

表総-2-1 各国の主な高速増殖炉開発の歩み

国名	原子炉名	出力 (kW)	型式 (冷却材 1次/二次)	運転開始	現状
米国	EBR-I	200kWe	ループ (NaK/NaK)	1951	運転終了
	EBR-II	2万kWe	タンク (Na/Na)	1964	運転終了
	FFTF	40万kWt	ループ (Na/Na)	1980	運転終了
	CRBR	38万kWe	ループ (Na/Na)	—	計画中止
仏国	Rapsodie	4万kWt	ループ (Na/Na)	1967	運転終了
	Phenix	25万kWe	タンク (Na/Na)	1974	運転中
	Super-Phenix	124万kWe	タンク (Na/Na)	1986	運転終了
英国	DFR	1.5万kWe	ループ (NaK/NaK)	1963	運転終了
	PFR	25万kWe	タンク (Na/Na)	1988	運転終了
独国	KNK-II	2万kWe	ループ (Na/Na)	1979	運転終了
	SNR-300	32.7万kWe	ループ (Na/Na)	—	建設中止
欧州	EFR	150万kWe	タンク (Na/Na)	—	設計研究終了
ロシア (旧ソ連)	BR-5(10)	0.5(0.8)万kWt	ループ (Na/NaK)	1958	運転終了
	BOR-60	1.2万kWe	ループ (Na/Na)	1970	運転中
	BN-350	13万kWe +脱塩	ループ (Na/Na)	1973	運転終了
	BN-600	60万kWe	タンク (Na/Na)	1980	運転中
	BN-800	80万kWe	タンク (Na/Na)	—	建設中
中国	CEFR	2.3万kWe	タンク (Na/Na)	—	建設中 (2008年初臨界予定)
インド	FBTR	1.3万kWe	ループ (Na/Na)	1985	運転中
	PFBR	50万kWe	タンク (Na/Na)	—	建設中 (2010完成予定)

表総－２－２ 第４世代原子力システムに関する国際フォーラム(GIF)

- 日仏米が中心となり、10カ国＋1機関が参画した国際共同研究開発
- 2030年頃に初号機の導入を目標
- 2015～2020年頃までで研究開発を終了し、その後は実証試験を行う予定
(現在は研究開発課題とその協力体制について議論中)
- 検討対象6概念の内、3概念が高速炉

開発目標

(1) 持続可能性

- ① 資源有効利用性
- ② 環境負荷低減性
(廃棄物の最小化と管理)
- ③ 核拡散抵抗性

(2) 経済性

- ① コスト(資本費、運転費、燃料費)
- ② 投資リスク

(3) 安全性と信頼性

- ① 通常運転時の安全性と信頼性
- ② 炉心損傷防止
- ③ 敷地外緊急時退避不要

検討対象の6概念

- ・ナトリウム冷却高速炉(SFR)
: 日、仏、米等5カ国
- ・ガス冷却高速炉(GFR)
: 仏、米、日等7カ国＋1機関
- ・鉛冷却高速炉(LFR)
: 2カ国＋1機関

- ・超高温炉(VHTR)
- ・超臨界水冷却炉(SCWR)
- ・熔融塩炉(MSR)

参加国: 10カ国＋1機関

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、イギリス、アメリカとEU

2. 国内外の動向

(1) 諸外国の高速増殖炉サイクル技術に関する研究開発計画の進展

各国の主な高速増殖炉開発の歩みを表総－2－1に示す。ウラン資源の有効利用の観点から、欧米各国では米国、仏国、英国、独国を中心に1950年代より高速増殖炉の研究開発を開始した。特に、ナトリウム冷却高速増殖炉を中心に各種実験炉や原型炉の建設、運転がなされるとともに、高速増殖炉燃料の再処理などに関する研究開発が進められてきた。

その後米国では、1977年に核不拡散政策の強化により高速増殖炉原型炉「CRBR」(38万kWe)の建設計画を中止し、さらに1983年にプルトニウムの民生利用の研究開発を行わないことを決定した。欧州では、仏国が1998年に経済的理由から高速増殖炉実証炉「Super-Phenix」(124万kWe)の停止を決定するなど、各国において高速増殖炉開発が停滞した。

近年、原子力発電への回帰の動きが進展しており、ウラン資源の有効利用や放射性廃棄物の適切な管理による環境負荷低減の観点などから高速増殖炉サイクルの研究開発の機運も高まっている。

米国は2000年に「第4世代原子力システム計画(Generation IV)」を提唱し、現在、10ヶ国＋1機関からなる「第4世代原子力システムに関する国際フォーラム(GIF)」に発展している(表総－2－2参照)。GIFで検討対象とされた6つの原子炉概念のうち、3つは高速炉である。また、高レベル放射性廃棄物の減容、使用済燃料の中に含まれる潜在的有害度の高いマイナーアクチニドの分離などを目的に、「先進的核燃料サイクルイニシアチブ(AFCI)」を2003年に開始した。

