連載
講座

高速炉の変遷と現状

第5回 欧州・アジアの高速炉開発の歴史

元日本原子力発電(株) 稲垣達敏

I. はじめに

先行していた米国の高速炉開発(本講座の第3, 4回)に遅れまいと、1950年代から1960年代にかけソ連およびヨーロッパで幾多の実験炉が建設・運転された¹⁾。1970年代には原型炉の段階に入り、各国で原型炉が建設・運転された。1970年代後半、カーター政権の核不拡散政策により高速炉開発がスローダウンした米国を横目に、いよいよ実証炉の時代がくることが期待され、各国で実証炉の設計が進められた。1986年にはフランスの実証炉 Super Phenix が発電を開始した。ここまでの高速炉開発は、世界経済の発展に支えられ、陽が昇る勢いであった。

しかしながら、1990年代になると一転し、各国で主として政治的、経済的理由等により高速炉の建設・運転停止を余儀なくされ、欧米の高速炉開発は停滞に向かう。代ってインド、中国が実験炉、原型炉の開発を活発化させてきた²⁾。また韓国もプラントこそ建設していないが高速炉研究開発に力を入れてきた³⁾。2000年代に入ると、日米欧を中心に、次世代の高速炉開発に向けた新しい動きが出てきた²⁾。

以下にフランス、英国、ドイツ、ロシア(ソ連)、インドおよび中国の高速炉開発状況を述べる。

II. フランス

1967年に実験炉 Rapsodie (4万 kWt) の運転を開始して以来、1974年に原型炉 Phenix (25万 kWt)、1986年に実証炉 Super Phenix (124万 kWt) の運転を開始した(第1表)。

Fast Breeder Reactor: The Past, the Present and the Future
— (5) *History of Fast Reactor Development in Europe and Asia* : Tatsutoshi INAGAKI

(2007年 9月17日 受理)

各回タイトル

第1回 高速炉の誕生

第2回 高速炉型式の変遷

第3回 米国の高速炉開発の歴史(I)

第4回 米国の高速炉開発の歴史(II)

Super Phenix に引き続き、Super Phenix 2 (RNR 1500, 152万 kWt) を設計していたが、これを中止し、1988～98年にはヨーロッパ協力による EFR (150万 kWt) の開発計画⁴⁾を主導した。

Super Phenix は苦難の連続であり、1998年2月2日、政府は閉鎖を正式決定した。しかしながら、現在、Phenix を用いたマイナーアクチニド燃焼等の研究開発、多目的高温ガス炉 (HTGR または VHTR、水素製造) の研究開発、核燃料サイクルにおける次世代炉としてガス冷却高速炉の研究開発を推進している。ナトリウム冷却高速炉の研究開発は、日仏共同研究や GEN-IV の中で実施している²⁾。

1. 実験炉 Rapsodie

Rapsodie は、ナトリウム冷却ループ型の実験炉であり、自由世界で初めて MOX 燃料を全炉心装荷した高速炉である。この炉は、燃料、材料の照射施設として、またこの後に続く高速炉の設計データを取得する目的で建設された。臨界は1967年1月で、同年3月には全出力(2万 kWt)運転を達成している。また、11月には Na 流量を増加し入口温度をわずかに下げて2.4万 kWt に増出力した。1969年になると照射が進み、燃料のスエリング等が明らかになってきた。さらに1970年には大規模な改造を行って出力を4万 kWt に増加した^{1, 6, 7)}。

Rapsodie は、1978年まで順調な運転が続けられ、Phenix や日本の高速炉の燃料照射試験が実施された。1983年に運転終了する直前には、Phenix 燃料の過出力

第1表 フランスの高速炉の主要諸元⁵⁾

	実験炉 Rapsodie	原型炉 Phenix	実証炉 Super Phenix
炉型式	Na 冷却 ループ型	Na 冷却 タンク型	Na 冷却 タンク型
熱出力(万 kWt)	4	56.8	300
電気出力(万 kWt)	0	25	124
燃料(炉心)	PuO ₂ -UO ₂	PuO ₂ -UO ₂	PuO ₂ -UO ₂
原子炉出入口温度(℃)	510/404	569/388	545/395
蒸気発生器型式	—	ヘアピン型	ヘリカル コイル型

