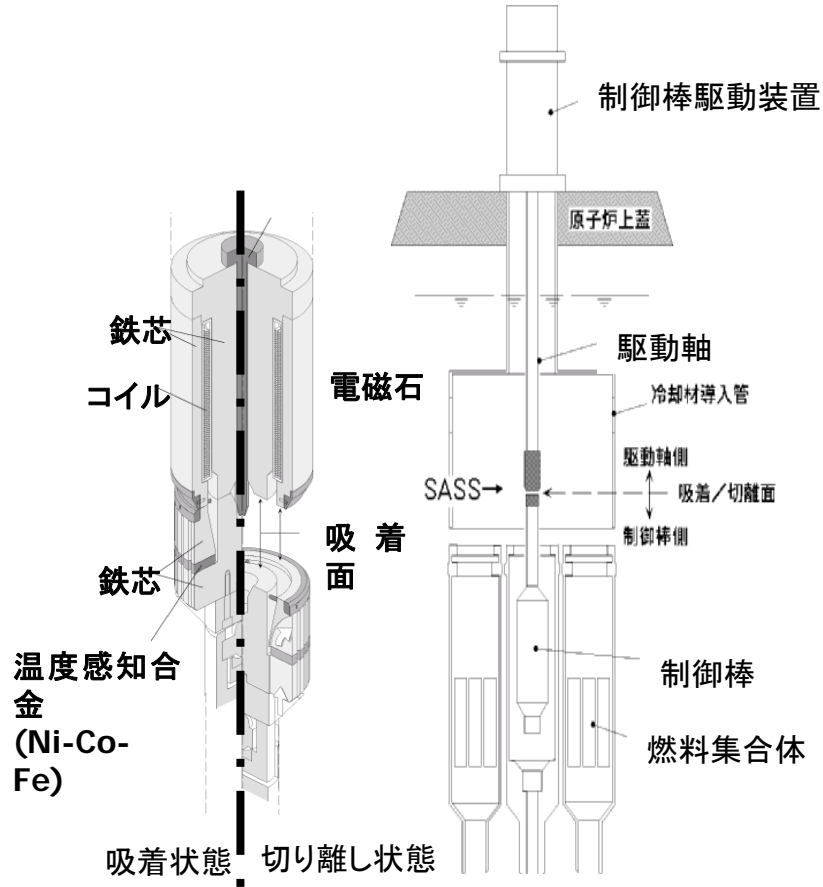


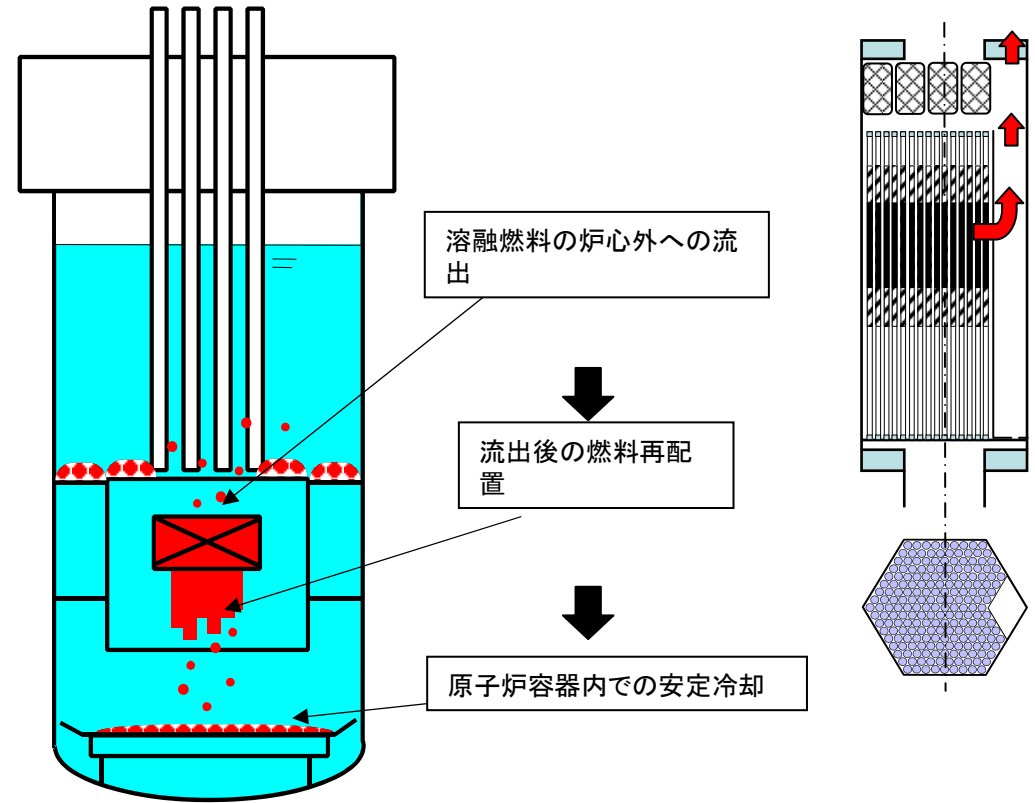
図1-2-12 ナトリウム冷却炉における技術開発課題の詳細(4/5)

⑪受動的炉停止と自然循環による炉心冷却



受動的炉停止システム

⑫炉心損傷時の再臨界回避技術



改良内部ダクト型燃料集合体 (S-FAIDUS型)

出典: JAEA作成



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）

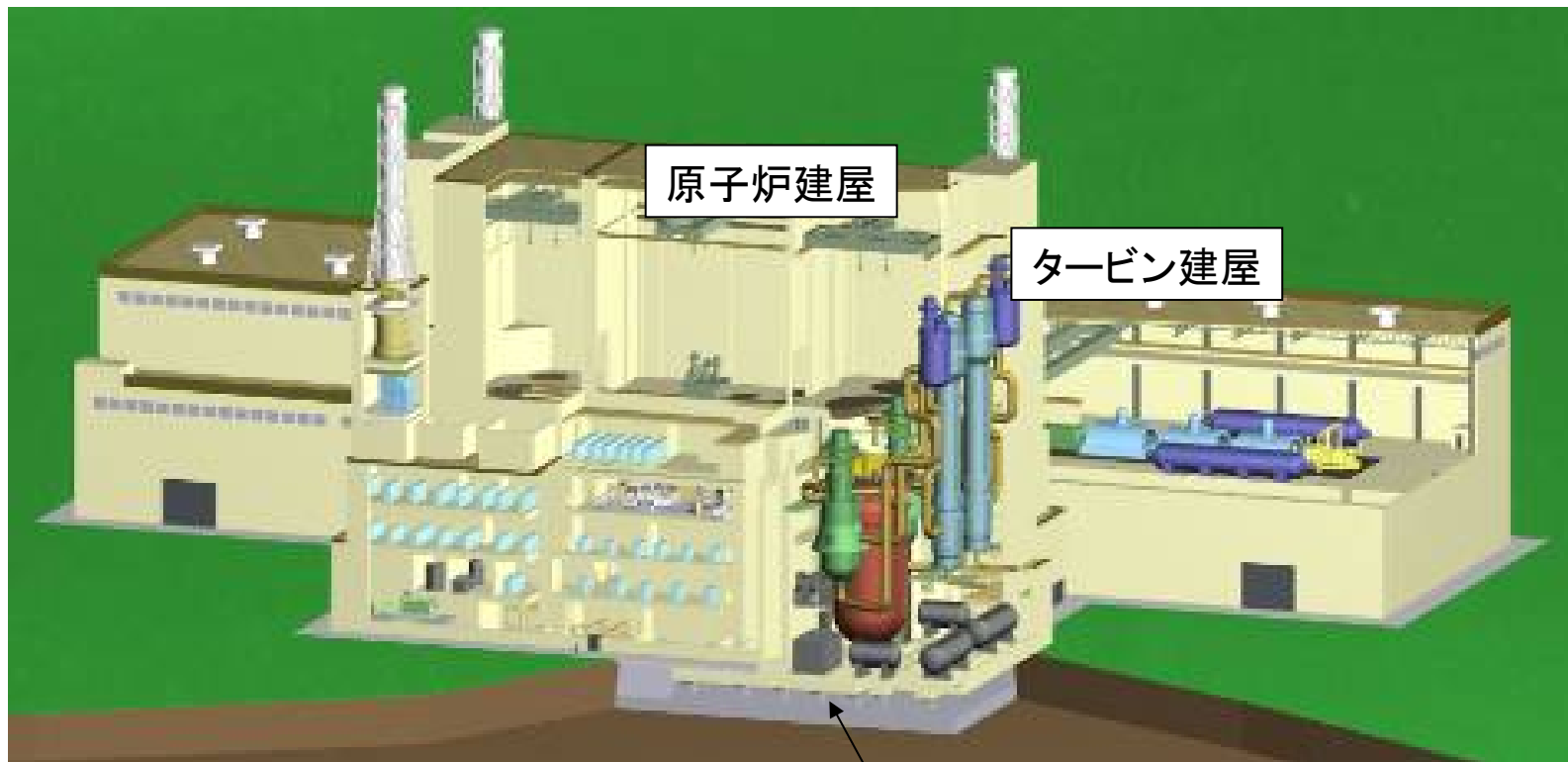
保守、補修性の向上を図ることとする。このため、不透明、活性なナトリウム冷却材中での供用期間中検査（ISI）技術、直管二重伝熱管蒸気発生器の伝熱管検査技術、及びナトリウム中補修技術の確立を行うものである。

○受動的炉停止と自然循環による炉心冷却（図1-2-12参照）

# 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)

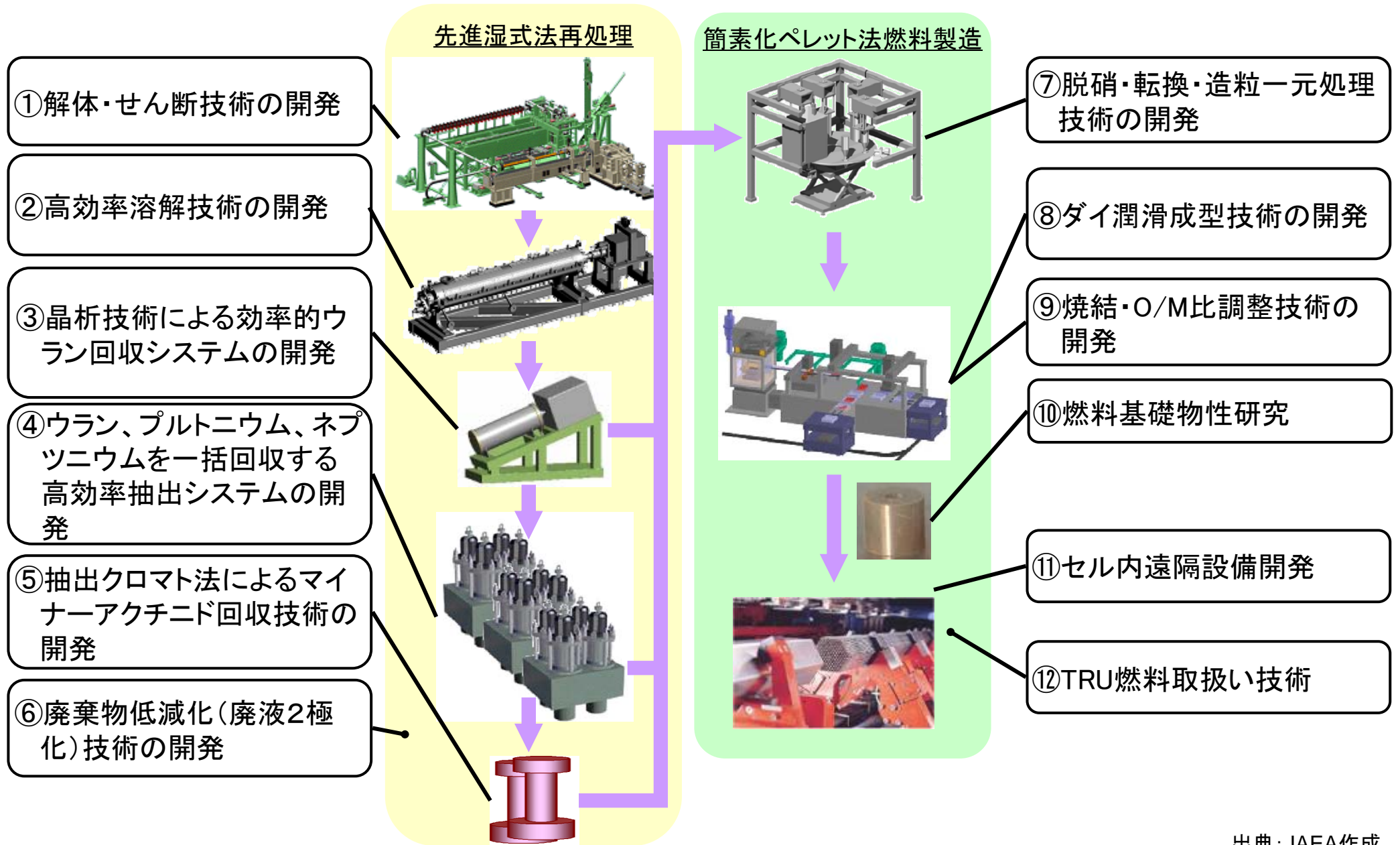
## ⑬建屋3次元免震技術

### 実用炉プラント鳥瞰図



建屋免震技術を採用

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)