仏国では、実証炉「Super-Phenix」の停止後も、高速増殖炉原型炉「Phenix」を利用してマイナーアクチニドの燃焼などに関する研究開発を進めている。また、水素製造など高温熱源の多目的利用を考慮したガス冷却高速炉の研究開発を進めている。さらに、1991年に「放射性廃棄物管理研究法」が制定され、2006年に放射性廃棄物管理の実施に関する最善方策の結論を下すことを目的に、地層処分、貯蔵、核種分離・変換等の研究が

表総－２－３ 国際原子力エネルギー・パートナーシップ（GNEP） 構想について

政策的目標

- 米国と世界のエネルギー安全保障を増進する。
- クリーンなエネルギーを世界中に広め、環境の改善を図る。
- 核拡散リスクを低減する。

米国の国内政策の方針

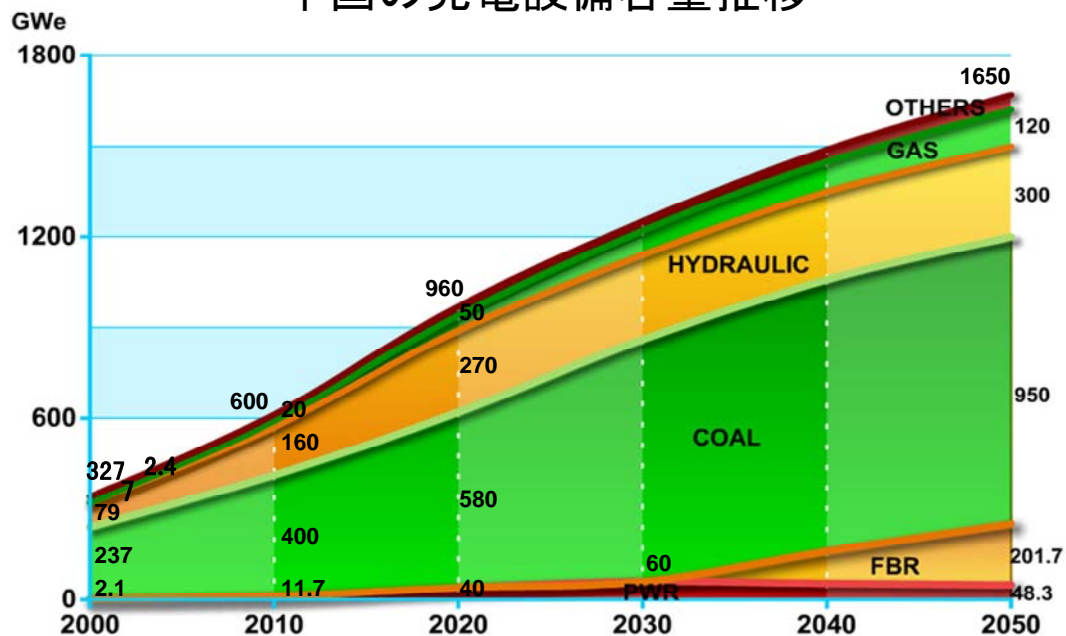
米国は、本構想の下で、放射性廃棄物を減量し、核拡散抵抗性に優れ、プルトニウムを単体で分離しない先進的再処理技術開発を促進するとともに、こうして取り出されたプルトニウム等を燃やすための高速炉開発を進める方針。

GNEP構想の7つの構成要素

- | | |
|-----------------------|-----------------|
| ① 米国における原子力発電の拡大 | ② 放射性廃棄物の低減 |
| ③ 核拡散抵抗性の高いリサイクル技術の実証 | ④ 先進燃焼炉(ABR)の開発 |
| ⑤ 燃料供給サービスの確立 | ⑥ 輸出可能な小型炉の開発 |
| ⑦ 先進的保障措置技術の開発 | |

