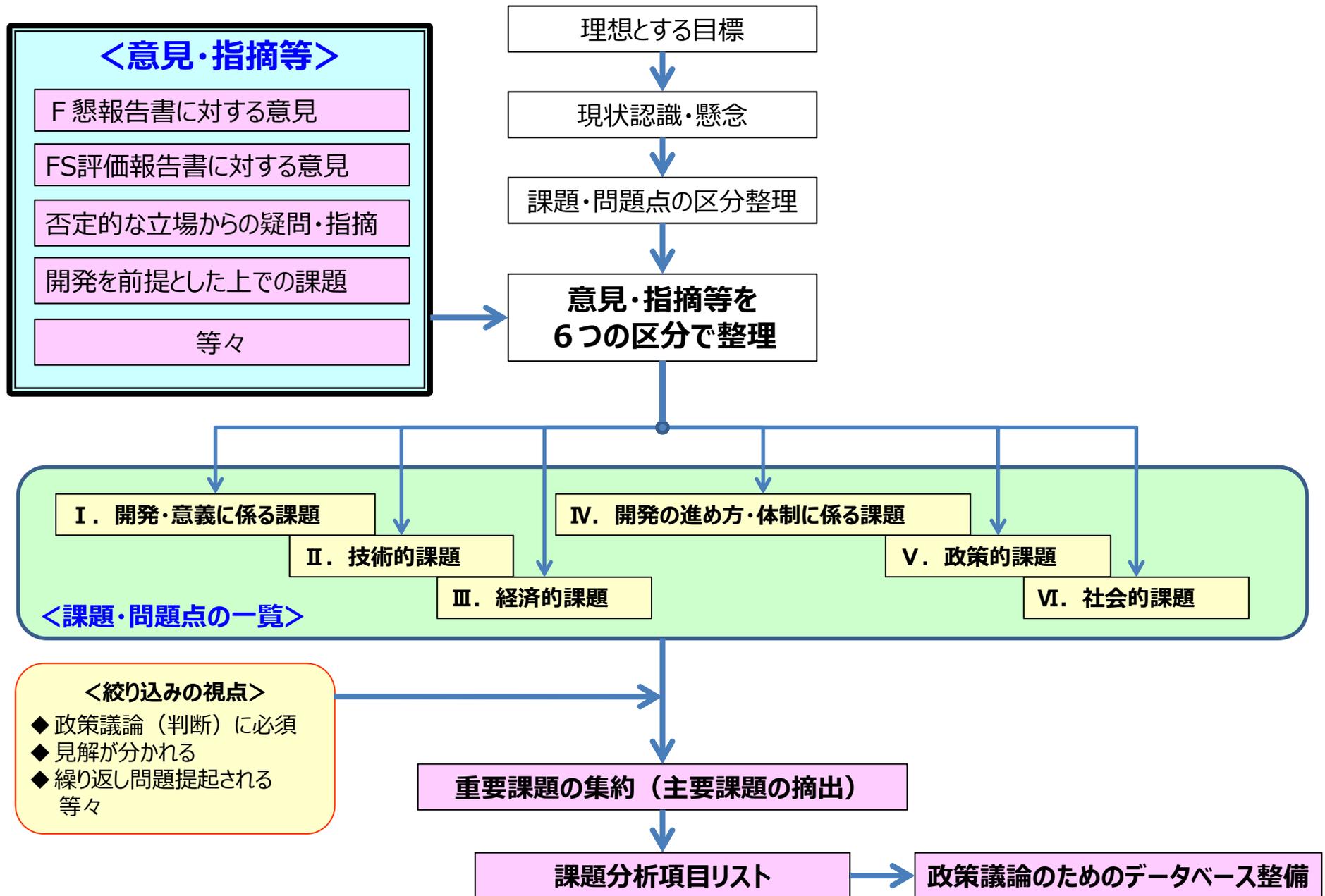


原子力発電・核燃料サイクル勉強会（第6回目）

平成24年1月12日（木）

配布資料

高速炉サイクル開発の課題・問題点の抽出



高速炉サイクル開発の課題・問題点に対する見解
(案)

2012年1月

高速炉サイクル開発の問題点の抽出・整理（案）

区分	視点	問題点	
I. 開発の 意義・必要 性	(1) 資源有効利用性	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 将来の世界のエネルギー需要の伸びは緩慢かつ不確かであり、原子力発電を増設する必要性は低いのではないか。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ ウラン資源の有限性には種々の意見があり、海水ウランなどの非在来型資源を含めれば、ウラン資源量が十分にあるため、FBRは不要である。 	
	(2) 燃料の倍増時間	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 倍増時間が数十年では長く、ウラン資源の節約に役立たない。 1基増やすのに何十年もかかるのは現実的ではない。 	
	(3) 環境負荷低減性	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 廃棄物量や処分場の面積の低減の実現性が明確では無い。 すなわち、サイクルロスや抽出効率等、現実的な条件を確認して、廃棄物の低減を評価すべき。例えば、MAをリサイクルすることにより、高レベルガラス固化体は低減しても、TRU廃棄物等、低レベル廃棄物は増える。発生する全ての定例ベル廃棄物まで含めた総廃棄物で低減することを示すべき。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 潜在的有害度（毒性）の低減の具体的メリットが明らかでない。また、廃棄物の毒性関係では、four9の回収率を想定しているが、実際のプラントでは良くて99.数%のレベル。従って、現実から理想までを見据えた評価をして効果を述べるべきではないか。 	

区分	視点	問題点	
	(4) エネルギー安全保障	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 高速炉を導入しなくても、天然ガス、石炭、ウラン等の資源を確保できるため、エネルギー安全保障上は大きな問題が生じないのではないか。 ➤ 核融合が実現するのであれば、長期にウランは必要ない。高速炉サイクル開発も不要ではないか。 	
	(5) 開発を進める他国との関係	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子力発電を伸ばす中国、インドが早期に軽水炉から高速炉に切り替えれば、日本は高速炉を導入しなくとも、ウラン供給に問題が生じない。 ➤ 国際貢献のために高速炉開発が必要というのは本末転倒。自国で高速炉が不要なのに、国際貢献は不要。 ➤ 日本が自主開発せずとも、必要になった時に、海外で商用化されている高速炉サイクル技術を導入すれば良い。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ FBR は核拡散につながる技術であり、FBR が実用化し、プルトニウムが頻繁に国内を移動し、利用されているような状況は危険。 	
II. 技術的課題(実現性)	(1) 高速炉は本質的に安全ではない	<ul style="list-style-type: none"> ➤ FBR の炉心は正のボイド係数を有しており、制御できない。 ➤ 冷却材が沸騰すると核暴走して閉じ込め機能を失う。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 金属ナトリウムを冷却材に用いると、漏えいした場合に燃焼し、また、大規模な Na-水反応の懸念があり危険である。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 燃料とするプルトニウムは人体にとって毒性が高く、放射能も高く危険である。 ➤ プルトニウムを燃料として利用すると安全上の取扱いが難しい。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 炉容器や配管の肉厚が薄いので地震に弱く、配管等が破断し大事故となる。 日本のような地震国に FBR を建設することは不適切である。 	

区分	視点	問題点	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 重大事故（シビアアクシデント）が起きた場合の環境影響が軽水炉以上に大きい。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 軽水冷却炉ではシビアアクシデント時の冷却手段として水の注入が利用できるが、ナトリウム冷却炉では、そのようなことができない。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 大型炉と異なる発想で高い安全性を有するとされている小型炉の提案がある。大型炉を前提とした開発に固執するのではなく小型炉の開発を指向すべきではないか。 	
	(2) 燃料サイクル側の開発の目途が立たない	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 炉に比べて燃料サイクル技術の開発が遅れており、実用化の見通しが明確では無い。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 現状の技術レベルが明確に説明されておらず、実用化までにクリアすべき開発ステップと達成目標が明確になっていない。 	
	(3) 燃料供給等、サイクル全体が遅延要因となり得る	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 炉、燃料製造、再処理の開発が導入時期や開発に要する期間等を考慮して整合性を持って進められているか疑問。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 六ヶ所が停止した場合、FBR 導入へも影響が出てくるのではないかと。サイクルの輪が切れると全体が止まる。サイクル全体が本質的な脆弱さを持っているのではないかと。 	
	(4) 放射性廃棄物の処理・処分が目途がたっていない	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 高レベル放射性廃棄物の地層処分を含み軽水炉サイクルも具体化していない状況なのだから、その先の実用化を目指す高速炉サイクルの開発を進めても意味がない。 	
	(5) もんじゅ、常陽が止まっている現実	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 「もんじゅ」も「常陽」も長期間停止していることは、ナトリウム中の機器を取扱う上で根本的に解決できない課題があり、高速炉は実用化出来ないということではないか。 	
	(6) 日本のFBRは外国のFRと異なる	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 海外ではループ型炉の大型プラントは皆無であり、日本のみがループ型を開発する理由を明確にする必要がある。 	

区分	視点	問題点	
Ⅲ. 経済的課題	(1) 開発費用が掛かりすぎる・内容が不透明	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 他の研究開発と比較すると費用が突出している。これまで2兆円もの国費を投じた成果が無い。「もんじゅ」の維持費200億円は掛かりすぎである。 ➤ 成果の説明も無しに今後、完成するのが40年後では、年間400億円もの大金を投じ続ける理由はない。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 国の機関である JAEA が開発主体となっていることから、開発者の興味を優先した個別研究を寄せ集め、開発者特有のコスト感覚で進められ、費用の削減や計画の合理化を行う意識が無いのではないか。 	
	(2) 高速炉サイクルは経済的に成り立つとは思えない	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 高速炉の建設費、運転費は、軽水炉と比較して高いのではないか。 ➤ 発電コスト全体でも、高速炉は高いため、導入されないのではないか。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ ナトリウム冷却炉では定期検査が長期化する。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ ナトリウム冷却炉では運転維持費用が容易に低減できない。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ ナトリウム冷却炉ではトラブル発生時に復旧が長期化する（目視による内部の観察が容易でない、高温環境）。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 廃止費用が LWR に比較して高価ではないか。 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ 外部コスト（政策的投資、研究開発費）を考慮すれば、経済性（発電コスト）は悪くなるのではないか。 	
		(3) 費用対効果等の社会的メリットが明確でない。	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 高速炉サイクル導入による CO2 削減効果、資源節約効果といった社会的メリットが明確に示されていない。 ➤ 費用対効果が明確に示されていない。

区分	視点	問題点	
IV. 開発の 進め方・体制	(1) 開発の進捗が遅い	<ul style="list-style-type: none"> ➤ これまでの長計、大綱における実用化時期が遅れていったのは何故か。 	
	(2) 開発ステップ	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 中国や韓国等は、実験炉、原型炉、実証炉という段階を踏まずに開発する計画だが、我が国だけが実験炉⇒原型炉⇒実証炉⇒実用炉といったリニアモデルに固執すること自体が誤りではないか？ 	
		<ul style="list-style-type: none"> ➤ アメリカの様に、基礎・基盤研究レベルで進めながら、将来、その時代の既存技術を用いて、改めてニーズにあった大型炉を作るというステップで実用化できないのか。 	
	(3) 開発の進め方・成果について透明性が低い	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 高速炉開発を進めるには国民の合意形成が必要であるが、開発の進め方や成果について国民に十分な説明も無く、国や研究開発の当事者は説明責任を十分に果たしていないのではないか（情報公開）。 	
	(4) 評価制度＋計画の柔軟性・社会性	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 研究開発の進捗を定期的に評価する仕組みが形骸化し、形式的な進捗確認にとどまり、第三者の目によって効率的・効果的に研究開発計画を厳しく査定する機能が存在していないのではないか。 	
	(5) 経済性至上主義が開発に歪を生じさせている	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 電力自由化によりコスト目標達成ばかりに目が向けられ、実用化の見込みの無い革新的な技術を取り入れているのではないか。 	△
(6) 開発の進め方が閉鎖的で開発者の広がりが小さい いうえ、責任体制や規模の妥当性が不明	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 三菱重工業1社を中核として、国内で研究開発を推進することが、大学、研究機関、三菱以外のメーカーとの協力を排除しているのではないか。 ➤ 産業の裾野部分（汎用機器・装置）の育成、維持システムを整備すべきではないか。 ➤ 五者連名とすることで責任の所在を曖昧にしているのではないか。実用化を目指す開発規模として適当か。 ➤ 五者が密室で研究開発・実用化の方向性を決め、三菱のみに開発を任せる体制は、原子力村の閉鎖的体質、秘密主義そのものではないか。 		

区分	視点	問題点	
	(7) 成果の移転先が不明確	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 実証炉等の実施主体が決められていない段階では、成果の移転先が明確でなく、実用化を目指した研究開発を継続する意味は無い。 	△
V. 政策的課題	(1) 2つの所管官庁	<ul style="list-style-type: none"> ➤ エネルギー安全保障確保を目的とした研究開発なのだから、経産省の一元的な所管のもと研究開発を実施するべきではないか。 	△

Draft

I. 開発の意義・必要性

(1) 資源有効利用性

- 将来の世界のエネルギー需要の伸びは緩慢かつ不確かであり、原子力発電所を増設する必要性は低いのではないかと見込まれている。

【見解】

- 最新のOECD/IEAのWE02011*1によれば、短期的な経済成長見通しは不透明であるが、2035年時点での長期的な世界の一次エネルギー需要は2009年に比べ1.2～1.5倍に増え、原子力発電設備容量も2009年の約1.4～2.2倍に拡大すると見込まれている。

I. 開発の意義・必要性

(1) 資源有効利用性

- ウラン資源の有限性には種々の意見があり、海水ウランなどの非在来型資源を含めればウラン資源量が十分にあるため FBR は不要である。

【見解】

- 非在来型ウラン資源は、供給量と供給価格に関して不確実性が大きい。
- ウラン資源については、安定供給の確実性と経済性に優れた在来型ウラン資源を重視すべきである。
- 世界的には、中国やインドでの急激な原子力発電の増加が、ウラン価格の高騰や在来型ウラン資源入手の不安定性を助長する可能性がある。
- このため、海外資源に依存している日本ではウランの安定供給確保がより一層困難になる懸念があり、エネルギーセキュリティ向上の観点から FBR 開発を着実に進めることが重要である。

I. 開発の意義・必要性

(2) 燃料の倍増時間

- 倍増時間が数十年では長く、ウラン資源の節約に役立たない。1基増やすのに何十年もかかるのは現実的ではない。

【見解】

- 高速炉の導入において、倍増時間が数十年であることは、問題とはならない。適切に高速炉を導入することが可能である。

Draft

I. 開発の意義・必要性

(3) 環境負荷低減性

- 廃棄物量や処分場の面積の低減の実現性が明確では無い。すなわち、サイクルロスや抽出効率等、現実的な条件を確認して、廃棄物の低減を評価すべき。例えば、MA をリサイクルすることにより、高レベルガラス固化体は低減しても、TRU 廃棄物等、低レベル廃棄物は増える。発生する全ての低レベル廃棄物まで含めた総廃棄物で低減することを示すべき。

【見解】

- 高速炉サイクルでは、軽水炉サイクル及び直接処分と比較して、高レベル放射性廃棄物の発生量と処分場面積を低減できる。
- 低レベル廃棄物に関しては、高速炉サイクルの方が軽水炉サイクルよりも低レベル放射性廃棄物全体として、発生量と処分場面積を低減できる見込みである。一方、高速炉サイクルと直接処分と比較すると低レベル放射性発生量と処分場面積は増加する。

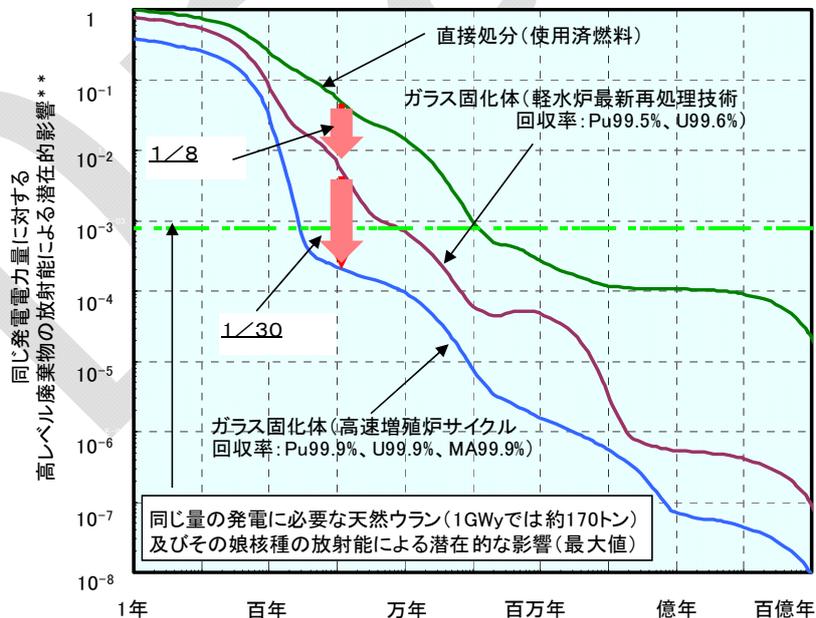
1. 開発の意義・必要性

(3) 環境負荷低減性

- 潜在的有害度（毒性）の低減の具体的メリットが明らかでない。また、廃棄物の毒性関係では、four 9の回収率を想定しているが、実際のプラントでは良くても99.数%レベル。従って、現実から理想までを見据えた評価をして効果を述べるべきではないか。

【見解】

- 高速炉サイクルを導入してアクチニドリサイクルを実施すると潜在的有害度は低減する。アクチニド回収率の向上が潜在的有害度の低減に直結するため、高レベル放射性廃棄物へのアクチニド元素の移行を0.1%以下に抑えることを目指してきた。
- FaCT フェーズ I では、U, TRU の元素回収率はそれぞれ99.9%以上を要求したが、その目標が達成されれば、高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度を大きく低減できる（図1）。
- これまでの研究では、アクチニド元素移行率を1%以下に抑制できるとの結果が得られており、その場合でもマイナーアクチニドを回収しない場合と比較して潜在的有害度を1/10以下に低減することが期待できる。
- 今後、要素技術開発と試験結果を基にして、実際のプラントで達成可能な移行率を精度よく評価し、その結果を理想的な目標と共に示していく必要がある。



* *) 高レベル放射性廃棄物と人間との間の障壁は考慮されておらず、高レベル放射性廃棄物の実際の危険性ではなく、潜在的な有害度を示している。使用済燃料の1年目の潜在的影響を1とした相対値。

図1 高レベル放射性廃棄物による潜在的有害度の時系列変化

I. 開発の意義・必要性

(4) エネルギー安全保障

- 高速炉を導入しなくても、天然ガス、石炭、ウラン等の資源を確保できるため、エネルギー安全保障上は大きな問題が生じないのではないか。
- 核融合が実現するのであれば、長期にウランは必要ない。高速炉サイクル開発も不要ではないか。

【見解】

- ウラン資源については安定供給の確実性と経済性に優れた在来型ウラン資源を重視すべきであり、今後の世界的な原子力発電利用の拡大によって供給不足に陥る可能性が高い。高速炉サイクルは、ウラン資源に頼らずに発電可能である。
- 追加の資源発見や非在来型資源の活用により、ウラン資源が量的には十分に存在する可能性があるが、その供給価格に関して不確実性が大きい。高速炉サイクルはウラン資源価格高騰に左右されずに発電可能であるとともに、ウラン資源に頼らない選択肢の存在が資源価格安定にも役立つ。
- 天然ガス、石炭についても、非在来型資源も含めると量的には十分に存在する可能性がある。しかし、資源ナショナリズムの台頭を受けて資源価格の高騰や資源確保が困難となる可能性がある。また、化石燃料の大量使用によって、炭素回収・貯留やCO₂排出権の購入等、多額の温暖化対策費を要する恐れが大きい。
- 今後の政治・軍事情勢に加え、資源ナショナリズムの激化等が危惧されるなか、既存のエネルギー技術だけでベストミックスや資源輸入源の多様化を図ったとしても、資源輸入に関するリスクは残存する。高速炉サイクルは、資源輸入が不要で国内施設だけを用いて発電可能なため、エネルギー安全保障実現の一翼を担う。
- 核融合については、国際プロジェクトとして長期的な視点からその確立を目指しているが、既に中核企業を選定し電気事業者及び産業界と連携して開発している高速炉サイクルに比べ、現時点では実現可能性を探索している段階であり、その実用化はまだ不透明である。わが国のエネルギー安全保障を向上させるオプションとして、高速炉サイクル実用化を進めることが肝要である。

I. 開発の意義・必要性

(5) 開発を進める他国との関係

- 原子力発電を伸ばす中国、インドが早期に軽水炉から高速炉に切り替えれば、日本は高速炉を導入しなくとも、ウラン供給に問題が生じない。

【見解】

- 国際機関等による原子力発電の将来予測では、今後インド、中国等の開発途上国を中心に大幅に設備容量が増大することが示唆されており、既に国際的なウラン資源の獲得競争が始まっている。
- 今後、世界の原子力発電利用が順調に伸びれば、21世紀後半にはウラン資源の需給が逼迫して、資源獲得競争がさらに厳しくなる可能性が高い。このような事態を回避するためには、ウラン資源利用率を飛躍的に向上できる高速炉サイクル技術の開発を着実に進め、2040年、2050年頃から全世界的に導入していく必要がある。
- インド及び中国は、世界の原子力発電設備容量の内かなりの部分（3割程度）を占めると予想されるが、例えこれらの国々が早期に軽水炉から高速炉に切り替えたとしても、インドネシア、アラブ諸国、アフリカ諸国、南アフリカ諸国等、多くの国が原子力（軽水炉）の利用を開始したいとの意向であり、これらの国々や他の原子力発電国が高速炉への切り替えを行わなければ、21世紀後半にはウラン資源の需給が逼迫するであろう。その結果、我が国が軽水炉発電を続けているとすれば、そのウラン供給に支障をきたすであろう。
- エネルギー安全保障は国家の存亡に関わる重要な問題であるため、日本国として他国の高速炉開発に頼ってウラン資源の確保を期待すべきではない。

I. 開発の意義・必要性

(5) 開発を進める他国との関係

- 国際貢献のために高速炉開発が必要というのは本末転倒。自国で高速炉が不要なのに、国際貢献は不要。
- 日本が自主開発せずとも、必要になった時に、海外で商用化されている高速炉サイクル技術を導入すれば良い。

【見解】

(国際貢献について)

- 福島事故により、世界の原子力の開発・利用促進に多大な影響を及ぼしている現状を踏まえると、福島事故の発生原因を徹底的に究明し、所要の安全対策を含めて福島事故の教訓を世界に発信していくことが、事故を起こした日本としての当然の責務である。
- 福島事故を踏まえ、世界が安全性・信頼性の高い原子力技術の確立を目指す中、日本は高い技術レベルを生かし高速炉サイクルについて高水準の安全性・信頼性を世界規範として共有すべく、今後とも国際的な安全設計クライテリア構築等先導する責務を有する。

(高速炉サイクル技術の海外からの導入について)