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するものである。

#### ○炉心損傷時の再臨界回避技術（図1-2-12参照）

万一の炉心損傷事故時においても熔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、炉心損傷事故時に熔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1-2-13参照）

耐震性能を向上と同時に、サイト毎の地震条件を均一化し標準化による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。

#### ii. 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12課題（再処理：6課題、燃料製造：6課題）とする（図1-2-14参照）。

（再処理）

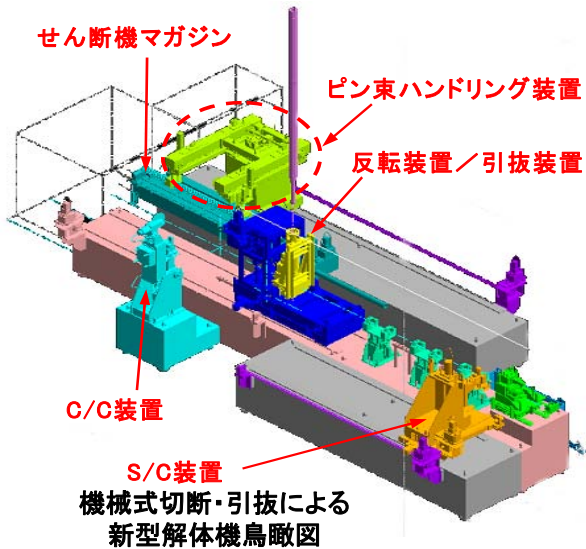
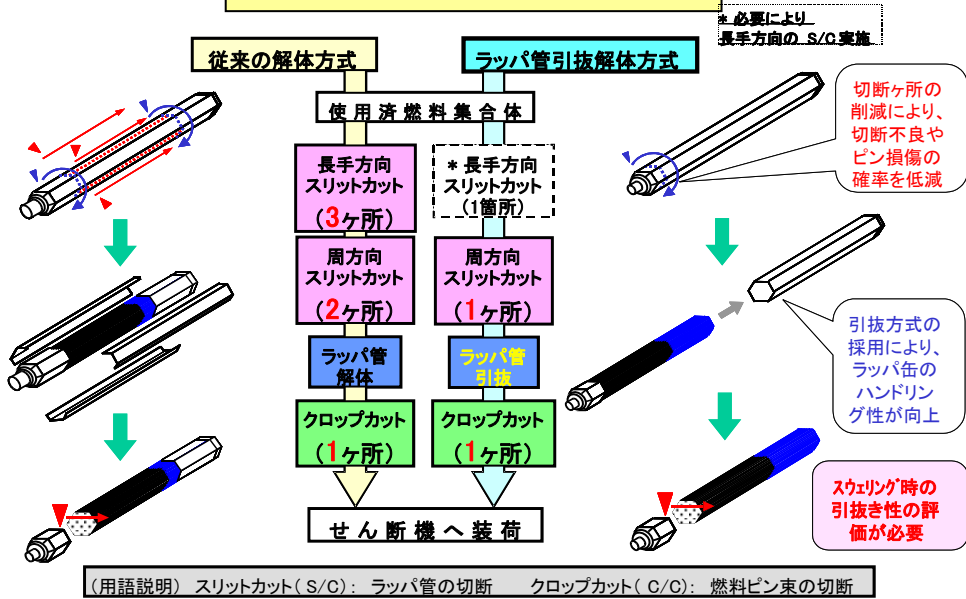
#### ○解体・せん断技術の開発（図1-2-15参照）

燃料ピンの損傷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ものである。

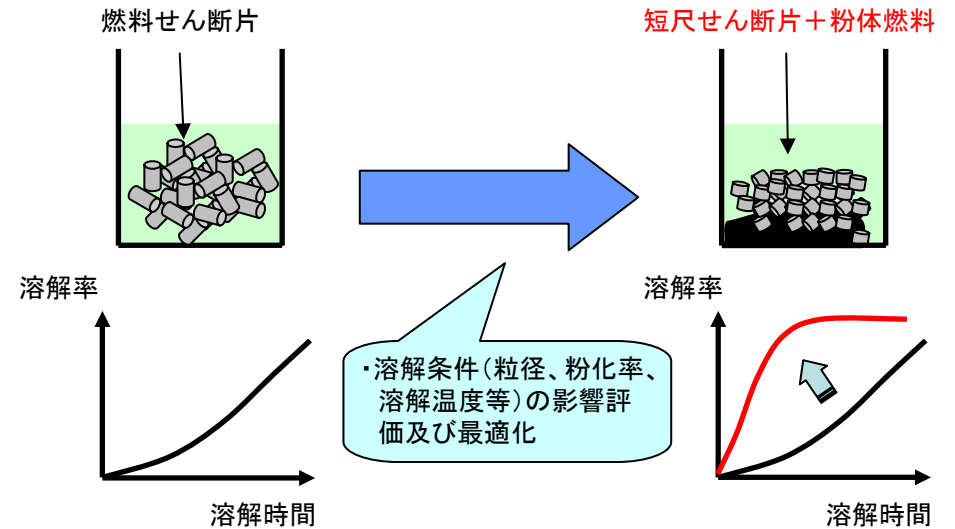
# 図1-2-15 燃料サイクルシステムにおける技術開発課題の詳細(1/6) (先進湿式法再処理+簡素化ペレット法燃料製造)

## ① 解体・せん断技術の開発

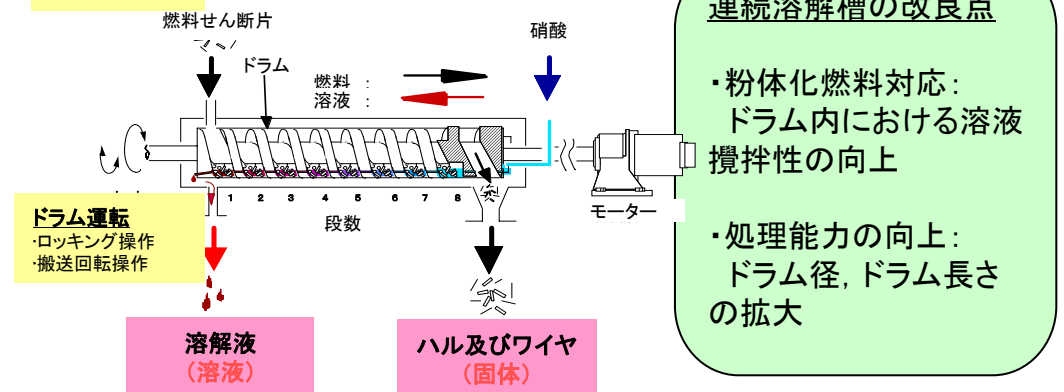
### 集合体の解体方式の合理化



## ② 高効率溶解技術の開発



- 燃料せん断片:
- ・ハル
  - ・ワイヤ
  - ・燃料要素
  - ・せん断粉



連続溶解槽構造図

# 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)

## ③ 晶析技術による効率的ウラン回収システムの開発

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)

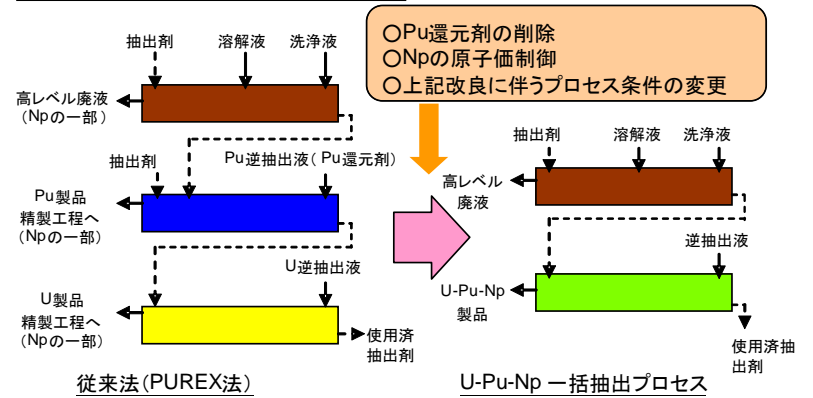
Pu(IV) のみの場合には母液に付着する  
Pu(VI) の場合には結晶に取り込まれる

結晶中Uに対するPu、FPの除染係数 (DF)

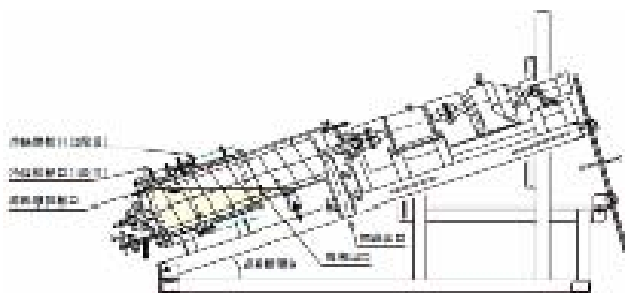
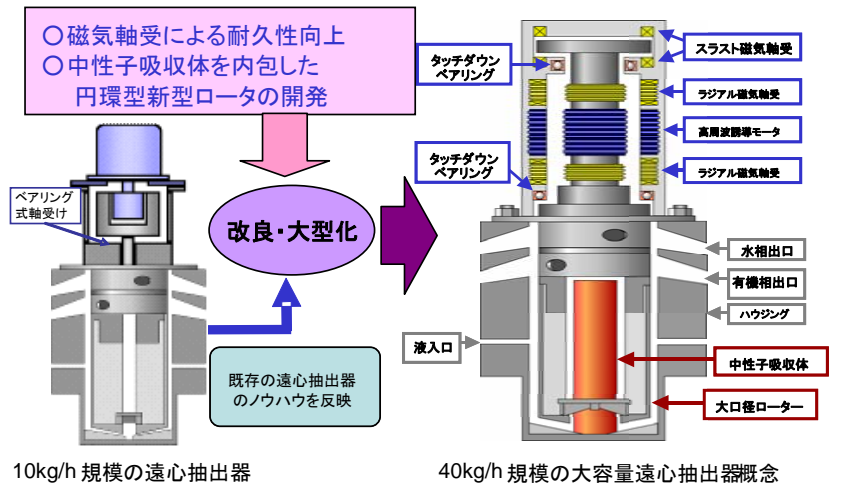
		Pu	<sup>137</sup> Cs	<sup>155</sup> Eu
Run1	洗浄前	5.6	1.2	4.2
	洗浄後	25	0.8	27
Run2	洗浄前	4.6	0.9	3.5
	洗浄後	19	0.9	19

## ④ 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

### U,Pu,Npの一括回収プロセスの開発



### 大型プラント向け遠心抽出器の開発



連続晶析装置外観図



結晶分離機概念構造図

○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も核不拡散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）

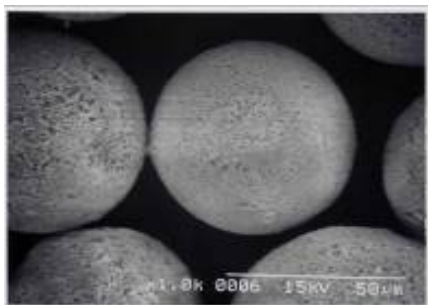
抽出工程からの廃液よりマイナーアクチニドを回収することにより環境負荷低減等を図ることとする。このため、小型の装置で効率的に回収できる抽出クロマト法について最適な吸着剤を選定するとともにプロセス機器の遠隔運転技術等を開発するものである。

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

# 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ニド回収技術の開発

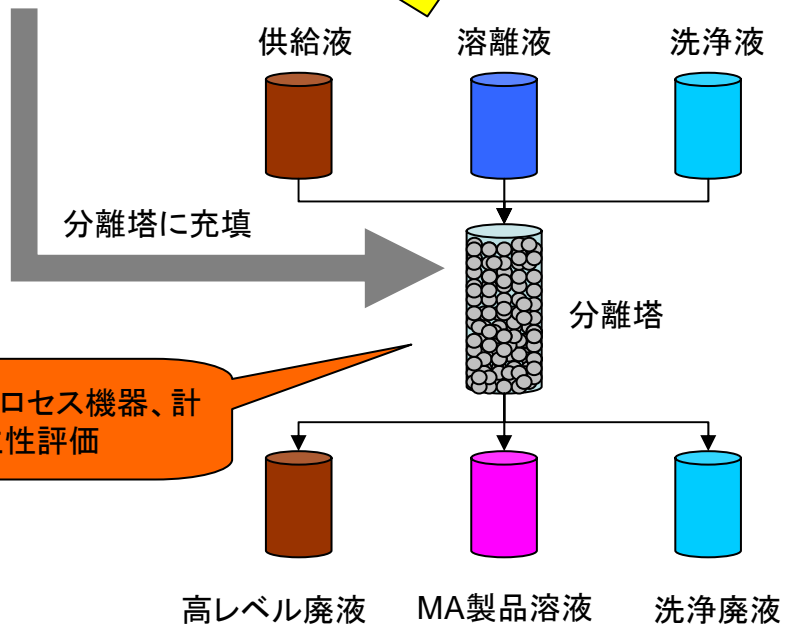
- 多孔質SiO<sub>2</sub> 粒子の表面にポリマー(スチレンジベニルベンゼン)を被覆(SiO<sub>2</sub>-P)
- SiO<sub>2</sub>-Pの表面に抽出剤(CMPO, TODGA, BTP等)を固定化