図総-2-1 中国、インドにおける将来の発電設備容量推移

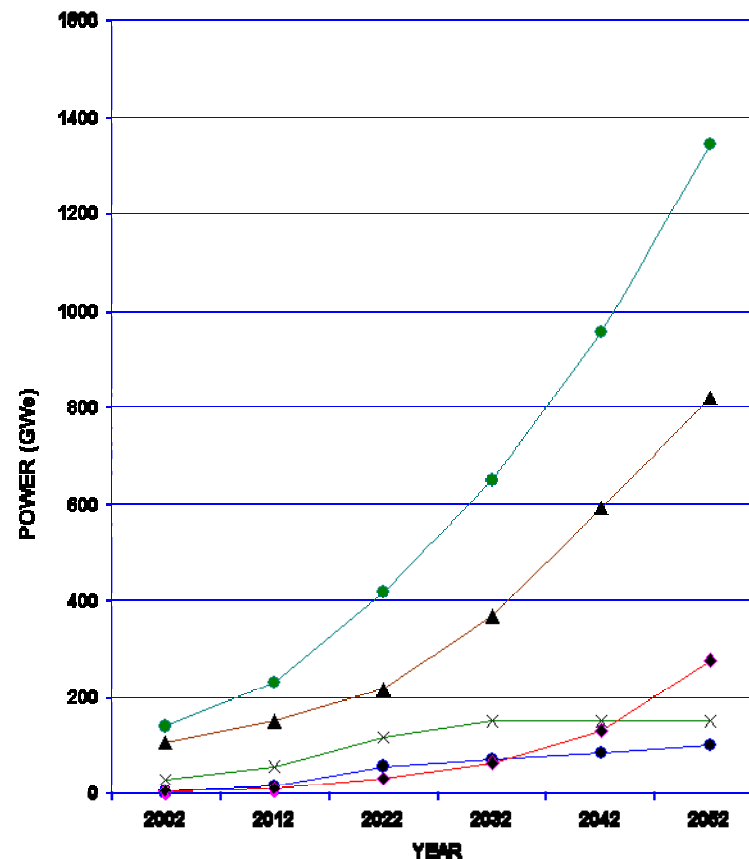
中国の発電設備容量推移



Electric Capacity Development Envisaged In China

出典) Mi Xu, Status and Prospects of Sustainable Nuclear Power Supply in China, GLOBAL2005, No.511, Tsukuba, JAPAN (2005).

インドの発電設備容量推移



Legend: Fossil (red triangle), Hydro (green cross), NonConv (blue circle), Nuclear (pink diamond), Total (green circle)

出典) Government of India, Department of Atomic Energy (DAE), <http://www.dae.gov.in/>

(参考) 日本の発電設備容量(平成16年度末推定実績)

- ・総発電設備容量: 238GWe
- ・原子力発電設備容量: 47GWe

出典: JAEA作成

実施されてきた。全アクチニド元素を回収して高速炉の燃料として利用する「グローバルアクチニドマネージメント (GAM)」計画では、ナトリウム冷却高速炉を除いて、長寿命放射性核種の消費を保証できる原子炉は今のところ存在しないと結論している。2006年6月、「放射性物質と放射性廃棄物の永続的管理計画に関する法律」が制定され、引き続き次世代原子炉の研究と長寿命放射性元素の分離・変換に関する研究を進めていくこととなった。

2006年1月、仏国シラク大統領は、第4世代原子炉のプロトタイプを2020年に運転開始すると発表した。また、米国ブッシュ大統領は本年1月の一般教書演説の中で「先進エネルギーイニシアチブ」を発表したが、これを受け、2006年2月、米国エネルギー省 (DOE) は、「国際原子力エネルギー・パートナーシップ (GNEP)」(表総-2-3参照)を提唱した。このGNEP構想には、ナトリウム冷却高速炉タイプの先進燃焼試験炉「ABTR」を2014年頃に運転開始し、2011年には軽水炉燃料再処理技術の工学規模実証施設「ESD」を運転開始するとともに、2016年には先進的燃料サイクル試験施設「AFCF」を運転開始することが盛り込まれている。このように、特に本年に入り、野心的な高速増殖炉サイクル関連の研究開発計画が相次いで発表されている。

ロシアは、高速増殖炉サイクルの研究開発に積極的な国のひとつである。1950年代より高速増殖炉の各種実験炉や原型炉の建設・運転を進めており、現在、実験炉「BOR-60」及び原型炉「BN-600」の運転を行うとともに、実証炉「BN-800」を建設中である。2004年には、高速増殖炉建設と核燃料サイクル開発計画の達成を基本とする「持続的な経済発展のためのエネルギー戦略 (2005～2010年)」を国会が承認している。

経済発展が著しい中国やインドも高速増殖炉サイクルの研究開発に積極的である (図総-2-1参照)。中国は2050年頃における高速増殖炉の設備容量を200GWe程度としたエネルギー供給計画を発表している。現在2008年臨界を目指して実験炉を建設しており、その後原型炉 (30～60万kWe)、実証炉 (100～150万kWe) を経て2030年頃の商用炉 (100～150万kWe) の運転開始を目標としている。インドは、現在実験炉を運転しつつ、2010年に完成を目指した原型炉の建設を経て、2020年までに4基の高速増殖炉を建設する予定としている。

図総-2-2 我が国の高速増殖炉サイクル技術開発の経緯

実験炉「常陽」



成果及び今後の目標

- 高速増殖炉としての増殖性能の確認、必要なデータの取得
- 今後、高速増殖炉用燃料の高燃焼度化等を実証

原型炉「もんじゅ」



成果及び今後の目標

- 現在、2008年頃の運転再開を目指し改造工事を実施
- 運転再開後、10年以内を目途に所期の目的(ナトリウム取扱技術の確立、発電プラントとしての信頼性の実証)を達成

再処理技術



成果及び今後の目標

- 軽水炉再処理技術の確立
- 民間再処理工場への技術移転
- 今後、再処理技術の高速増殖炉使用済燃料への適用可能性の実証、使用済燃料を用いた先進湿式再処理プロセス試験を実施

