

高速増殖炉 - 過去。現在・未来

小林 圭 二

. 高速増殖炉の歴史 (表1¹⁾)

1、戦争(第二次大戦)直後の状況(米国だけの時代)

(1)ウランの不足

核兵器生産のため、軍事物資であるウランの不足が心配されていた。発電だけではなく、同時に核分裂性物質を作ることがのぞまれた。

(2)唯一認められた商業炉計画 - 米国は民生用に増殖炉を考えていた

発電だけでなく、同時に核分裂性物質の生産がのぞまれた。

減速材(黒鉛、重水)をなくし原子炉を小型化する必要(潜水艦動力用にも)

戦争直後、マンハッタン計画で育った原子力技術のうち、商業利用としては、まずフィリップ・モリソンの高速中性子によるプルトニウム炉の計画だけが認められた。1946年クレメンタイン炉の臨界とその後の炉物理実験により、まず、プルトニウムを燃料にした高速中性子の原子炉が成立することを実証し、同時に、炉心の小型化を実現(冷却材は水銀、表2¹⁾)。

(3)増殖炉開発

GE社の「中速中性子炉」計画

企業で戦後、最初に原子力開発を始め、動力炉と増殖炉の両立をめざした。しかし、中速エネルギー領域では増殖比が低すぎるということが判明し(図1)、臨界実験装置の段階で1950年計画中止。

世界初の原子力発電 - EBR-I炉

増殖の研究と液体金属技術の研究を目的に建設。出力150KWe、冷却材は常温で液体のNaK(表2)。しかし、燃料が高濃縮ウランだったため、核兵器用から調達するのに手間取る。1951年12月20日、世界初の原子力発電を実現し4個の裸電球を点灯、翌日、施設の全照明を点灯。1954年までに増殖の可能性を実証。

米国で高速増殖実験炉建設計画が相次ぎ立ち上がる。 - EBR-II炉、フェルミ炉

(4)第1回ジュネ-ヴ会議(1955年)

米国から多数の高速増殖炉研究成果および計画の発表。

今にも高速増殖炉時代がやってくるかのような雰囲気の中で、安全性の発表は1件のみ。

2、旧ソ連、英国、フランスの参入と米国で相次ぐ実験炉建設

旧ソ連は1949年に、英国は1951年に高速増殖炉開発に着手

1958年、旧ソ連、世界初のプルトニウム酸化物燃料、ナトリウム冷却の高速増殖実験炉BR-5炉(発電設備無し、熱出力0.5万KWt)が臨界。翌年、全出力運転開始。

1959年、英国・高速増殖実験炉DFR炉臨界。世界初の本格的実験炉。燃料は濃縮ウラン(冷却材はNaK、冷却系は24のル-プに分かれている)。しかし、カバ-ガス巻込み事故がたびたび発生。定格出力達成は1963年

1961年、米国で本格的実験炉EBR-II炉(2万KWe)臨界。将来の高速増殖炉を見据

えて経済性向上を見込んだ初のタンク型（実験炉で唯一）。同炉専用の再処理工場と燃料加工工場を併設（後のインテグラル型のはしり？）

1963年、米国で民間初の高速増殖実験炉エンリコ・フェルミ炉（6.1万KWe）臨界

1967年、フランス初の高速増殖実験炉ラプソディ炉（発電なし、4万KWt）臨界

1968年、旧ソ連、本格的実験炉 BOR-60 炉（1.2万KWe）臨界。

3、米国で炉心の重大事故が相次ぎ発生

（1）EBR-I 炉の暴走炉心破壊事故（1955年）

運転中、しばしば出力振動現象が見られていた。原因究明のため、温度係数測定実験を行っていたところ、温度係数がプラスであったため出力が急上昇、緊急停止操作がわずか2秒遅れたことによって暴走、炉心の40～50%が溶融破壊、外部へ放射性物質を放出した。