CMPO/SiO<sub>2</sub>-P吸着材外観

抽出剤の比較・評価・選定

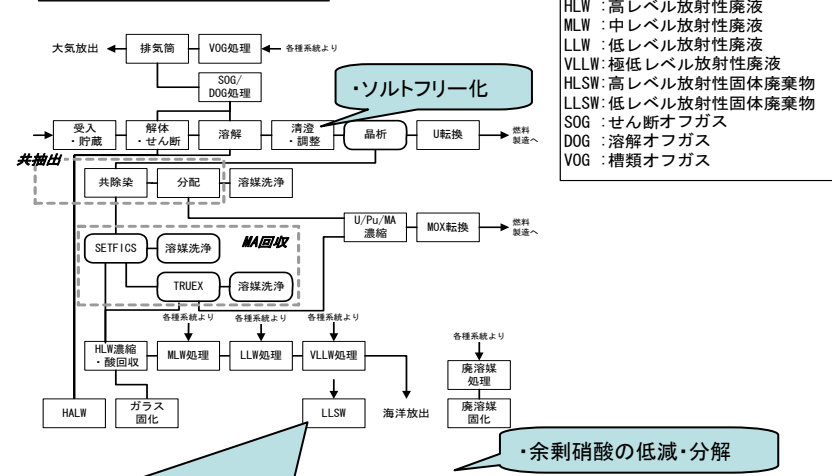
・フローシートの作成  
・MA及びFP元素の挙動確認



工学規模のプロセス機器、計装機器の成立性評価

## ⑥ 廃棄物低減化(廃液2極化)技術の開発

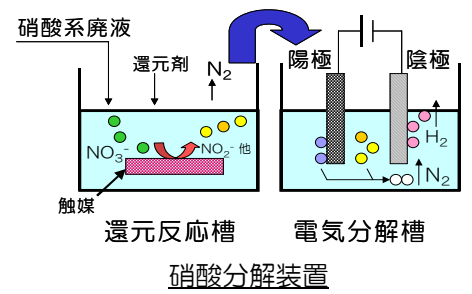
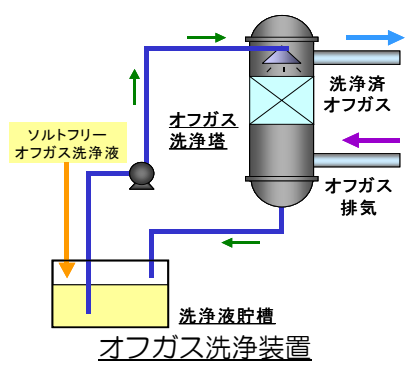
### 先進湿式リファレンスシステム



HLW : 高レベル放射性廃液  
MLW : 中レベル放射性廃液  
LLW : 低レベル放射性廃液  
VLLW : 極低レベル放射性廃液  
HLSW : 高レベル放射性固体廃棄物  
LLSW : 低レベル放射性固体廃棄物  
SOG : せん断オフガス  
DOG : 溶解オフガス  
VOG : 槽類オフガス

主工程及び周辺工程のソルトフリー化(金属イオンを含む試薬の排除)及び濃縮妨害試薬の排除による濃縮処理の効率化

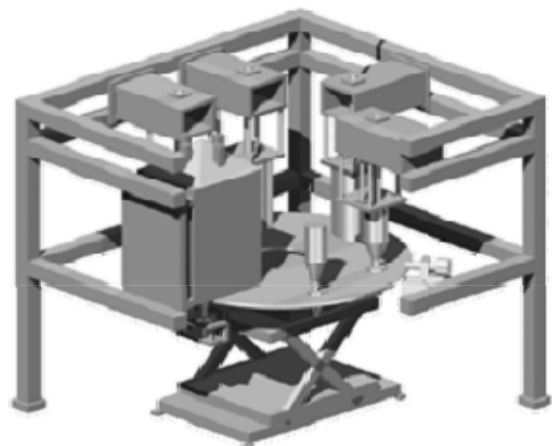
### ソルトフリー機器の開発



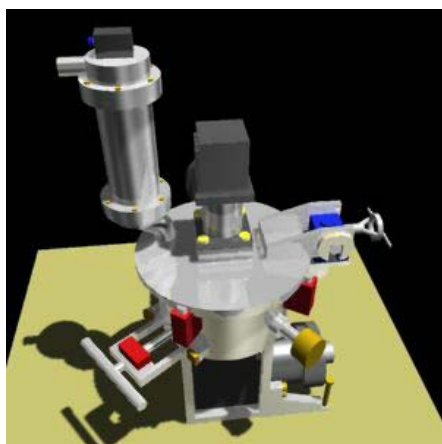


# 図1-2-18 燃料サイクルシステムにおける技術開発課題の詳細(4/6) (先進湿式法再処理+簡素化ペレット法燃料製造)

## ⑦ 脱硝・転換・造粒一元処理技術の開発

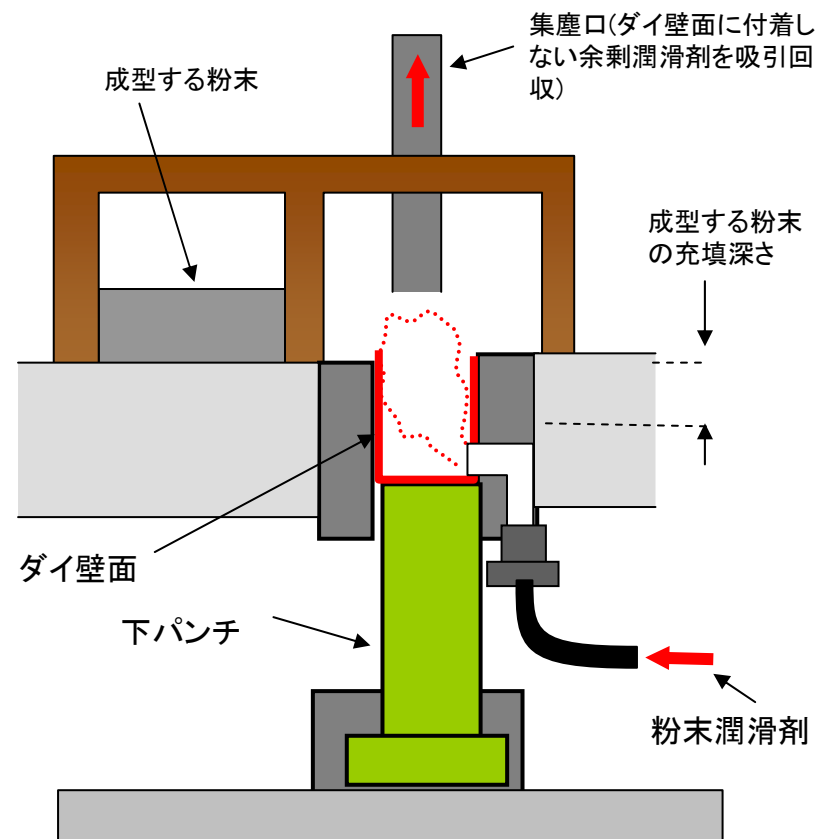


円筒型脱硝容器採用脱硝転換焙焼還元装置



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

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1-2-18参照)

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1-2-18参照)

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1-2-19参照)

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。

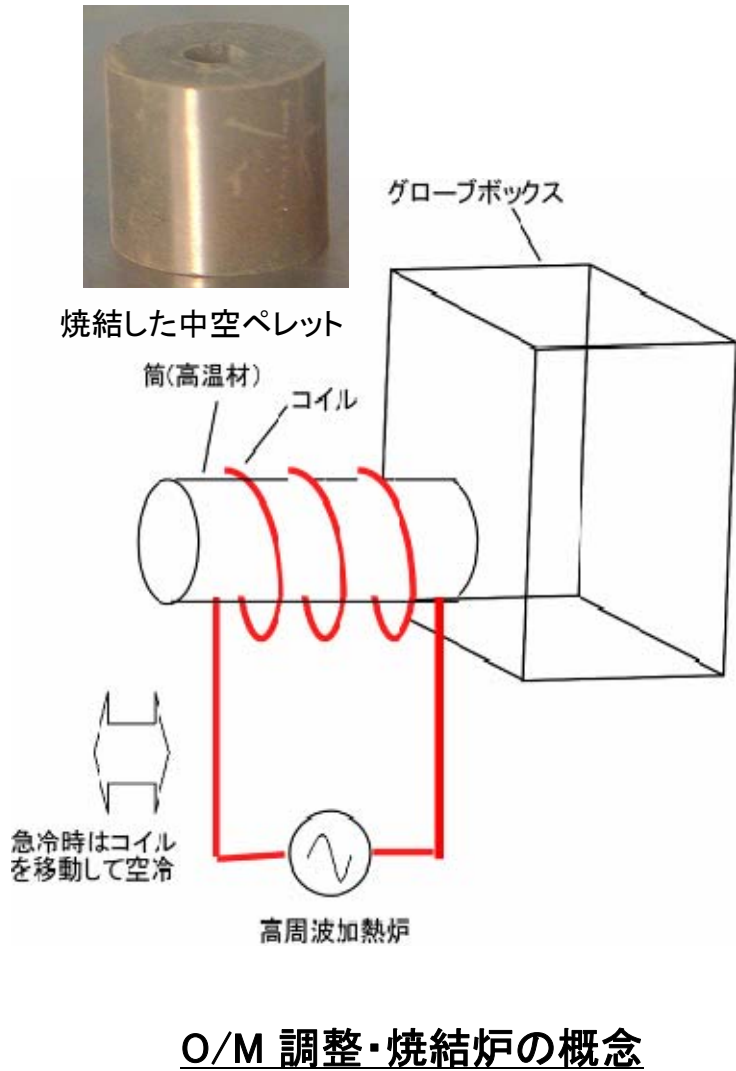
○燃料基礎物性研究 (図1-2-19参照)

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。

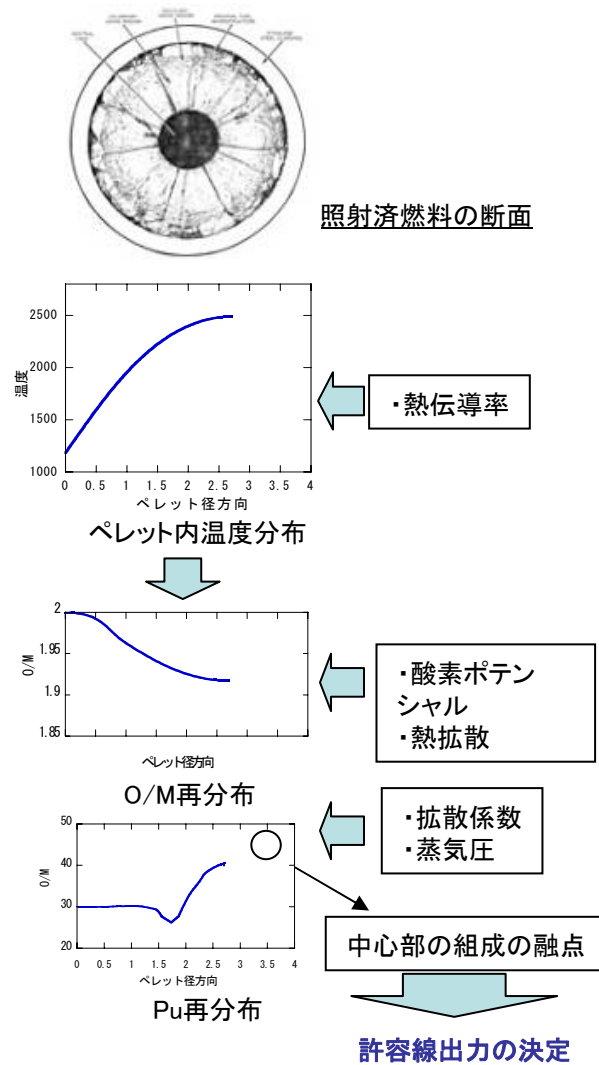
○セル内遠隔設備開発 (図1-2-20参照)