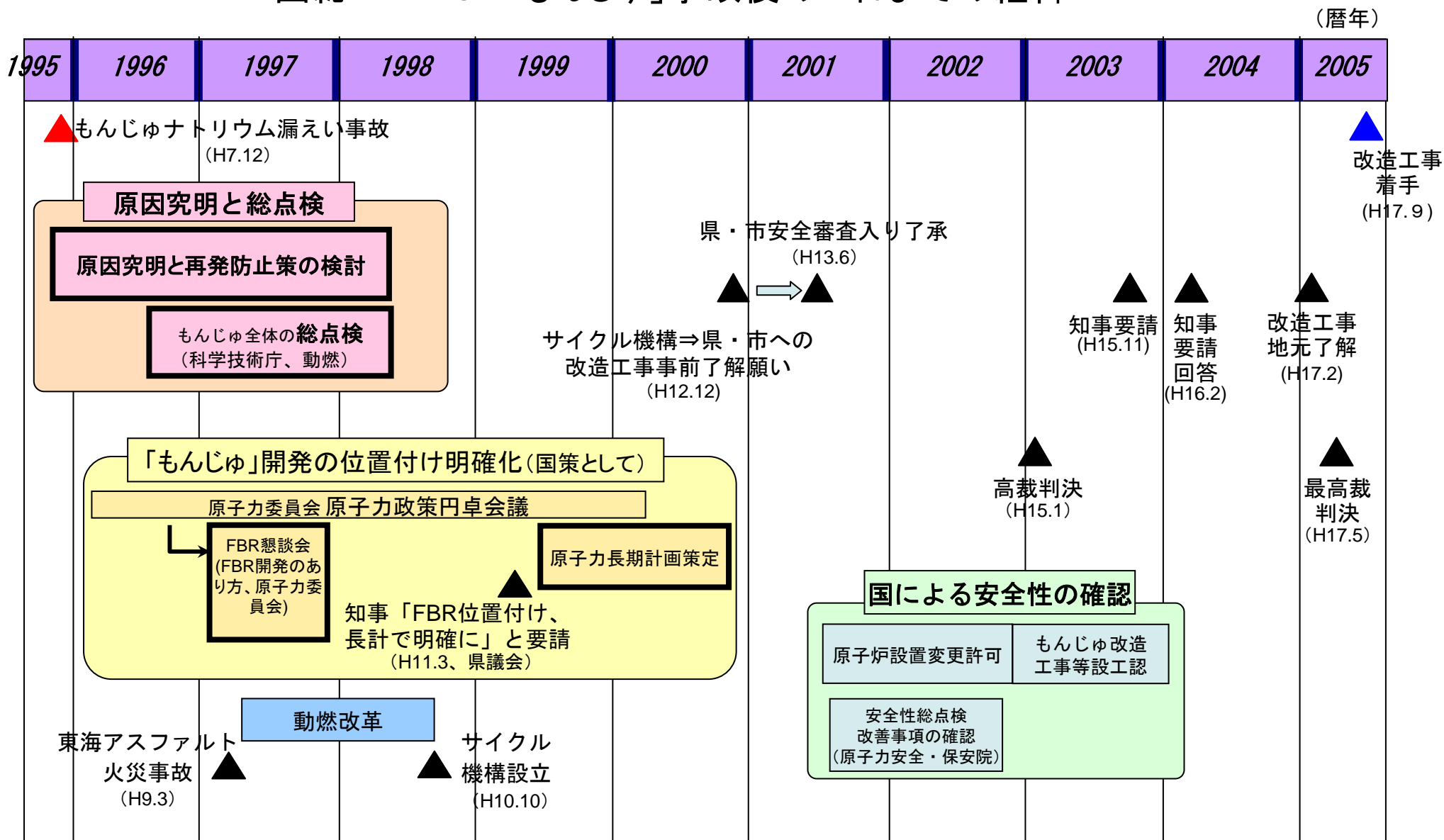
プルトニウム燃料製造



成果及び今後の目標

- MOX燃料製造技術体系の確立
- 民間MOX加工事業への技術移転
- 今後、「常陽」、「もんじゅ」の燃料製造及び経済性の高いMOX燃料製造技術の小規模実証を実施