原因は熱膨張による燃料棒湾曲による反応度増加（高速増殖炉特有の性質）。以後、高速増殖炉では燃料棒を水平方向に拘束する設計が基本となる。

EBR-I 炉は2年以上かけて補修・改造後再開。その後、燃料をプルトニウム（アルミとの合金）に変更し1965年まで運転。

（2）エンリコ・フェルミ炉の炉心溶融事故（1966年）

それまでにも蒸気発生器（初の一重管方式）の事故が絶えなかった。伝熱管漏洩事故と、蒸気温度と圧力の振動事故が多発。後に後者と同様の事故がもんじゅでも発生。

運転のため出力を上げている最中、制御棒の位置がこれまでより引き抜かれている状態にあることに気がつき、同時に、建家内の各モニタ - が放射能の異常な上昇を検出、格納容器の自動的隔離が働いた。原子炉は手動でスクラムされた。

炉内の状況把握と原因解明に長期間を要し、1年3ヶ月たって、ようやく原因が確認された。炉心下部に、炉心崩壊事故時の再臨界防止を兼ねて円錐形流路案内内部が設置されているが（図2）、それを構成するジルコニウム板のうち2枚が剥がれ、燃料集合体への冷却材流入口を塞いだために燃料が過熱し溶融したことが確認された。この事故は、後にもんじゅの「五項事象」の一つ「局所的燃料破損事故」として安全解析の対象となった。

1970年運転再開されたが、72年、永久閉鎖された（短命だった）。

4、米国の方針転換

二つの大事故を経験し高速増殖炉の潜在的危険性の特異さを知った米国は、欧州各国のように性急な原型炉建設へは向かわず、炉心の危険性解明とその回避をめざした設計へ研究方向を転換させた²⁾。

1956年、ベ - テ・テイト論文発表。炉心崩壊事故で発生する破壊エネルギー - の上限値を評価。

ドッブラ - 効果（固有の安全性）とナトリウム・ボイド効果（固有の危険性）に関する研究に力が注がれ、1958年の第二回ジュネ - ヴ国際会議で大量の関連研究発表がなされた。

1963年～65年、炉心の安全性確保を主眼とした100万KWe 高速増殖炉の設計コンペを行い、四つの企業グループが応じた。それぞれ独創的ではあるが、実用になるとは思えないグロテスクなデザインが多かった（図3）。

1969年、ドッブラ - 効果の測定など安全性研究を目的とした高速炉（増殖は目的でない）SEFOR 炉（発電無し、2万KWt）を建設し臨界にした。

燃料および材料照射試験専用 FFTF 炉を建設し、1980年臨界にした。

5、欧州・旧ソ連の原型炉建設競争激化と日独の実験炉稼働 - 全役者の揃い踏み

1972年、旧ソ連（現カザフスタン）、世界のトップをきって原型炉 BN-350 炉（35万 KWe）臨界。欧米の原型炉開発競争に火をつける。しかし、燃料は濃縮ウランなので増殖炉とは無関係。海水淡水化と併用。

1973年、フランス、タンク型カル - プ型が迷った末、タンク型の原型炉フェニックス炉（25万 KWe）臨界（図4）。

1974年、英国の原型炉 PFR 炉（27.2万 KWe）臨界。実証炉用の燃料照射試験が最大の目的。ガバ - ガス巻き込み事故や蒸気発生器のリ - ク事故がたびたび発生。

1977年4月、日本の高速増殖実験炉「常陽」（発電無し、10万 14万 KWt）臨界

1977年10月、旧西独の実験炉 KNK-II 炉（2.13万 KWe）臨界

1980年、旧ソ連、2基目の原型炉 BN-600（60万 KWe）が稼働開始。ただし、燃料が濃縮ウランなので増殖炉ではない。熱電併給。

6、米国の原型炉計画と高速増殖炉開発からの撤退³⁾

(1) 原型炉計画

米国の特徴は、計画に最初から電力会社が参入したこと（1960年代～）

1969年、AEC（当時の米原子力委員会）が、十数社の電力会社がメ - カ - 3社（GE、WH、AI）にそれぞれ分かれて結成した3グループと予備設計契約、3基の原型炉建設を計画。しかし、高額な資金分担に電力会社が反対し1基に縮小（クリンチリバ - 炉（CRBR 炉、38万 KWe）、メ - カ - 3社が協同で建設することに。1975年臨界予定。