試験や外部電源喪失などの過酷事故を模擬する実験が行われ、安全解析に役立てられた。また、15年間にわたる運転の間には、26.6%という非常に高い燃焼度を達成した燃料ピンがあった⁸⁾。

2. 原型炉 Phenix

Phenix は、高速炉としての運転経験を得ることと燃料照射試験を行うことを目的に1968年からマルクールに建設を始め、1973年8月に臨界を達成した。Phenix の設計には Rapsodie の経験が生かされており、MOX 燃料、ナトリウム冷却タンク型炉である(第1図)。冷却系は3ループ構成で、3基の1次系ポンプと6基の中間熱交換器が原子炉容器に入れられている⁸⁾。

Phenix は1974年に発電を開始し、最初の2年間はきわめて順調な運転が行われた。その後、蒸気発生器や中間熱交換器でナトリウムが漏洩するトラブルもあったが、1989年までおおむね順調な運転が続けられてきた。1980年より、Phenix から取り出した燃料を再処理したプルトニウムが再装荷され、世界で初めて燃料サイクルを組んだことは特筆されてよい。1989年から1990年の間に不意の反応度低下が見られ、炉は4度自動停止した。原因事象を調査したが、シナリオを完璧に再現することはできず、安全上問題と考えられる要因を取り除くこととなった^{7,8)}。

1998年11月からプラントを停止し、耐震補強、ナトリウム漏洩対策、蒸気発生器伝熱管破損時の影響緩和対策、崩壊熱除去系の強化などの工事を行った⁹⁾。2003年6月、4年半ぶりに運転を再開し、全出力運転に達した。その後、Phenix が閉鎖される2008年までの予定で、1991

第2図 Super Phenix の全景⁸⁾

年の放射性廃棄物管理研究法(バタイユ法)で定められた核種分離、核変換処理関連のプロジェクトを実施している¹⁰⁾。

3. 実証炉 Super-Phenix

電気出力124万 kWe の実証炉 Super Phenix (第2図)は、1986年9月7日初臨界、同年12月に全出力に達した。Super Phenix の出力は Phenix と比べステップアップが大きすぎるのではないかとの意見もあった。Super Phenix は当初から原子力反対運動の波にもまれてきており、建設中の1982年1月18日に反対派によると見られるバズーカ砲攻撃事件が発生した。(12年後の新聞報道によれば反対派ではなく国際テロリストの関与のようである^{2,7)}。)

全出力運転を開始してまもなく、1987年3月7日、原子炉容器に隣接する燃料貯蔵/移送容器でナトリウム漏洩事故、1990年に1次冷却材中への空気混入事故が発生し、運転を停止した。その後、運転再開しようとしていた矢先、1992年の政権交代に伴い緑の党の主張を受け入れた政府は Super Phenix 運転再開延期を決定した。1994年には運転の再認可を得て1996年10月には90%出力運転が許可された。同年12月24日にプルトニウムとアクチニド燃焼試験準備のために運転停止されたが、それまで60%出力運転も含め1996年は246日間送電網に連系され、95%の稼働率を達成した。これが Super Phenix にとって最後の運転となった¹⁰⁾。

その後、1997年2月28日の参事院裁判部による運転再開許可政令無効の判決があり、1997年6月1日の総選挙後、連立政権は緑の党との公約どおり、Super Phenix 閉鎖の政府方針を確認し、1998年2月2日、政府は経済的理由から Super Phenix 即時閉鎖、放棄を正式決定した^{2,10)}。

Ⅲ. 英国

1963年に実験炉 DFR (1.5万 kWe, 1963~77年)、1977年に原型炉 PFR (25万 kWe, 1977~94年)の運転を開始して以来、長期にわたる運転実績と燃料再処理の実績を