図総-2-3 「もんじゅ」事故後のこれまでの経緯



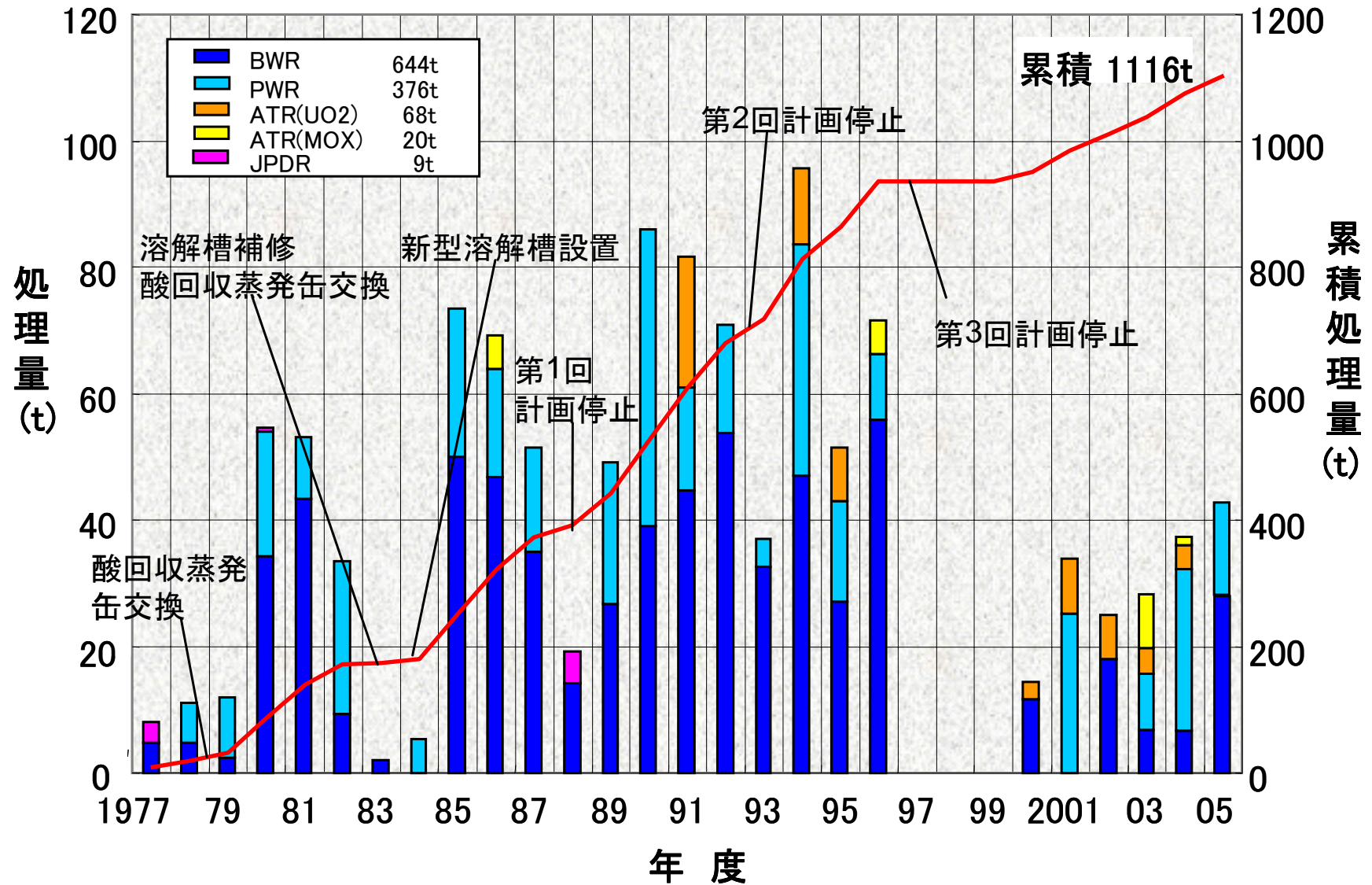
(2) 日本の高速増殖炉サイクル研究開発

我が国では、1956年に原子力委員会が策定した「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」において、「最終的に国産を目標とする動力炉は、原子燃料資源の有効利用についてはエネルギーコストの低下への期待という見地から、増殖動力炉とする」とされているように、当初より高速増殖炉の国産開発を目標とし、1960年代初頭より高速増殖炉の調査研究が開始され、1960年代後半から本格的に研究開発が行われてきた（図総－2－2参照）。