AECは炉心崩壊事故の「設計基準事故」扱いを求め、起こりえないとする申請者と対立。

資金面では、電力会社が建設費高騰による負担増に抵抗。結局 CRBR 建設は事実上政府プロジェクトに移行。しかし、今度は連邦議会が政府負担の増加に抵抗、資金面で窮地に。

環境団体による提訴運動（安全性、核兵器への転用の恐れから）

(2) CRBR 炉計画からの撤退

1976年、カ - タ - 声明（1974年の平和目的とされたインド地下核実験を受けて）、1977年、核拡散防止のため商業的再処理、プルトニウムのリサイクル、高速増殖炉計画の変更、CRBR 炉の無期延期を打ち出す。

1978年、CRBR 炉の安全審査中断。

1977年～1980年、CRBR 炉中止予算を出し続けるカ - タ - 大統領と抵抗する議会およびDOE（エネルギー - 省、CRBR 炉の管轄がAEC ERDA DOEと移行）との攻防が続く。

1981年、レ - ガン大統領、CRBR 炉建設促進政策。しかし、会計検査院と、今度は改選された議会が反対側に（理由は電力設備容量の将来予測の過大評価と建設コスト上昇）。

安全審査再開。炉心を大変更、均質炉心から正のナトリウムボイド反応度を減少させた非均質炉心に（図5）。

1982年、DOEはNRC（原子力規制委員会、1975年AECの規制部門が分離）にサイト限定作業許可（LWA）を申請し許可を受け、サイトの掘削、道路、工所用仮設備建設など準備工事に入る。原子炉容器、1次ポンプなど装置類も同年中にすべて完成。

上院委員会は、1983年度予算承認の条件に民間負担増額をあげたが、それに対し民間側は免税を求める。

1983年、上院はCRBR 炉予算を含む補正予算案を否決、DOEはCRBR 建設を断念。

7、最後のリ - ダ - ? 後発国フランスが牽引する高速増殖炉開発

1984年、仏、英、旧西独、伊、ベルギー - によりヨ - ロッパ高速実証炉(EFR 炉、150万KWe)計画スタート。

1985年、フランス高速増殖実証炉ス - パ - フェニックス炉(124万KWe)臨界

1985年、インドの高速増殖実験炉 FBTR 炉(目標13.2万KWe)臨界

1986年、旧西独、オランダ、ベルギー - 、原型炉 SNR-300(31.2万KWe)ほぼ完成

1994年4月、日本の原型炉「もんじゅ」(28万KWe)臨界

8、各国で相次ぐ大事故、そして撤退へ

(1) 相次ぐ大事故(比較的最近発生した事故のうち重要なもの。旧ソ連を除く)

1976年、仏フェニックス炉で2回にわたり、中間熱交換器破損による2次ナトリウム噴出・火災事故。

1984年独、稼働前の SNR-300 炉でカバ - ガス中にナトリウムが混入、屋根で発火し大規模な火災。

1987年、仏ス - パ - フェニックス炉、初の定格運転開始後わずか4ヶ月頃、炉外燃料貯蔵槽でナトリウム約20トンの漏洩発覚。複雑な二重容器のため漏洩箇所が見つからず、1年8ヶ月間も停止したあげく、同貯蔵槽は一度も使われず使用停止に。

1987年、英 PFR 炉で蒸気発生器伝熱管大量ギロチン破断事故(高温ラブチャ、[図6](#))