第1図 Phenix の原子炉構造⁹⁾

第2表 英国の高速炉の主要諸元^{5,8)}

	実験炉 DFR	原型炉 PFR
炉型式	NaK 冷却 ループ型	Na 冷却 タンク型
熱出力(万 kWt)	7.2	60
電気出力(万 kWe)	1.5	27
燃料(炉心)	U-Mo 合金	PuO ₂ -UO ₂
原子炉出入口温度(℃)	404/510	560/400
蒸気発生器型式	チューブ型	Uチューブ型

有している(第2表)。

PFR に続いて、実証炉 CDFR(132万 kWe)の設計を進めてきたが、北海油田の発見により、1988年に政府は高速炉開発予算の削減を決定した。さらに、原子力機関の民営化を機に、1992年には高速炉開発は民間で行うこととして、1993年以降の政府出資の停止を決定した。それ以降は、英国単独での高速炉開発を中止し、EFR 計画に参加した²⁾。

1. 実験炉 DFR

DFR は北スコットランドのドンレイで1955年建設開始、1959年臨界、1963年に全出力運転に入った。この実験炉はNaK 冷却のループ型の高速炉である。1次冷却系は、ポンプや中間熱交換器を実績のある大きさのものをそのまま使用できるよう、24系統の配管で構成した。燃料には中空円柱状の濃縮ウラン金属あるいはクロムやモリブデンとの合金の内外表面をニオブで被覆したものが使用された。出力運転開始以来、冷却材漏洩事故(1967.5.11)などを経験したが、発電を行った高速炉としては長年月の運転実績を誇るものの一つであり、材料照射施設としても重要な役割を果たした。冷却材漏洩事故では、冷却系が24系統に分かれていたため、メンテナンス上の問題を提起し、PFR をタンク型炉とした正当性を裏書きすることとなった。また、1977年に閉鎖される直前には、燃料の過熱-冷却材沸騰試験など高速炉の安全性に関わる試験を行った^{6,8)}。

2. 原型炉 PFR

PFR は、商業用高速炉の基本的機能と信頼性を実証することを目的としてドンレイに建設された(第3図)。建設開始は1966年2月、臨界は1974年3月である。PFR はタンク型高速炉であり、燃料はMOX 燃料である。

全出力運転の達成は、蒸気発生器での漏洩などのために遅れ、1977年2月となった。その後も蒸気発生器での漏洩が何度か起こり、相次ぐ修理のため順調に運転されたとはいえない。しかし、燃料性能は良好であり、燃焼度は12%に達した。PFR では自然循環による崩壊熱除去試験を実施したほか、1983年秋には、PFR の使用済み燃料を再処理し、再加工した燃料を再び PFR に装荷

第3図 PFR の全景(後方は DFR)⁴⁾

した⁸⁾。

1988年の政府決定により高速炉開発は縮小され、PFR は1994年に閉鎖された²⁾。

Ⅳ. ドイツ

ドイツの高速炉開発は英国、フランスと比べ、約10年立ち遅れた。ナトリウム冷却熱中性子炉(KNK-I)を改造して高速炉とした実験炉 KNK-II(2万 kWe)を1979年に運転開始し、1991年まで運転を継続した。1973年には原型炉 SNR-300(32.7万 kWe)の建設を開始したが、完成直前の1991年に、政治的・財政的理由から計画を中止した(第3表)。実証炉 SNR-2(120万 kWe)の設計もしていたがこれも中止し、それ以降は、産業界およびカールスルーエ原子力研究所(KfK, 現 FZK)はEFR 計画の研究開発に参加した。原子力発電そのものから撤退する政策を採用しているため、現在は高速炉およびその核燃料サイクルに関する研究開発はほとんど実施されていない²⁾。

1. 実験炉 KNK-II

カールスルーエにある KNK-II は、KNK-I(熱中性子炉)を改造したものである。熱出力は6万 kWe、電気

第3表 ドイツの高速炉の主要諸元⁵⁾

	実験炉 KNK-II	原型炉 SNR-300
炉型式	Na 冷却 ループ型	Na 冷却 ループ型
熱出力(万 kWt)	5.8	76.2
電気出力(万 kWe)	2.13	32.7
燃料(炉心)	PuO ₂ -UO ₂	PuO ₂ -UO ₂
原子炉出入口温度(℃)	527/360	546/377
蒸気発生器型式	コイル型	ヘリカルコイル型、直管型