- 天然資源に乏しい我が国は、準国産の長期的なエネルギー源を確保するために、原子力開発の当初から国策として高速炉サイクル技術の開発を積極的に進めてきた。
- この間に、海外から導入した軽水炉技術については、多くの初期トラブルを克服して国産化(改良標準化)を図り、世界トップレベルの技術にまで高めてきたが、これには長い年月を要している。また軽水炉再処理技術についても、長年に亘る日米再処理交渉を経て了解を得たという歴史がある。
- 現状、世界で実用化している高速炉サイクル技術はなく、海外で開発された段階で導入しようとするれば、導入時期が遅くなるばかりでなく、日本に適合する耐震性を備えた炉の開発を期待することは無理である。
- また、自主開発を止めれば、これまでの開発投資が無駄になると共に、将来高速炉サイクル技術を導入するとしても、軽水炉サイクル技術と同様の開発を繰り返すことになる。

I. 開発の意義・必要性

(5) 開発を進める他国との関係

- FBRは核拡散につながる技術であり、FBRが実用化し、プルトニウムが頻繁に国内を移動し、利用されているような状況は危険。

【見解】

(核不拡散について)

- 日本の原子力利用は平和目的に限っており、Pu等の核物質を軍事目的に転用できないよう施設設計がなされていると共に、IAEAによる保障措置など、国際機関のチェックを受けている。
- 現状よりさらに多くのPuを利用する次世代原子力システムにおいても、基本的に現行の保障措置システムの適用が可能である。
- このような制度的措置に加え、Puを常にUやマイナーアクチニドと共存させ、単離しないプロセスを採用することや、保障措置適用性を考慮した施設設計を行うことで、技術面からも核拡散抵抗性を高めることが可能である。

(核物質防護・テロ対策について)

- 核物質防護の観点では、我が国は、核物質の使用・貯蔵、輸送及び原子力施設の防護措置に関する国際的な共通指針にのっとり法体系を整備し、これに基づいた対応を行っている。FBRサイクルでも同様の取り扱いとなる。
- すなわち、次世代施設においても施設周辺での検知機器やフェンスの設置、施設出入り口での出入管理の徹底、監視カメラの設置などの核物質防護システムを構築することにより、不審者の施設内への侵入を確実に検知し、核物質の盗取及び妨害破壊行為を未然に防止するよう設計での対応が可能である。また、米国等で議論されている航空機テロ等についても対策は検討済。

II. 技術的課題（実現性）

（1）高速炉は本質的に安全ではない。

- FBR の炉心は正のボイド係数を有しており、制御できない。
- 冷却材が沸騰すると核暴走して閉じ込め機能を失う。

【見解】

大型 FBR は正の冷却材ボイド反応度を有するが、以下の深層防護の考え方に基づく安全設計によって安全性を確保できる。

出力変動を伴う通常運転状態、異常な過渡変化及び事故状態においても以下の設計により安全に制御できる。

- 炉心の総合的な反応度係数を負として自己制御性を持たせる。
- 原子炉の運転温度を冷却材の沸騰温度に対して十分低く設定することで、異常状態においても冷却材沸騰を回避する。
- 通常運転状態を逸脱した場合、検出して自動的に制御棒を炉心に挿入して原子炉停止する。

上記の設計にも関わらず、事故状態をこえて冷却材が沸騰する事態を想定したとしても、冷却材ボイド反応度を抑制した炉心設計とすることで、負のドップラー反応度と燃料分散反応度が冷却材ボイド反応度を打ち消して即発臨界となることはなく、冷却材沸騰に至った場合でも溶融した燃料を閉じ込める機能を失うことはない。

II. 技術的課題（実現性）

（1）高速炉は本質的に安全ではない。

➤ 金属ナトリウムを冷却材に用いると、漏えいした場合に燃焼し、また、大規模な Na-水反応の懸念があり危険である。

【見解】

- 金属ナトリウムが空気中に漏えいした場合の燃焼反応、蒸気発生器伝熱管破損時の Na-水反応に伴って発生する熱や圧力挙動については試験研究の結果に基づいて把握されており、それらは、石油等の一般産業で取り扱われる危険物と比較して厳しいものではない。
- ナトリウムを扱う高速炉では、通常運転状態においてナトリウムの燃焼等の化学反応が発生しないように設計するとともに、万一ナトリウムが漏えいしたり蒸気発生器の伝熱管が破損したりした場合にも、その化学反応の影響が炉心に及ぶことがないように設計する。具体的には以下のとおり。
- 蒸気発生器の伝熱管が破損した場合には、Na-水反応を生じるが、その対策として下記を実施し、炉心の安全に影響しないように設計している。
 - 1) Na-水反応の影響が炉心の安全に影響することを防ぐため、炉心の冷却を行う 1 次冷却系（原子炉冷却系）と発電に用いる水-蒸気系の間に 2 次冷却系を設置
 - 2) 微少段階から漏えい検知して以下を行うことで、炉心を保護するとともに大規模な Na-水反応へ至ることを防止。
 - ◇ 漏えい検出時は、すぐに原子炉停止
 - ◇ 漏えい検出時は、反応元となる水-蒸気を急速に排出し Na-水反応を終息させる。さらに、Na-水反応によって発生した水素ガスを蒸気発生器から反応生成物収納容器へ放出し炉心を含む 1 次冷却系の安全を守るとともに、反応生成物収納容器ではナトリウムと水素ガスに分離し、水素ガスを安全に燃焼して大気に放出することにより水素爆発を防止する。
- 配管等からナトリウムが漏えいした場合にも、以下の対策を実施して、炉心の安全に影響しないように設計する。
 - 1) 微少段階から漏えい検知して以下を行うことで、炉心を保護するとともに大規模漏えいへ至ることを防止。
 - ◇ 漏えい検出時は、すぐに原子炉停止
 - ◇ 漏えい先の雰囲気窒素化して燃焼を抑制。事故ループのドレン（ナトリウム抜き取り）や 2 重管化により漏えいを抑制。
- このような設計としているため、ナトリウムを安全に取り扱うことが可能である。

II. 技術的課題（実現性）

（1）高速炉は本質的に安全ではない。

- 燃料とするプルトニウムは人体にとって毒性が高く、放射能も高く危険である。
- プルトニウムを燃料として利用すると安全上の取扱いが難しい。

【見解】

（プルトニウムの毒性等について）

- 高速炉は主にプルトニウムを燃料として燃焼（核分裂）する。一方、軽水炉の燃料であるウラン燃料は、最初はウランのみが燃焼（核分裂）するが、時間の経過とともに、燃料中に生成されるプルトニウムも燃焼するようになり、最終的には発電で得られるエネルギーの約3分の1はプルトニウムによって得られる。したがって、原子炉内全体を見ると、高速炉でも軽水炉でもウランとプルトニウムが混在した状態で燃焼することになり変わらない。
- プルトニウムの化学物質としての毒性については、一般の重金属並みの毒性で特別高いものではない。
- プルトニウムの放射性物質としての毒性については、レントゲン撮影やCT スキャン等、人工の放射線などにより外部被ばくした場合と同様である。プルトニウムから出るアルファ放射線は紙一枚で遮ることができ、皮膚を通すことができない。皮膚に付いたプルトニウムは容易に吸収されるものでなく、水などで洗い流すことができる。したがって、放射線障害が問題となるのはプルトニウムを体内に摂取することによる。プルトニウムの胃や腸などの消化器での吸収率は極めて小さいが、呼吸器系から吸引してしまった場合には体内に長く留まり、量や形態委によっては、発がんの可能性があるとして推定されている。このため、プルトニウムを吸い込まないようにすることが重要である。

（燃料サイクル施設でのプルトニウムの取扱い安全について）

- 燃料サイクル施設でのプルトニウム取扱いについては、Pu 含有量や核分裂生成物の内包量や化学形態、開封・密封の方法等に応じた閉じ込め（放出抑制・防止）、臨界防止、遮蔽、除熱など装置の安全設計を多重性・多様性をもって施すことにより、既に実用技術となっている軽水炉使用済燃料と同じ考え方で安全に処理し、安全評価の基準以下で管理することが可能である。
- プルトニウムの混合物や付着機器に接近する工程では、放射線量に応じて密閉性の高いセル内又は G-BOX 内で扱うことにより、運転員に対する毒性の懸念は排除される。
- 仮に、設計想定を超える異常があったとしても、燃料サイクル施設内の新燃料、使用済燃料は原子力発電所施設内の燃料と異なり過度に発熱することはなく、アクシデントマネジメントの観点からは、冷却・閉じ込め機能を復帰させるための処置（電源の確保、破損機器等の応急処置等）に十分な余裕がある。

II. 技術的課題（実現性）

（1）高速炉は本質的に安全ではない。

- 炉容器や配管の肉厚が薄いので地震に弱く、配管等が破断し大事故となる。
- 日本のような地震国に FBR を建設することは不適切である。

【見解】

- 原子炉冷却系が高温・低圧となる FBR では容器や配管が薄肉であるが、軽水炉に対するものと同じ耐震設計指針を適用し、支持構造や振れ止め構造を適切に設置する等の対策を取り入れることで既設軽水炉並みの地震条件でも余裕を持った耐震性を確保できる。
- もんじゅについては、平成 18 年 9 月に全面改定された耐震設計審査指針に基づくとともに、新潟県中越沖地震によって得られた知見も考慮した耐震バックチェックを実施し、耐震性を確認している。
- もんじゅと比較して大型化していく場合にも以下の設計方策により耐震性が確保できる。
 - 原子炉建屋の免震化
 - 原子炉容器の厚肉化（壁面の熱影響緩和対策を取り入れることで可能となる）
 - サポート構造の設置
- 配管等の破損を想定しても原子炉の停止及び炉心冷却が可能なように安全設計を行っており、炉心が損傷して大事故となる事態は防止できる。

II. 技術的課題（実現性）

（1）高速炉は本質的に安全ではない。

➤ 重大事故（シビアアクシデント）が起きた場合の環境影響が軽水炉以上に大きい。

【見解】

- 高速炉も軽水炉と同様深層防護の考え方に基づいた安全設計としており、多重に用意された複数の防護手段が同時に機能喪失しないように設計する。それぞれの防護手段は、同時に機能喪失しないように、機能、動作原理、構造等が異なるものを取り入れる（多様性をもたせる[注]）。重大事故が起こりうるとの前提での対策も取り入れている。このため重大事故が起きた場合の環境影響が軽水炉以上に大きくなることはない。

[注]例：検出系によって異常を検出して制御棒を挿入するためのシステムを作動させて制御棒挿入する。このような原子炉停止系を独立に2系統備える。これに加えて、検出と作動システムが不作動の場合にも炉心冷却材温度上昇に対して受動的に応答して制御棒を挿入する。さらに、これらが機能せず炉心損傷した場合にも閉じ込められるようにする。

- もんじゅでは、安全審査において、技術的に起こるとは考えられないが結果が重大であると想定される炉心損傷に至る事象の評価を行い、放射性物質の放散を大きな格納容器内に抑え込むことができることを評価により示している。この評価結果については、行政庁による1次審査と原子力安全委員会による2次審査で審査され、妥当と判断されている。
- 次世代の高速炉では、さらにシビアアクシデント対策も考慮して深層防護のレベルを強化しており、その有効性を十分評価する。
- 福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、地震と津波に対する裕度を十分確保するとともに、炉停止後の長時間の電源喪失に対しても炉心と使用済み燃料の冷却性を確保する。動力電源を必要としないナトリウムの自然循環で炉停止後の崩壊熱を除去し大気に放熱することが可能なナトリウム冷却高速炉では、福島第一原子力発電所の状況を想定しても冷却性を失うことなく安全性を確保できる。

II. 技術的課題（実現性）

（1）高速炉は本質的に安全ではない。

➤ 軽水冷却炉ではシビアアクシデント時の冷却手段として水の注入が利用できるが、ナトリウム冷却炉では、そのようなことができない。

【見解】

- ナトリウム冷却の高速炉では、冷却材バウンダリの破損が生じて、軽水炉と異なり、減圧沸騰によって炉心の冷却材がどんどん失われるわけではない。このため、炉心に注水することが基本的な冷却手段である軽水炉とは異なり、ナトリウム冷却炉の炉心冷却で重要な点は、炉心を冷却材であるナトリウムで満たした状態を維持することと、冷却材の循環を確保することである。
- 原子炉容器が破損した場合にも、炉心をナトリウムで満たし続けることができるように原子炉容器を覆うガードベッセルを備えるとともに、伝熱性の高いナトリウムの自然循環を用いて崩壊熱を大気に放熱するシステムを備えており、福島第一原子力発電所事故の状況を想定しても炉心冷却可能である。
- 他の要因に対しても多様な冷却手段をあらかじめ用意しておくことで対応できる。

II. 技術的課題（実現性）

（1）高速炉は本質的に安全ではない。

- 大型炉と異なる発想で高い安全性を有するとされている小型炉の提案がある。大型炉を前提とした開発に固執するのではなく小型炉の開発を指向すべきではないか。

【見解】

- 小型炉は 50MWe 程度の出力規模であれば、ボイド係数を負とする設計が可能であるが、ボイド係数を負とすることの安全性向上効果は限定的であり、冷却材沸騰を起因とする出力上昇はなくなるが、冷却材沸騰後に炉心損傷する可能性があるため、設計上炉心損傷を考慮する必要がある。このため、炉心損傷対策を含めた安全設計は大型炉と同等とする必要がある。
- 基幹電源としてコスト的に見合う出力規模は 300MWe 以上と評価しており、この出力レンジを念頭に入れて開発を進める。

II. 技術的課題（実現性）

（２）燃料サイクル側の開発の目途が立たない。

- 炉に比べて燃料サイクル技術の開発が遅れており、実用化の見通しが明確では無い。

【見解】

- 燃料サイクル技術に係る開発ステップについては、第１ステップとして、L/F移行期を考慮した高除染体系での再処理・燃料製造技術開発を確立し、つづいて第２ステップとして、FBR 平衡期を見据えた低除染体系の技術開発に移行していくというように、段階を踏んで技術実証・量産化を行いながら開発を展開していく。
- 当面は第１ステップで必要となる高除染技術に重点をおいて開発を進めるが、第２ステップで必要となる低除染技術も今から着実に開発を進めていく。
- なお、開発を進めるにあたっては、炉の開発ステップと整合をとりつつ進めていく。

II. 技術的課題（実現性）

（2）燃料サイクル側の開発の目途が立たない。

- 現状の技術レベルが明確に説明されておらず、実用化までにクリアすべき開発ステップと達成目標が明確になっていない。

【見解】

- 再処理技術については、LF 移行期の再処理技術として、軽水炉再処理技術（PUREX プロセス）をベースとする高除染体系の再処理技術について、コールド又はビーカースケールのホット試験において、成立性が見通しが得られつつある状況。
- 実用化までには、FBR サイクルに特有の技術を中心にして、実際の工学規模での技術実証により信頼性向上に係るデータの蓄積が必要。
- 燃料製造技術については、常陽、もんじゅ燃料製造技術をベースとする高除染体系の MOX 燃料製造技術について工学規模での成立性が確認されている状況。
- 実用化までには、量産化に向けた実証が必要。

II. 技術的課題（実現性）

（3）燃料供給等、サイクル全体が遅延要因となり得る

- 炉、燃料製造、再処理の開発が導入時期や開発に要する期間等を考慮して整合性を持って進められているか疑問。
- 六ヶ所が停止した場合、FBR 導入へも影響が出てくるのではないかと。サイクルの輪が切れると全体が止まる。サイクル全体が本質的な脆弱性を持っているのではないかと。

【見解】

（炉、燃料製造、再処理の開発の整合性）

- これまでもそして今後の開発において、高速炉サイクル全体で整合を取って開発を進めることを基本思想としており、整合性が図られていないという指摘は当たらない。
- 六ヶ所再処理工場を長期間停止した場合でも、実用炉を導入する約5年前に運転が再開されれば高速炉を立ち上げることが可能である。

（サイクル全体の本質的な脆弱性）

- 高速炉サイクルについては、その全体を基本的に海外に依存することなく国内の技術や施設で対応する。
- さらに、軽水炉サイクルの開発と運転経験を基に、より一層の信頼向上を図った高速炉サイクル技術の完成および施設の分散立地等により、一つの工程あるいは施設が停止してもサイクル全体としての機能を維持できる。
- 以上の観点から、本質的な脆弱性はないと考える。

II. 技術的課題（実現性）

（４）放射性廃棄物の処理・処分の目途がたっていない。

➤ 高レベル放射性廃棄物の地層処分を含み軽水炉サイクルも具体化していない状況なのだから、その先の実用化を目指す高速炉サイクルの開発を進めても意味がない。

【見解】

- 既に高レベル放射性廃棄物の処分事業を担うNUMOが設立済み。概要調査地区を公募中。現実的な工学技術により合理的に処分施設を構築できること等の見通しが得られており、事業化の技術基盤は整備済。一部の原子力発電所では既にプルサーマルが実施されており、六ヶ所再処理工場については、技術的な解明もほぼ終わり最終試験の段階まできている。
- 高速炉サイクル技術は、実用化のために必要な革新技術の成立性が見通され、技術実証に段階を移せる革新技術が明らかである。将来の計画も明確になっている。エネルギー安全保障確保や地球温暖化対策等への有力な選択肢として、高速炉サイクル技術の実用化に向けた取組を進める意味がある。

II. 技術的課題（実現性）

（5）もんじゅ、常陽が止まっている現実

➤ 「もんじゅ」も「常陽」も長期間停止していることは、ナトリウム中の機器を取扱う上で根本的に解決できない課題があり、高速炉は実用化出来ないということではないか。

【見解】

- ナトリウム漏えい事故後、動燃の不適切な対応により社会的に重大な事故に発展したため、原因究明・総点検、国による安全性確認等の技術的対応と並行して、「もんじゅ」開発の位置づけ等について国全体で議論され、また、「もんじゅ」行政訴訟の高裁判決も影響し、事故から改造工事の地元了解まで約9年を要した。
- 「もんじゅ」により、我が国は数十万kWの大型ナトリウム機器を持つ高速炉を独自技術で設計・建設・維持できる能力を有し、更なる機器の大型化に向けた課題解決の技術的可能性が既に見通されている。
- 現在の「もんじゅ」では、燃料交換後の後片付け中に落下したIVTMの引抜きを完了し、現場復旧作業も完了しており、高速炉プラント技術に根本的に解決できない課題は無い。
- 「常陽」は、高速炉等の研究開発に30年以上供され、発電設備を持たない小型のナトリウム冷却炉として7万時間を超える運転実績を持っている。これまでナトリウム機器の不具合により長期間停止した経験は無い。工事費用の面で工程は不確かであるものの、現在は、燃料交換機能の復旧等に取り組んでいる。しかし、燃料・材料を照射・確認し得る能力は損なわれておらず、高速炉実用化に向けた照射場としての機能は維持されている。
- また、革新技术の成立に係る要素技術に解決不可能な課題は無く、工学規模での技術実証を経てその成立を示せることが明確。
- なお、海外では、米国の高速実験炉 EBR-II で、炉内で燃料集合体を落下させたことがあった。その後、設計の改良により克服しており、それらの知見は「もんじゅ」や実証炉の設計に反映されている。今後、これらの設計改良の反映が適切であることを「もんじゅ」の運転を通じて実証し、より信頼性の高い実証炉とすることが重要である。

II. 技術的課題（実現性）

（6）日本のFBRは外国のFRと異なる

- 海外ではループ型炉の大型プラントは皆無であり、日本のみがループ型を開発する理由を明確にする必要がある。

【見解】

- タンク型は、地震の懸念の少ない国において導入されてきている。
- タンク型とループ型の技術的差異はさほど大きくはなく、多くの点で共通の技術に基づいており、技術の融通性は高い。
- ループ型炉は、耐震性がタンク型と比較して優れているとともに、実用化段階での経済性が有利となりうるためループ型を開発する。

Ⅲ. 経済的課題

(1) 開発費用が掛かりすぎる・内容が不透明。

- 他の研究開発と比較すると費用が突出している。これまで2兆円もの国費を投じた成果が無い。「もんじゅ」の維持費200億円は掛かりすぎである。
- 成果の説明も無しに今後、完成するのが40年後では、年間400億円もの大金を投じ続ける理由は無い。

【見解】

- 高速炉サイクルは国家安全保障の観点から重要な技術であり、投資額のみで、他の研究開発費と比較はできない。
- 1967年から2011年までに政府支出で18,060億円を投じ、「常陽」・「もんじゅ」の設計・建設とその試運転・運転を通じて原型炉クラスまでの炉心・燃料設計評価技術や高温ナトリウム機器の規格・基準類等を整備するとともに、数10万kW級の大型ナトリウム機器の製作、炉外試験による高速炉安全の確証、高速炉用MOX燃料の供給技術確立等の成果が得られている。経済性等の追及を除けば、我が国は現状技術でも実証炉規模の高速炉を設計・建設できる能力を有している。
- 「もんじゅ」の年間経費については、法令に基づく点検・検査や設備の修繕、光熱費などの維持管理費のみで約180億円を要し、さらにプラントの健全性維持等の費用を要する。これらは、実プラントの安全性を確保していくうえで必須の費用である。
- 将来の電源と経済性等で比肩することを目指した革新技術の成立に係る要素技術に解決不可能な課題は無く、高速炉の実用化に向けて技術実証に段階を移せる革新技術が明らかになっている。「もんじゅ」の運転による大型炉設計・評価技術の妥当性確認、大型ナトリウム機器の運転・保守・補修方法の効率化等のノウハウなどに加え、5～8年程度、工学規模での革新技術実証等に約1,200～1,400億円を投ずることで高速炉技術を実証・実用化段階に移行させ、我が国は実用化を目指した実証炉を具体化できる。

Ⅲ. 経済的課題

(1) 開発費用が掛かりすぎる・内容が不透明。

- 国の機関である JAEA が開発主体となっていることから、開発者の興味を優先した個別研究を寄せ集め、開発者特有のコスト感覚で進められ、費用の削減や計画の合理化を行う意識が無いのではないか。

【見解】

- 高速炉サイクルの研究開発は、研究開発段階においては国の研究開発機関である原子力機構が責任を持って実施するが、将来のユーザー要求を研究開発に反映させ、実証・実用化段階へ円滑に移行させるため、研究開発に最終的な導入者である電気事業者が協力し、研究開発課題の検討から、研究開発計画の立案・実施まで協働で実施している。実用化戦略調査研究により目指すべき実用化像と性能目標を達成する開発課題を両者で明確にし、研究開発者の感覚だけでプロジェクトは進められていない。
- また、研究開発全体の進め方については、開発主体である原子力機構だけでなく、施策に責任を持つ文科省・経産省、将来の実施主体となる電気事業者、エンジニアリングに責任を持つ製造事業者の様々な意見を勘案しつつ、プロジェクト全体の進め方を、五者で合意しながら、費用の削減や計画の合理化を含めた将来の研究開発計画を適宜見直してきた。
- 更に、試験方法の工夫、委託先との契約の簡素化、国際共同開発の可能性など、研究開発の実施に際しても常にコスト意識を持ち研究開発を効率的に進めるための取組を実施済み。