1989~90年(76年、78年にも)、仏フェニックス炉で出力異常振動事故多発([図7](#))。全欧州参加による大規模調査にもかかわらず、原因は今も不明。

1990年、仏ス - パ - フェニックス炉で、一次冷却系カバ - ガス中に空気混入。酸化された一次ナトリウム約350kgの一部が炉心部へ侵入。

1991年、英 PFR 炉で約35リットルの油が一次ナトリウムに混入し、1年半に及ぶ長期停止に追い込まれた。この現象は反応度事故につながる危険性がある。

1994年、ロシア BN-600 炉で大量のナトリウムが漏れ、火災が9時間半も続いた。後年、同炉で合計27回のナトリウム漏洩火災事故があったことが判明。

1995年、日本の原型炉もんじゅで二次ナトリウム漏洩火災事故

1998年、仏フェニックス炉で中間熱交換器伝熱管が破れ、二次ナトリウム約6トンが一次系へ漏洩、原子炉容器内に流入し液位を上昇させた。

(2) 欧州諸国の撤退とインド、中国の現状

ドイツ：1991年、原型炉 SNR-300 を、燃料を装荷することなく中止。遊園地に変えて高速増殖炉開発から撤退。プルトニウム問題、安全性(炉心崩壊事故論争)、財政問題(東西統一)。

英国：1994年原型炉 PFR を閉鎖。高速増殖炉開発から撤退。必要性、経済性、安全性(サッチャ - 政権が強い指導力発揮)。

フランス：冷戦終結後、開発熱急冷、1991年成立の「放射性廃棄物管理法」に基づき増殖炉開発を止め、原型炉フェニックス炉および実証炉ス - パ - フェニックス炉をマイナ - アクチノイド消滅研究(SPIN計画、現在はCADRA計画と呼ばれている)用およびプルトニウム焼却炉研究(CAPRA計画)用高速研究炉に変更。うちス - パ - フェニックス炉は、費用がかかりすぎる上に研究炉として有効でないとされ、1998年廃炉を決定(廃炉費用約3300億円の見積り)。原型炉フェニックス炉も2009年停止予定。高速増殖炉開発から撤退。

ロシア（旧ソ連）：原型炉 BN-350 炉は 2003 年停止。BN-600 炉は核兵器解体プルトニウム焼却用に。国家財政の窮乏から高速増殖炉開発は大停滞（十数年前から口だけはまことに威勢いいが）。高速増殖炉はもとより、原発より火力発電の増設がまず急がれている模様。

日本：原型炉もんじゅは事故後十年停止のまま。研究開発は停滞すれど国は推進方針変えず。実験炉「常陽」は、照射機能向上のため約 3 年間かけて大改造し（Mark-III 炉心）運転再開。しかし、実証炉計画は消滅。

インド：実験炉 F B T R は初臨界後 12 年たった 1997 年ようやく発電。2004 年、原型炉 P F B R 炉（50 万 kw）建設開始。2004 年末のスマトラ沖地震による津波が建設現場を襲い、作業者多数が死亡した模様。燃料は、初装荷にウラン・プルトニウム混合炭化物（F B T R 炉も同じ）を用い、後にウラン 233・トリウム炭化物燃料に変える予定。

中国：ロシアの支援によって高速増殖実験炉 C F E R 炉（2 万 KWe）建設中。2008 年 7 月初臨界の予定。最初は濃縮ウラン燃料でスタ - トし、後に M O X へ変更する。原型炉 C P F R 炉（60 万 KWe）建設も決定。2006 年設計開始から 15 年計画。実証炉からは増殖率の高い金属燃料採用予定。中国の急激なエネルギー - 需要増加に対応するため。

「高速」で「増殖」できるわけ

1、軽水炉と高速増殖炉とはまったく違う世界

(1) 核燃料と中性子が起こす反応の種類

原発は「核分裂」反応で発生する熱で発電する。核分裂反応は、原子炉内で中性子が核燃料物質（ウラン 235 またはプルトニウム 239）に衝突して起こる。しかし、中性子が起こしている反応は核分裂だけではない。