出力約2万kWのナトリウム冷却ループ型高速炉である。燃料にはMOX燃料を用いている。KNK-IIは原型炉SNR-300の燃料の照射をはじめ、照射施設として運転され、種々の運転経験を蓄積した。1979年の全出力運転以来、冷却材中への気泡混入の問題や燃料破損等を経験しながらも1991年8月の閉鎖までほぼ順調に運転を続けてきた^{8,11)}。

2. 原型炉 SNR-300

SNR-300はカルカールにあるループ型高速炉である。冷却系は3ループで、それぞれの系統には3つの蒸発器と過熱器が接続されている。蒸発器は、多様な経験を得るため、直管型とヘリカルコイル型の2種類を用いている。

SNR-300の建設は1973年に開始されたが、工程遅延のため建設費は着工時の見積もりの3倍以上に上昇した。1986年末にはSNR-300の建設はほぼ完了したが、チェルノブイル原発事故と連邦内の政党間の政策的な問題とが絡み、1987年7月、SNR-300の運転は凍結された。その後、1991年3月に計画中止となった^{8,11)}。

V. ロシア(旧ソ連)

1955年に臨界に達した実験炉BR-1に続いて、1956年には実験炉BR-2(100kWt)を臨界にし、1年間運転の後解体した。これを皮切りに、1958年に実験炉BR-5(0.5万kWt)、1973年にはこれを改造したBR-10(0.8万kWt)を運転開始した。1968年には実験炉BOR-60(6万kWt、1.2万kWe)を臨界にし、1971年から発電を開始した⁸⁾(第4表)。

続いて、1973年には原型炉BN-350(13万kWeの発電+脱塩、現カザフスタン共和国)の運転を開始し、1980年には大型の原型炉BN-600(60万kWe)の運転を開始した。両炉は、ナトリウム漏洩等のトラブルを経験しながらも順調な運転実績を残した(第5表)。

実証炉としてBN-800(80万kWe、第5表)、BN-1600(160万kWe)を設計し、1986年には実証炉BN-800を着

第4表 ロシアの高速実験炉の主要諸元^{1,5,8)}

	BR-2	BR-5/10	BOR-60
炉型式	Hg 冷却	NaK/Na 冷却 ループ型	Na 冷却 ループ型
熱出力(万kWt)	0.01	0.59/1	6
電気出力(万kWe)	0	0	1.2
燃料(炉心)	Pu	PuO ₂ / PuO ₂ -UO ₂	PuO ₂ - UO ₂
原子炉出入口温度(℃)		500/430	520/340
蒸気発生器型式	—	—	サーペン タイン型

第5表 ロシアの原型炉、実証炉の主要諸元^{5,8)}

	BN-350	BN-600	BN-800
炉型式	Na 冷却 ループ型	Na 冷却 タンク型	Na 冷却 タンク型
熱出力(万kWt)	100	147	210
電気出力(万kWe)	15+脱塩	60	80
燃料(炉心)	UO ₂	UO ₂	PuO ₂ -UO ₂
原子炉出入口温度(℃)	500/300	550/380	550/350
蒸気発生器型式	バイオ ネット型	直管モ ジュール	直管モ ジュール

工したが、主として財政的理由により、建設は遅々として進んでいない。ロシア議会は2004年に、高速増殖炉建設と核燃料サイクル開発計画の完結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)を承認した²⁾。

1. 実験炉 BR-2, BR-5/10

BR-2は、炉物理、材料照射試験および増殖の実証のために作られた⁸⁾。

BR-5は、冷却材としてナトリウム、燃料として酸化物を用いた世界最初の原子炉である。BR-5の主な目的は、燃料の燃焼データ取得、ナトリウム冷却材の工学データ取得および材料照射試験である。1959～64年にはPuO₂、1965～71年にはUCを燃料として運転が行われた。また、小規模の燃料破損が生じたがそれを知らずに運転を続けていたため、はからずにもベント燃料の試験を行うこととなった。1971、72年に拡張工事を行い、熱出力を1万kWtへ、燃料をMOX燃料へ変更した。これがBR-10である。1979年には14.2%の最大燃焼度を達成した。また、炭化物燃料および窒化物燃料の試験も行った^{6,8)}。