Ⅲ. 経済的課題

(2) 高速炉サイクルは経済的に成り立つとは思えない。

- 高速炉の建設費や運転費は、軽水炉と比較して高いのではないか。
- 発電コスト全体で見ても、高速炉は高いため、導入されないのではないか。

【見解】

- 高速炉は軽水炉に比べ常圧システムであり薄肉化や ECGS が不要となること等の利点を活用し、炉プラントの建設費の低減を図っている。FaCT フェーズ I の結果、実用炉では軽水炉とほぼ同等の物量を達成できる見通しであり、軽水炉と比肩する建設費となる。
- 運転費に関しても、燃料交換作業を含む定期検査の合理化、高燃焼度燃料による燃料交換体数の低減等を図っており、軽水炉に比べ大きな違いはない。
- 燃料費に関しては、フロントエンドが存在しないこと、革新技術採用を通じた燃料サイクル施設の建設費が低減すること、炉心が高燃焼度化すること等によって、MA リサイクルの付加による高騰を補い、軽水炉サイクルと比較して同等あるいは低減する可能性がある。
- 上記の結果、発電コスト全体で見ても、高速炉サイクルは軽水炉と比肩する経済性を達成するとの見通しが得られている。そのため、経済性（市場原理）の観点からも高速炉サイクルは基幹電源として将来に導入されると期待している。

Ⅲ. 経済的課題

(2) 高速炉サイクルは経済的に成り立つとは思えない。

➤ ナトリウム冷却炉では定期検査が長期化する。

【見解】

- もんじゅの定検期間は初回の定検で8ヶ月程度を予定しているが、運転経験を積むことで作業実績の蓄積等により、段階を経て定検期間を短縮できる。
- FBRの実績として、BN-600（露）は1980年から2002年までの運用期間に稼働率は全体平均で70%程度を得ており、年間の停止期間は2~4カ月程度となっている。また、フェニックス（仏）についても稼働率の高い1980年から1989年までの10年間は、60%程度の稼働率を得ている。これらの運転期間においては、ナトリウム漏えい等のトラブルも生じていることから、トラブル対応を除いた定期検査期間はもんじゅの初回定期検査に比べて大幅に短縮可能であることが示されている。
- 現在開発を進めている150万kWe実用炉の定検日数は、標準点検で約40日、標準外点検（標準点検に回転プラグ分解点検と格納容器全体漏洩率試験を加えたもの）で約55日と見積もっている。
- 高燃焼度・長期サイクル運転が可能な炉心・燃料の開発を進めており、運転サイクル24ヶ月以上を設計目標としている。
- これらを実現することで、検査回数は2年に1回程度となり、定期検査が平均で46日あることと相まって、約95%の高稼働率が達成可能となる。



⑩ JSFRの設備利用率について

12/6 番号変更

○設備利用率

150万kWe実用炉の定期検査日数は、標準点検で38.5日、標準外点検（標準点検に回転プラグ分解点検、格納容器全体漏えい率試験を加えたもの。標準点検と交互に実施）で53.5日と想定している。実用炉の運転日数を800日(26か月)とすると、稼働率は約94%となる。

$$(\text{稼働率: } 800 \div (800 + (38.5 + 53.5) / 2) \approx 94\%)$$

○燃料交換

燃料交換に要する日数は、実作業が約5日、これに準備・後始末各2日を加えて合計9日間と想定している。

Ⅲ. 経済的課題

(2) 高速炉サイクルは経済的に成り立つとは思えない。

➤ ナトリウム冷却炉では運転維持費用が容易に低減できない。

【見解】

- 現在研究開発中の JSFR では、「もんじゅ」に比較して配管長を短縮し、3 ループ構成から 2 ループ構成とループ数を減らすこととしている。これにより、検査対象部位及び検査対象機機器を減らし、運転維持費用の効率化が進められる。
- 化学的に活性であるナトリウム環境下での検査、保守・補修技術として、目視装置の開発やナトリウム中搬送装置の開発を行い、検査、保守・補修性の向上を検討している。
- 「常陽」では大規模改修を三度行い、ナトリウム機器の保守補修経験を蓄積している。さらに、「もんじゅ」が運転開始されれば、その運転経験から保守補修の効率化を図ることが可能となる。
- もんじゅは研究開発段階にあり、定検期間も軽水炉に比べて長いですが、運転経験を積むことで作業実績の蓄積等により、定検期間も短縮できる。このようなステップを経て、運転維持費用が低減される。
- 実際に BN-600 は、地域の電力供給源として 1980 年代より運転を継続している。これは、高速炉が運転維持費用を含めて実用的な発電施設として成立する証左である。

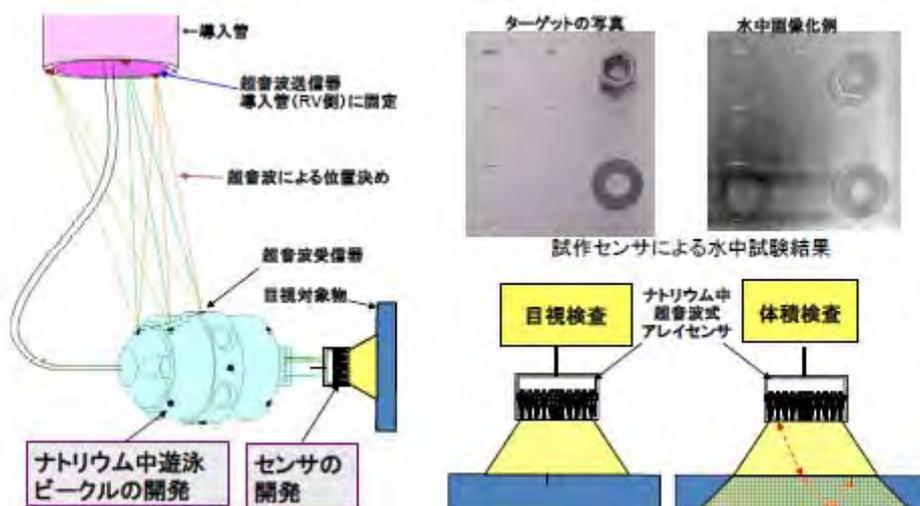
Ⅲ. 経済的課題

(2) 高速炉サイクルは経済的に成り立つとは思えない。

- ナトリウム冷却炉ではトラブル発生時に復旧が長期化する（目視による内部の観察が容易でない、高温環境）。

【見解】

- FBRの実績として、BN-600（露）は1980年から2002年までの運用期間にナトリウム漏えい等のトラブルが30回程度あったが、稼働率は全体平均で70%程度を得ており、年間の停止期間は2~4カ月程度となっている。また、フェニクス（仏）についても稼働率の高い1980年から1989年までの10年間にナトリウム漏えい等のトラブルが10回程度あったが、稼働率は60%程度を得ている。以上のことから、短期間のトラブルからの復旧は技術的には可能である。
- 今後、軽水炉並みの運転経験を積むことと、以下の研究開発の成果でトラブル発生時においても復旧の長期化を要しないプラントの実現を可能とする。
 - ナトリウムは、不透明でありかつ高温下での取り扱いが必要なため、既存のナトリウム炉も含め、ナトリウム中の構造物を検査するための目視装置（センサおよびナトリウム中搬送装置等）を開発中。
 - また、実証炉・実用炉においては、不測のトラブル等を考慮し、保守・補修性を確保するため、重要箇所へ検査装置がアクセス可能となるように検査孔を設置する、取り外し・引き抜きが可能な構造にする等、機器設計を検討中。
 - これらの装置開発や機器設計を進め、その成果を実証炉、実用炉に反映することにより、トラブル発生時においても復旧の長期化を要しないプラントの実現を目指している。



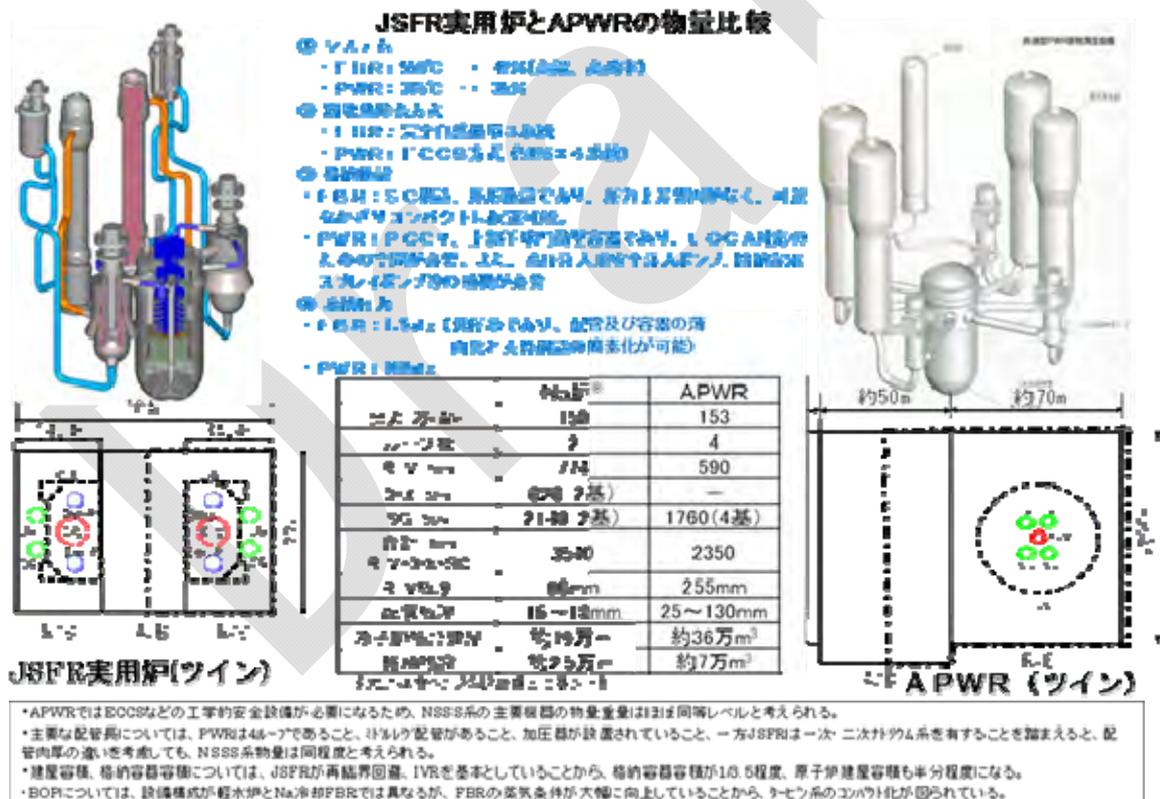
Ⅲ. 経済的課題

(2) 高速炉サイクルは経済的に成り立つとは思えない。

➤ 廃止費用がLWRに比較して高価ではないか。

【見解】

- 最新の加圧水型軽水炉（APWR）との物量や建屋容積等の比較結果から、軽水炉と高速炉では、材料や機器構成、板厚などが大きく異なることから単純な物量比較では建設費の有意な差違は判然としないが、軽水炉には緊急炉心冷却系（ECCS）物量が加算されること、原子炉建屋や格納容器容積に大きな差異があること等から、JSFRの放射性廃棄物量は現行軽水炉よりも低減可能と推定でき、廃止費用が軽水炉に比べて高価になることはないと考えている。



Ⅲ. 経済的課題

(2) 高速炉サイクルは経済的に成り立つとは思えない。

- ▶ 外部コスト（政策的投資、研究開発費）を考慮すれば、経済性（発電コスト）は悪くなるのではないか。

【見解】

- 高速炉サイクルが将来の基幹電源の有力な選択肢との位置づけであるため、政策的な投資として研究開発を実施してきた。高速炉サイクルの実用化には、これまでに要した約 1.8 兆円に加えて、今後 30 年～40 年間に 1 兆円弱が研究開発費として必要となる。
- 高速炉サイクルの研究開発費を外部コストと見なす場合、原子力発電による毎年の発電電力量を 2882 億 kWh 程度（22 年度実績と同等）と想定すれば、約 0.6 円/kWh 程度の上乗せとなる（注）。しかし、これによって高速炉サイクルの経済性が極端に悪化するとは考え難い。
- 一方、立地対策費用や事故費用等の政策経費を考慮しても、原子力（軽水炉）は他火力発電や再生可能エネルギーに比べて経済的に競争力があると評価されているため、同様に将来の高速炉も他電源に対して競争力があると判断している。

（注：過去の研究開発費も価値換算して高く評価し、2050 年以降の発電コストに含めた場合）

Ⅲ. 経済的課題

(3) 費用対効果等の社会的メリットが明確でない。

- 高速炉サイクル導入による CO₂ 削減効果、資源節約効果といった社会的メリットが明確に示されていない。
- 高速炉サイクル開発の費用対効果が明確に示されていない。

【見解】

- 高速炉サイクルの導入により、軽水炉と比較しても CO₂ の発生量を削減できる。また、高速炉サイクルでは、資源の利用効率を高めて必要なウラン資源を節約できる。
- 費用対効果に関しては、高速炉サイクル導入時のわが国へのマクロ経済効果、世界全体の市場規模から推定されるわが国製造業の事業機会も大きく、十分な効果が得られると考える。

IV. 開発の進め方・体制

(1) 開発の進捗が遅い

➤ これまでの長計、大綱における実用化時期が遅れていったのは何故か。

【見解】

- FBR 開発の途中段階でウラン需給が開発当初の見通しほどタイトでなくなったこと、軽水炉の順調な導入・稼働、電力自由化の開始等により高速増殖炉等の他炉開発のインセンティブが高まらなかったことなどから、世界的に開発ペースが鈍った。この間日本では、原型炉「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故等も加わって、その開発に長期間を要したが、その間、高速増殖炉の開発意義は適宜検討・確認されてきており、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」、実証炉と、前段階炉の建設・運転経験を生かしながら、段階的に着実に開発を継続してきている。
- 今後は、中国、インド、ロシアを始めとして、世界的な原子力（軽水炉）利用は拡大傾向にあり、これまで原子力を利用していない国々でも原子力導入を検討・決定している国々が増えてきており、中国、インド、ロシア等を中心に FBR の必要性が高まってきている。
- 日本でも FS 及び FaCT の実施により、2025 年実証炉運転開始を目指して、実現性のある FBR 実用化像と必要な R&D 計画を検討してきている。

IV. 開発の進め方・体制

(2) 開発ステップ

- 中国や韓国等は、実験炉、原型炉、実証炉という段階を踏まずに開発する計画だが、我が国だけが実験炉⇒原型炉⇒実証炉⇒実用炉といったリニアモデルに固執すること自体が誤りではないか？

【見解】

- 高速炉の分野における先行国である、米、仏、露や我が国の場合、海外も含め知見や経験が少ない環境での開発であり、着実な技術開発を指向している。主にナトリウム機器や炉心の性能原理を確認する「実験炉」、発電プラントとしての信頼性の実証を経て大型化への技術的可能性を確認する「原型炉」、経済性の見通しを明らかにする「実証炉」と開発を進めている。
- 中国は、先行するロシアから技術を輸入し、ロシア技術に基づき原型炉を経ずに実証炉に相当する BN-800 を 2 基購入し早期の導入を目指している。韓国は、米国の設計を踏襲して実証炉級の炉を 2028 年に運転開始する計画としたが、より着実な開発を指向して原型炉の運転を早期に目指す計画に変更した。
- 両国の進め方は、海外技術を導入し開発期間の短縮を狙うものだが、軽水炉並の習熟や経験が乏しく、未だ開発段階の技術であることを考慮すれば開発リスクが大きく、推奨できない。

IV. 開発の進め方・体制

(2) 開発ステップ

- ▶ アメリカの様に、基礎・基盤研究レベルで進めながら、将来、その時代の既存技術を用いて、改めてニーズにあった大型炉を作るというステップで実用化できないのか。

【見解】

- 米国は、1940年代前半から1990年代前半にかけて、多くの高速実験炉の建設・運転経験を有しており、日本に比べて過去の技術力の蓄積は遙かに大きい。それでも、開発をスローダウンして長期間を経ており、技術者の引退やメーカーの撤退等により、すでに多くの技術的知見や経験は維持されているとは言い難い状態にある。
- そのため、GIF等の場を通じて国際的な高速炉の開発状況を適切に把握すると共に、枢要技術については国内で長期的研究活動を行いつつ、国研を中心に技術を維持している状態であり、国際的な動向に応じ高速炉開発に復帰する準備は怠っていないものの、そのまま実用化開発に進める段階にあるとは言えない。
- 米国では、R&Dは原則国研がすべて担っており、基礎・基盤から概念設計に必要な技術レベルまで、国研に蓄積してきている。また、民生用研究から軍事用研究まで幅広く行っている。一方日本では、国研と産業界でR&Dを分担実施してきており、基礎・基盤に限定したら、米国と同レベルの研究を行うことは難しい。さらに、米国でも実用化に向けて、十分な技術的知見や経験が維持されているとは言えない状況であり、従って日本が米国にならって開発を進めることは難しい。

IV. 開発の進め方・体制

(3) 開発の進め方・成果について透明性が低い

- 高速炉開発を進めるには国民の合意形成が必要であるが、開発の進め方や成果について国民に十分な説明も無く、国や研究開発の当事者は説明責任を十分に果たしていないのではないか（情報公開）。

【見解】

- 研究開発の進め方を原子力委員会へ報告し、その見解・決定を受けて研究開発及びそれに関係する五者間で認識を共有している旨は公開済みである。
- 研究開発の進め方について、国は方針を定める際にパブリックコメントを実施し、取り入れられる意見は反映されている。F a C Tプロジェクトの開始時には文科省は76件、2006年時点に原子力委員会が将来の研究開発基本方針を提示する際に原子力委員会は134件の意見に対応している。
- 研究開発の進捗については、F a C TフェーズIの5年間（2006～2010年度）に、原子力学会で毎年度60～80件の報告を行い、他の学術会議での報告も実施している。また、フェーズIの中間段階で2回の報告会を開催し述べ500名を超える国内研究者に理解を求めた。
- 国民に対しては、地元対応を中心に100回を超える理解活動、ホームページやパンフレットを通じた情報発信を行っている。特に、「もんじゅ」が立地する敦賀市・美浜町・福井市においては市民報告会を開催し、約580名の参加があり、アンケートでは分かりやすかったとの御意見の方々が多かった。

IV. 開発の進め方・体制

(4) 評価制度+計画の柔軟性・社会性

- 研究開発の進捗を定期的に評価する仕組みが形骸化し、形式的な進捗確認にとどまり、第三者の目によって効率的・効果的に研究開発計画を厳しく査定する機能が存在していないのではないか。

【見解】

- 我が国としての高速炉サイクル技術の研究開発の意義・必要性、目標等は、原子力長計や政策大綱の改定において幅広い立場の有識者の意見を踏まえ国レベルで評価・審議。
- FaCT や「もんじゅ」の具体的な研究開発については、第三者により構成される原子力機構の外部評価委員会にて成果進捗と今後の計画等が評価されている。さらに、原子力機構では毎年度の研究開発の成果と次年度計画を、機構の経営管理サイクルにて評価・確認している。
- また、研究開発の進め方については、文部科学省の科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会下の審議会にて FaCT プロジェクト開始時（2006年度）における研究開発の重点化と研究開発課題・研究開発計画を評価するとともに、2010年度までの研究開発の成果と今後の進め方についても第三者評価が行われている。
- さらに、毎年度の予算要求のなかで、文科省が所管省として施策実施の視点で計画の内容を確認・評価するとともに、総合科学技術会議が概算要求内容の重要度を評価し、概算要求政府原案策定の各プロセスで評価が行われている。
- この様に、研究開発の目標等、進捗確認・計画策定、予算要求の各段階で、研究開発当事者とは別の視点での評価が厳しく実施されている。

IV. 開発の進め方・体制

(5) 経済性至上主義が開発に歪を生じさせている

- 電力自由化によりコスト目標達成ばかりに目が向けられ、実用化の見込みの無い革新的な技術を取り入れているのではないか。

【見解】

- 国家基幹技術としての高速炉サイクル技術が将来の他電源と比肩するために達成すべきとして原子力委員会が示した性能目標を参照し、FaCT プロジェクト開始時に研究開発の開発目標と設計要求を設定している。この開発目標は、安全性・信頼性はもとより、経済性、環境保全・廃棄物管理性・資源有効利用性に係る持続可能性、核不拡散性について設定しており、経済性のみを追求するものではない。
- 2010年までの研究開発によって、革新技術の成立に係る要素技術に解決不可能な課題は無く、技術実証に段階を移せる革新技術が明らかとなっており、高速炉技術については、研究開発段階から実証・実用化段階に移行可能な状況にある。

IV. 開発の進め方・体制

(6) 開発の進め方が閉鎖的で開発者の広がりが小さいうえ、責任体制や規模の妥当性が不明

- 三菱重工業1社を中核として、国内で研究開発を推進することが、大学、研究機関、三菱以外のメーカーとの協力を排除しているのではないか。
- 産業の裾野部分(汎用機器・装置)の育成、維持システムを整備すべきではないか。
- 五者連名とすることで責任の所在を曖昧にしているのではないか。実用化を目指す開発体制・規模は適当か。
- 五者が密室で研究開発・実用化の方向性を決め、三菱のみに開発を任せる体制は、原子力村の閉鎖的体質、秘密主義そのものではないか。

【見解】

- 実証炉の基本設計開始までの期間の研究開発(炉関係)は、『これまでの護送船団方式を脱却し、明確な責任体制のもと』で効率的に実施することを文科省、経産省、電気事業者及び原子力機構の4者で合意。
- エンジニアリングに責任を持つ中核企業を中心に、大学、研究機関、三菱以外のメーカーとの協力を含むオールジャパン体制で開発を進めることとしている。
- 研究開発の実施は国内の研究開発機関や大学等との共同・委託研究を通じて実施しており、この活動を通じて、産業の裾野部分の育成・維持が行われていくと認識。

(体制・規模の妥当性(責任所在、規模))

- 複数の製造事業者エンジニアリングが分散された場合、一つのプラントを完成させる上で産業界内の責任の所在が曖昧になり、高速炉の具体化の段階において相互の調整等が発生し非効率な開発となる懸念がある。このため、実証炉の基本設計開始までを一つの区切りとし、それまでのエンジニアリングに責任を持つ者を明確化する体制を進めることを文科省、経産省、電気事業者及び原子力機構の四者で合意している。
- 文科省は研究開発推進施策、経産省はエネルギー安全保障施策の観点で政策の基本方針と整合を図りつつ互いに施策の具体化において連携を図り、国費による研究開発の遂行に責任を持つ原子力機構が、電気事業者の協力を得て研究開発を実施している。この中で、中核企業が責任を持って研究開発成果をエンジニアリングという形で産業界の代表として蓄積しているため、各々の責任は明確である。
- アレバを中心としたASTRIDの開発体制は、実証炉の具体化を目指すFACTプロジェクトの実施体制と同等の数百人規模である。

(閉鎖性との指摘に対する見解)

- 研究開発段階から実証・実用化段階に向けた実証プロセスの進め方については、五者全体の合意としてその結果を原子力委員会への報告し、原子力委員会の見解等によって政策との整合性確認のプロセスが示されている。
- なお、研究開発の情報については、プルトニウム同位体組成等、テロリズムなどに繋がる機微情報、及び、国際競争等を考慮したノウハウ情報を除き、その成果を報告書等で公表している。