# 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)

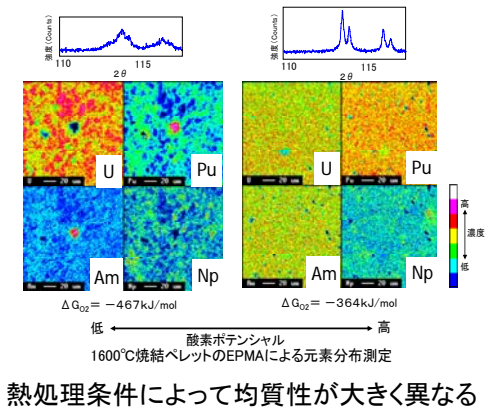
## ⑨ 焼結・O/M比調整技術の開発



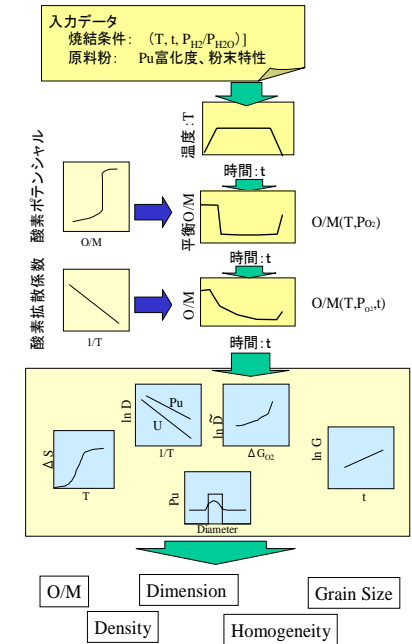
## ⑩ 燃料基礎物性研究



照射挙動解析手法の概念図



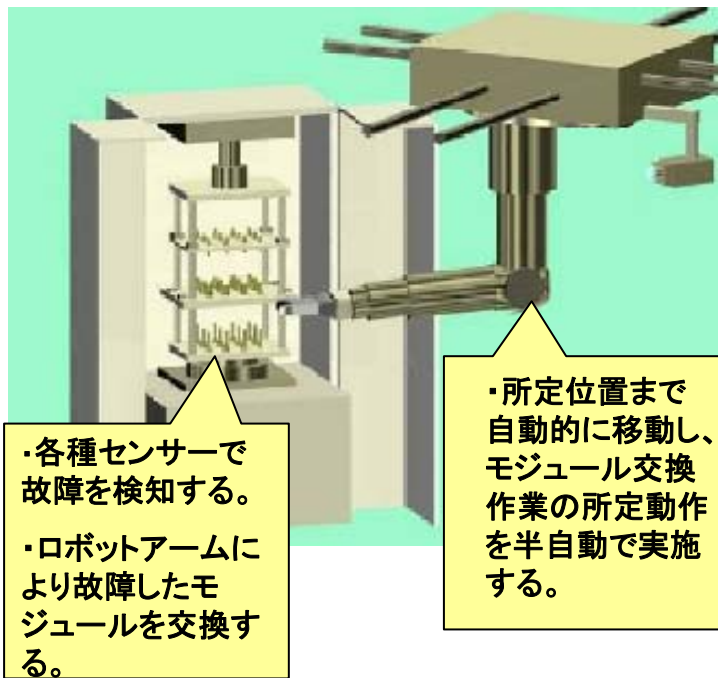
熱処理条件によって均質性が大きく異なる



焼結挙動解析手法の概念図

# 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

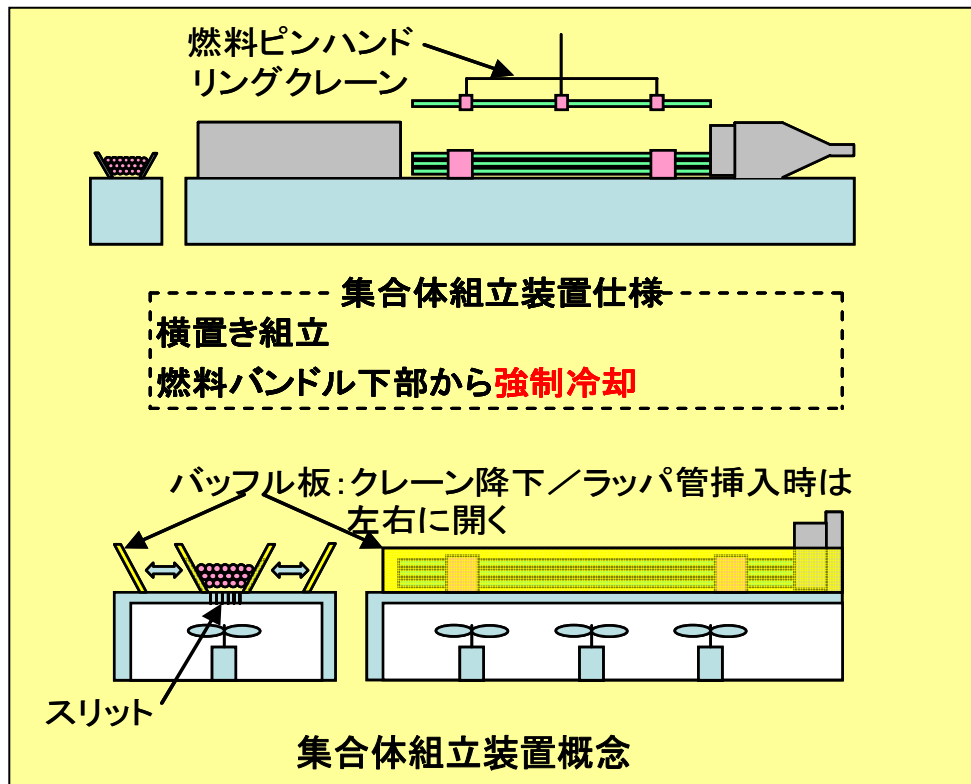


・各種センサーで故障を検知する。  
・ロボットアームにより故障したモジュールを交換する。

・所定位置まで自動的に移動し、モジュール交換作業の所定動作を半自動で実施する。

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

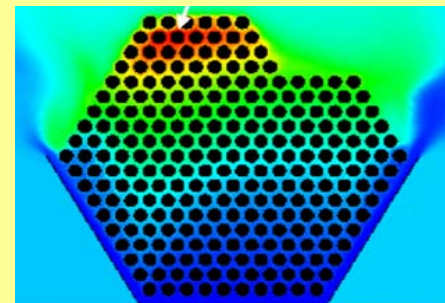
強制冷却、セル内気温:25°C

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



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。

#### ② 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の代替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。 (後述の表 6-1～表 6-3 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、開発目標への適合性の低下などその影響度合いを評価すべきである(表 1-2-4 参照)。

#### ③ 新たな革新的な技術の芽

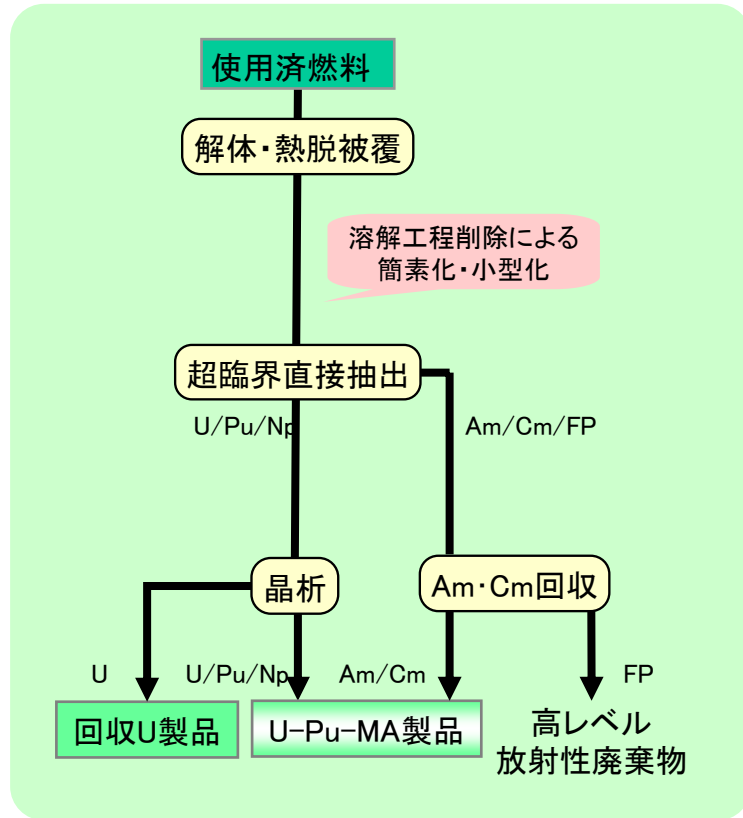
今後の研究開発の進展を考慮すると、将来、現時点で導入するとし

表1-2-4 代替技術と設計への影響の例

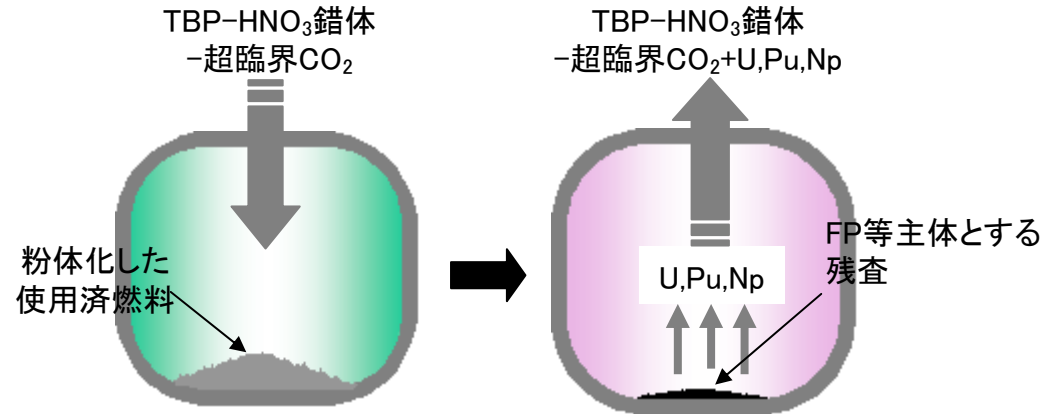
	革新技術	内 容	代替技術案	代替技術採用の影響
①	ODSフェライト鋼被覆管	ODS鋼を用いることにより高燃焼度化と冷却材出口温度の高温化の両立を図る。	PNC/FMS鋼を用いた炉心設計	原子炉出口温度が550→520℃と低下、燃焼度維持のため燃料ピン長増加(原子炉容器大型化による物量増13%)、原子炉電気出力確保のための熱交換器大型化(原子炉建屋体積8%増)、建設コストが増加する。
②	高クロム鋼採用による配管短縮	熱膨張が少なく高温強度に優れる高クロム鋼材料の採用により配管短縮と機器物量削減を図る。	9クロム鋼を用いた冷却系設計	強度確保のための伝熱管肉厚増加と、熱伝導度低下を補うための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。

図1-2-21 新たな革新的な技術の芽の例

超臨界直接抽出法を用いた先進湿式法



超臨界直接抽出法の原理



- 粉体化した使用済燃料から、
- 溶解工程を経ずに、
- TBP-硝酸を含む超臨界炭酸ガスに
- 直接、U・Pu・Npを抽出

⇒工程の簡素化による経済性向上の可能性

技術開発の現状

- 使用済燃料を用いたビーカースケールの試験によってU、Puを直接抽出できることを確認。
- コーヒー豆からのカフェインの抽出など、一般産業界では実用化されている。

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。

「FS フェーズⅡ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、造粒が不要で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）
  - 胴ベローズ: 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

### (3) 高速増殖炉の技術開発課題へのコメント

#### ① 蒸気発生器

##### i. 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Ⅱ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、二重管蒸気発生器の製造コストは、単管蒸気発生器に比し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）。

##### ii. 蒸気発生器の大型化と代替技術

「FS フェーズⅡ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としている。

これに対応して、二重管蒸気発生器では、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」で利用実績があるヘリカル型単

図1-2-22 ヘリカルコイル単管型との信頼性比較

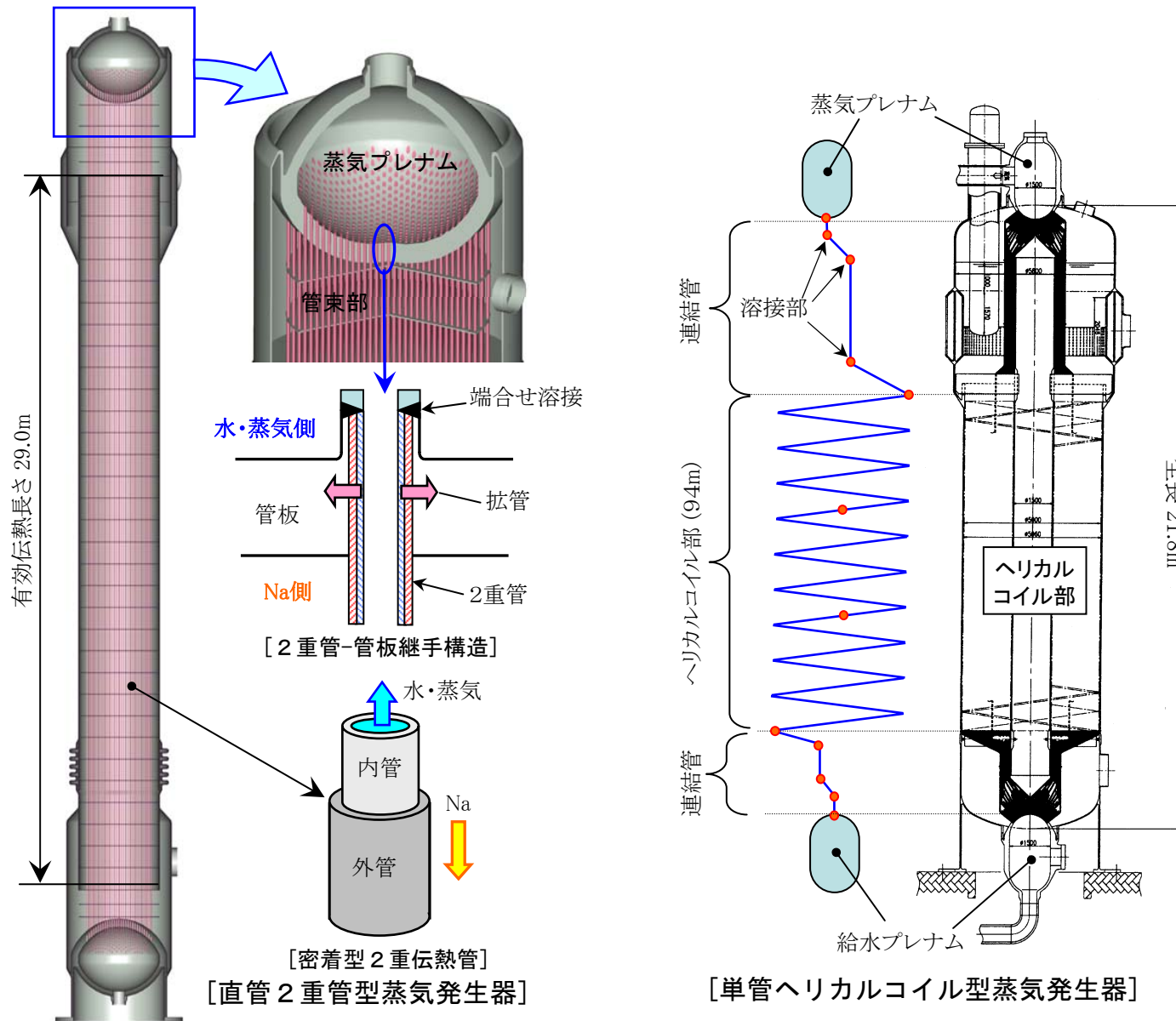


表1-2-6 ヘリカルコイル単管型との信頼性比較

直管2重伝熱管SG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、単管ヘリカル型SGよりも高い信頼性を確保可能。