2. 実験炉 BOR-60

BOR-60は、BR系実験炉とは異なり、発電および地域への熱供給を行っている。ループ型高速炉で、燃料にはMOX燃料を用い、冷却系は1次系、2次系ともナトリウムを使用している。BOR-60の主目的は、高速炉新技術の開発、例えば高出力密度、炉心出口温度の高温化、広範囲にわたる燃料、材料照射、ナトリウム機器試験などであり、管側をナトリウムが流れる新型蒸気発生器、機械式および電磁ポンプなどの長時間運転試験を実施した^{8,12)}。

3. 原型炉 BN-350

BN-350は、発電と海水淡水化を行うループ型高速炉であり、カスピ海沿岸のシェフチェンコ(現カザフスタン共和国)に建設された。設計上の特徴としては冷却系が6ループであり、燃料にはUO₂を用いている。オース

テナイトステンレス鋼の原子炉容器の外側に安全容器が設置されている。

1971年に完成したが、1973～75年にかけていくつかの故障が発生した。1974年の蒸気発生器事故は特筆すべきもので、小規模の水漏洩が大規模の水漏洩事故につながることを防止できなかった。事故そのものは保護系が作動し、大きな損傷は回避できた。この事故の結果、モジュール型の蒸気発生器が開発され、BN-600で用いられることとなった。これにより BN-600の完成は遅れた。

1976年以降は、ナトリウム漏洩事故、蒸気発生器の水漏洩事故は起こらず、1980～83年のプラント利用率は約88%であった。ナトリウムポンプについて順調な運転経験を蓄積した結果、検査間隔を1次系については5万時間、2次系については7万5,000時間に延ばした¹²⁾。

4. 原型炉 BN-600

BN-600はウラル山脈南東のペロヤルスクに建設された。電気出力60万 kWe のタンク型高速炉であり(第4, 5図), 地域への熱供給も行っている。燃料は21, 33%の高濃縮 UO_2 燃料である。2003年には解体核兵器から発生した余剰 Pu を利用した MOX 燃料を初装荷した^{10, 12)}。

冷却系は3ループで、蒸気発生器は1ループあたり8モジュールとなっている。これにより、冷却系にトラブルがあってもプラント停止になることはまれで、機器を分離して修理し、高稼働率を確保している。

運転開始直後には燃料破損も経験したが、設計変更しその後燃料破損はない。機器関係では、タービントリップ、バルブ故障、ナトリウム漏洩、蒸気系ドレン配管クラック、燃料交換のための回転プラグなどのトラブルを

第5図 BN-600の原子炉上部

経験した。2000年までに27回に及ぶナトリウム漏洩、蒸気発生器の水漏洩を経験しており、中には1トンを超えるナトリウム漏洩もあったが、トラブルによる稼働率の低下はわずか2%であり、1980年の運転開始以降、2002年までの平均稼働率は74%と良好な運転実績を残している。2004年の設備利用率は79.8%であった^{2, 10, 12)}。

5. 実証炉 BN-800

BN-800の設計は、基本的に BN-600と似ているが、燃料の燃焼度を10%増加し、冷却系は4ループとしている。

設計は1983年末に完成し、1985年にはペロヤルスクで建設を開始した。しかし、チェルノブイリ事故の影響で建設が中止され、ソ連崩壊による経済問題のため凍結状態にあった。2001年初めに原子力相と州知事の合意によりプロジェクトは再開されたが、資金不足のため小規模の工事にとどまり、本格的な再開にはなっていない^{10, 12)}。

VI. インド

インドは、エネルギー成長のシナリオとして、「原子力の持続的成長には高速炉とクローズド燃料サイクルが不可避」との考えに基づいて、ナトリウム冷却炉の開発を積極的に進めている。