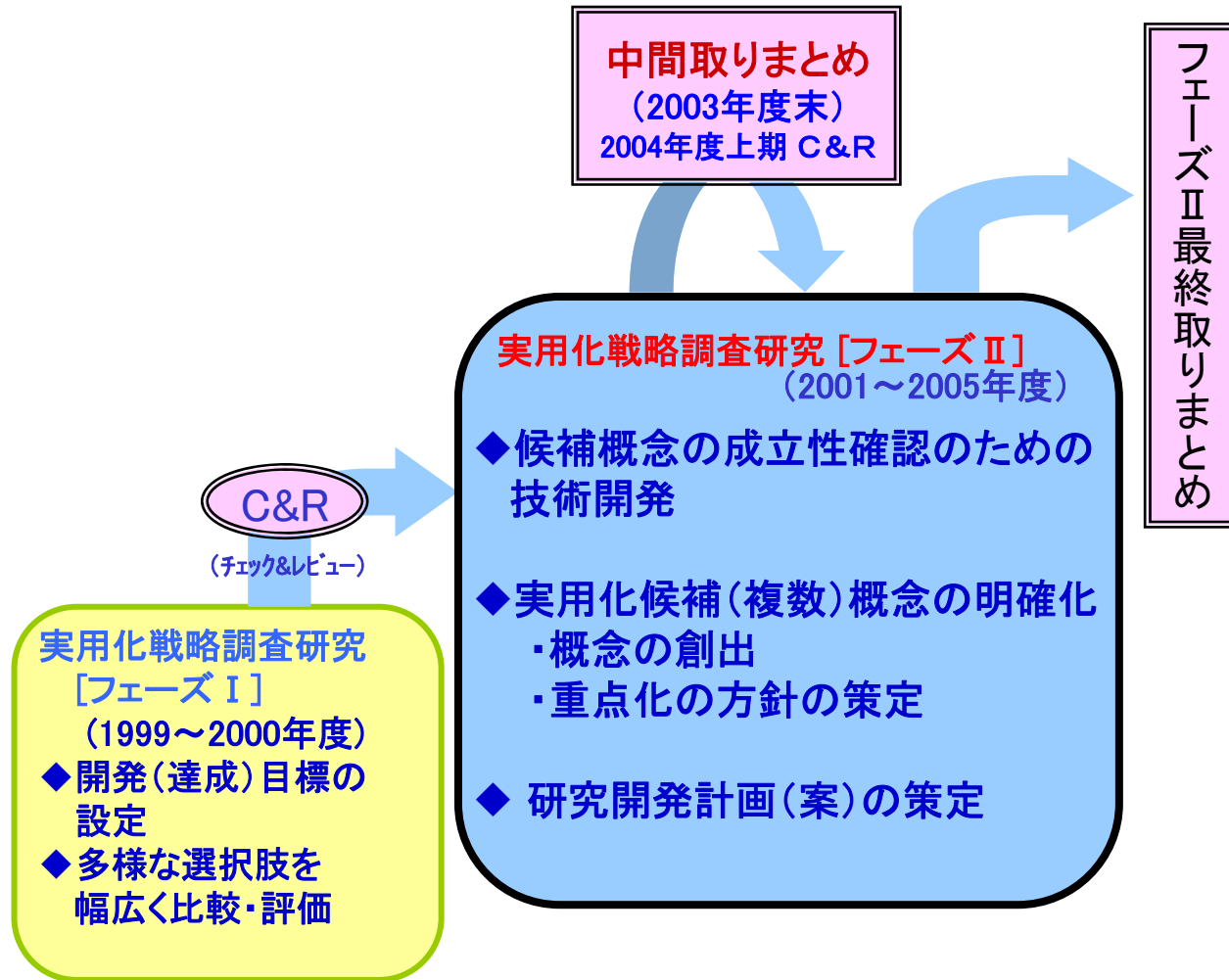
我が国で初めての高速中性子を利用した原子炉である高速実験炉「常陽」は、1977年に初臨界を達成後、設計の確認やプラント特性の試験などが行われ、さらに燃料や材料の照射施設として利用されている。1983年には「常陽」の使用済燃料の一部を再処理し、そこから回収した数十グラムのプルトニウムを新たな燃料に加工して再び「常陽」に装荷して、核燃料サイクルの輪を小規模ながらつなげることに成功した。

その後建設された高速増殖原型炉「もんじゅ」は1995年に初送電を行ったが、2次系主配管温度計測部からナトリウムが漏えいする事故が発生し、性能試験を中断している。ナトリウム漏洩事故は高速増殖炉研究開発を含む原子力政策全体に対して国民の不安感、不信感を与えたことから、原子力委員会は、高速増殖炉懇談会を設置し、高速増殖炉の研究開発のあり方について審議を行い、「高速増殖炉を将来の非化石エネルギー源の一つの有力な選択肢と位置付け、高速増殖炉の実用化の可能性を技術的、社会的に追求するために、その研究開発を進めることが妥当。その際、原子力関係者以外の人々を含め広く国民の意見を反映した、定期的な評価と見直し作業を行うなど、柔軟な計画の下に、進められることが必要。」（1997年12月）としている。当時「もんじゅ」を建設・運転していた動力炉・核燃料開発事業団は改組され、核燃料サイクル開発機構を経て、日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」と呼ぶ。）となっている。現在は、原子力機構が、安全性向上を目指した改造工事を行っており、これからも、国による安全審査等の諸手続や住民との対話を通じた相互理解活動を進め、2008年に運転再開し、「発電プラントとしての信頼性の実証」と「運転経験を通じたナトリウム取扱技術の確立」という所期の目的の達成を目指している（図総－2－3参照）。

図総-2-4 東海再処理施設の処理実績



図総-2-5 実用化戦略調査研究の経緯



一方、核燃料サイクルにおいては、1977年に東海再処理工場の運転を開始し、湿式法による再処理技術の研究開発を行っている。これまで、酸回収蒸発缶の漏洩やアスファルト固化施設火災・爆発事故等の経験を経つつ、運転実績を積み重ね、2006年3月、電力会社との役務契約に基づく1,020トンの軽水炉燃料再処理を終了した。また、高レベル放射性物質研究施設（CPF）などにおいて高速増殖炉燃料再処理の研究開発を行っている。燃料製造については、「もんじゅ」や「常陽」へのMOX燃料の安定供給を目指して製造技術の研究開発が行われている（図総-2-4参照）。

これら、高速増殖炉、再処理、燃料製造などに関するこれまでの研究開発により得られた知見や事故の経験等を踏まえ、幅広い高速増殖炉サイクル技術の中から技術選択肢の評価を行い、革新的な技術を取り入れ、競争力のある実用化候補概念の構築とその研究開発計画などの検討・策定を行うため、1999年より、高速増殖炉の実用化に向けた「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」（以下、「FS」と呼ぶ。）を、原子力機構と日本原子力発電株式会社が中心となって実施してきた。2000年度末にFSのフェーズⅠを終え、2006年3月にはフェーズⅡの成果を「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ最終報告書」（以下、「FSフェーズⅡ報告書」と呼ぶ。）として取りまとめている（図総-2-5参照）。