		直管2重管SG	単管ヘリカルコイルSG
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力所/管板×2(上下管板)=14460力所	910力所/管板×2(上下管板)=1820力所
	管-管溶接	0 力所	コイル部 : 2力所/本×910本 = 1820力所 連結管 : 8力所/本×910本 = 7280力所
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、またウェステージ型破損に対して耐性が高くなる可能性はある。

管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）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、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、ヘリカル単管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。

### iii. 二重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

二重管伝熱管を単管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。

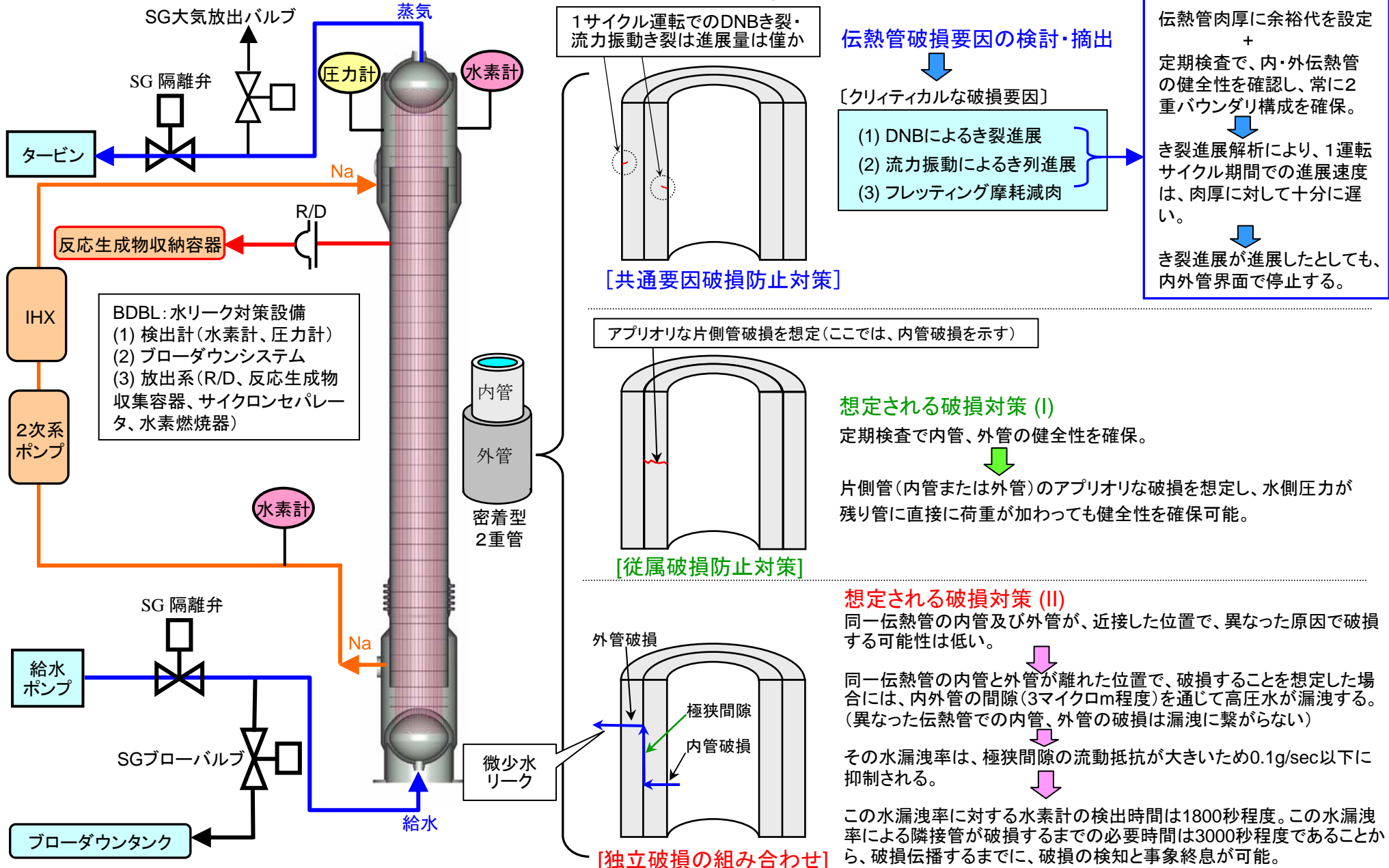
原子力機構は、二重管伝熱管の健全性を担保する方策として、定期検査時に内外管全数検査を行うこととしている。これにより、二重管伝熱管を採用した場合、ナトリウム中への大規模な水リークを設計基準外事象とできるとしている。しかし、二重管は検査性能の面で単管に比べ課題が多く、水リークの検出性能、二重管の密着性の誤差も考慮して設計を行うことが必要であると考えられる。

従って、二重伝熱管を実用として採用可能であるかを判断するためには、安全性の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）。

### iv. 変形大型管板の成立性

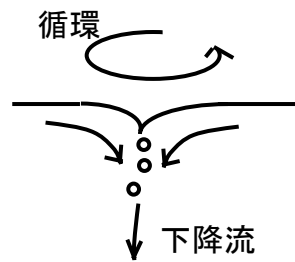
二重管伝熱管がオフセンタで球形管板を貫通する設計となっている。このような変形大型管板については、製作性の検討とともに、設計手

図 1 - 2 - 2 3 直管二重管蒸気発生器のNa・水反応防止の考え方と水リーク時の影響緩和



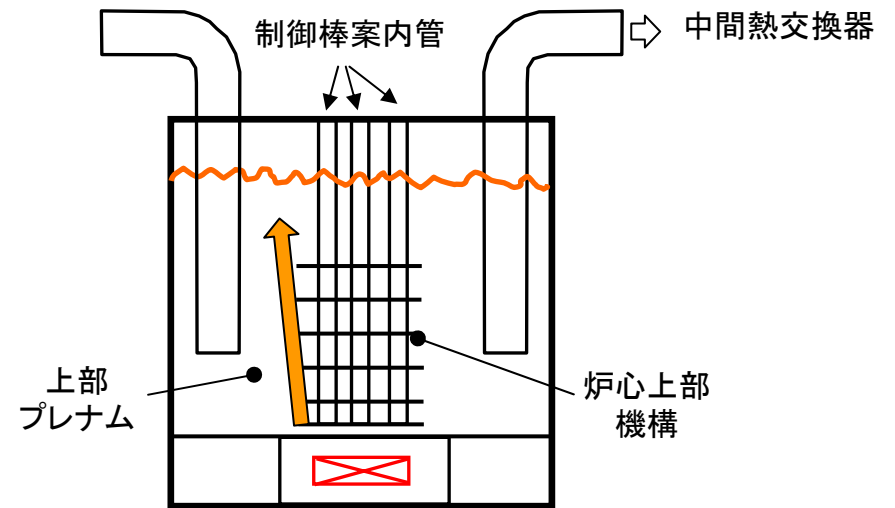
出典: JAEA作成

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



旋回渦によるガス巻き込み発生  
(液面近傍の流速に依存)

水による模擬試験結果



炉心出口からの噴流により  
液面部の揺動、流速増加

法の確立及び許認可性の見通しを得る必要があると考える。

## ② 2ループ化

### i. 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ため、「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、核分裂反応が抑制され、その結果出力が低下する）となるように設計される。

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、反応度は増加することから、「ボイド反応度係数が正」となる。特に、炉心の大型化に対してその傾向が強い。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が炉心から流出してボイドを発生させることはなく、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。

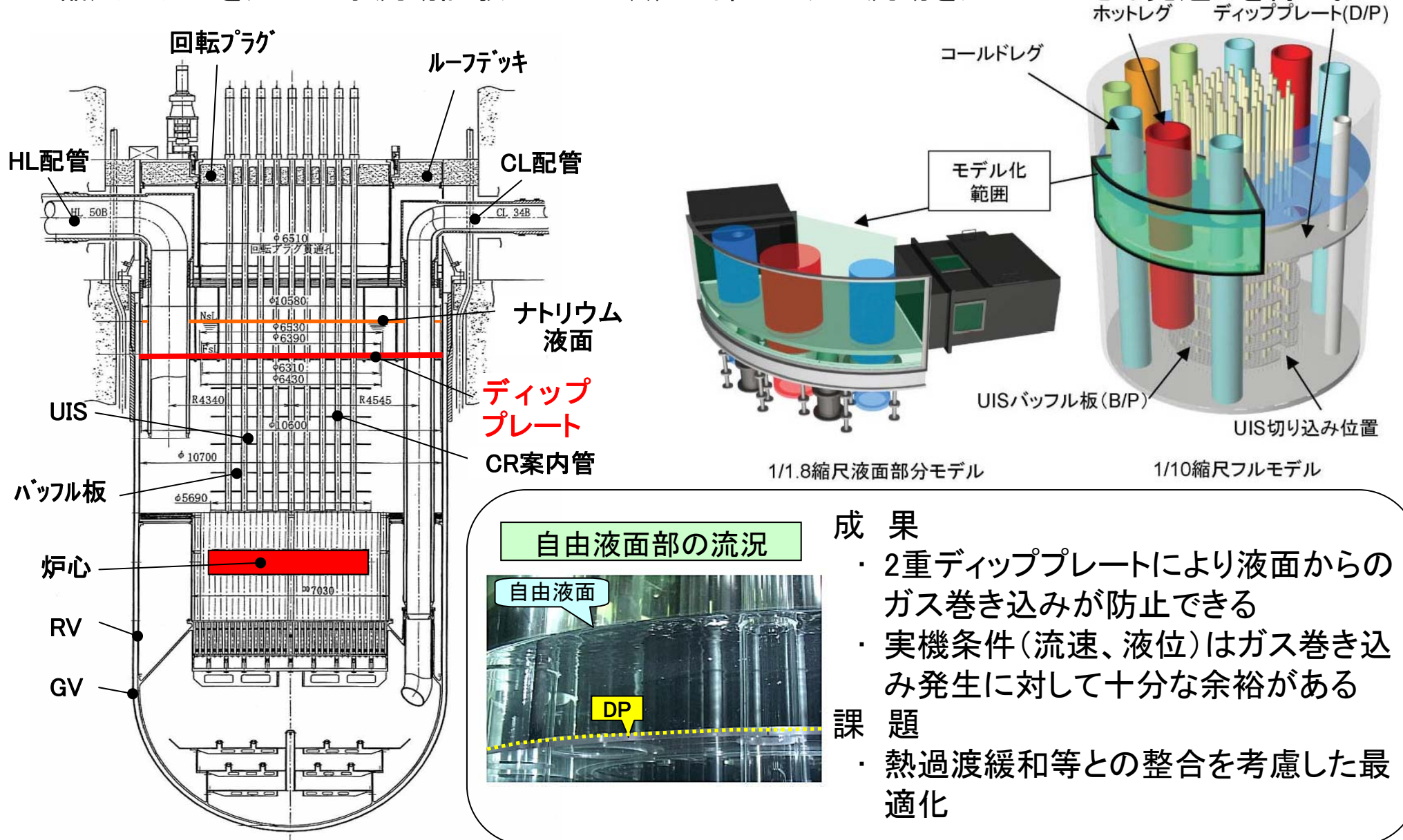
しかし、例えボイドが発生しない設計であるとしても、冷却材ナトリウムになんらかの原因で気泡が混入し、炉心を通過することが考えうる。その原因としては、冷却材中に溶存しているガスの低温部での析出、制御棒から放出されるヘリウムガス、冷却材界面でのガス巻き込みなどが考えられる。

「FS フェーズⅡ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。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