1985年には実験炉 FBTR を臨界にし、運転を継続している。また、原型炉 PFBR (50万 kWe) を、2010年の完成を目指して建設中である(第6表)。原型炉に続いて、2020年までに4基の高速炉プラントを建設する計画である²⁾。

1. 実験炉 FBTR

カルパッカム(インディラ・ガンジー原子力研究センター)にある FBTR (第6図)は、フランスの実験炉 Rapsodie の設計をベースとしており、炉心と1次冷却

第4図 BN-600の原子炉構造

第6表 インドの高速炉の主要諸元^{5,8,11,13)}

	実験炉 FBTR	原型炉 PFBR
炉型式	Na 冷却 ループ型	Na 冷却 タンク型
熱出力(万 kWt)	4	125
電気出力(万 kWe)	1.32	50
燃料(炉心)	PuC-UC	PuO ₂ -UO ₂
原子炉出入口温度(℃)	515/380	547/397
蒸気発生器型式	サーペンタイン型 モジュール	バンド付 直管型

第6図 FBTRの全景

系の構造は Rapsodie によく似ているが、FBTR が発電を行うことと、燃料に混合炭化物を使用する点が大きく異なっている。混合炭化物燃料を用いることにより、MOX 燃料より増殖性能を高められる。また、ブランケットとしてインドに大量に存在する酸化トリウムを使用している⁸⁾。

2002年4月に1次系ナトリウム約75 kg が窒素雰囲気系内で漏洩する事故が発生したが、7月には復旧し、同時に1.34万 kWt から1.74万 kWt への出力増強を達成した¹⁰⁾。2005年には初臨界から20周年を迎え、最高燃焼度15.4万 MWd/t に到達した¹⁰⁾。

2. 原型炉 PFBR

電気出力50万 kWe の原型炉 PFBR の建設がカルパッカムで開始された。その燃料には MOX 燃料を採用する予定で、目下その燃料が FBTR で照射試験中である¹⁰⁾。

PFBR はタンク型炉で、コスト低減のため冷却系は2系統構成、中間熱交換器は4基、蒸気発生器は1系統あたり4基、計8基とした。また、原子炉入口/出口ナトリウム温度は397℃/547℃である^{8,10,13)}。

Ⅶ. 中国

急激な人口増加が予想される中国では、人口に対してエネルギー源が不足している状況に鑑み、長期にわたる持続的エネルギー供給確保のために、原子力研究開発の

進め方は核燃料サイクルの確立を基本としている。その中心が高速炉であり、ナトリウム冷却炉の開発を積極的に進めている。現在、2008年の臨界を目指して実験炉 CEFR を建設している^{2,14)}。

実験炉に続いて、2030年以降の商用炉運転開始を目標に、原型炉 CPFR (60万 kWe) を2020年頃、実証炉 CDFR (100～150万 kWe) を2025年頃、商用炉 CCFR (100～150万 kWe) を2030～35年に完成させる計画である。この大容量化路線と別にマイナーアクチニド燃焼を意図した CMFR (60万 kWe) も計画している(第7表)。実用化まで短期間で開発するために、主要な技術の継続性が重視されている^{10,14)}。

1. 実験炉 CEFR

中国の原子能科学研究院は、1998年1月に高速実験炉 CEFR を着工した。ロシアの技術を活用したタンク型ナトリウム冷却炉である。電気出力は2万 kWe で、今後の予定は当初計画より遅れ、2009年に臨界に達する見込みである^{10,13)}。

Ⅷ. あとがき

以上、フランス、英国、ドイツ、ロシア(ソ連)、インドおよび中国の高速炉開発状況を見てきた。

高速炉の炉型式は、これらの国で共通し、実験炉の段階ではループ型であり、経験を積んだ後、原型炉または実証炉の段階ではタンク型になっている。これは、機器の集中化による経済性向上に加え、1次冷却系のバウンダリーは単純で溶接線を少なくした方がよいと考えたからである。一方、日本では1次系機器の保守補修性を重視してループ型炉としている。