IV. 開発の進め方・体制

(7) 成果の移転先が不明確

- 実証炉等の実施主体が決められていない段階では、成果の移転先が明確でなく、実用化を目指した研究開発を継続する意味は無い。

【見解】

- 原子力立国計画で、経済性等の見通しが現実的な視野に入っている場合には、民間事業者が実質的に運営することが適当とされており、実際の実証プロセスにおいてどのようなステップと施設を実施するかが明らかになった段階で具体的な官民役割分担が検討されることになる。
- F a C Tプロジェクトでは、研究開発成果を将来の移転先として期待される電気事業者の協力を得て研究開発を進めている。さらに、電気事業者を含む五者協議会において、成果の移転をスムーズに実施するための方策を協議している。
- 実証炉の実現に向けた段階的な開発のプロセスで実施主体を明確にしていくことになるが、中核企業にエンジニアリングとして蓄積するので研究開発が無駄になることはなく、将来に実証・実用化段階に円滑に移行させることができる。

V. 政策的課題

(1) 2つの所管官庁

- エネルギー安全保障確保を目的とした研究開発なのだから、経産省の一元的な所管のもと研究開発を実施するべきではないか。

【見解】

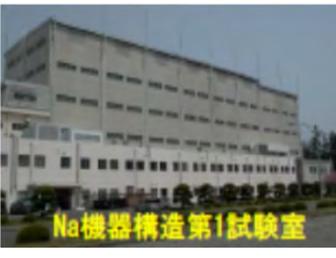
- 高速炉サイクル技術は、実用施設として研究開発を進めるべき概念を明確にするとともに、この概念を成立させるための革新技术について集中的に研究開発を進めており、研究開発段階から今後の実証・実用化段階へ移行する状態にある。
- 2006～2010年度の研究開発では、実用施設へ適用を目指しコアとなる革新技术のうち実プラントの技術として開発可能となったテーマについては経済産業省からの委託により実施しており、他の革新技术については技術実証の前に確認すべき課題があり、研究開発の要素も多く残っているため文部科学省の所管により研究開発を実施している。**【文科省・経産省確認要】**
- そのため現時点では、文科省と経産省で連携を図りながら共管により研究開発を進めている。
- 研究開発の進捗により、革新技术の成立性が確認され、実プラントの技術として開発可能な段階への移行していく。このため、研究開発の進捗に応じて施策の責任官庁も見直され、実証段階への移行に伴い文科省から経産省へと移行する。
- なお、研究開発段階から実証・実用化段階への円滑な移行を可能とするため、文科省、経産省、電気事業者、製造事業者及び原子力機構による五者協議会で、実証プロセスを協議し、研究開発の進展に応じた開発体制についても検討している。

[Blank Page]

Draft

FBRサイクル関連の研究開発(R&D)施設について

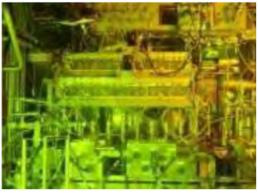
No	施設名	地区	拠点名	施設又は設備の意義、役割	施設又は設備の写真	海外における同様(類似)施設の有無
1	「もんじゅ」高速増殖原型炉「もんじゅ」	敦賀	高速増殖炉研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 高速増殖炉サイクルの開発のための中核的な施設 実証炉の具体化と実用化に不可欠な施設 耐震性に優れたループ型炉(機器を配管で接続するタイプ)の性能を実証できる世界唯一の原型炉 半世紀に亘る高速増殖炉実用化技術開発成果の集大成 発電プラントとしての技術実証・信頼性実証 産業化に向けた運転経験/データ蓄積、技術伝承・人材育成 		<ul style="list-style-type: none"> ロシア: 原型炉BN-600 タンク型炉 電気出力60万kW インド: 原型炉PFBR建設中 タンク型炉 電気出力50万kW
2	「常陽」高速実験炉「常陽」	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 高速増殖炉サイクルの開発のための基礎基盤技術を整える施設 原型炉、実証炉の具体化と実用化に不可欠な施設 高速炉プラントの運転、保守経験の蓄積 運転、照射試験を通じてのプラント技術の高度化 高速炉開発のための燃料・材料の照射試験 高速炉実用化のための革新技術の実証 他分野への高速中性子場の提供 技術者養成、人材育成 		<ul style="list-style-type: none"> ロシア: 実験炉BOR-60 電気出力1.2万kW インド: 実験炉FBTR 電気出力1.3万kW 中国: 実験炉CEFR 電気出力2万kW 試運転中
3	FBRサイクル実用化研究開発(FaCT)	大洗	大洗研究開発センター 冷却系機器開発試験施設	<ul style="list-style-type: none"> 高速増殖炉の実用化のための革新技術に関する機器開発・システム実証を行うために必要な施設。 10MW級長尺直管蒸気発生器伝熱試験や実寸規模ポンプ単体試験を行うためのナトリウム試験施設。 再循環系を含む一体貫流型SGの運転制御性の実証、実機性能評価 シビアアクシデント対策試験や安全設計クライテリア構築のための試験の実施。 Na中水素計のメンテナンス性・耐久性確認 		海外における同様(類似)施設 無
	FaCTに係る設備・装置		大洗 東海 他	大洗研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所 他	別添「FaCTに係る設備・装置」	
4	プルトニウム燃料第三開発室	東海	核燃料サイクル工学研究所	<ul style="list-style-type: none"> 高速増殖原型炉「もんじゅ」用、高速実験炉「常陽」用のMOX燃料製造を通じた工学規模での技術の開発と実証を実施できる国内唯一の施設 軽水炉の高燃焼度化に伴って発生する高次化プルトニウムからの被ばく対策として 遠隔自動化を採用 保障措置と施設運転とを整合させる保障措置アプローチの検討や新型保障措置システムの開発を実施し、その有効性を実証 日本原燃㈱で採用予定のプルサーマル燃料製造技術について、実規模レベルの試験を実施 		<ul style="list-style-type: none"> 有 インド: パーバ原子力研究センター AFFF (FBR用MOX燃料製造工場)
	プルトニウム燃料第二開発室			<ul style="list-style-type: none"> 第一開発室の経験をもとに国産技術により建設された工学規模の燃料製造技術開発施設で、高速実験炉「常陽」用、新型転換炉「ふげん」用MOX燃料の製造を実施し、平成13年11月に燃料製造を終了 日本で初めてプルトニウム取扱施設の廃止措置に着手し、施設に残存する核燃料物質の有効利用に向けた回収処理及び不稼働設備の解体撤去を通じて関連する技術を蓄積 プルトニウム取扱施設の本格解体への適用を目指した遠隔解体、二次廃棄物発生量低減化等に関する試験・評価を実施 日本原燃㈱受託試験(小規模試験)を実施 		<ul style="list-style-type: none"> 有 ベルギー: モルデッセルP0 (MOX燃料製造工場で現在廃止措置中)
	プルトニウム燃料第一開発室			<ul style="list-style-type: none"> MOX燃料に係る基礎的な研究開発を実験室規模で実施できる国内唯一の施設 プルトニウム燃料製造技術の開発、MAを含むMOX燃料の基礎物性研究、燃料設計、照射試験用MOX燃料の製作を実施 日本原燃㈱で採用予定のプルサーマル燃料製造技術について、小規模レベルの試験を実施 		<ul style="list-style-type: none"> 仏国: CEA カダラッシュ研究所 REFCA ドイツ: 超ウラン元素研究所 (ITU) インド: インディラガンジー原子力研究所 など (MOX燃料開発を実験室規模で実施している施設)
	プルトニウム廃棄物処理開発施設			<ul style="list-style-type: none"> プルトニウム取扱施設から出るプルトニウム系固体廃棄物の減容・安定化処理技術の実証施設 第2難燃物焼却設備は、世界で唯一プルトニウム系の難燃性固体廃棄物の焼却処理を実施 		海外における同様(類似)施設 無
	プルトニウム廃棄物貯蔵施設、第2プルトニウム廃棄物貯蔵施設			<ul style="list-style-type: none"> プルトニウム取扱施設から出るプルトニウム系固体廃棄物を保管・管理する施設 保管能力は200個ドラム缶換算で36000本 		海外における同様(類似)施設の情報無し

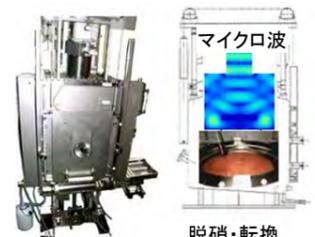
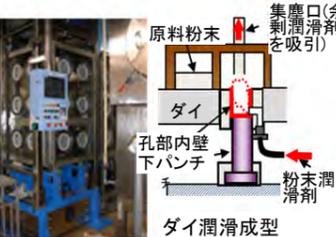
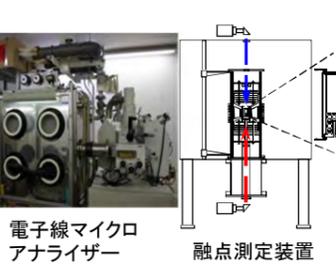
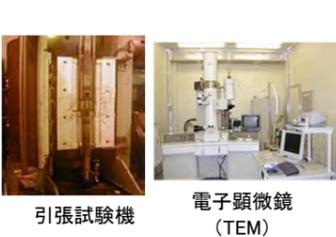
5	蒸気発生器水リーク試験施設	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> ・高速増殖炉蒸気発生器における伝熱管からの水漏えい事象(ナトリウム-水反応)に係わる安全性評価技術の確立に不可欠な国内唯一の試験施設。 ・ナトリウム-水反応の現象解明と2次冷却系統の影響緩和に関する総合検証データを提供。 		有 ・ロシア、・インド
6	ナトリウム-水反応試験施設(熱伝達率測定試験施設含)	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> ・高速増殖炉蒸気発生器における伝熱管からの水漏えい事象(ナトリウム-水反応)に係わる安全性評価技術の確立に不可欠な試験施設。 ・ナトリウム-水反応現象を評価する上で重要となる伝熱管のウェステージや高温ラプチャ挙動等に関する要素データを提供できる国内唯一の施設。 		有 ・韓国
7	ISI(供用期間中検査)校正施設	敦賀	高速増殖炉研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> ・「もんじゅ」の原子炉容器、1次主冷却系配管及び蒸気発生器伝熱管の供用期間中検査(ISI)に用いる検査装置の開発、試験、校正等を実施 		海外における同様(類似)施設 無 (対象原子炉ごとに造られるため、「もんじゅ」固有の施設であることから)
8	大型照射後試験施設	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> ・照射済高速炉燃料集合体の取扱い・試験設備を有する国内唯一の施設。 ・燃料集合体の照射による変化、劣化などの健全性の評価結果を設計や新たな集合体開発へ反映することが役割。 ・(「もんじゅ」サイズを含む大型)集合体規模の非破壊試験(X線CT検査装置、集合体試験装置等)が特徴であり、X線CT検査装置は世界で唯一のものである。 		有 ・仏国: Phenix発電所 ・ロシア: 原子炉科学研究所(RIAR)
9	ナトリウム機器構造試験装置(ナトリウム分析棟)	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> ・高速実験炉「常陽」の冷却材ナトリウム及びカバーガスの純度管理による原子炉の安全・安定運転 ・高速実験炉「常陽」の1次系、2次系冷却材ナトリウム及びカバーガスアルゴンの不純物分析 ・高速実験炉「常陽」の原子炉ドシメトリー試験 ・FBR関連施設からの各種試験試料の依頼分析(放射性・非放射性) ・FBR開発の一環としての微量元素・同位体分析技術開発 ・リチウム分析による核融合材料開発への協力 ・分析装置を利用した学生実習による原子力人材育成への貢献 ・除染試験試料分析による福島第1原発事故対応への技術協力 		海外における同様(類似)施設の 情報無し
10	国際原子力情報・研修センター	敦賀	敦賀本部	<ul style="list-style-type: none"> ・高速増殖炉サイクル技術の確立に向けた研究開発のため、高速増殖原型炉「もんじゅ」から得られるデータや経験等を活用した研究開発を行うための施設。 ・研究者・技術者が研究開発を行う「研究棟」からなる。 ・「もんじゅ」の敷地外に隣接して存在することから、国内外の研究者・技術者を集めることと「もんじゅ」のデータ等を活用することが容易に両立できるため、国際的に開かれた環境のもとでの高速増殖原型炉技術の総合評価と高度化が可能。 		有 ・米仏国など 各国の原子力関係の国立研究所内の居住用建屋に相当
11	再臨界排除可視化基礎試験施設	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> ・高速増殖炉のシビアアクシデントの評価及び影響緩和方策の研究に不可欠な施設 ・シビアアクシデント時に原子炉容器内で生じる複雑な伝熱流動現象を解明するため、炉心模擬物質を2,000度以上に加熱溶融して流出させる試験シリーズを展開、可視化等の計測によりシビアアクシデント時の溶融炉心の移動挙動に関するデータベースを構築 ・シビアアクシデントの影響緩和方策(原子炉容器内における事故終息)の成立性を実証するためのデータを取得し、炉内構造の設計等に反映 ・研究成果を将来炉の安全基準策定と安全論理確立に反映 		有 ・カザフスタン: 溶融燃料挙動炉外試験装置
12	構造物熱過渡強度試験施設(Na機器構造第1試験室)	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> ・ナトリウム冷却炉に適用する高温構造設計指針の高度化および妥当性検証を目的とした施設。 ・ナトリウム冷却炉の機器・構造をモデル化した試験体に対し、高温(例えば600°C)と低温(例えば250°C)のナトリウムを交互に流すことによる繰返し熱過渡試験を行うための装置。 		海外における同様(類似)施設 無
13	ナトリウム処理施設	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> ・液体金属ナトリウムの安全な取扱技術開発のための施設。 ・ナトリウムが付着した機器の洗浄及びナトリウム等液体金属取扱いに関する教育訓練を実施するために必要不可欠な施設。 ・液体金属の化学的・物理的な処理技術開発、機器類の解体処理技術開発 ・ナトリウム付着機器の安全かつ確実な洗浄 ・従業員等の液体金属取扱いに関する技能の維持・向上 		海外における同様(類似)施設の 情報無し

14	耐震試験施設 (メカトロニクス応用研究棟)	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 地震時の構造物の応答挙動を調べる施設 6トンの試験体を載せて、水平1方向、上下方向に最大3Gで揺らすことのできる試験装置(振動台)と配管要素の動的荷重に対する強度を進めるための試験装置 耐震健全性の評価手法の開発及び免震技術開発を実施 		有 仏国: CEAサクレイ研究所 地震工学研究室 TAMARIS
15	空気冷却熱過渡試験施設	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 構造物試験体に熱過渡荷重を与え、き裂の発生及び成長を調べる施設 熱過渡荷重に対する設計手法の開発を実施 		海外における同様 (類似)施設 無
16	大気中構造材料試験施設 (Na技術開発第3試験室)	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 材料強度基準の策定のためのデータ取得を目的とした施設。 高速炉構造材料に対する引張試験、クリープ試験、疲労試験、クリープ疲労試験を実施。 		有: クリープ試験機、クリープ疲労試験装置、内圧クリープ試験機等は、材料開発に係わる一般的な試験機であるため、海外にもあると考えられる。ナトリウム環境での材料試験装置も、SFRIに係る研究開発を進めている国々にはあると予想される。
17	ナトリウム中構造材料試験施設 (Na技術開発第2試験室)	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 高速炉の構造材料及び炉心材料の強度および挙動に及ぼすナトリウム環境の影響を把握することを目的とした施設。 長寿命プラントの設計及び550°C前後の高温領域で重要となる材料特性データを取得するための高温ナトリウム中における疲労試験、クリープ試験及びクリープ疲労試験等を実施 		有: クリープ試験機、クリープ疲労試験装置、内圧クリープ試験機等は、材料開発に係わる一般的な試験機であるため、海外にもあると考えられる。ナトリウム環境での材料試験装置も、SFRIに係る研究開発を進めている国々にはあると予想される。
18	ナトリウム機器材料研究開発試験施設	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 高燃焼度燃料被覆管候補材であるODS鋼等の強度特性を評価する施設。 ナトリウム中腐食・質量移行試験、及び強度特性を評価するとともに、材料仕様の選定や材料強度基準の策定に資することを目的として内圧クリープ破断試験を実施。 		有: クリープ試験機、クリープ疲労試験装置、内圧クリープ試験機等は、材料開発に係わる一般的な試験機であるため、海外にもあると考えられる。ナトリウム環境での材料試験装置も、SFRIに係る研究開発を進めている国々にはあると予想される。
19	炉体構造水流動試験施設	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 高速増殖炉の原子炉容器、機器、配管の熱流動に関する設計および評価に不可欠な大規模水流動試験施設。 実機の冷却材であるナトリウムと流動特性が類似の水を用いた模擬実験により、機器・配管内の複雑な熱流動挙動を先進的な計測技術を用いて解明・把握するためのJAEA内唯一の施設。 		有 インド:高速炉の原子炉容器上部プレナムを対象とした水流動試験施設としては、インドにタンク型炉の制御棒周囲の熱流動、ポンプ出口の流動適正化などを対象とする施設がある。
20	照射燃料試験施設 (AGF)	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 照射済高速炉燃料ペレットの取扱い・試験設備及び研究室規模の遠隔製造設備を有する国内唯一の施設。 高速炉燃料の基礎物性(融点・熱伝導度等)、照射による効果を燃料設計・開発へ反映することが役割。 世界で唯一の照射済燃料融点測定装置を有する。 もんじゅ、実証炉で用いるマイナーアクチニド燃料の研究規模製造が可能な設備と照射試験実績を有する。 		有 仏国:CEAカダラッシュ原子力研究所 ドイツ:超ウラン元素研究所 (ITU) ロシア:原子炉科学研究所 (RIAR)
21	照射材料試験施設 (MMF)	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 照射済高速炉材料の取扱い・試験設備を有する国内唯一の施設。 常陽等で照射した炉心材料、構造材料及び制御棒材料の照射挙動評価を設計・開発へ反映することが役割。 照射済炉心材料の他、核燃料物質で汚染された照射後試験片の機械試験、物性試験が実施できるという特長がある。 世界で唯一、照射済被覆管の急速加熱バースト試験が可能。 		有 仏国:サクレイ研究所 米国:アイダホ国立研究所 (INL)、アルゴンヌ国立研究所 (ANL)、オークリッジ国立研究所 (ORNL)
22	照射燃料集合体試験施設 (FMF)	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> 照射済高速炉燃料集合体及び燃料ピンの取扱い・試験設備を有する国内唯一の施設。 燃料集合体及び燃料ピンの照射による変化、劣化などの健全性の評価結果を設計や新たな集合体開発へ反映することが役割。 照射済燃料集合体及び解体した燃料ピンの破壊試験を行うとともに、照射した集合体の解体及び再照射のための再組立装置を行うことが特徴。 		有 仏国:Phenix発電所、CEAカダラッシュ原子力研究所 ロシア:原子炉科学研究所 (RIAR)

23	伝熱流動試験施設	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> ・高速増殖炉の原子炉容器、機器、配管の熱流動に関する設計および評価に不可欠なナトリウム熱流動試験施設。 ・崩壊熱除去能力確保に必要な自然循環特性、高サイクル熱疲労特性の評価等を行うために、高速増殖炉の冷却材であるナトリウムを用いた熱流動試験が可能な国内唯一の施設。 		海外における同様(類似)施設 無
24	高レベル放射性物質研究施設(CPF)	東海	核燃料サイクル工学研究所	<ul style="list-style-type: none"> ・高速炉使用済燃料、高レベル放射性廃液を使用できる研究開発施設 ・試験開始: S57年9月(ホット試験) ・主要設備: セル 再処理研究開発用5セル、ガラス固化研究開発用5セル、グローブボックス 26台、フード 14台 ・高速炉使用済燃料再処理試験データの取得(湿式再処理技術開発設備: 使用済燃料を用いてせん断から抽出まで一連の再処理工程の試験データの取得等、乾式再処理技術開発設備: ウラン、プルトニウムを用いたアルゴン雰囲気グローブボックスでの乾式再処理試験データの取得等) ・高レベル放射性廃液の処理・処分に関する試験データの取得 		有: ・仏国 CEA ATALANTE ・米国 アイダホ国立研究所 FCF
25	リサイクル機器試験施設(RETf)	東海	核燃料サイクル工学研究所	<ul style="list-style-type: none"> ・高速炉燃料再処理技術の確立を図るために、「もんじゅ」等の実際の高速炉使用済燃料集合体を用いて、高速炉燃料再処理用の新型機器の工学規模のホット環境下で再処理試験を行い、その成果を将来のパイロットプラント(試験プラント)に反映することを目的に計画された施設。 ・平成7年に着工。その後、もんじゅ事故、アスファルト事故を受け、平成12年に第一期工事完了をもって建設中断。 ・FBRサイクルに関する研究開発の進捗状況等を踏まえつつ、RETfの利活用を広く検討する予定。 		海外における同様(類似)施設の情報無し
26	FBRサイクル総合研修施設	敦賀	敦賀本部	<ul style="list-style-type: none"> ・高速増殖炉サイクル技術の確立に向けた研究開発のため、高速増殖炉特有の技術であるナトリウム取扱技術及び「もんじゅ」固有の機器や汎用機器の保守技術の研修を行うための施設。 ・「ナトリウム取扱研修施設」と「保守研修施設」からなる。 ・両施設ともに「もんじゅ」の敷地外に隣接しており、「もんじゅ」原子力機構従業員のみならず外部の人間もや大学生等を対象に、「ナトリウム取扱研修施設」ではナトリウムの取扱・管理技術の教育・訓練を実施等を受けることができ、「保守研修施設」ではプラント全般の維持管理・定期点検等で必要となる技能・技術の取得習熟・向上が可能。 		有: ・仏国 CEAカダラッシュのナトリウム学校
27	FBRサイクル国際研究開発センター	大洗	大洗研究開発センター	<ul style="list-style-type: none"> ・FBRサイクル国際研究開発センターは高速増殖炉サイクル実用化調査研究(以下: 調査研究)の拠点として平成13年3月(2001年3月)に竣工。本施設は、原子力機構をはじめ、電力事業者、メーカ、大学等の各研究機関の研究者が集まるオールジャパン体制にて調査研究を行う共同作業の場として活用され、現在はFBRサイクル実用化研究開発(FaCT)の拠点として継続的に活用されている施設である。 ・1F : 電算機室等 ・2F~4F: 居室 ・5F : 大会議室等 		有 ・米仏国など各国の原子力関係の国立研究所内の居住用建屋に相当
28	実規模開発試験室	東海	核燃料サイクル工学研究所	<ul style="list-style-type: none"> ・再処理等を中心とした核燃料サイクル施設で使用される機器、装置等の工学規模での開発を目的としたコールドモックアップ試験施設 ・運転開始: S61年(H9年に建屋増設) ・建屋概要: 試験棟鉄骨4階建 事務棟 鉄骨4階建延床面積 約10,200㎡、長期材料腐食試験フィールド、長期機器耐久性試験室等を有する。 ・主要設備: 前処理機器(機械式解体機、せん断機)、連続溶解槽、遠心抽出器、両腕型サーボマニプレータ 		海外における同様(類似)施設の情報無し
29	応用試験棟	東海	核燃料サイクル工学研究所	<ul style="list-style-type: none"> ・主にウランを中心に、ピーカスケールから工学規模までの試験ができる研究開発施設 ・運転開始: S55年 ・取扱える放射性物質: 核燃料物質(天然ウラン、劣化ウラン、トリウム及びその化合物)、放射性同位元素(99Tc, 90Sr, 60Co, 85Kr, 125Sb, 137Cs, 204Tl, 35S, 3H, 14C) ・主要設備: 抽出システム試験装置、晶析試験設備、熔融塩電解試験・酸化処理装置等 ・試験実績等: 高速炉使用済再処理技術開発(抽出工程技術、乾式再処理技術、材料技術)、GB訓練、RIを用いた実習等 		海外における同様(類似)施設の情報無し
30	燃料材料検査施設	東海	核燃料サイクル工学研究所	<ul style="list-style-type: none"> ・高速増殖炉原型炉「もんじゅ」用、高速実験炉「常陽」用のMOX燃料製造に供する部材の受入れ・検査を行うための施設。 ・引張り試験機、内圧破裂装置等からなる。 		海外における同様(類似)施設の情報無し