# 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。



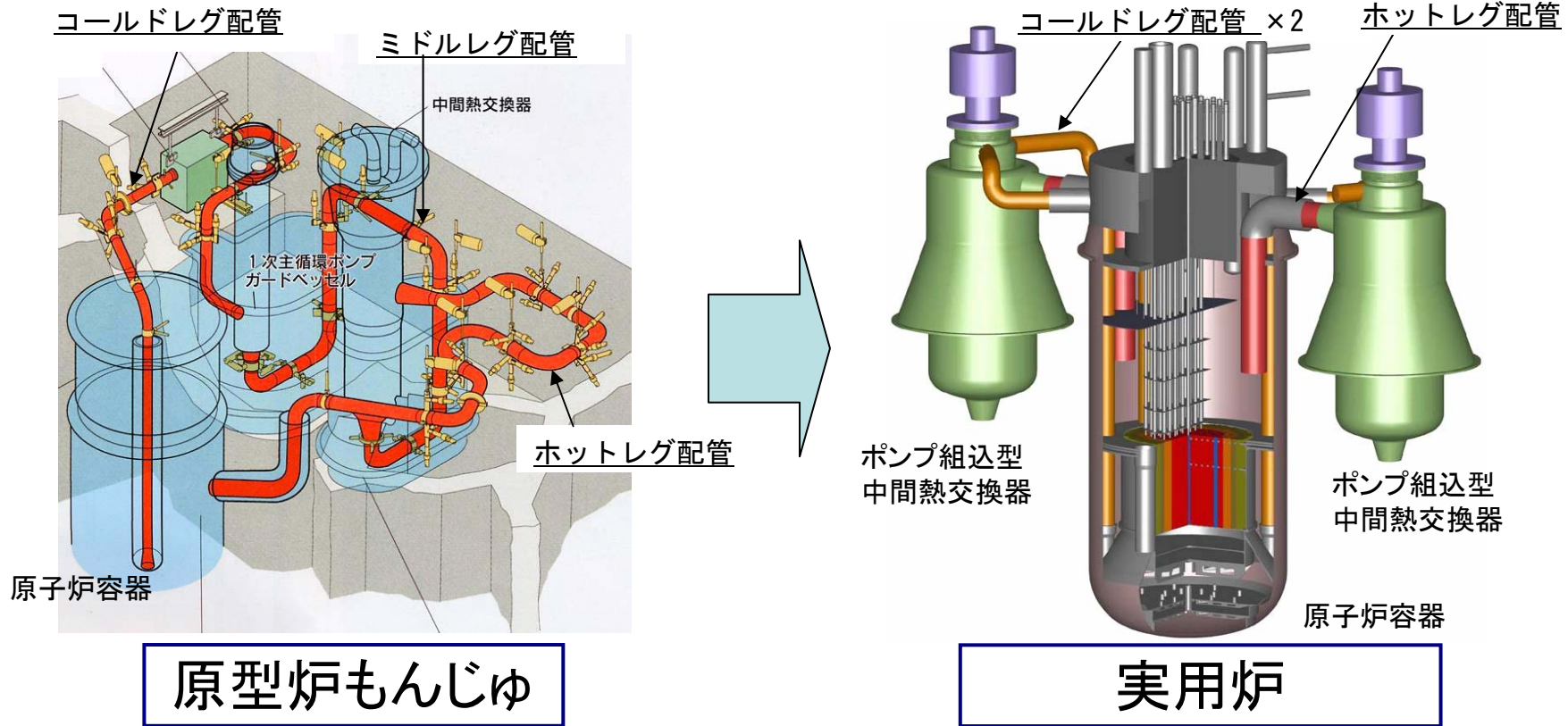
## 成果

- ・ 2重ディッププレートにより液面からのガス巻き込みが防止できる
- ・ 実機条件(流速、液位)はガス巻き込み発生に対して十分な余裕がある

## 課題

- ・ 熱過渡緩和等との整合を考慮した最適化

図1-2-26 高クロム鋼による配管短縮の効果



原型炉もんじゅ

(電気出力28万kW)

1次系配管設計「もんじゅ」との比較

実用炉

(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°C)、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°C)、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	

ら渦とな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、炉心燃料内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など、安全性に関連して十分な検討が必要であると考えられる。

## ii. 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。

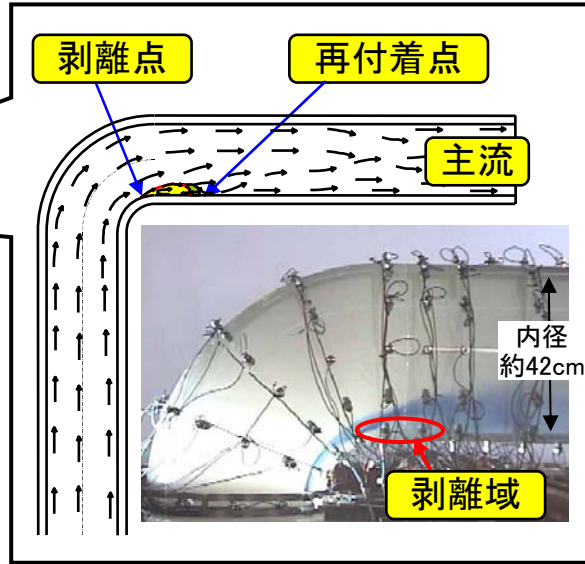
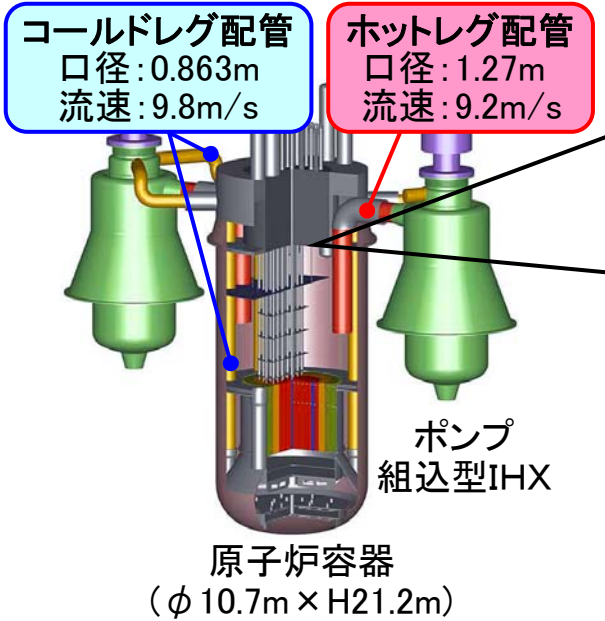
「FS フェーズII 報告書」で提案されている設計の場合、原子炉の出口温度約 550 °C、入口温度約 395 °C、停止時温度約 200 °C となっている。冷却系配管は室温（プラント建設時）から運転温度に昇温され熱膨張することにより応力が発生し、応力の大きさは材料の熱膨張特性と配管の引き回しに依存する。仮に、「もんじゅ」に使われている配管材料と同じオーステナイト系ステンレス鋼を用いて設計した場合、応力分散に必要な配管の長さやエルボ数を十分に確保する必要が生じ、コンパクトな建家とすることが困難になる。経済性を向上させる観点からは、ループ数を合理化することはもとより配管を短くすることが効果的で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

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

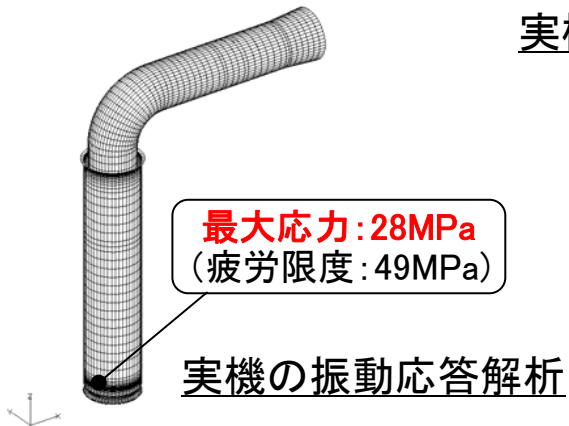
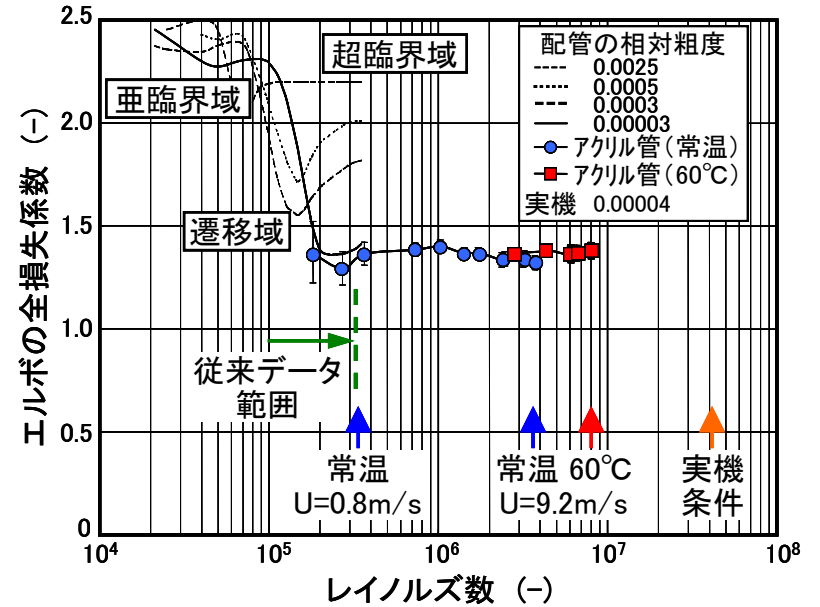
図1-2-27 高流速・大口徑配管内流動

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)



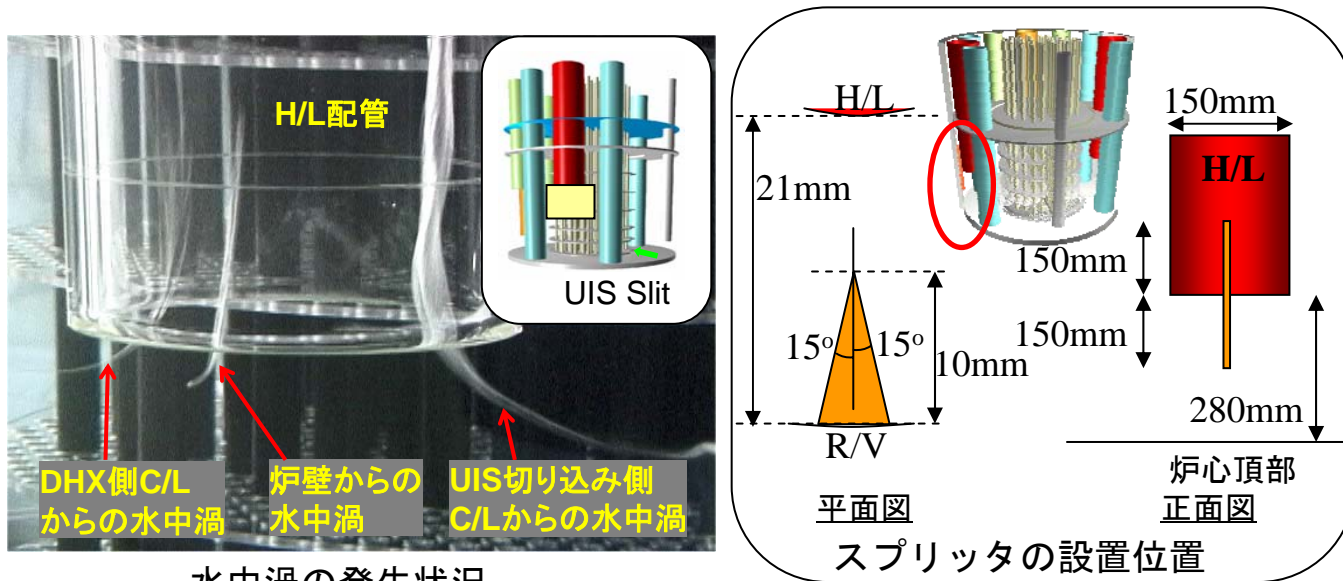
実機流速(9.2m/s)での流動状況



- エルボ圧損係数は、高Re数条件においてもほぼ一定。  
⇒ 剥離域の大きさ等、流況はRe数に依存しないことを確認。
- 振動の要因となる管壁での圧力変動特性は、管内流速に依存。
- 実機配管で発生する最大応力は、配管材の設計疲労限度以下。

→ 詳細は11~19ページの添付「大口徑配管の流動試験」を参照

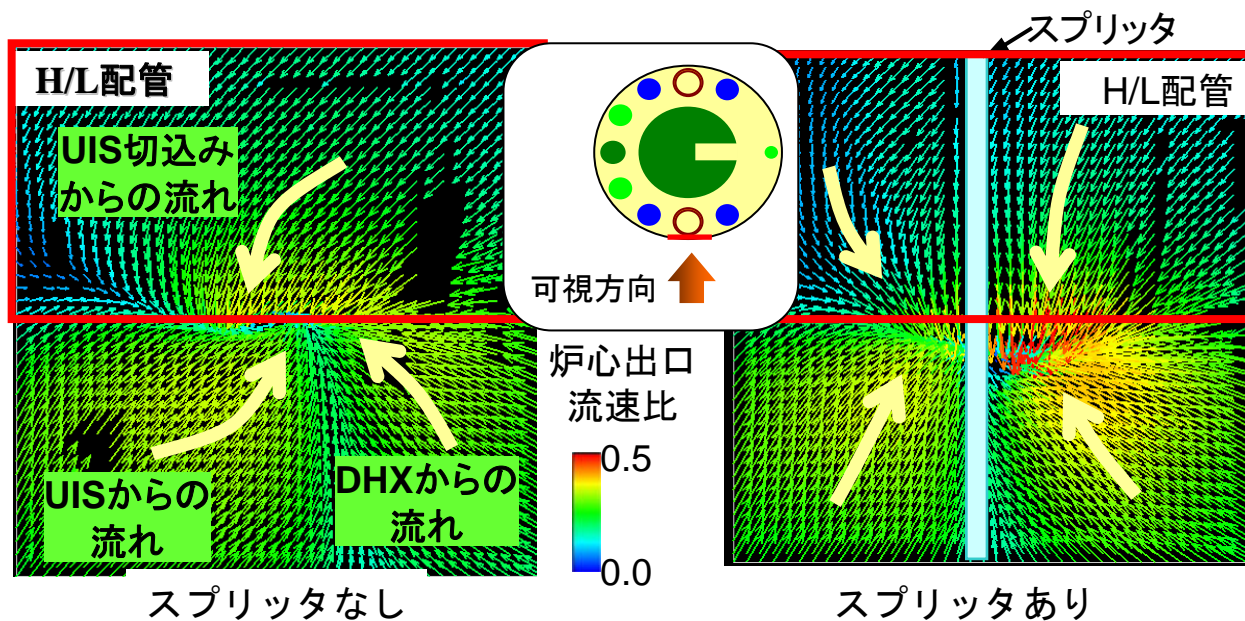
図1-2-28 原子炉容器上部プレナム流動適正化(キャビテーション防止)