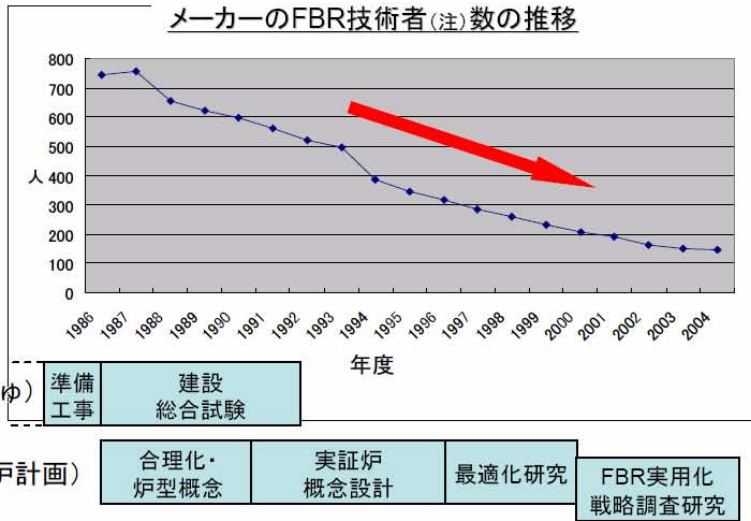
表総－２－４ GIFにおけるナトリウム冷却高速炉を対象とした研究開発項目

－ <u>設計・安全</u>	対 象：日本のJSFR（注1）、韓国のKALIMER炉（注2） 項 目：炉心設計研究、プラントシステム設計研究、 実証試験施設の概念設計研究、安全設計要求の具体化、 設計オプションの安全評価 参加国：日本、仏国、米国、韓国
－ <u>先進燃料</u> ：	対 象：酸化物、窒化物、金属燃料 項 目：MA含有燃料の製造技術、同燃料の照射試験、 革新炉心燃料材料（ODS鋼）の開発、 参加国：日本、仏国、米国、EU、韓国
－ <u>機器・BOP</u> ：	項 目：保守・補修技術の開発、革新的蒸気発生器の研究、 超臨界CO2ガスタービンの開発、破断前漏洩に関する研究 参加国：日本、仏国、米国、英国、韓国
－ <u>国際協力実証照射</u> ：	項 目：「もんじゅ」を用いたMAバンドル照射、MA原料準備、集合体製造、 照射試験、照射挙動評価 参加国：日本、仏国、米国

(注1) Japan Sodium Fast Reactorの略。実用化戦略調査研究フェーズⅡで選択したナトリウム冷却炉。

(注2) Korea Advanced Liquid Metal Reactorの略。液体金属冷却高速炉開発計画として1992年から韓国原子力委員会の承認を受けて開発がスタート。同年、電気出力150MWの基本技術開発に着手し、2002年からの概念設計フェーズ3では出力を600MWeに増加し、不核拡散と燃料サイクルの概念、経済性と安全性の向上等を盛り込んだ設計に変更。2003年に概念設計が終了。

図総-2-6 高速増殖炉及び再処理関係技術者の状況

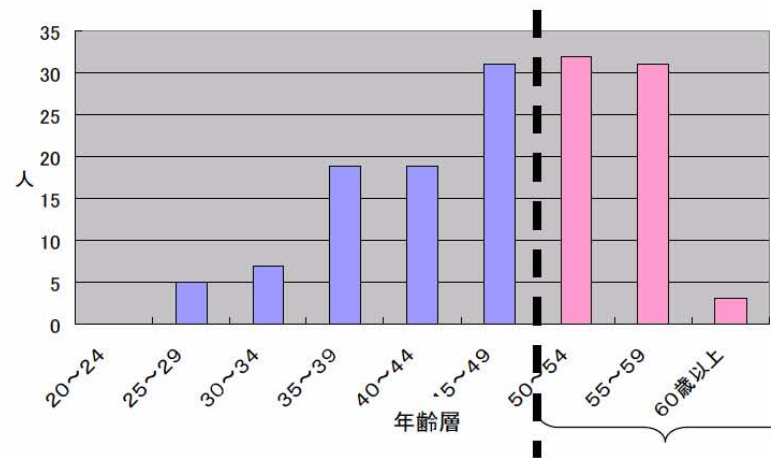


(もんじゅ)

(実証炉計画)