FaCTに係る設備・装置について

No	設備・装置名	地区	拠点名	設備・装置の概要	設備・装置の写真	設備・装置の取扱対象	海外における同様(類似)施設の有無
1.施設等の維持・管理							
(1)ナトリウム試験施設等の維持・管理							
1	【冷却系機器開発試験施設 (AtheNa)】	大洗	大洗研究開発センター 冷却系機器開発試験施設	高速増殖炉の実用化のための革新技術に関する機器開発・システム実証を行うため、ナトリウム取扱許容量約280トンを使用し、10MW級長尺直管蒸気発生器伝熱試験や実寸規模ポンプ単体試験を行うためのナトリウム試験施設。		ナトリウム	海外における同様(類似)施設 無
2	【ナトリウム流動試験施設】 ・プラント過渡応答試験装置 (PLANDTL) ・炉心機器熱流動試験装置 (CCTL)	大洗	大洗研究開発センター ナトリウム流動伝熱試験室	高速増殖炉の崩壊熱除去能力確保に必要な自然循環特性を評価するため、模擬炉心、冷却系、原子炉容器内部の機器などをモデル化した試験体を用いて、自然循環に係る様々な熱流動現象を解明するための試験を行う装置。		ナトリウム	海外における同様(類似)施設 無
3	【蒸気発生器伝熱管破損現象試験施設】 ・蒸気発生器水リーク試験装置 (SWAT-3)	大洗	大洗研究開発センター 高速炉安全性第3試験室	高速増殖炉の蒸気発生器におけるナトリウム-水反応事故の影響緩和、安全性・信頼性の向上を目的に、蒸気発生器をモデル化した試験体を用いて、伝熱管から実際に水リーク事象を発生させ、隣接する伝熱管の損傷現象やその機構解明などに関する試験を行うための装置。		ナトリウム	有 ・ロシア ・インド
4	【熱過渡強度試験施設】 ・構造物熱過渡強度試験装置 (TTS)	大洗	大洗研究開発センター ナトリウム機器構造第1試験室	ナトリウム冷却炉の機器や構造物に作用する熱応力の時間変化に対し、どの程度の強度を有するかについて評価するため、当該機器・構造をモデル化した試験体に対し、高温(例えば600℃)と低温(例えば250℃)のナトリウムを交互に流して繰返し負荷を加えた試験を行うための装置。		ナトリウム	海外における同様(類似)施設 無
(2)構造材料長時間試験施設の運転・管理							
5	【構造材料長時間試験施設】 ・材料試験装置	大洗	大洗研究開発センター ナトリウム技術開発第2試験室 ナトリウム技術開発第3試験室	長寿命プラントの設計及び550℃前後の高温領域で重要な材料特性データを取得するための大気中及びナトリウム中の材料試験装置。86台のクリープ試験装置、20台の疲労及びクリープ疲労試験装置を所有し、FaCTで検討している炉心出口温度550℃を超える温度にてクリープ試験(最高1000℃まで)、疲労試験・クリープ疲労試験(最高800℃まで)を行うための装置。		ナトリウム	有:クリープ試験機、クリープ疲労試験装置、内圧クリープ試験機等は、材料開発に係わる一般的な試験機であるため、海外にもあると考えられる。ナトリウム環境での材料試験装置も、SFRに係る研究開発を進めている国々にはあると予想。
(3)再処理技術開発設備の維持・管理							
6	【湿式再処理技術開発設備】 ・溶解設備	東海	核燃料サイクル工学研究所 高レベル放射性物質研究施設 (CPF)	高速炉燃料の再処理技術開発の一つである使用済燃料の溶解技術開発のため、高速実験炉「常陽」や仏国フェニックス等の使用済燃料を用い、使用済燃料の溶解特性や不溶性残渣に係るデータを取得に使用する設備。		核物質(主にウラン、プルトニウム。FPを含む場合もあり)	海外における同様(類似)施設の 情報無し
7	【湿式再処理技術開発設備】 ・抽出設備	東海	核燃料サイクル工学研究所 高レベル放射性物質研究施設 (CPF)	高速炉燃料の再処理技術の枢要となる抽出技術開発のため、高速実験炉「常陽」や仏国フェニックス等の使用済燃料を使った溶媒抽出プロセス試験を実施し、U、Pu、Npの共回収技術に係る基礎データや抽出シミュレーションコード開発用データ等の取得に使用する設備。		核物質(主にウラン、プルトニウム。FPを含む場合もあり)	海外における同様(類似)施設の 情報無し
8	【湿式再処理技術開発設備】 ・分析装置	東海	核燃料サイクル工学研究所 高レベル放射性物質研究施設 (CPF)	溶解、抽出等の各種再処理試験において、放射性物質や核物質の定量・定性的な分析に利用する分析装置。具体的には、 ・質量分析装置(原子、分子等を質量別に分離・検出し、定量する装置)、 ・X線回折装置(X線の回折結果から結晶内部での原子の配列を分析する装置)、 ・誘導結合プラズマ発光分光分析装置(励起された元素が基底状態に戻る際に放出される光を分光して、波長から元素の定性、強度から定量する装置)、 ・核磁気共鳴分析(核磁気共鳴を利用して分子構造解析する装置)装置等がある。	 質量分析装置  X線回折装置  誘導結合プラズマ発光分光分析装置  核磁気共鳴分析装置	核物質(主にウラン、プルトニウム。FPを含む場合もあり)	海外における同様(類似)施設の 情報無し
9	【乾式再処理技術開発設備】 ・グローブボックス	東海	核燃料サイクル工学研究所 高レベル放射性物質研究施設 (CPF)	ウラン及びプルトニウムを用い、500℃以上での各種のホット乾式再処理試験を実施するため、化学的に活性な金属や吸湿性の高い塩を安全に取り扱えるよう、高純度アルゴンガスの循環によりグローブボックス内の酸素濃度、水分濃度を低く抑えつつ負圧を維持できるように設計したグローブボックス設備。MOXの還元からTRU合金試料の作成までを連続して実施できる世界的に類似のものがない貴重な設備。		核物質(主にウラン、プルトニウム。FPを含む場合もあり)	海外における同様(類似)施設の 情報無し

(4)燃料製造設技術開発設備等の維持・管理							
10	【簡素化ペレット法燃料製造】 ・マイクロ波脱硝設備	東海	核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム転換技術開発施設	プルトニウムとウランの濃度を調整した硝酸溶液をマイクロ波により加熱し、溶液中の水分、硝酸成分を蒸発させて脱硝体を製造する設備。		プルトニウム・ウラン	海外における同様(類似)施設 無
11	【簡素化ペレット法燃料製造】 ・焼結・還元設備	東海	核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム転換技術開発施設	マイクロ波脱硝で得られた脱硝体から不純物を取り除き、均質な酸化物を得るために酸化・還元処理を行う熱処理炉の設備。		プルトニウム・ウラン	海外における同様(類似)施設 無
12	【簡素化ペレット法燃料製造】 ・転動造粒設備	東海	核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム転換技術開発施設	サブミクロンの微粉末のマイクロ波脱硝MOX粉末の流動性を向上させるために、転動造粒により数mmの顆粒状にするための設備。		プルトニウム・ウラン	海外における同様(類似)施設 無
13	【簡素化ペレット法燃料製造】 ・分析装置	東海	核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム転換技術開発施設	MOX造粒粉の物性分析を行うための、電子顕微鏡やパウダーテスターなどの装置。		プルトニウム・ウラン	有 ・仏国:CEAカダラッシュ研究所 ・ドイツ:超ウラン元素研究所など
14	【簡素化ペレット法燃料製造】 ・ダイ潤滑成型試験設備	東海	核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料第一開発室	予備焼結や添加剤の混合工程を削減するため、ダイ潤滑方式(金型内部から潤滑剤を噴霧し、金型へ均一に潤滑剤を塗布する技術)によりペレットの成型体を製造する設備。		プルトニウム・ウラン	海外における同様(類似)施設 無
15	【簡素化ペレット法燃料製造】 ・焼結・O/M調整試験設備	東海	核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料第一開発室	成型体を約1700℃の高温で熱処理することにより、高密ペレットに焼き固め、さらに雰囲気中の水素、水分分圧を調整することにより、目的の酸素含有量に調整する設備。		プルトニウム・ウラン	海外における同様(類似)施設 無
16	【簡素化ペレット法燃料製造】 ・燃料物性・分析設備	東海	核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料第一開発室	電子線マイクロアナライザー MOX燃料ペレット中の元素分布を分析する設備。 融点測定装置 ペレットを非常に高い温度(約2800℃の高温)まで加熱し、溶融させ、ペレットの融点を測定する装置。		プルトニウム・ウラン	有 ・仏国:CEAカダラッシュ研究所 ・ドイツ:超ウラン元素研究所 ・米国:アイダホ国立研究所など
17	【簡素化ペレット法燃料製造】 ・燃料製造高度化試験設備	東海	核燃料サイクル工学研究所 第二応用試験棟	成形設備 ダイ潤滑成型機金型への潤滑剤塗布不良を金型の噛み込み発生前に検知する技術を開発するための試験設備。 中空検査設備 中空ペレットの中空径を二次元レーザ計測器等により計測する技術を開発するための試験設備。			海外における同様(類似)施設の 情報無し
(5)炉心燃料材料開発設備等の維持・管理							
18	【照射試験装置】 ・組立・解体装置 ・内圧封入装置	大洗	大洗研究開発センター 照射燃料集合体試験施設 照射材料試験施設	・組立・解体装置(写真) 照射装置を遠隔で解体し、照射済の試験片を取出して中間検査を実施した後、より高い照射量まで更に継続照射を行うため、照射装置の組立・解体を行うための試験装置。 ・内圧封入装置 ODS鋼燃料被覆管等材料の内圧封入型クリープ破断試験を行うため、その試験片に高圧のHeガス等を封入するための高圧ガス装置。		照射済燃料被覆管材料	有 ・仏国:Phenix発電所 ・米国:アルゴンヌ国立研究所(ANL) ・ロシア:原子炉科学研究所(RIAR)
19	【照射後試験装置】 ・強度試験装置 ・組織観察装置	大洗	大洗研究開発センター 照射材料試験施設	・強度試験装置(写真) 照射済の被覆管材料やラッパ管材料の強度特性(引張強さ等)及び延性(伸び等)などの材料特性評価を行うためにセル内遠隔で引張試験を行うための試験装置。 ・組織観察装置(写真) 被覆管材料やラッパ管材料の照射による金属組織を評価するために組織観察を行うための電子顕微鏡観察装置。		照射済燃料被覆管材料・ラッパ管材料	有 ・米国:アイダホ国立研究所(INL)、オークリッジ国立研究所(ORNL) ・仏国:CEA サクレール研究所 ・ロシア:原子炉科学研究所(RIAR)

20	【照射後試験装置】 ・金相試験装置、元素分布分析装置 ・化学分析装置	大洗	大洗研究開発センター 照射燃料試験施設	・金相試験装置、元素分布分析装置(EPMA)(写真) 照射による燃料特性の変化を燃料組織、元素分布の変化などを評価するため、セル内遠隔にて燃料の組織観察や元素分析を行うための分析装置。 ・化学分析装置(写真) 核分裂生成物や核燃料などの放射性同位元素の定量、同位体組成比の測定などをグローブボックス内で行う分析装置(ICP-質量分析装置)。	元素分布分析装置(EPMA)	照射済燃料被覆管材料・ラッパ管燃料	有 ・仏国:CEAカダラッシュ原子力研究所 ・ドイツ:超ウラン元素研究所(ITU) ・ロシア:原子炉科学研究所(RIAR)
21	【照射後試験装置】 ・燃料ピン非破壊検査機 ・元素分析装置	大洗	大洗研究開発センター 照射燃料集合体試験施設	・燃料ピン非破壊検査機器(X線CT装置等)(写真) 燃料ピン・集合体等の断層像(CT)及び透過像(スキャノグラム)を多角度から撮影するX線CT装置。 ・元素分析装置(FE-SEM) 燃料及び材料の組織観察や元素分析をセル内遠隔で行うための分析装置。	X線CT装置 外観検査装置 寸法測定装置	照射済燃料材料	X線CT装置については該当無し ・仏国:Phenix発電所、CEAカダラッシュ原子力研究所 ・ロシア:原子炉科学研究所(RIAR)
22	【コールド試験装置】 ・材料強度試験装置	大洗	大洗研究開発センター 照射材料試験施設	・材料強度試験装置 未照射の被覆管材料やラッパ管材料の強度特性(引張強さ等)及び延性(伸び等)などの材料特性評価を行うための引張試験を行う試験装置。	引張試験機(炉外)		有 ・米国:アイダホ国立研究所(INL) ・仏国:CEAサクレール研究所 ・ロシア:原子炉科学研究所(RIAR)
23	【被覆管・燃料ピン製造設備】 ・端栓溶接装置 ・溶接部検査装置	東海	核燃料サイクル工学研究所 乾式プロセス材料試験棟	・端栓溶接装置(写真) ODS鋼被覆管とODS鋼端栓を突き合せ、圧力を加えて高電流を流し接触部に発生する接触抵抗発熱を利用して接合するための加圧抵抗溶接装置。 ・溶接部検査装置 ODS鋼被覆管とODS鋼端栓との溶接後、溶接部の非破壊検査を行うための超音波探傷装置。	加圧抵抗溶接(PRW)装置		海外における同様(類似)施設無し
2.安全技術の保持							
(1)炉心安全関連研究設備の維持・管理							
24	【炉心安全関連研究設備】 ・IGR炉内外試験装置	カザフスタン	国立原子力センター(NNC)	カザフスタン・国立原子力センター(NNC)が所有する原子炉で、高速増殖炉の炉心安全を評価するために燃料集合体規模の試験燃料を数秒程度の短時間のうちに核加熱で溶融させ、高速増殖炉の炉心溶融事故等の炉内過酷事故を模擬した試験を行うための原子炉。	IGR炉内外試験装置	ナトリウム核物質(ウラン)	海外における同様(類似)施設無し
25	【炉心安全関連研究設備】 ・SASS試験装置	三菱	神戸造船所	受動的炉停止機構(SASS)において、高温になると磁気を失う温度感知合金の温度変化による磁気的な保持力を測定するための試験装置。	SASS試験体概要 温度感知合金		海外における同様(類似)施設無し
26	【炉心安全関連研究設備】 ・溶融燃料挙動試験装置(MELT)	大洗	大洗研究開発センター 高速炉安全性第2試験室	シビアアクシデント時の溶融炉心の炉内での移動、冷却材との流動伝熱、凝縮挙動等のデータを取得するため、炉心模擬物質を2,000度以上に加熱し、融体の流動、反応、凝縮、等の融体挙動を計測する試験装置。	MELT-II試験装置	ナトリウム	有 ・カザフスタン 溶融燃料挙動炉外試験装置
27	【炉心安全関連研究設備】 ・放射性物質移行挙動試験装置	大洗	大洗研究開発センター 照射燃料試験施設	高速増殖炉の燃料溶融・破損事故時の特徴である高温(2,500℃以上)かつ還元雰囲気条件下で、加熱した燃料からの放射性物質の放出挙動を調べるための試験装置。	放射性物質移行挙動試験装置	放射性物質(ヨウ素、セシウム等)	有 ・仏国:CEAカダラッシュ原子力研究所

(2)冷却材液位確保関連研究設備の維持・管理							
28	【冷却材液位確保関連研究設備】 ・主循環ポンプ試験装置	三菱	高砂研究所	1次系主循環ポンプと中間熱交換器と合体させた機器を1/4縮尺試験体で模擬し、ポンプからIHX構造への振動伝達などを測定して振動解析モデル開発やポンプの運転特性データを取得するため、水を作動流体として用いた試験装置。			海外における同様（類似）施設 無
29	【冷却材液位確保関連研究設備】 ・ナトリウム漏えい検出試験装置	大洗	大洗研究開発センター ナトリウム機器構造第2試験室	ナトリウム漏洩を微少な段階で検出するため、ごく微量のナトリウムエアロゾルを含むガスや、実機を模擬した湿分や空気が混入した微量のナトリウムを含むガスを漏洩検出器に供給し、ナトリウム漏洩検出器の感度を測定して検出性能データを取得するための試験装置。		ナトリウム	海外における同様（類似）施設 無
(3)冷却系要素技術関連研究設備の維持・管理							
30	【冷却材要素技術関連研究設備】 ・超音波流量計試験装置	大洗	大洗研究開発センター ナトリウム機器構造第2試験室	ナトリウムの流速を精密に制御し、超音波流量計素子の基本的な計測性能を把握するためのデータを取得する試験装置。		ナトリウム	海外における同様（類似）施設 無
31	【冷却材要素技術関連研究設備】 ・1次系流動試験装置	三菱	高砂研究所	原子炉容器上部プレナムの構造を1/11縮尺で模擬し、冷却材流動時の渦の発生や液面からのガス巻き込みを含む冷却材流動挙動に関するデータを取得するための水流動試験装置。			有 ・インド： 高速炉の原子炉容器上部プレナムを対象とした水流動試験施設としては、インドにタンク型炉のガス巻き込みを対象とする施設がある。
32	【冷却材要素技術関連研究設備】 ・蒸気発生器流動試験装置	三菱	高砂研究所	蒸気発生器の管束部入口部を1/4縮尺で模擬し、伝熱管束に供給されるナトリウム流れの分布や、半径方向流れに起因する流力振動に関するデータを取得するための水流動試験装置。			海外における同様（類似）施設 無
33	【冷却材要素技術関連研究設備】 ・炉上部機構流動試験装置	大洗	大洗研究開発センター 水流動伝熱試験室	原子炉容器上部プレナム構造を1/10縮尺で模擬し、プレナム内の伝熱及び熱に起因する自然対流等の流れに関するデータを取得するため、水を作動流体とした伝熱流動試験装置。			有 ・インド： 高速炉の原子炉容器上部プレナムを対象とした水流動試験施設としては、インドにタンク型炉の制御棒周囲の熱流動、ポンプ出口の流動適正化などを対象とする施設がある。