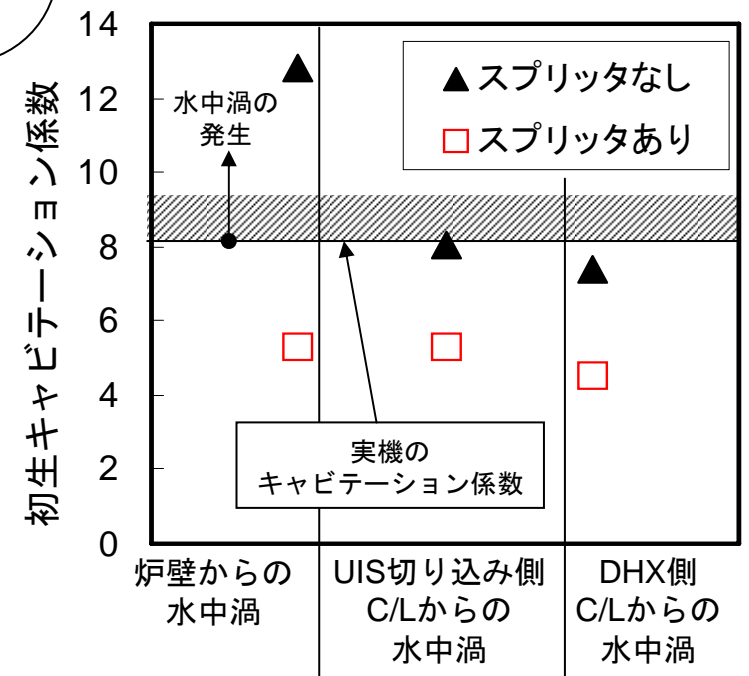
水中渦の発生状況

成果

- 液中渦発生防止対策(フロープリッタ等)を具体化し設計に反映



スプリッタの有無による流速ベクトルの比較



流動最適化による水中渦の抑制効果

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Ⅱ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）など流動特性についての確認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。

### iii. 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 に関する核データの拡充が必要であると考え。

## ③ 主循環ポンプ組み込み型中間熱交換器の課題

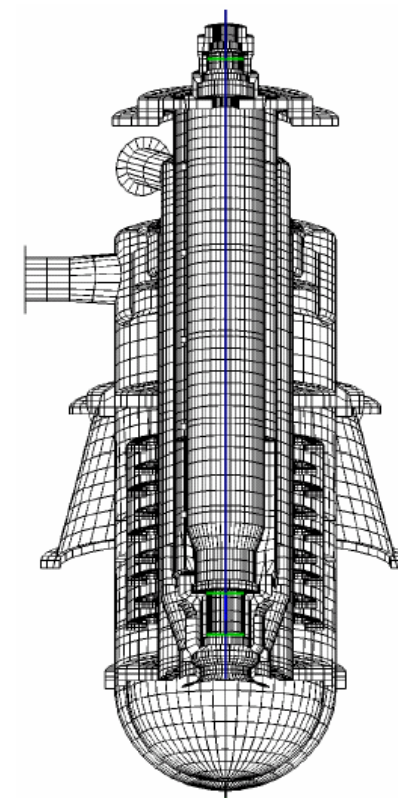
### i. 設計の際の判断基準

「FS フェーズⅡ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み込み型中間熱交換器の採用が提案されている。

FS フェーズⅡ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、①ポンプと IHX の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、② IHX 中心部の狭い空間にポンプを収めるために、ポンプを従来のように剛構造とせず、ケーシングをコ

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)

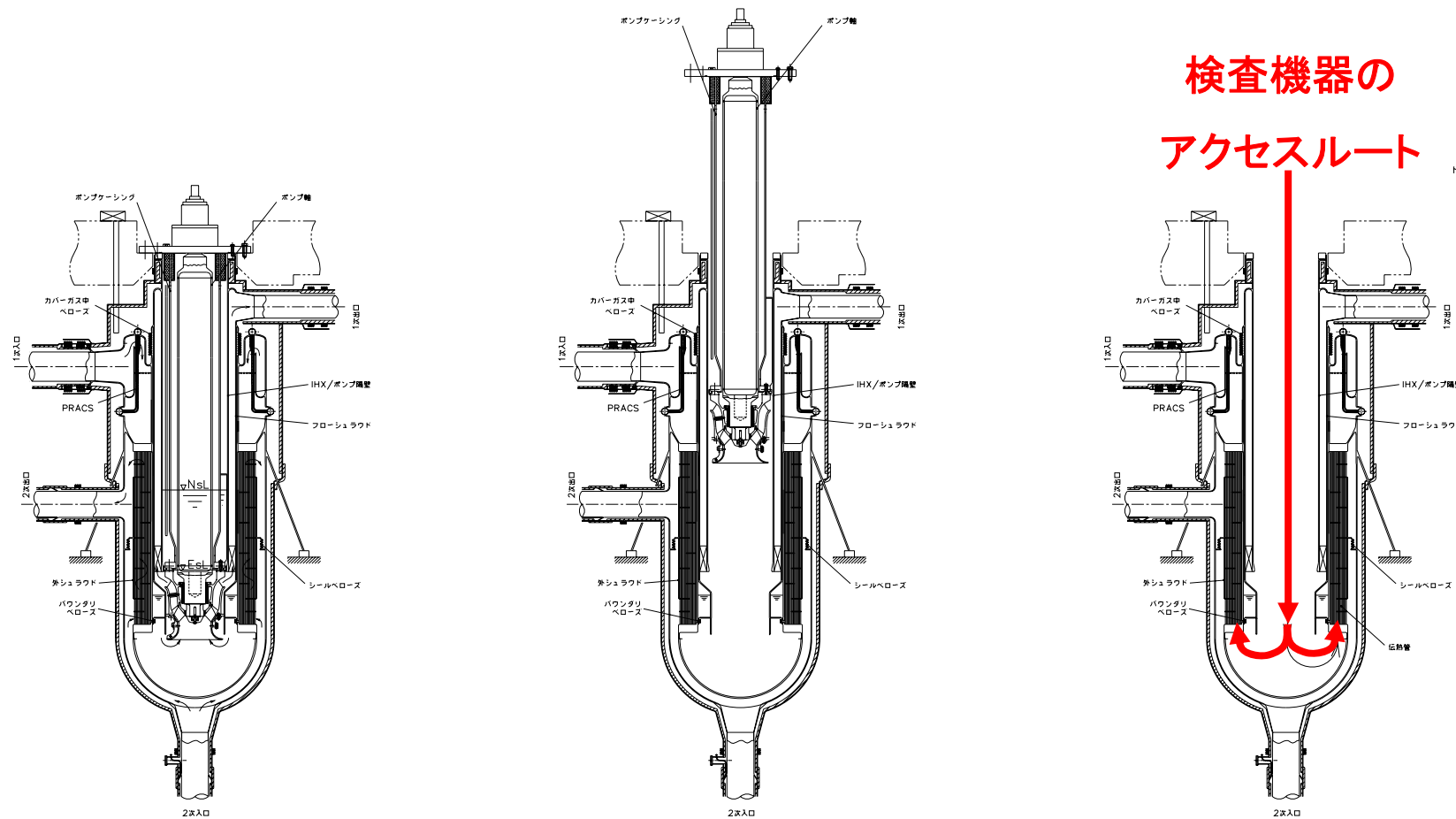
- 振動伝達試験  
1/4スケール水試験により機器  
内振動伝達データを取得  
－ 解析モデルの検証データを  
得る
- 解析モデル開発  
3次元シェルモデルに流体要素  
も考慮したモデルを開発



試験体解析モデル

図1-2-30 主循環ポンプ組み込み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(バウンダリベローズ、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



通常時

主循環ポンプの引抜

検査機器へのアクセスルート確保



コンパクト化可能な柔軟な構造とする、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な構造設計がなされ、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いため振動の発生源から分離した設計としている。主循環ポンプ組み込み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、両機器の合体に伴い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うえで、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。

## ii. 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、主循環ポンプ組み込み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。

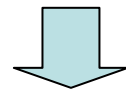
## 図1-2-31 連続晶析装置の研究開発

### (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

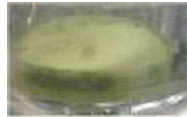


- ・ 実溶解液を用いた小規模ホット試験により、プルトニウムを4価に調整することで、ウランを粗分離できることを確認。
- ・ U-模擬FP溶液、U-Pu-模擬FP溶液及び照射済燃料の溶解液を用いた試験により、除染係数100程度が達成可能であることを確認。FP元素によっては、条件により、異なる挙動を示すことを確認。
- ・ 臨界管理を形状管理とした円環型キルン式晶析装置を試作し、ウラン試験で性能に問題がないことを確認。

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が見通しが得られつつある

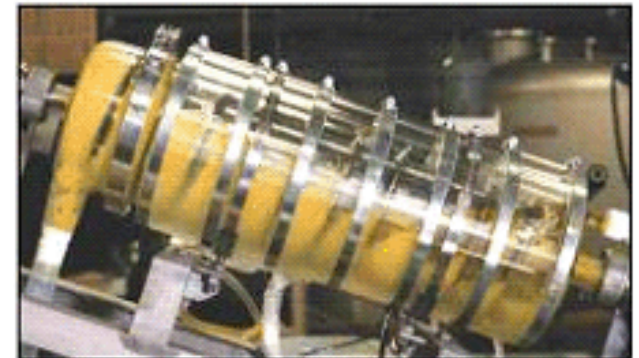


晶析操作条件の最適化、工学規模装置の開発が必要

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)

## 図1-2-31 連続晶析装置の研究開発

### (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

#### (4) 再処理の技術開発課題へのコメント

##### ① 晶析工程

###### i. 基礎データの充実

「FS フェーズⅡ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る、及び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。

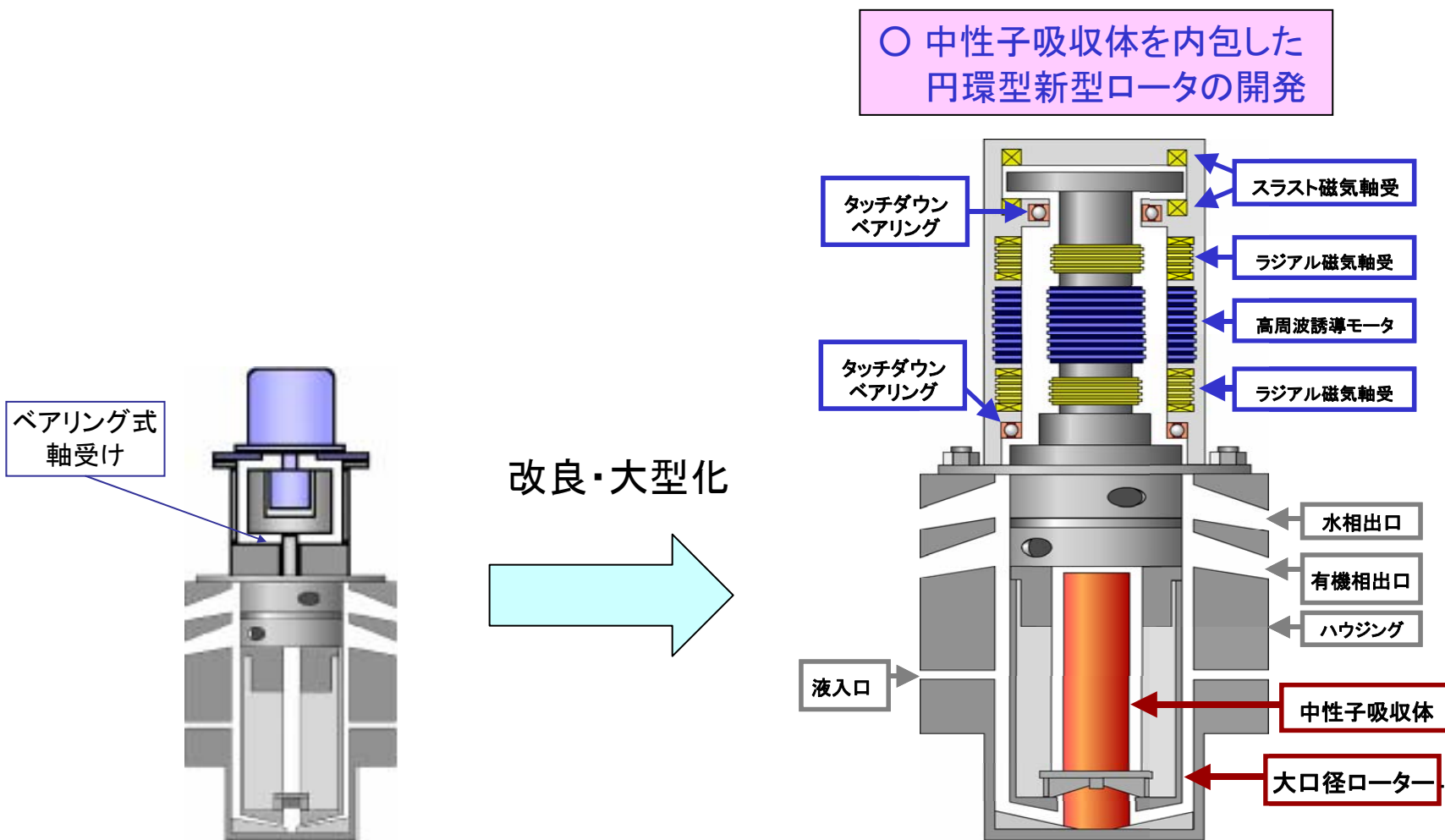
これまでに、小規模ではあるがホット試験を行い、プルトニウムの挙動、FPの挙動の確認が行われている。しかし、革新的な技術であり、今後、さらに溶液から固体を析出する非均質プロセスとしてTRU、FP挙動に係わる基礎的なデータの充実、ウラン回収率の安定性、制御性などに関する検討が必要であると考え（図1-2-31参照）。