核分裂反応 中性子が核燃料に衝突し 2 個（まれに 3 個）の別の物質に分裂させる反応

捕獲反応 中性子が核燃料に当たっても核分裂を起こさず捕まってしまう反応

散乱 当たっても跳ね返される反応

その他の反応、中性子を捕まえ代わりにアルファ粒子を出す反応など。

このうち原子炉で重要なのは核分裂、捕獲、散乱で、ここではその他の反応を無視する。核分裂と捕獲をあわせて「吸収」と呼ぶ。

(2) 反応が起こる確率 「断面積」

どの反応がどのくらいの確率で起こるかを「断面積」という。

断面積（確率）の大きさは物質（の原子核）によって異なり、同じ物質でも反応の種類によって異なり、さらに、同じ反応でも、それに当たる中性子の速度（エネルギー）によって異なる。そして、ウラン 235 もプルトニウム 239 も、核分裂断面積は中性子のエネルギー - が低いほど（速度が遅いほど）大きくなり（図 8、図 9）、核分裂を起こしやすくなる。

全断面積 = 核分裂断面積 + 捕獲断面積 + 散乱断面積 = 吸収断面積 + 散乱断面積

（単位の呼称はバ - ン = 10^{-24} cm^2 ）

(3) 中性子のエネルギー - （速度）分布（図 10）

軽水炉と高速増殖炉の世界を分けるものは、核分裂を起こさせる中性子エネルギー - 分布の違い。

核分裂中性子は秒速約 2 万キロメートルあたりに分布する高速の中性子。

軽水炉など一般の原発で核分裂に使われる中性子は、物質の熱運動と平衡になるほど減速された、秒速 2.2 キロメートルあたりに分布する遅い中性子（熱中性子という）。

高速増殖炉は、核分裂中性子より少し低いエネルギー - 範囲に分布する高速中性子。

(4) 軽水炉の世界を支配するもの

核分裂中性子の速度では、核分裂断面積は、ウラン 235 で 1.4 バ - ン、プルトニウム 239 で 1.8 バ - ンと小さい。それが、熱中性子まで減速されると、ウラン 235 なら約 580 バ - ンに、プルトニウム 239 なら約 790 バ - ンと 2 桁も上がり (図 8、図 9) 桁違いに核分裂しやすくなる。軽水炉など一般の原発 (熱中性子炉) は核分裂断面積の大きいところに着目して設計され、安全性など炉の特性も、断面積に支配される。

2、高速増殖炉の原理

(1) プルトニウムを燃料にする原発は増殖が不可欠

プルトニウムは天然に存在しないため、これを燃料とする原発はプルトニウムを「増殖」(消費量以上に生産する)しなければ成り立たない。したがって、増殖の成立がこの原発設計上の最優先事となる。消費量の何倍生産できるかを「増殖比」または「増殖率」という(1倍以下の場合、すなわち生産量が消費量を下回る場合は増殖と言わず、「転換」という)。

(2) 中性子再生数

核分裂すると中性子が新たに 2 ~ 3 個生まれる。1 個の中性子が核燃料に「吸収」(核分裂 + 捕獲)された結果、新たに生まれる中性子の数(中性子再生数)は、

$$\text{中性子再生数} = 1 \text{ 回の核分裂で発生する中性子数} \times \text{核分裂断面積} / \text{吸収断面積}$$

この再生中性子数は、核燃料に衝突し核分裂を起こさせる時の中性子のエネルギー - によって異なる(図 1)。このことが、高速増殖炉炉心の危険な性質をもたらすことになる。中性子再生数は、高速増殖炉にとって最も基本的で重要な量である。