(注) 設計、製造、工程管理、品質管理、及び、研究開発部門の技術者の合計。現場作業者は含まない。

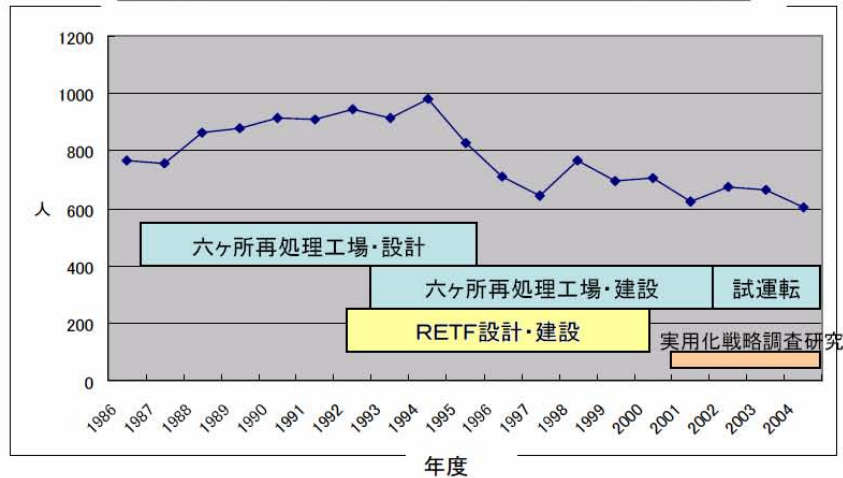
メーカーのFBR技術者の年齢構成



「もんじゅ」設計経験者

(出典) (社)日本電機工業会調べ

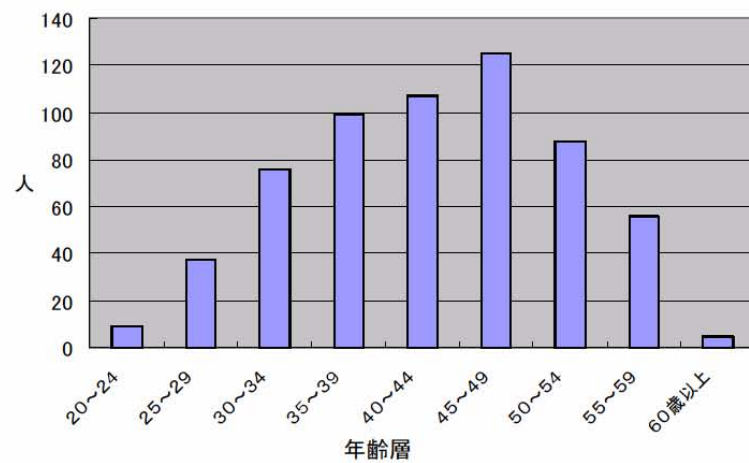
メーカーの核燃料サイクル関連技術者(注1、2)数の推移



(注1) 設計、製造、工程管理、品質管理、及び、研究開発部門の技術者の合計。現場作業者は含まない。

(注2) 核燃料サイクル関連とは、再処理プラント設備、燃料輸送用キャスク、濃縮プラント用機器、RI機器を指す。

メーカーの核燃料サイクル技術者の年齢構成



(出典) (社)日本電機工業会調べ

(3) 日本の技術的競争力

米国や仏国など高速増殖炉サイクル先進国において研究開発が停滞していた時期に、我が国も高速増殖炉原型炉「もんじゅ」ナトリウム漏れ事故により研究開発計画が大きく遅れる状況であった。しかし、以下のように研究開発を着実に継続し、また、軽水炉による原子力発電や軽水炉燃料再処理など原子力の研究開発利用が進められてきたことから、我が国は、現時点では高速増殖炉サイクルの研究開発において技術的な国際競争力を維持している。

高速増殖炉について、原子力機構は、実験炉「常陽」及び原型炉「もんじゅ」の2基の原子炉を保有し、研究開発や改造工事を進めている。また、1990年代には電気事業者を中心に高速増殖炉実証炉の設計検討が進められた。国際的には GIF に参加し、特に、ナトリウム冷却高速増殖炉の研究開発については、我が国は中核的役割を担っている。(表総-2-4 参照)。

燃料サイクル施設については、原子力機構において、軽水炉燃料を再処理する東海再処理工場や高速増殖炉燃料を製造する MOX 燃料製造施設の建設運転の実績を積み重ねてきた。また、民間事業者において、現在試運転中の軽水炉燃料の商業再処理施設である六ヶ所再処理工場の建設や試運転の実績を有しており、さらに今後の運転や保守・補修維持経験の蓄積が期待される。これらの経験に基づく技術は、燃料サイクルの研究開発や将来の燃料サイクル施設の建設、運転、保守に反映可能である。

我が国のメーカーは、現在国内で稼働している 55 基の商業用原子炉を建設・維持するとともに、国外へ原子炉主要機器の輸出を行うなど、原子力分野において高い技術力を有している。高速増殖炉や再処理関係の技術者については、原型炉「もんじゅ」の建設や六ヶ所再処理工場の建設の後新規のプラント建設がないことからその人数を減らしてきているものの、現時点では、まだ開発力、技術力、人材は、高いレベルを維持している。しかし、現在稼働中の原子炉の大規模な代替建設需要が発生する 2030 年頃までの間、この開発力、技術力、人材の厚みを維持、発展できるかどうかという深刻な課題に直面している (図総-2-6 参照)。