###### ii. 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、①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、②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が必要であると考え。

##### ② 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

図1-2-32 遠心抽出器の研究開発



10kg/h 規模の遠心抽出器

40kg/h 規模の大容量遠心抽出器概念

図1-2-33 抽出クロマトグラフィ装置の研究開発

技術の現状

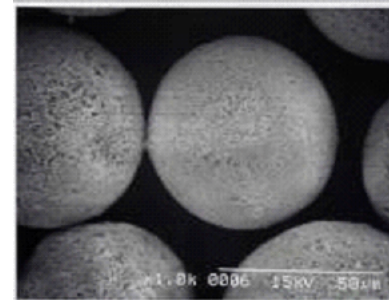
抽出クロマト法のMA回収工程への適用に関し、その基本性能を確認

- ・CMPO/SiO<sub>2</sub>-P及びTODGA/SiO<sub>2</sub>-Pについて、希土類元素の吸着容量、耐熱性、対放射線性等の基礎データを収集し、高温、高硝酸濃度条件下における耐久性についてはCMPO含浸吸着材の方が良好であることを確認。
- ・吸着材からのCMPO浸出を最小化する方法を考案し、分離試験によりAm-Cm回収工程への適用に向けて基本性能に問題がないことを確認。

実験室規模での試験で分離特性を確認、CMPOとBTPの組み合わせを将来の候補技術として摘出した

分離操作条件、分離塔など主要な機器の開発が必要

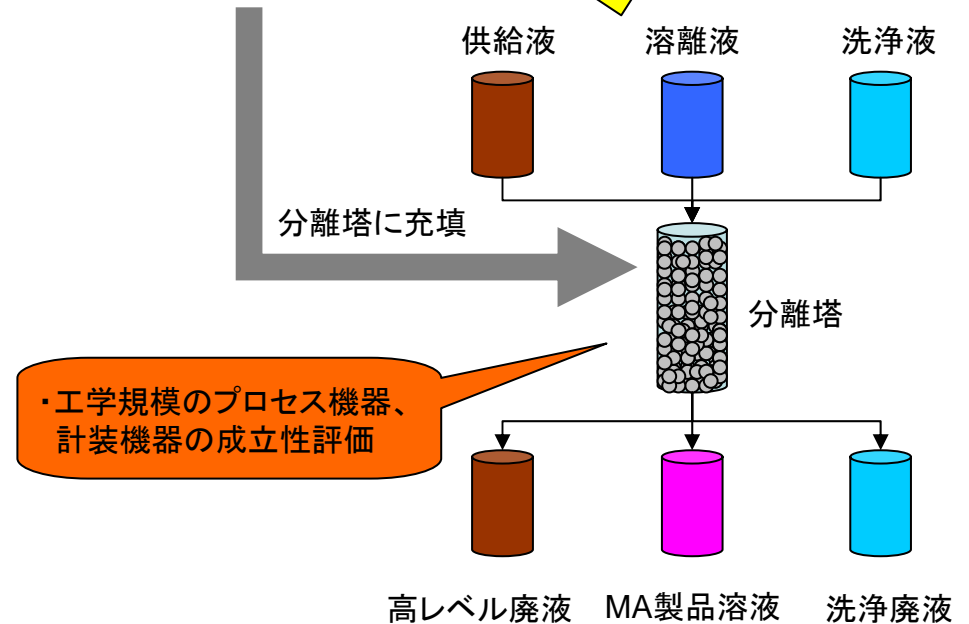
- 多孔質SiO<sub>2</sub> 粒子の表面にポリマー(スチレンジベニルベンゼン)を被覆(SiO<sub>2</sub>-P)
- SiO<sub>2</sub>-Pの表面に抽出剤(CMPO、TODGA、BTP等)を固定化



CMPO/SiO<sub>2</sub>-P吸着材外観

抽出剤の比較・評価・選定

- ・フローシートの作成
- ・MA及びFP元素の挙動確認



- ・工学規模のプロセス機器、計装機器の成立性評価

#### i. 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。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、慎重な検討が必要であると考え（図 1-2-3 2 参照）。

#### ii. 不溶解性スラッジの影響

「FS フェーズ II 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溶解が十分になされていない残渣（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、今後十分な検討が必要であると考え。

### ③ 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 II 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カ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。

溶媒抽出法と比べ抽出クロマトグラフィ法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

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

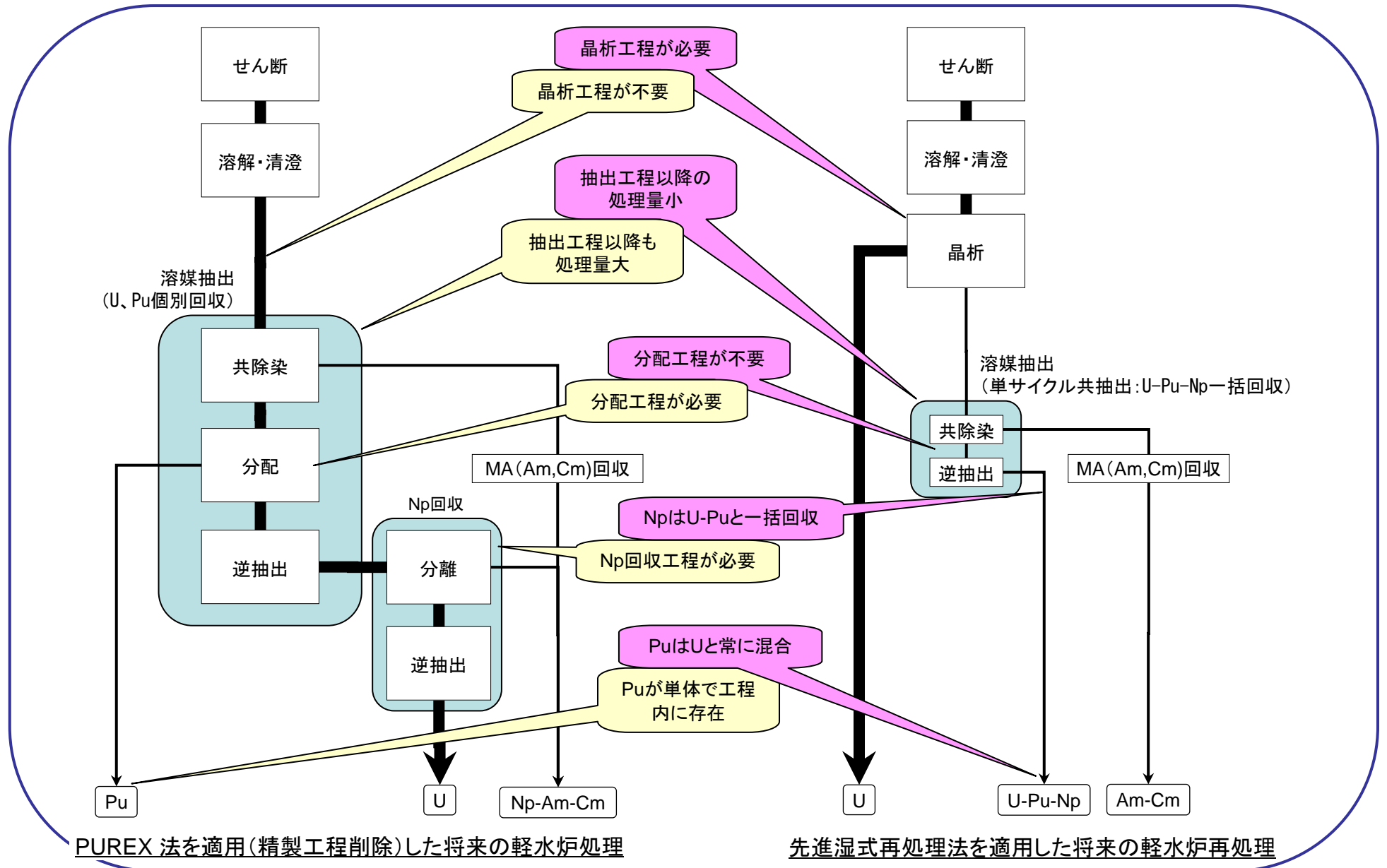
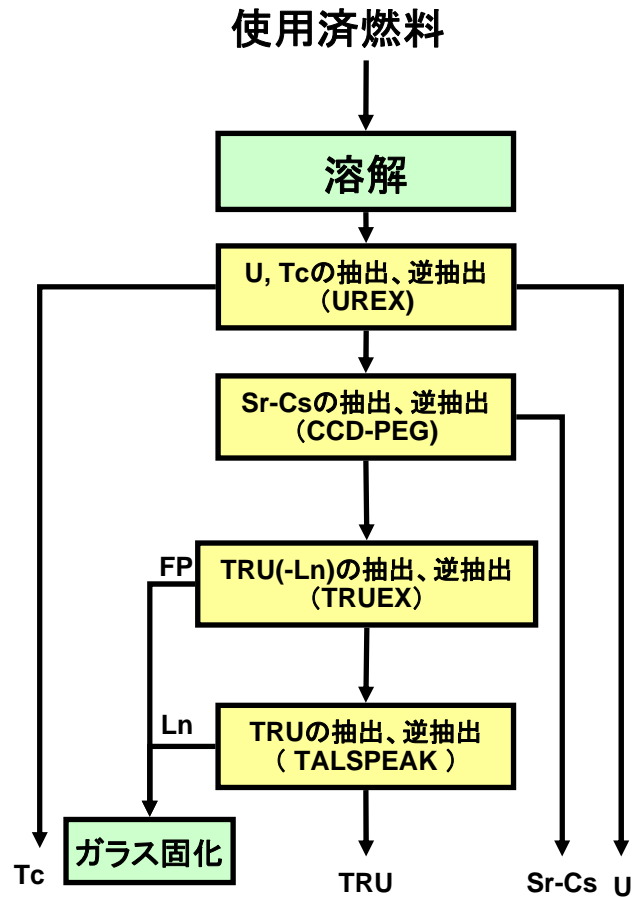




表1-2-7 米国が開発しているUREX法によるウラン分離回収技術の特徴



ウラン分離回収における米国(UREX法)と日本(晶析法)との比較

	位置付け	要求事項	特徴(課題)
米国(UREX+) UREX法によるウラン回収	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済LWR燃料を処理</li> <li>・回収Uは浅地処分(LWR燃料としての使用も念頭)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・回収率: &gt; 90%</li> <li>・DF (Pu) &gt; 10<sup>5</sup></li> <li>・TRU &lt; 100nCi/g (浅地処分時(10CFR61.55に準拠))</li> <li>LWR燃料として使用する際は、より厳しい要求(ASTM C788-98に準拠)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○高DFを確保</li> <li>×廃溶媒及び廃液の発生</li> <li>→ 経済性の向上が困難</li> </ul>
日本(先進湿式) 晶析法によるウラン回収	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済FBR燃料を処理</li> <li>・回収UはFBR燃料として使用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・回収率: ~ 80%</li> <li>・DF (Pu) &gt; 20</li> <li>・DF (他元素) &gt; 100 (遠隔操作による取扱いが前提)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○試薬の使用無し (廃溶媒及び廃液の発生無し)</li> <li>→ 経済性の向上</li> <li>×高DF化(&gt; 10<sup>5</sup>)が困難</li> </ul>

UREX+1a法(米国)

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える。

#### ④ 先進湿式法の軽水炉燃料再処理への適用

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、その取り扱いは比較的容易であり、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採用を検討している 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。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必要とされる可能性があることに留意すべきと考え。

## (5) 燃料製造の研究開発課題へのコメント

### ① MA の取り扱い

「FS フェーズⅡ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。

### ② 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今後さらに研究開発を行う必要があると考える。

## (6) 共通的な事項へのコメント

### ① 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、国際的な核不拡散制度に積極的に参加し、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は、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、核不拡散性が高く、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Ⅱ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