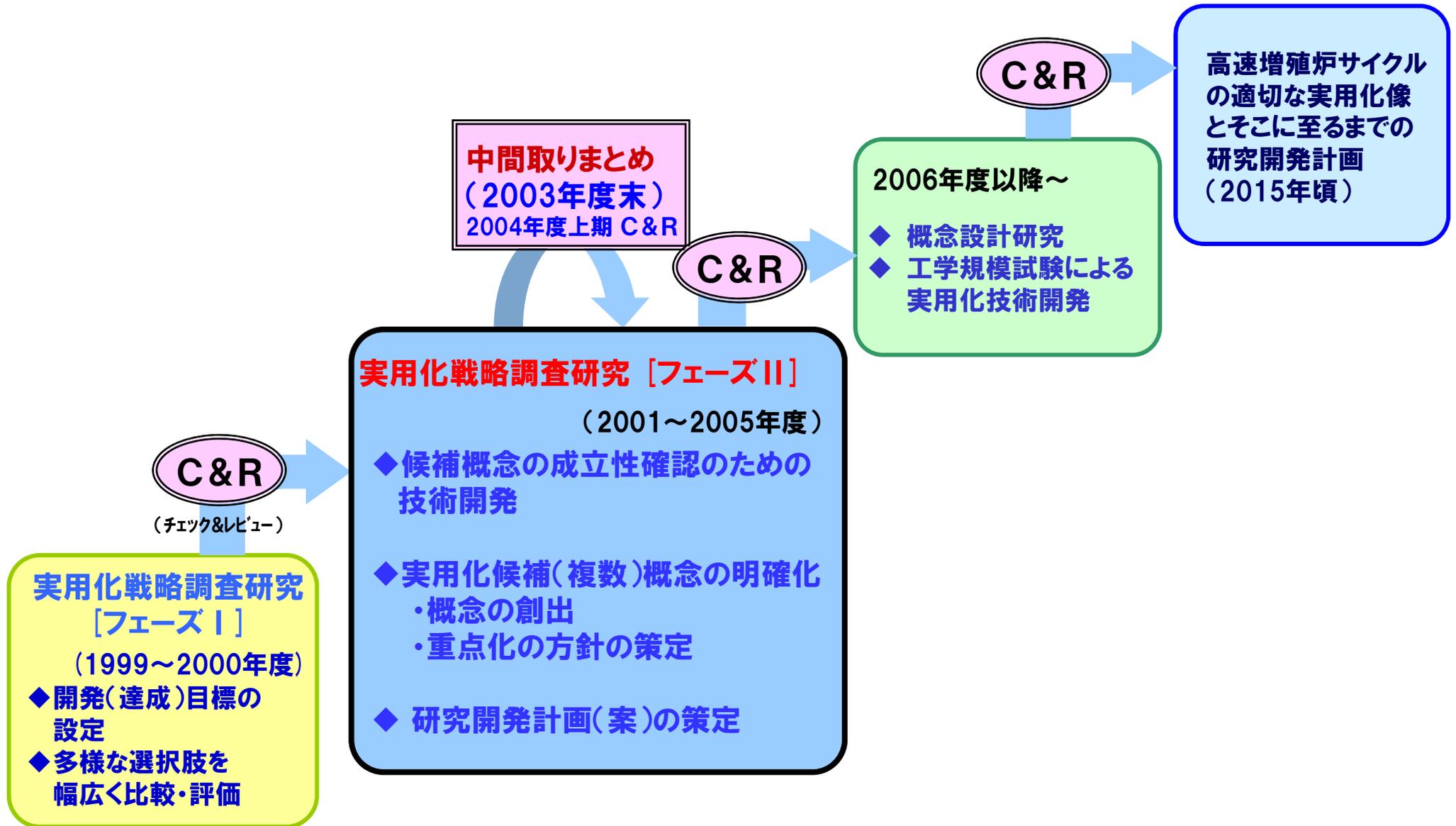
各国の高速炉サイクル開発の状況（ドラフト_120106_R3）

	仏国	露国	インド	中国	韓国	米国
1) 開発目標 高速炉サイクル技術の開発目的 ・資源論 /環境負荷低減 ・政策文書 ・研究機関の想定	・2006年改正バタイユ法*1に基づき、分離・核変換の産業化の見通しと実証を目的に ASTRID 計画を推進。 *1: 放射性廃棄物管理に関する法律第 2006-739 号) ・仏国 CEA は、高速炉サイクル技術は、 <u>環境負荷低減と資源有効利用の観点から将来的に有用な技術</u> としている。	2010 年連邦目標計画では、 <u>放射性廃棄物による環境負荷の低減とウラン資源有効利用を目的とし、合わせて世界市場での競争力維持を狙う。</u>	・(印原子力委員会の見解) -先進国並みの生活水準向上のためには、2050 年頃までに電力設備容量の 8~10 倍増大が必要。 -エネルギー安定供給と環境負荷低減の観点から原子力発電の大幅増大が必要。 -さらに国内ウラン資源の制約から、 <u>高速炉導入が不可欠。</u>	・経済発展に伴い電力需要が急増。国家能源局の12次5か年期間(2011~2015年)の現代エネルギー産業体系構築の8重要視点では、 <u>エネルギー構造の改良策</u> として原子力利用を積極的に推進。 石炭火力(現在、発電量の約8割)は、資源(内陸部)と需要地の間の資源輸送能力が不十分。 ・2006年「国家中長期科学技術発展計画」で、高速炉技術を今後、取り組むべき技術とした。 ・中国 CIAE によれば、高速炉サイクル開発の目的として、 <u>資源有効利用、環境負荷低減、原子力の導入拡大を挙げている。</u>	高レベル廃棄物の減容及び毒性低減及びウラン資源の有効利用の観点から、軽水炉使用済燃料の乾式処理技術と高速炉による核変換の研究開発を、 <u>長期的観点から推進。</u> 韓国は、米国との原子力協定により、 <u>ワンスルー政策</u> が課せられている。2016年にはサイト内の使用済燃料貯蔵容量が飽和に達する見込みで、集中貯蔵施設の計画もあるが立地点が未定	・2009年 オバマ政権発足後、 <u>長期的な R&D を主体とする政策</u> に変更。 ・2010年 ユッカマウンテン計画の代替案を包括的に検討するブルーリボン委員会を設立。報告書案(2011年)では先進的技術に係る研究開発の継続を提言。 (2006年の GNEP(グローバル原子力エネルギー・パートナーシップ)構想では、①資源有効利用と廃棄物低減、②クリーンエネルギー開発による世界の成長・繁栄促進、③核拡散リスクの低減、を目的に 2020年頃の先進的リサイクル炉(Arr)実現を計画。
2) 開発戦略 ・主なマイルストーン ・国際協力	・ASTRID 計画 -2012年 分離・核変換の「産業化見通しを評価、開発継続の可否を判断 -2020年頃の運開 ・GIF、INPRO への参加 ・日仏米、日仏、仏米、仏露、仏印協力	・ 実験炉 BOR60、原型炉 BN600 を運転中 ・2014年 実証炉 BN800 運転開始予定 ・2019年 多目的実験炉 MBIR (BOR60 の後継施設)の運転開始予定 ・2020年 商用炉 BN1200 運転開始予定 ・GIF、INPRO への参加 ・米露、仏露、印露協力 ・中国への技術協力 (BN800 タイプのプラント建設計画)	・ 実験炉(FBTR)を運転中。 ・2012年 原型炉(PFBR)完成予定 ・2023年までに商用高速炉(PFBR 規模)を6基建設 ・豊富な国内トリウム資源の有効利用を目指したトリウムサイクル確立に向け、途中段階のステップとして高速炉サイクルを開発中。 ・各国との原子力協定の締結を進め、ロシアとは 2010年に高速炉開発を含む協力に合意。(フランスとは 2010年に原子力科学技術に関する協力取決めを締結) ・INPRO への参加	・ロシアとの協力により開発された 実験炉 CEFRは2010年に臨界、2011年に初送電 ・2022年運開を目標に国産技術による実証炉(1000MWe)の開発を推進。 ・国産技術開発とは別に、ロシア BN-800タイプの実証炉2基の建設を、2009年に中露間で合意(1号機は2018年に運開、2号機は2019年運開の予定。また、3号と4号の建設計画もある。 ・GIF、INPROへの参加	・2011年11月に改定された原子力長期計画(韓国原子力委員会)では、2028年に SFR 原型炉を運転開始 ・併行して乾式処理施設を建設予定 ・2014年の米韓原子力協定見直しでは再処理の了解が得られるか否かがポイント ・韓国原子力研究所(KAERI)の計画では、2040年頃から SFR 商業炉を運転開始予定 ・GIF、INPRO への参加	・2000年以降、原子力開発に関する世界の主導権を常に握り、戦略的に活動(例えば、GIF の設立、GNEP 構想(2009年のオバマ政権発足により終了)等)。 ・現時点では、米国自身は開発プロジェクトを有していない。 ・FY2012 予算では、ブルーリボン委員会の最終報告書発行後 6 か月以内に DOE による核廃棄物処分戦略の提示を指示。 ・GIF、INPRO への参加 ・日仏米、日米、米露協力
3) 軽水炉サイクルとの関係	仏電力会社 EDF の想定によれば、2040年頃から第4世代炉を順次導入予定。第3+世代炉との併存が続く。	露の研究機関 IPPE によれば、劣化ウラン・天然ウラン・天然トリウムを、核燃料資源として高速炉サイクル(U、Pu、MA)と熱中性子炉サイクル(Th232、U233)の共存を想定	・重水炉、軽水炉、高速炉の併存を考えているが、主は高速炉(トリウムサイクルは増殖性に劣るため、2050年頃までは U-Pu 燃料を用いた高速炉サイクルが主体)	中国は基本的な原子力利用方針として、軽水炉、高速増殖炉、核融合の3段階で進めることにしている。	韓国研究機関 KAERI の想定では、2040年頃からの SFR の本格導入後も、軽水炉との併存を考えている。	現時点では、高速炉サイクル利用を指向した具体的な計画は有していない。

・GIF: Generation IV International Forum (第4世代原子力システム国際フォーラム)
 ・INPRO: International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (革新的原子炉及び燃料サイクル国際プロジェクト)

	仏国	露国	インド	中国	韓国	米国
4) 燃料 ・Pu等の供給元 ・燃料形態	これまでに貯蔵されている軽水炉使用済燃料からのPuを利用	・当面は解体核Puを利用 ・その後、軽水炉使用済燃料からのPuを利用	・重水炉の使用済燃料からのPuを利用（高速炉を保障措置対象施設とすることで、海外導入軽水炉の使用済燃料からのPu利用も検討中） ・当面はMOX燃料を使用するが、 将来的には高増殖の金属燃料に移行予定	CIAEの想定によれば、軽水炉使用済燃料から回収したPuを利用。 当初はMOX燃料炉心だが 将来的には高増殖の金属燃料炉心を想定 。	・軽水炉使用済燃料から回収したPuを利用 ・金属燃料	現時点では、高速炉サイクル利用を指向した具体的な計画は有していない。
5) 開発予算	ASTRID開発費は2010年に国家予算に組み込まれ、2017年までの研究開発費として約6.5億€(約741億円【114円/€】)の投資を決定	2010年連邦目標計画では、第4世代炉高速炉サイクル開発に2020年までに1082億ルーブル(約2923億円【2.7円/ルーブル】)を投入する計画	2011年度高速炉サイクル関連予算(1.8円/1ルピーで換算) ・Indira Gandhi Centre for Atomic Research (IGCAR) <高速炉サイクル関連技術開発> 7,387百万ルピー(約133億円) ・Bharatiya Nabhikiya Vidyut Nigam Ltd. <原型炉PFBRの建設に係る経費> 10,250百万ルピー(約185億円) (参考) ・Bhabha Atomic Research Centre <基礎研究、一部に高速炉サイクル関係> 26,480百万ルピー(約477億円)	不明	不明	DOEのFY2012予算(2011.12時点)の内、高速炉及び燃料サイクル開発に関連すると考えられる項目は以下の通り(78円/ドルで換算)。 ・燃料サイクルR&D*: 157M\$(122.7億円) ・先進的原子炉R&D: 21.9M\$(17.1億円) *使用済燃料の輸送・貯蔵・処分等のR&Dを除く
6) SFR以外の幅広い技術分野への対応 ・Na以外の冷却材 ・ADS ・トリウムサイクル等	・2006年改正バタイユ法では、長半減期放射性元素の分離・変換に関して、「次世代原子炉及び加速器駆動システムの調査、研究と連携して推進する」としており、ADSの研究も進められていると考えられる。 ・Na冷却材の代替オプションとしてHeガス冷却材の高速炉の設計研究を実施。	・2010年の連邦目標計画では、鉛冷却高速炉、鉛ビスマス冷却高速炉の開発も進める計画となっている。 ・一部の研究所でトリウム利用に関する基礎研究を実施中。	・豊富な国内トリウム資源の有効利用を目指したトリウムサイクルへの移行を予定しており、以下の3段階の原子力開発を推進。 ①重水炉(Pu生産) ②高速炉(U233生産) ③改良型重水炉(トリウム利用) ・現在は第2段階の高速炉サイクルを開発中。	・中国原子能研究院(CIAE)では、MA燃焼を目的としたADSの基礎研究を推進。 ・レアアース生産に伴いトリウムを含む残渣が大量に存在。カナダとの協力でCANDU炉でのトリウム燃料照射実験を実施中。またトリウム溶融塩炉の建設も計画。	国立研究所、大学、民間会社等でトリウム燃料の研究を実施。	

実用化戦略調査研究(FS)の展開



フェーズIIでの検討対象：高速増殖炉システム

● 幅広い選択肢(冷却材と燃料形態)の組合せ(約40概念)から、今後検討すべき概念を選択

フェーズIにおける有望概念の抽出結果

対象技術		炉型の評価	燃料形態の評価		
			MOX	窒化物	金属
ナトリウム炉	大型タンク	B	A	B	A
	大型ループ	A			
	中型モジュール	A			
	小型炉	A(※1)	B	A	
ガス炉	CO2ガス炉	B*	A*	A*	C
	Heガス炉ピン型	B*			
	Heガス炉粒子型	A*	B		-
	小型炉	B*	B*	A*	-
重金属炉	大型	C	B	A	A
	中型モジュール	A(※2)			
	小型炉	A(※3)			
水炉	BWR型	A(※4)	A	-	-
	PWR型	A(※4)	A	-	-
	超臨界圧水型	A(※4)	A	-	-
溶融塩炉		C	C [塩化物溶融塩]		

A:引き続き検討 B:国内外の研究のレビュー C:データ化 *:2001年度に抽出

○:フェーズII中間評価以降に検討を進めた主要な組合せ

フェーズIIでの検討対象

- ナトリウム炉
 - ・ 大型ループ型(MOX、金属燃料)
 - ・ 中型ループ型モジュール炉 (MOX、金属燃料)
 - ・ 小型炉(金属燃料)
- ガス炉
 - ・ Heガス炉粒子型(窒化物燃料)
- 重金属炉
 - ・ 中型モジュール炉(窒化物燃料)
- 水炉
 - ・ BWR型(MOX)

- ※1 炉心性能及び実現可能性の観点から金属燃料を選択。小型炉については多目的利用など、基幹電源とは異なる概念として検討。
- ※2 金属燃料はボンド部にNaを使用しており、破損時に金属間化合物を形成するため、ヘリウムボンドの窒化物燃料を選択。
- ※3 中型モジュール炉と同様の基礎的課題があるため、2001年度以降の検討対象は中型モジュール炉のみを対象とした。
- ※4 設計検討が最も進んでおり、炉心損傷時の成立性、経済性を含めたシステムの成立性が高い概念として、BWR型を検討対象とした。

フェーズIIでの検討対象：燃料サイクルシステム

● 幅広い選択肢(燃料形態)の組合せ(再処理システム約10概念、燃料製造システム約10概念)から、今後検討すべき概念を選択

フェーズIにおける有望概念の抽出結果

対象技術		燃料形態			
		MOX	窒化物	金属	
再処理	先進湿式		(A)	A(*2)	-
	乾式	酸化物電解法	(A)	C	C
		金属電解法	(A)	A(*2)	(A)
		フッ化物揮発法	B	B	B
燃料製造	簡素化ペレット		(A)	A(*2)	-
	振動充填	湿式法対応	(A)	A(*2)	-
		酸化物電化法対応	(A)	C	-
		金属電解法対応	A(*1)	A(*2)	-
		フッ化物揮発法対応	B	B	-
	鑄造	射出鑄造法	-	-	(A)
		遠心鑄造法	-	-	A(*1)

A:引き続き検討 B:国内外の研究のレビュー C:データ化

○:フェーズII中間評価以降に検討を進めた主要な組合せ

フェーズIIでの検討対象

○再処理

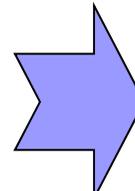
- ・先進湿式法(MOX、窒化物)
- ・酸化物電解法(MOX)
- ・金属電解法(金属、酸化物、窒化物)

○燃料製造

- ・簡素化ペレット法(MOX、窒化物)
- ・振動充填法
 - －湿式対応[スフェアパック](MOX、窒化物)、
 - －酸化物電解対応[ハイパック](MOX)
- ・射出鑄造法(金属)

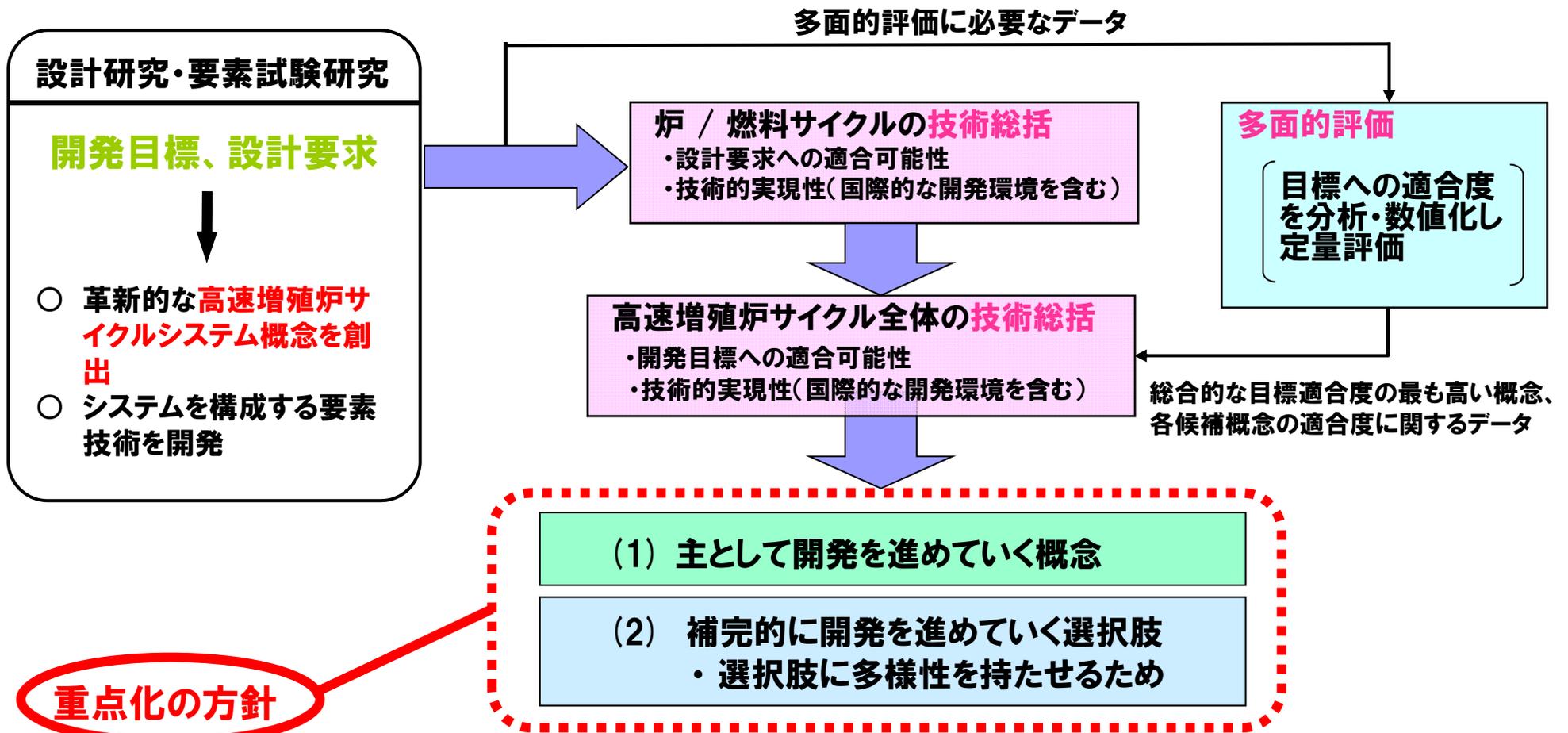
*1 金属電解法対応振動充填法(MOX)及び金属燃料対応の遠心鑄造法は経済性の点で魅力がないことからフェーズII中間段階で検討対象から除外。

*2 窒化物燃料については、主たる工程はMOX対応の先進湿式法やペレット、振動充填法あるいは金属燃料対応の金属電解法等の適用が可能であるため、これらの成果を活用して検討

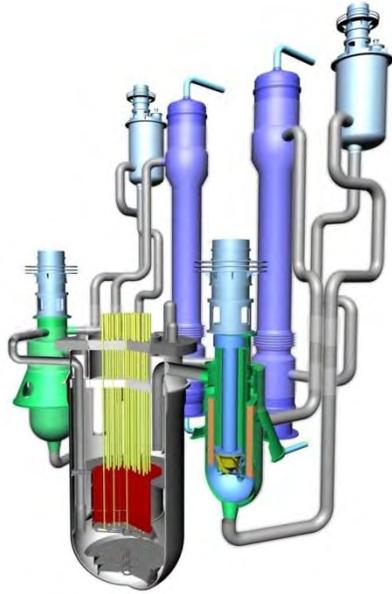


研究開発の重点化に向けたフェーズIIでの検討の流れ

- 開発目標、設計要求を設定し、革新的な高速増殖炉サイクルを創出、構成する要素技術を開発、創出した概念について、多面的評価の結果も参考にしつつ、技術総括の結果に基づき重点化の方針を決める

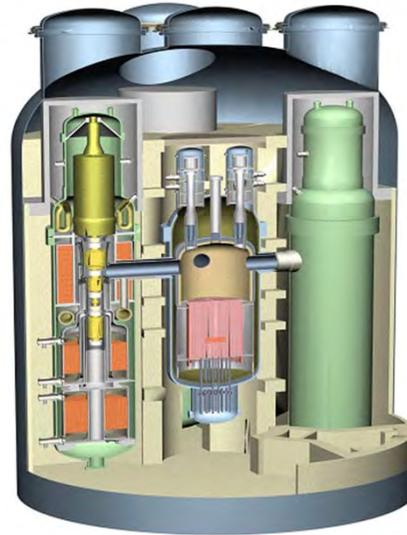


FBRシステムの実用化概念(FS時)



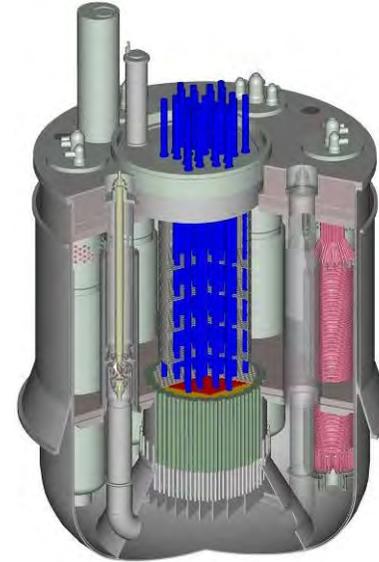
ナトリウム冷却炉

- 150万kWe大型炉 (酸化物及び金属)
- 革新技術の採用で物量、建屋容積を大幅に削減
- ナトリウムの特徴を考慮した設計により信頼性を確保



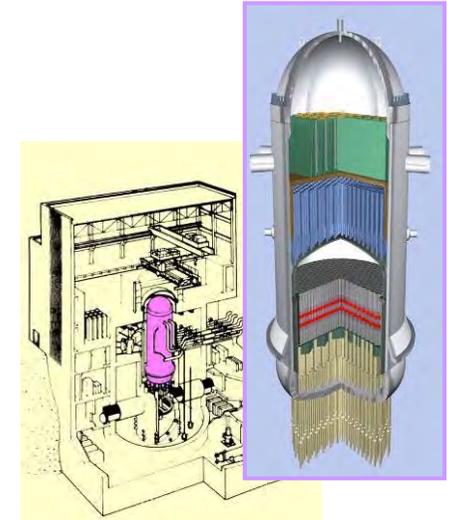
ヘリウムガス冷却炉

- 150万kWe大型炉 (窒化物被覆粒子燃料)
- 高温熱源の特長を活かして物量・建屋容積を削減
- 減圧事故、炉心損傷事故対策を考慮



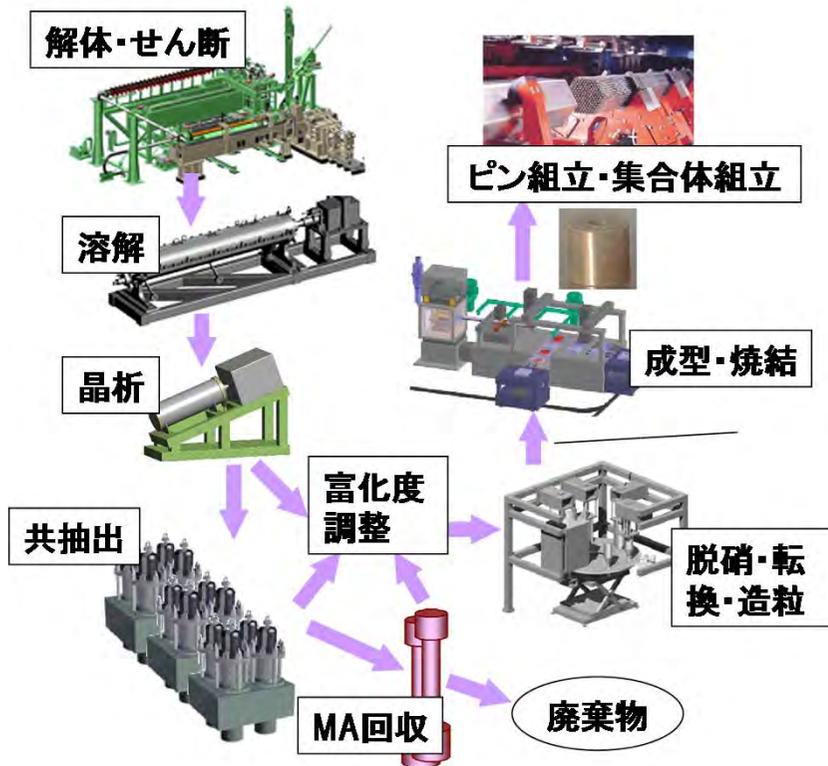
鉛ビスマス冷却炉

- 75万kWe中型炉 (窒化物燃料)
- 化学的に不活性な冷却材であり二次冷却系を削除したシステムを構築



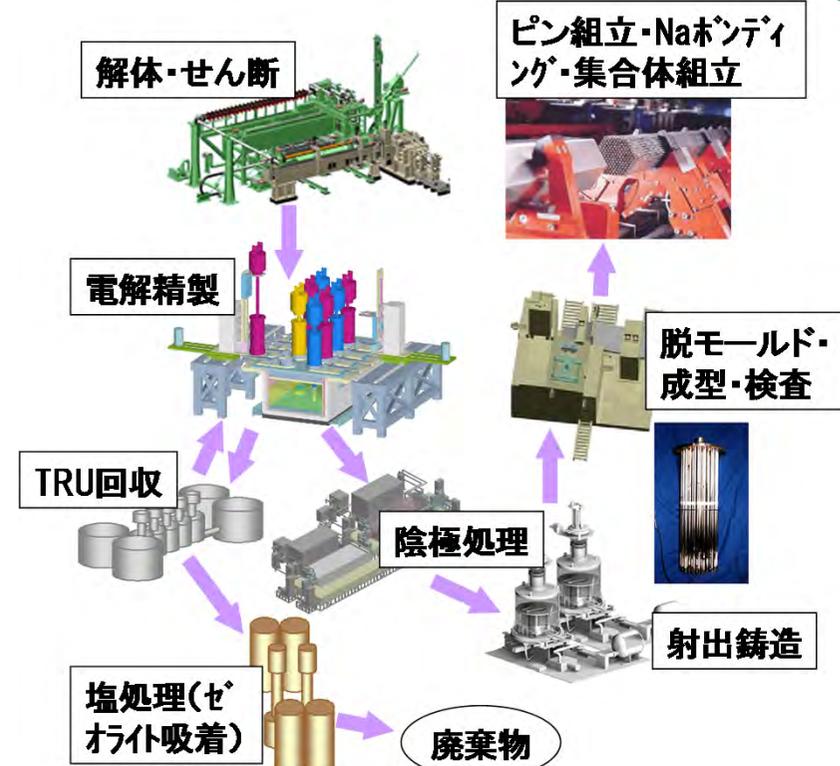
水冷却炉

- 135万kWe BWR型高速増殖炉 (酸化物燃料)
- 増殖性確保のため、高富化度・高稠密炉心概念
- ABWRのプラント技術が利用可能



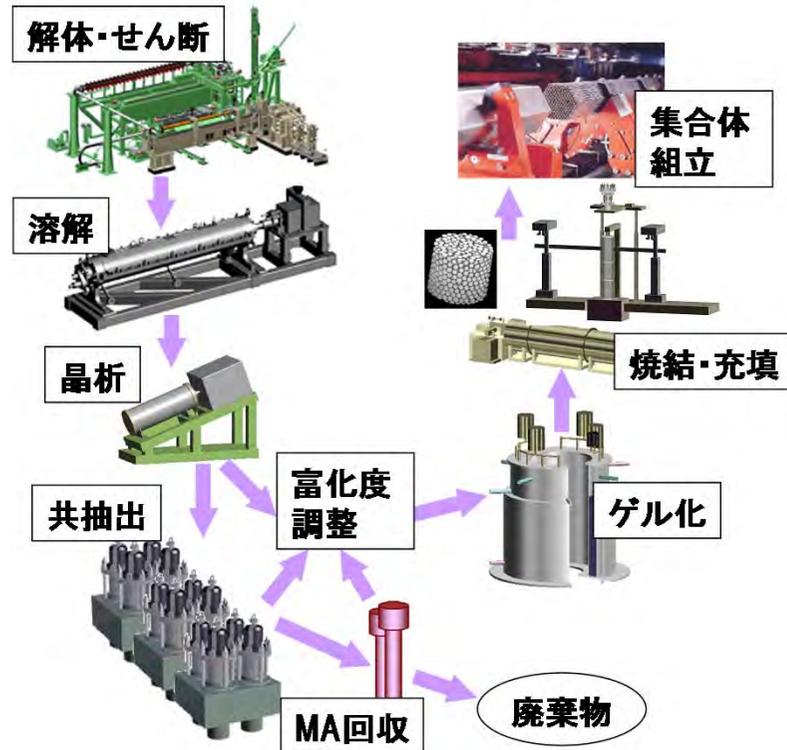
先進湿式法＋簡素化ペレット法

- 低除染燃料の使用が許容される高速増殖炉の特徴を生かし、回収/精製工程を合理化
- 溶液段階でのPu富化度調整などにより、従来のペレット製造から粉末混合工程を削除