燃料は、MOX 燃料が主流であるが、プルトニウムができるまでは濃縮ウランを使用する国もある。インドは自国の資源の関係でブランケットにトリウム酸化物を用いている。

冷却系の系統数については、英国は実験炉の系統数が

第7表 中国の高速炉主要諸元¹⁴⁾

	CEFR	CPFR	CDFR	CMFR
炉型式	Na 冷却 タンク型	Na 冷却 タンク型	Na 冷却 タンク型	Na 冷却 タンク型
熱出力 (万 kWt)	6.5	150	250～375	75/基× (4～6)基
電気出力 (万 kWe)	2.5	60	100～150	30/基× (4～6)基
燃料 (炉心)	UO ₂ PuO ₂ -UO ₂	PuO ₂ -UO ₂ 金属	金属	MOX + Ac 金属 + Ac
原子炉 出口温度 (℃)	530	500～550	500	500～550

多すぎたと考え、ロシアはモジュール型にして稼働率が上げられたと考えており、対照的である。モジュール型が効果を持つためにはプラントの停止条件を合理的にする必要がある。

現在、ロシア、インドおよび日本の実験炉、フランスとロシアの原型炉が運転中である。フランスの原型炉 Phenix がその役割を終えて閉鎖されると、2010年頃に運転されている高速炉は、日本の原型炉「もんじゅ」とロシアの原型炉 BN-600を含め、アジアが中心となる。

1990年代に高速炉開発が停滞したが、長期的エネルギー供給確保のためには、高速炉(増殖炉)が必要であると再認識され、2000年代に入ると、日米欧を中心に新しい動きが出てきた。

今後も高速炉を取り巻く環境の変化に影響を受けると思われるが、高速炉とその核燃料サイクルの重要性は将来にわたって変わらないであろう。関係者が自信を持って、国際協力を活用しながら、着実に開発を進めることが必要である。

本稿を作成するに当たり、資料の提供などで、日本原子力発電(株)研究開発室高速炉グループおよび日本原子力研究開発機構次世代原子力システム研究開発部門の方々にご協力をいただきました。ここに感謝いたします。

— 参考文献 —

- 1) J. G. Yovick, *et al.*, *Fast Reactor Technology: Plant Design*, The MIT Press, (1967).
- 2) 原子力委員会, 新長計策定会議第18回資料, (2005).
- 3) 稲垣達敏, “高速増殖炉の開発動向と将来展望”, 電気評論, No. 9, (2005).

- 4) EFRUG, *et. al.*, “European Fast Reactor, The Approach to Europe's Future Need for Electricity”, (1998).
- 5) 堀 雅夫, 他, 基礎高速炉工学, 日刊工業, (1994).
- 6) 中川 弘, 他, “世界の高速実験炉運転経験の評価(Ⅲ)～(Ⅷ)”, 日本原子力学会誌, No. 6(1969)～No. 1(1970).
- 7) G. Vendryes, 植松訳, “Superphenix Pourquoi?” *Nucleon*, (1997).
- 8) 科学技術庁, FBR 広報素材資料集, 初版第1分冊, 2版下, (1990).
- 9) CEA, EDF, Phenix Plant Safety Upgrading 1994-2003, Research Reactor for Transmutation of Nuclear Waste (パンフレット).
- 10) 日本原子力産業会議, 原子力年鑑'98/'99, 2003, 2005, 日本原子力産業協会監修, 原子力年鑑2007.
- 11) 電気新聞, 原子力ポケットブック2006年版.
- 12) 日本原子力産業会議, 日ソ高速炉セミナー原産代表団報告書(1989), ロシアにおける高速炉および関連燃料サイクルの開発に関する調査報告書(2000).
- 13) IAEA, *Status of Liquid Metal Fast Reactor Development*, IAEA-TECDOC-791, (1995); *Status of Liquid Metal Cooled Fast Reactor Technology*, IAEA-TECDOC-1083, (1999).
- 14) Xu Mi, *China Fast Reactor Technology Development Recent Status and Future*, JAEA TIEF-5, (2006).

著者紹介

稲垣達敏(いながき・たつとし)

元 日本原子力発電株
(専門分野/関心分野) 高速炉炉心設計,
高速炉開発戦略