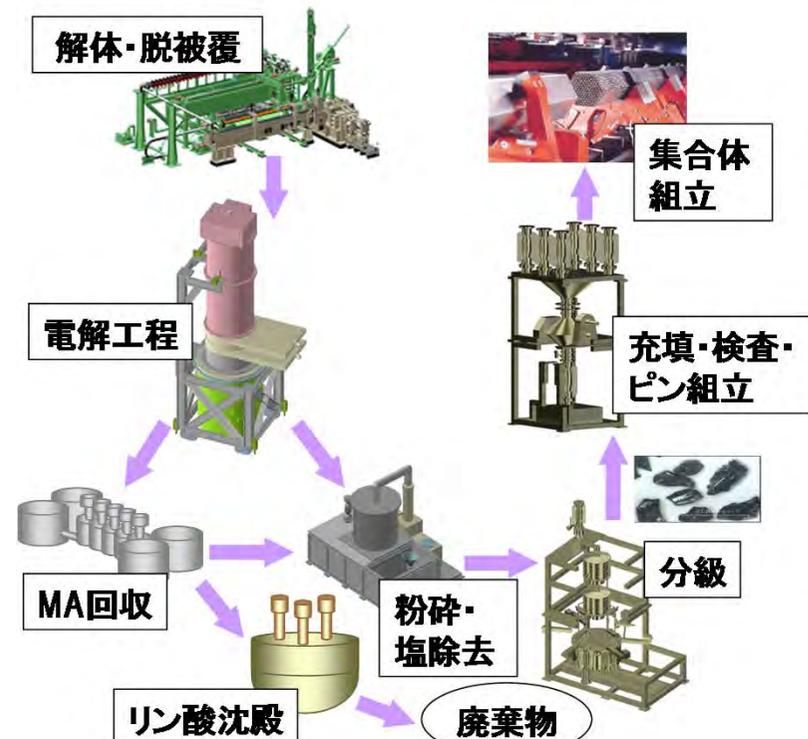
金属電解法＋射出鋳造法

- 米国で開発された乾式再処理法に対して、処理速度向上等の改良
- 米国高速実験炉EBR-IIの燃料製造に用いられた射出鋳造法の一部合理化



先進湿式法＋振動充填法

- 低除染燃料の使用が許容される高速増殖炉の特長を活かし、回収/精製工程を合理化
- 微粉末発生が少なく、遠隔製造に適合するゲル化法による粒子燃料製造を採用



酸化物電解法＋振動充填法

- ロシアで開発された乾式再処理法に対して、実用燃料処理への適合性を高める改良
- ロシアの高速実験炉BOR-60の燃料製造に用いられているバイパック燃料製造を採用

高速増殖炉システムの有望概念の抽出

●有望なシステム概念

- ナトリウム冷却炉が最も有望な概念である
- ヘリウムガス冷却炉は多様なニーズに対応可能な概念である

	ナトリウム冷却炉	ヘリウムガス冷却炉	鉛ビスマス冷却炉	水冷却炉
設計要求への適合可能性	全ての設計要求に対して、高いレベルで適合する可能性がある。金属燃料を採用した場合にはさらなる炉心性能の向上が見込める。	全ての設計要求に対して適合する可能性があり、高温熱源としての魅力を有する。	全ての設計要求に対して適合する可能性がある。	資源有効利用性および環境負荷低減性に制約が有る。上記以外の設計要求に対しては、適合する可能性はある。
技術的実現性	開発課題が明確であり、また代替技術を準備することができることから、高い確度で実現性を見通すことが可能	実現性を見通すためには、概念成立性に係わる課題を解決することが必要		実現性を見通すための課題が炉心燃料関連に限定
(国際的視点)	国際協力を期待することが可能 〔GIFでの活動が活発で、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。また、共同開発による革新技術のブレークスルー、開発分担による効率的開発が期待できる。〕	国際協力を期待することが可能 〔GIFでの活動により、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。また、概念成立性に係わる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。〕	国際協力を期待することが困難 〔GIFでの活動において開発を主導する国が無く、概念成立性に係わる課題をブレークスルーできる可能性が低い。〕	国際協力を期待することが困難 〔GIFでの候補概念に取り上げられていないため、現状では基盤的な研究協力内容に限定される。〕

は優れた部分

燃料サイクルシステムの有望概念の抽出

●有望なシステム概念

- 先進湿式法＋簡素化ペレット法が最も有望な概念である
- 金属電解法＋射出鑄造法は多様なニーズに対応可能な有望概念である

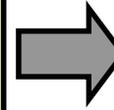
	先進湿式法＋ 簡素化ペレット法	金属電解法＋ 射出鑄造法	先進湿式法＋ 振動充填法 ^(※)	酸化物電解法＋ 振動充填法
設計要求への 適合可能性	全ての設計要求に対して高いレベルで適合する可能性があり、スケールアップ効果のため大規模施設の経済性が高い。	全ての設計要求に対して適合する可能性があり、小規模施設の経済性が高い。	全ての設計要求に対して適合する可能性がある。	全ての設計要求に対して適合する可能性がある。
技術的実現性	実現性を見通すことが可能	実現性を見通すことが可能だが、インフラ整備が必要なことから比較的長期の開発を要する見込み	実現性を見通すことが可能	技術的課題が多く開発に長期を要する
(国際的視点)	国際協力を期待することが可能 〔フランスではホットラボなどによる関連研究を実施〕	国際協力を期待することが可能 〔米国ではホットラボなどによる研究を実施〕	国際協力を期待することが困難 〔積極的に開発する国はない〕	国際協力を期待することが可能 〔ロシアではホットラボなどによる関連研究を実施〕

は優れた部分

(※) ヘリウムガス冷却炉用の窒化物被覆粒子燃料の製造には、この振動充填法の工程の一部である「ゲル化法」が用いられるが、対応する燃料サイクル概念の開発については、高速増殖炉システム開発の進捗により被覆粒子窒化物燃料の概念が固まった後に着手することが効率的である。

高速増殖炉サイクルの技術総括結果

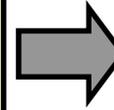
(a) 高速増殖炉システム : ナトリウム冷却炉(MOX燃料)
燃料サイクルシステム: 先進湿式法再処理 + 簡素化ペレット法燃料製造



<主概念>

総合的に最も優れた概念

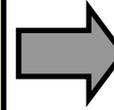
(b) 高速増殖炉システム : ナトリウム冷却炉(金属燃料)
燃料サイクルシステム: 先進湿式法再処理 + 簡素化ペレット法燃料製造



<補完概念>

総合的な評価では(a)を超えるものではないが、(a)にはない魅力を有する概念

(c) 高速増殖炉システム : ヘリウムガス冷却炉(窒化物被覆粒子燃料)
燃料サイクルシステム: 先進湿式法再処理 + 被覆粒子燃料製造法



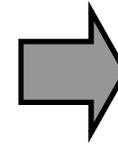
FSフェーズII成果の国の評価

FSフェーズII成果の国による評価結果

「高速増殖炉サイクルの研究開発方針について」(2006年11月、文部科学省研究開発局)

<FSフェーズII成果の評価>

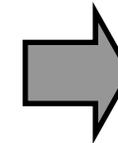
ナトリウム冷却炉(MOX燃料)+先進湿式法再処理+簡素化ペレット法燃料製造



主概念

現在の知見で実用施設として実現性が最も高いと考えられる実用システム概念

ナトリウム冷却炉(金属燃料)+金属電解法再処理+射出鑄造法燃料製造



副概念

社会的な視点や技術的な視点から主概念の比べて不確実性がある

<研究開発方針>

- **主概念を成立させるために必要な革新的な技術について集中的に研究開発を行うべきであり、副概念については、基盤的な研究開発として取り組むべき。**
- **2015年までに主概念の革新的技術の採用可能性を判断できるところまで具体化させ、開発目標・設計要求を満足する概念設計を得ることを目指す。**
- **今後は「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」として、実用化に集中した技術開発を行い、高速増殖炉サイクルの研究開発を加速すべきである。**

次世代型原子炉について (Gen-IV炉)

第4世代原子力システム国際フォーラム (GIF)の概要

GIF: Generation IV International Forum

●メンバー: 12カ国1国際機関



アルゼンチン、ブラジル、カナダ、中国、フランス、日本、韓国、ロシア、南アフリカ、スイス、英国、米国、ユーラトム

●目的、概要:

安全性・信頼性(安全・信頼できる運転、敷地外緊急時対応の不要)、経済性(ライフサイクルコストの優位性)、持続可能性(燃料の効率的利用、廃棄物の最小化)、および核拡散抵抗性と核物質防護の4つの目標を満足する、第4世代原子力システムの 2030年代の商業導入を目指し、実証フェーズの前段階までの研究開発協力を国際的な枠組みで推進する。

GIFの研究及び開発課題として6つのシステムを2002年7月に選定。

基本課題に係る研究(viability phase) ⇒

性能向上に係る研究(Performance phase) ⇒

実証研究(実証フェーズ) ⇒ 商業導入

GIFにおける協力への参加メンバー一覧

候補概念	 アルゼンチン	 ブラジル	 カナダ	 フランス	 日本	 韓国	 南 アフリカ	 スイス	 英国	 米国	 EU	 中国	 ロシア
超高温ガス冷却炉 (VHTR)			○	○	○	○		○		○	○	○	
ナトリウム冷却高速 炉 (SFR)				○	○	○				○	○	○	○
超臨界圧水冷却炉 (SCWR)			○		○						○		○
ガス冷却高速炉 (GFR)				○	○			○			○		
鉛冷却高速炉* (LFR)					○						○		○
溶融塩炉* (MSR)				○							○		

注) ○:署名国、
 VHTR・SFR・SCWR・GFRはシステム取り決めに署名、
 *LFRとMSRはMOU(システム取り決め締結に向けた覚書)に署名

超高温ガス冷却炉

(VHTR : Very-High-Temperature Reactor System)

【特徴】冷却材:ヘリウム、温度領域:900~1000°C、出力:250~300MWe

○わが国では、原子力機構が熱出力30MWtのHTTRの建設・運転を実施中。

これを基に、電気出力300MWeの高温ガス炉ガスタービン発電システムを設計検討中。

【メリット】

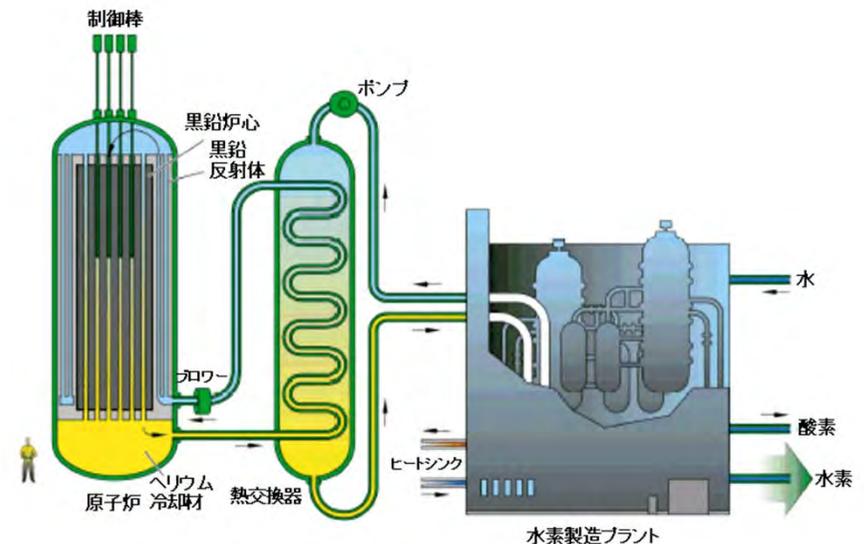
○熱中性子炉で、高温運転が可能のため、高効率発電とともに熱分解による水素製造など可能性がある。

【課題】

○燃料のリサイクルに適さないため、
ワンスルー方式での開発を進めている。

○高温に耐える材料開発が課題である。
(開発に長期間要する見通し)

Gen-IV炉ではないが、
日本のHTTRや、米・独では高温ガス原型
炉を建設・運転し発電した実績がある。



ナトリウム冷却高速炉

(SFR : Sodium-Cooled Fast Reactor System)

【特徴】冷却材：ナトリウム、温度領域：500～550℃、出力：50～1500MWe

- 酸化物燃料と先進湿式再処理方式を組み合わせた概念(原子力機構のJSFR)と、金属燃料と乾式再処理を組み合わせた概念(韓国)等が選定されている。
- 前者は、「常陽」・「もんじゅ」を踏まえて、原子力機構がFaCTプロジェクトで検討中の大型ループ型炉であり、原子炉構造のコンパクト化、ループ数削減、一次系機器の合体等による経済性向上を特長としている。

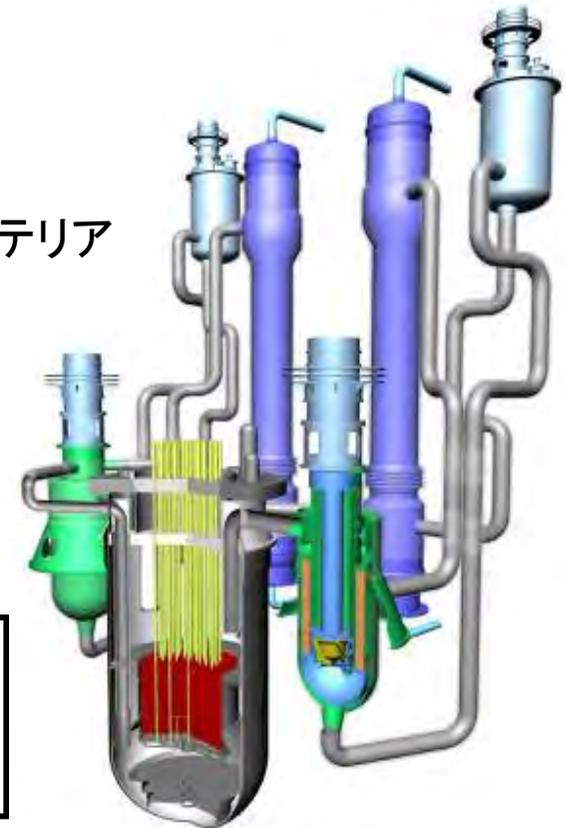
【メリット】

- ナトリウムの沸点が高く、また燃料リサイクルに適しており、エネルギーの持続可能性で特に優れている。
- 実用化に最も近い高速炉概念で、国際標準となる安全クライテリアの構築を進めている。
- 各国で開発が進められており、国際協力が可能である。

【課題】

- 経済性向上が課題である。
- 水・空気とNaとの化学反応の防止が課題である

Gen-IV炉ではないが、「もんじゅ」等のナトリウム冷却高速原型炉を、各国で建設・運転し、発電した実績がある。



超臨界圧水冷却炉

(SCWR : Supercritical Water-Cooled Reactor System)

【特徴】冷却材:水、温度領域:510~625°C、出力:300~1500MWe

○熱中性子炉と高速(中性子)炉との中間に位置する概念。

○わが国では、東大などを中心に研究が行われている。

【メリット】

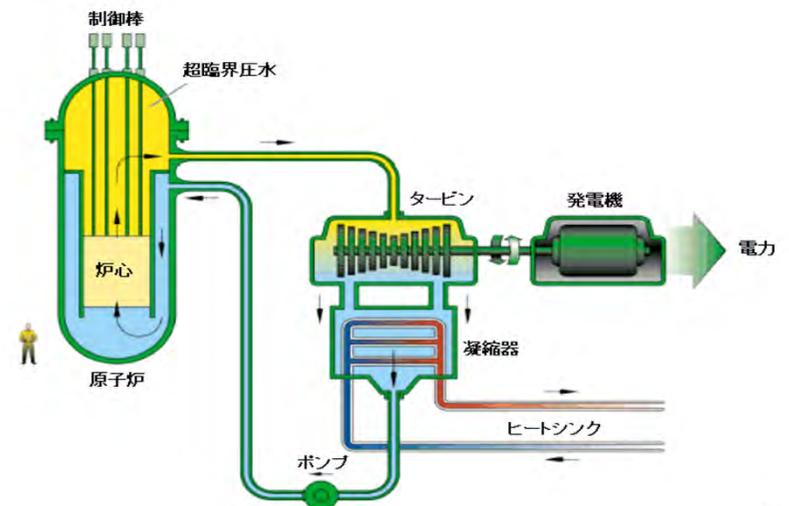
○超臨界圧22.1MPa以上では気水の分離が必要ないため、原子炉で加熱した冷却水で直接タービンを駆動して発電でき、高い熱効率(約45%)が達成できるとともに、機器の簡素化による経済性向上が図れるとされている。

○燃料リサイクルも可能。

【課題】

○超臨界圧水条件での耐腐食性燃料被覆管及び原子炉構造材料開発が課題である。
(開発に長期間要する見通し)

超臨界圧水を用いた原子炉は作られていない。



ガス冷却高速炉

(GFR : Gas-Cooled Fast Reactor System)

【特徴】冷却材：ヘリウム、温度領域：850°C、出力：1200MWe

○炉心はピンまたは板状燃料を用いたブロック型をベースとしている。フランスを中心に検討が進められているが、概念の基本部分については、まだ検討中である。

【メリット】

○燃料のリサイクル利用が可能。

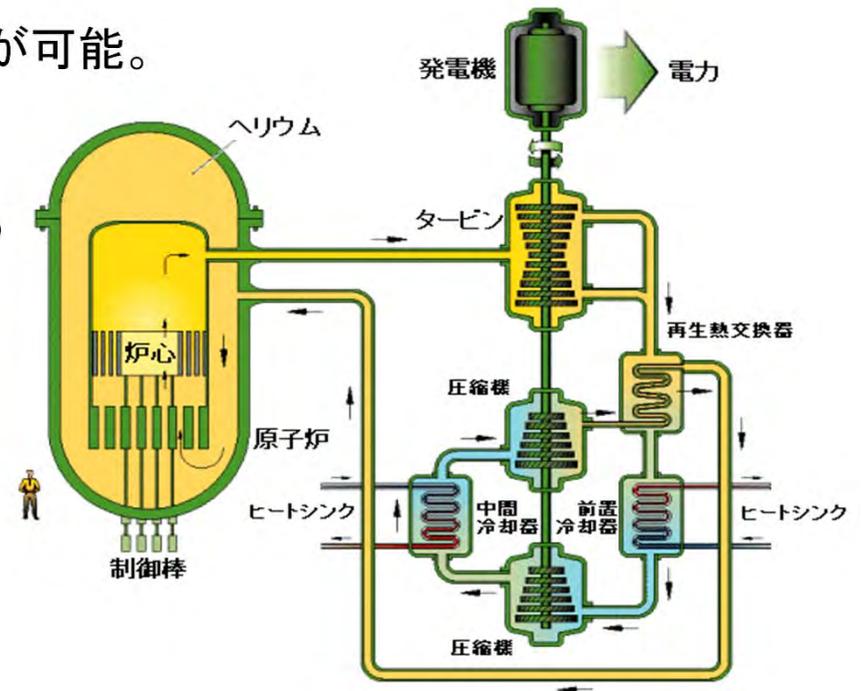
○高温運転とエネルギーの持続可能性の両立が可能。

【課題】

○燃料サイクル技術、高速中性子環境に耐える
燃料被覆材料等の開発が課題である。

(開発に長期間要する見通し)

ガス冷却高速炉は作られていない。



鉛冷却高速炉

(LFR : Lead-Cooled Fast Reactor System)

【特徴】冷却材：鉛or鉛/Bi、温度領域：480～570℃、出力：20～1200MWe

○鉛冷却大型炉(1200MWe)としてはロシアで開発中のBRESTが参考概念である。

バッテリー炉(120～400MWe)は、15～30年の超長期運転が可能であり、分散電源や水素製造、海水脱塩などを目的としている。

【メリット】

○鉛の沸点が高く、また燃料のリサイクル利用に適する。

【課題】

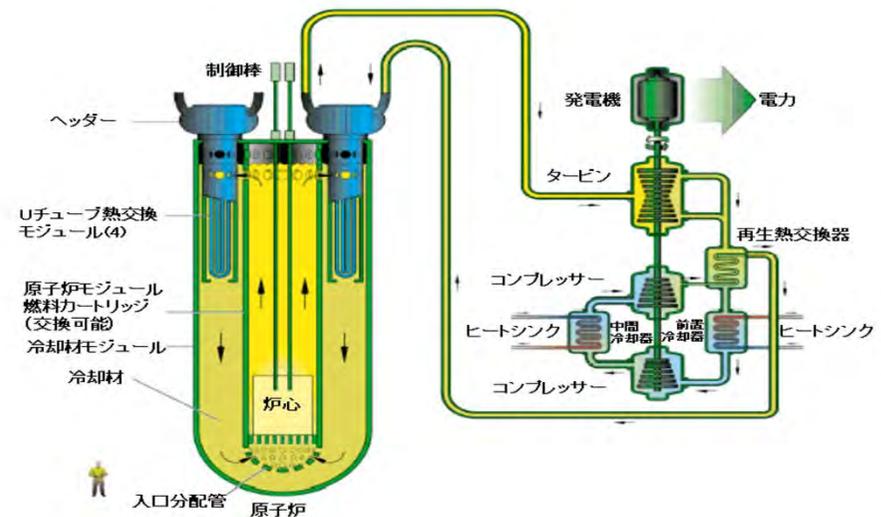
○Bi(ビスマス)の放射化が課題である。

○腐食の問題があり、

燃料被覆管材料の開発が課題である。

(開発に長期間要する見通し)

Gen-IV炉ではないが、ロシアにて鉛/Bi冷却高速実験炉を建設・運転した経験がある。



溶融塩炉

(MSR : Molten Salt Reactor System)

【特徴】冷却材 : 溶融塩、温度領域 : 700~800°C、出力 : 1000MWe

○液体のトリウム及びウランのフッ化物が燃料かつ冷却材として黒鉛炉心チャンネル内を流れる熱中性子炉である。

○炉心で発生した熱は中間熱交換器により外部に取り出す。

【メリット】

○FPは液体燃料から連続的に除去され、燃料はリサイクル利用される。

○燃料交換なしで、長時間の運転が可能である。

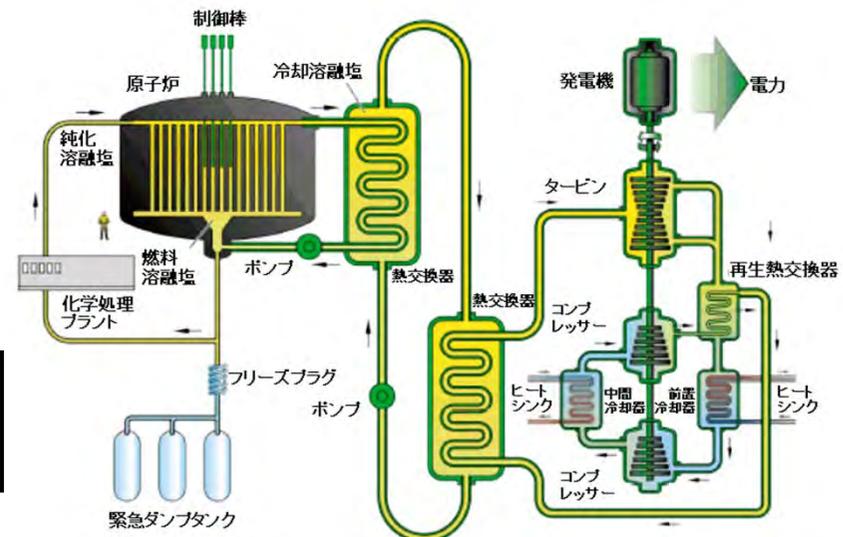
【課題】

○耐腐食性の構造材料開発等が課題である。

(開発に長期間要する見通し)

○高放射能環境の1次系のメンテナンス技術が課題である。

Gen-IV炉ではないが、アメリカにて
溶融塩実験炉を建設・運転した経験がある。



A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems

December 2002

Ten Nations Preparing Today for Tomorrow's Energy Needs



Issued by the
U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee
and the Generation IV International Forum

The Generation IV Roadmap Project

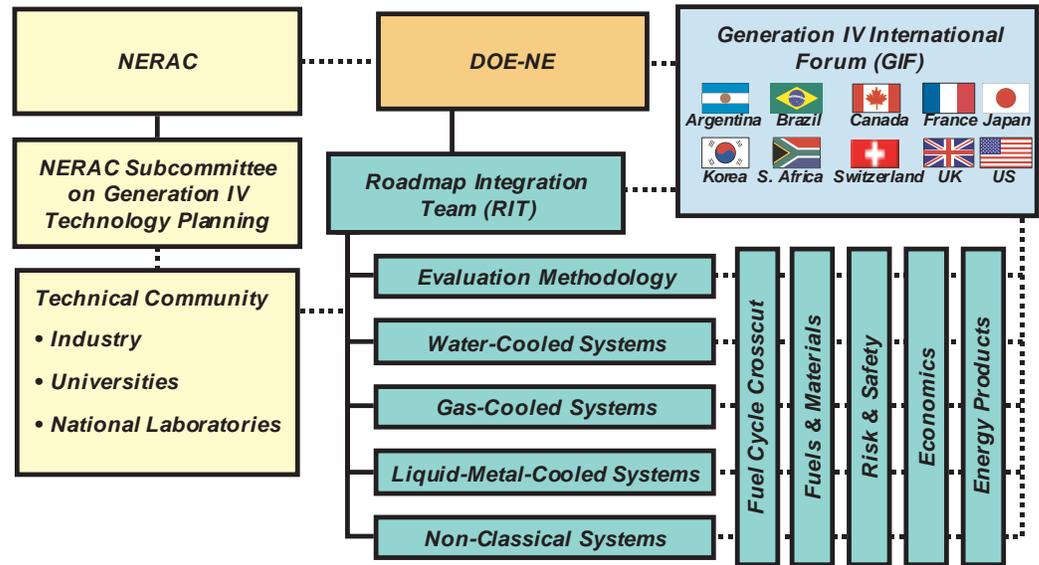
As the Generation IV goals were being finalized, preparations were made to develop the Generation IV technology roadmap. The organization of the roadmap is shown in the figure at the right. The Roadmap Integration Team (RIT) is the executive group. Groups of international experts were organized to undertake identification and evaluation of candidate systems, and to define R&D to support them.

In a first step, an Evaluation Methodology Group was formed to develop a process to systematically evaluate the potential of proposed Generation IV nuclear

energy systems to meet the Generation IV goals. A discussion of the Evaluation Methodology Group's evaluation methodology is included in this report. At the same time, a solicitation was issued worldwide, requesting that concept proponents submit information on nuclear energy systems that they believe could meet some or all of the Generation IV goals. Nearly 100 concepts and ideas were received from researchers in a dozen countries.

Technical Working Groups (TWGs) were formed—covering nuclear energy systems employing water-cooled, gas-cooled, liquid-metal-cooled, and nonclassical reactor concepts—to review the proposed systems and evaluate their potential using the tools developed by the Evaluation Methodology Group. Because of the large number of system concepts submitted, the TWGs collected their concepts into sets of concepts with similar attributes. The TWGs conducted an initial screening, termed *screening for potential*, to eliminate those concepts or concept sets that did not have reasonable potential for advancing the goals, or were too distant or technically infeasible.

Following the screening for potential, the TWGs conducted a *final screening* to assess quantitatively the potential of each concept or concept set to meet the Generation IV goals. The efforts of the TWGs are



briefly presented in this technical roadmap report. The TWG Reports are included in their entirety on the Roadmap CD-ROM, along with the reports of the other groups.

A Fuel Cycle Crosscut Group (FCCG) was also formed at a very early stage to explore the impact of the choice of fuel cycle on major elements of sustainability—especially waste management and fuel utilization. Their members were equally drawn from the working groups, allowing them to compare their insights and findings directly. Later, other Crosscut Groups were formed covering economics, risk and safety, fuels and materials, and energy products. The Crosscut Groups reviewed the TWG reports for consistency in the technical evaluations and subject treatment, and continued to make recommendations regarding the scope and priority for crosscutting R&D in their subject areas. Finally, the TWGs and Crosscut Groups worked together to report on the R&D needs and priorities of the most promising concepts.

The international experts that contributed to this roadmap represented all ten GIF countries, the Organisation for Economic Cooperation and Development Nuclear Energy Agency, the European Commission, and the International Atomic Energy Agency.

Evaluation and Selection Methodology

The selection of the systems to be developed as Generation IV was accomplished in the following steps:

1. Definition and evaluation of candidate systems
2. Review of evaluations and discussion of desired missions (national priorities) for the systems
3. Final review of evaluations and performance to missions
4. Final decision on selections to Generation IV and identification of near-term deployable designs.

The first step was the collective work of the roadmap participants and the NERAC Subcommittee on Generation IV Technology Planning over a one-year period. It was concluded with a broad consistency review across the candidate concepts, and reviewed by the Subcommittee in early April 2002. The latter three steps continued to be advised by the Subcommittee but were increasingly taken up by the GIF members in a series of meetings in the first half of 2002, culminating in the selection of six Generation IV systems by the GIF. The entire process is summarized below, beginning with a detailed explanation of the evaluation methodology in the first step.

The use of a common evaluation methodology is a central feature of the roadmap project, providing a consistent basis for evaluating the potential of many concepts to meet the Generation IV goals. The methodology was developed by the Evaluation Methodology Group at an early stage in the project. The basic approach is to formulate a number of factors that indicate performance relative to the goals, called criteria, and then to evaluate concept performance against these criteria using specific measures, called metrics.

Two evaluation stages were employed, screening for potential and final screening. The screening for potential evaluation was designed to eliminate concepts that lacked sufficient potential, based on the TWG's judgment of their performance against the evaluation criteria. The final screening evaluation was performed for concepts that passed the screening for potential and was designed to support selection of a small number of Generation IV concepts. This final screening employed a more detailed and quantitative set of evaluation criteria than the screening for potential. Numerical scales were employed for a number of the criteria, and weights were

assigned to the criteria associated with each goal. The scales were established relative to a representative advanced light water reactor baseline. To complete the selection process, the GIF members considered the evaluations and eventually selected six to become the basis for Generation IV. They also considered a number of plant designs that had good potential for deployment in the near term, and selected 16 such designs for recognition as International Near-Term Deployment (INTD). Both lists are presented in the next chapter.

The following figure presents the four goal areas, with the eight goals arranged under them, and the 15 criteria and their 24 metrics assigned to the various goals. The criteria and metrics are grouped to indicate which goals they were assigned to. For example, under the sustainability goal area there are two goals. The first goal, "SU1 Resource Utilization," is evaluated using a single focused criterion named, "SU1-1 Fuel Utilization." The second goal, "SU2 Waste Minimization and Management" is evaluated using two criteria. It is very important to note that the criteria are only a sampling of many factors that could have been evaluated—they were not selected to be exhaustive but for their ability to discriminate between concepts on important attributes.

For each criterion, the TWGs evaluated each concept and specified a probability distribution for its performance potential to reflect both the expected performance and performance uncertainty. The Crosscut Groups and the Roadmap Integration Team reviewed these evaluations and recommended changes to make them consistent. For a goal evaluated with several criteria, the goal evaluation was combined using criteria weights suggested by the Evaluation Methodology Group. Comparisons of Generation IV candidates were mostly done at the goal level.

A central feature of the roadmap is that the eight goals of Generation IV are all equally important. That is, a promising concept should ideally advance each, and not create a weakness in one goal to gain strength in another. On the other hand, promising concepts will usually advance one or more of the goals or goal areas more than others. This will be apparent in the six systems recommended below for Generation IV. It should be emphasized that while these numerical evaluation results were a primary input to system selection, additional factors and judgment were also considered in the selection process, as described below.

Roll Up of Metrics, Criteria, Goals and Goal Areas

4 Goal Areas	8 Goals	15 Criteria	24 Metrics	
Sustainability	SU1 Resource Utilization	SU1-1 Fuel Utilization	• Use of fuel resources	
	SU2 Waste Minimization and Management	SU2-1 Waste minimization	<ul style="list-style-type: none"> • Waste mass • Volume • Heat load • Radiotoxicity 	
SU2-2 Environmental impact of waste management and disposal		• Environmental impact		
Economics	EC1 Life Cycle Cost	EC1-1 Overnight construction costs	• Overnight construction costs	
		EC1-2 Production costs	• Production costs	
	EC2 Risk to Capital	EC2-1 Construction duration	• Construction duration	
		EC2-1 Construction duration	• Construction duration	
Safety and Reliability	SR1 Operational Safety and Reliability	SR1-1 Reliability	• Forced outage rate	
		SR1-2 Worker/public - routine exposure	• Routine exposures	
		SR1-3 Worker/public - accident exposure	• Accident exposures	
	SR2 Core Damage	SR2-1 Robust safety features	<ul style="list-style-type: none"> • Reliable reactivity control • Reliable decay heat removal 	
		SR2-2 Well-characterized models		<ul style="list-style-type: none"> • Dominant phenomena - uncertainty • Long fuel thermal response time • Integral experiments scalability
	SR3 Offsite Emergency Response	SR3-1 Well-characterized source term/energy	<ul style="list-style-type: none"> • Source term • Mechanisms for energy release 	
		SR3-2 Robust mitigation features	<ul style="list-style-type: none"> • Long system time constants • Long and effective holdup 	
	Proliferation Resistance and Physical Protection	PR1 Proliferation Resistance and Physical Protection	PR1-1 Susceptibility to diversion or undeclared production	<ul style="list-style-type: none"> • Separated materials • Spent fuel characteristics
			PR1-2 Vulnerability of installations	• Passive safety features

Near the end of the first step, the GIF met to conduct the second step of the selection process in February 2002. Leaders from the NERAC Subcommittee participated in the meeting. The GIF reviewed the preliminary evaluation results and discussed additional considerations that would be important to their final decision. These

included a review of the important conclusions of the fuel cycle studies, which helped to suggest the various missions for Generation IV systems that were of interest: electricity and hydrogen production and actinide^c management. These missions are outlined in a section below.

^cThe term *actinide* refers to the heaviest elements found in used reactor fuel, many of which have long half-lives, including isotopes of uranium, plutonium, neptunium, americium and curium.

A final review of evaluations and performance to missions by the GIF Experts Group completed the third step in April 2002. The GIF met in May and July 2002 to conduct the fourth step. In brief, the candidate concepts that emerged from the final screening were discussed. Each was introduced with a presentation of the concept in terms of final evaluations, performance of missions, and estimated deployment dates and R&D costs. The Policy members discussed the concepts until a consensus was reached on six systems found to be the most promising and worthy of collaborative development.

Generation IV Nuclear Energy Systems

The Generation IV roadmap process described in the previous section culminated in the selection of six Generation IV systems. The motivation for the selection of six systems is to

- Identify systems that make significant advances toward the technology goals
- Ensure that the important missions of electricity generation, hydrogen and process heat production, and actinide management may be adequately addressed by Generation IV systems
- Provide some overlapping coverage of capabilities, because not all of the systems may ultimately be viable or attain their performance objectives and attract commercial deployment
- Accommodate the range of national priorities and interests of the GIF countries.

The following six systems, listed alphabetically, were selected to Generation IV by the GIF:

Generation IV System	Acronym
Gas-Cooled Fast Reactor System	GFR
Lead-Cooled Fast Reactor System	LFR
Molten Salt Reactor System	MSR
Sodium-Cooled Fast Reactor System	SFR
Supercritical-Water-Cooled Reactor System	SCWR
Very-High-Temperature Reactor System	VHTR

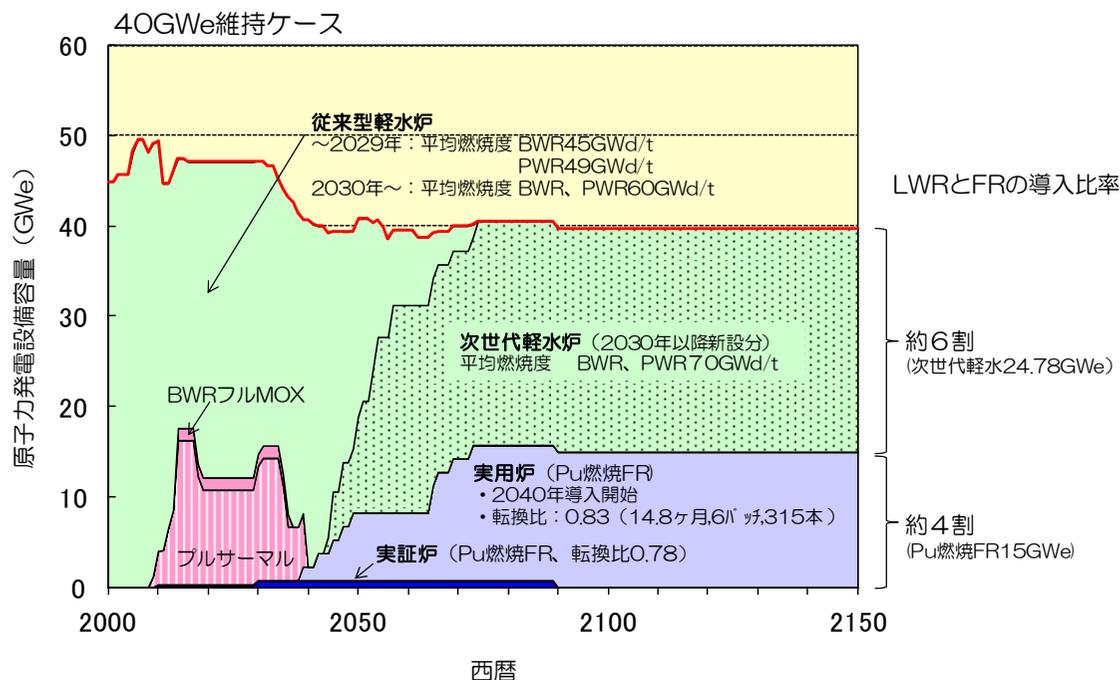
The six Generation IV systems are summarized in the next section after a short introduction of the FCCG findings. The INTD systems are described later in the report. In addition to overall summaries regarding fuel cycles and overall sustainability, the section describes missions and economic outlook, approach to safety and reliability, and path forward on proliferation resistance and physical protection.

LWRとPu燃焼炉（FR）の導入比率について

【概要】

複数のPu燃焼炉心（1500MWe実用炉ベース）を対象に、LWRとFRの共生シナリオにおける導入比率を概算した。また、FRの運転サイクル長さとの関係を整理した。

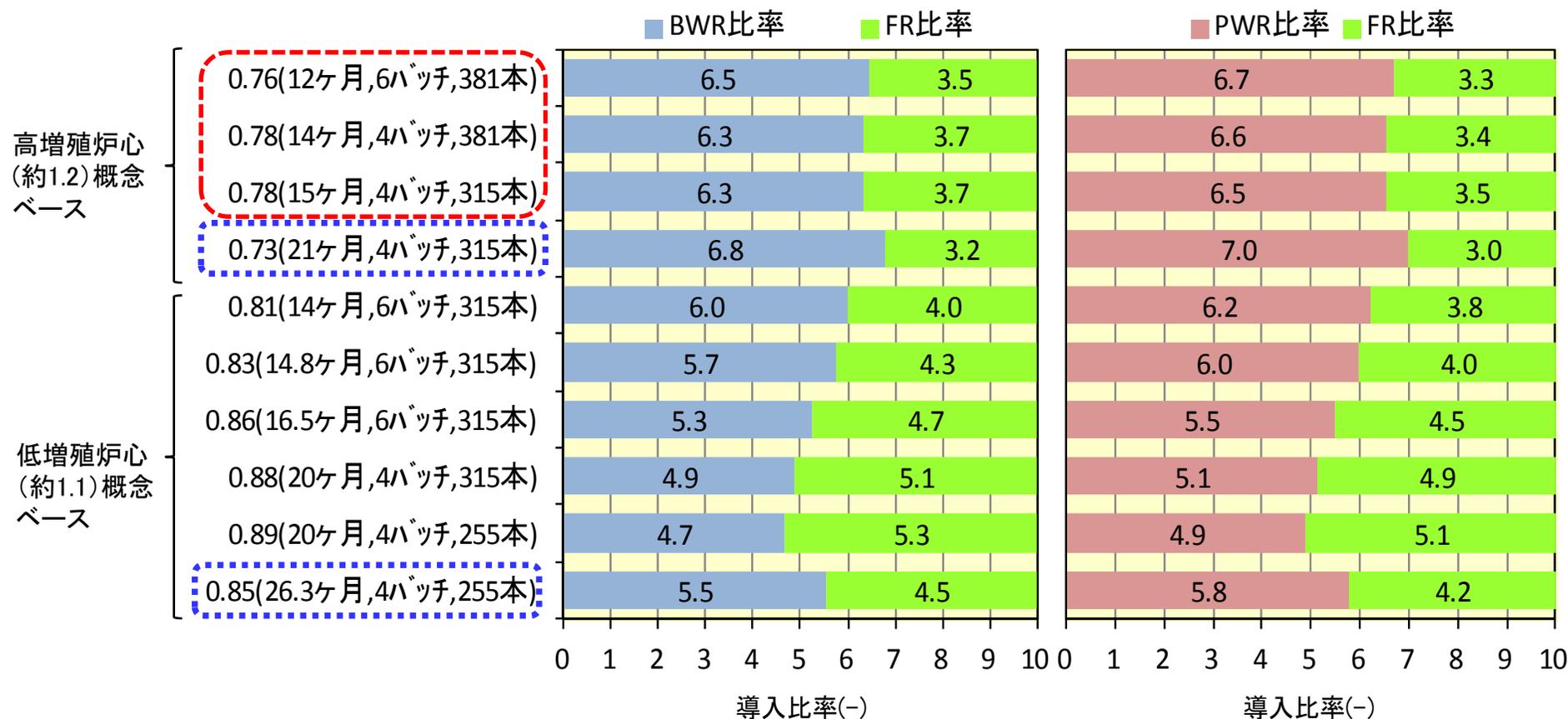
- ① 運転サイクル長さ12～15ヶ月、転換比約0.76～0.78のPu燃焼炉心の場合、LWRとFRの導入比率は概ね6：4から7：3の範囲になる。
- ② Pu燃焼炉心の運転サイクル長さを長くした場合、全般的に転換比が高くなり、LWRとFBRの導入比率は5：5に近づく。



LWRとPu燃焼炉(FR)の共生を想定した原子力発電構成（試算例）

2. Pu燃焼炉心の特徴

- Pu燃焼炉心の運転サイクル長さを現行軽水炉相当の12~15ヶ月とした場合、LWRとFRの導入比率は概ね6：4から7：3になる。
- 運転サイクル長さを長くした場合、全般的に転換比が高くなり、LWRとFRの導入比率が5：5に近づく。なお、新燃料のPu富化度を1%程度高めにした平均燃焼度157~170GWd/tの高燃焼度化炉心では、転換比の増加を抑え、21ヶ月超の運転サイクル長さが見込まれる。



各種Pu燃焼炉心によるLWRとFRの導入比率

備考：凡例の概要 転換比(運転サイクル長さ+バッチ数+燃料ピン本数)