(3) 増殖が可能となる条件

核分裂で再生された中性子の一部(平均として 1 個)が次の核分裂に使われる。残った余剰の中性子数がどれだけあるかが増殖の正否を決定する(余剰の中性子の一部がウラン 238 (燃えないウラン)に衝突してプルトニウム 239 を生ずる)。増殖が可能となるには中性子が 1 個以上余らなくてはならない。したがって、中性子再生数としては少なくとも 2 個以上でなければならない。さらに、余剰中性子のすべてがプルトニウム生産に寄与するだけでなく、炉心外へ漏れてしまったり燃料被覆管など燃料物質以外の物質に捕獲されて失われる中性子もあるため、中性子再生数は 2 個よりずっと大きくなければならない。増殖は、中性子再生数で書き表わすと、

$$\text{増殖比} = \text{中性子再生数} - 1 - \text{燃料以外に吸収される数} - \text{漏れて失われる数}$$

これが 1 以上の場合であり、中性子再生数として 2.2 以上が必要と考えられている。

(4) 高速中性子でなければ増殖炉はできない

図 1 からわかるとおり、プルトニウム 239 の中性子再生数は中性子エネルギー - が高くなるほど大きくなる。増殖に必要な 2.2 を超えるのは約 10 キロエレクトロンボルト以上である。したがって、増殖炉を実現するためには、大部分の中性子のエネルギー - が高エネルギー - (高速)領域に分布していなければならない。すなわち、プルトニウムを燃料として原発を作るなら高速中性子で動かす高速増殖炉でなければならないのである。一方、高速中性子では核分裂断面積が小さく核分裂しにくい。それを高濃縮度(高プルトニウム富化度)と燃料密集化でカバーするわけだが、そのことが軽水炉にはない数々の危険な性質をもたらす原因になる。

・ 高速増殖炉の危険性

高速増殖炉は現在稼働中の軽水炉とはまったく異なる原発であり、軽水炉にもない多くの危険性をもっている。その危険性は大きく4点列挙される。

1、暴走しやすい炉心特性

軽水炉は核燃料をできるだけ燃えやすい（核分裂しやすい）ように作られる。したがって、制御関係の事故を除けば、外乱や炉心の異常などの変化に対し、おおむね炉が停止する方向へ向かう。しかし、高速増殖炉は逆に反応度を増加させる方へ働き、暴走事故を起こしやすい。増殖を優先した結果として軽水炉にない炉心特性をもつことになった。

燃料の異常が反応度増加につながりやすい。

燃料棒の折損、溶融、曲がり（米国 EBR- 炉事故）などにより燃料棒が集まったり近づいたりすると反応度が増加する。

冷却材（液体ナトリウム）が沸騰すると反応度が増加する。

この性質は事故時のチェルノブイリ原発が有していたのと同じ性質で、高速増殖炉が実用化に近づくほど、炉心体積が大きくなるために著しくなる。

暴走すると（即発臨界になると）、核分裂連鎖反応増加のスピードは軽水炉より桁違いに速い（即発中性子寿命が軽水炉の約50分の1）。

反応度抑制装置（制御装置）が制御棒落下式しかない。軽水炉は制御棒とホウ酸の2種類。

燃料棒相互の間隔が狭く（最短距離 1.4mm、軽水炉は 3.4mm）、出力密度が高くて燃料溶融を起こしやすい。

2、危険物のナトリウムを冷却材として大量に使用する（図11）。

3、地震に弱い

ナトリウムの比熱が水に比べ小さく（1/4以下、表2）配管や機器に用いるステンレススチールの熱膨張が大きいいため、熱衝撃対策で肉厚は薄く（図12）、熱膨張対策としてもんじゅでは屈曲部の多い長大な配管構造（図13）。

4、プルトニウム燃料は放射能毒性が強く、超核兵器級プルトニウムがブランケット部分で比較的容易に作られ、核兵器転用の危険が大きい（図14、表3）。

・もんじゅ関係の主な事故、トラブル

（1）配管伸縮継手の強度設計ミス（1991年6月）

初臨界前の総合機能試験の準備のため、余熱用電気ヒータで二次冷却系主配管を昇温したところ（120）配管が熱膨張で設計と逆方向へ5.5mm移動し、中間熱交換器との接合部に過大な力がかかった（運転時は325に達する）。二次主冷却系配管破断の危険。

（2）燃料ペレット製造で大量の不良品発生（1991年12月）

運転中のスウェリング（ふくれ）対策として混ぜた密度降下剤が不適當だったため、形状や密度が仕様に合わないペレットが約30%も生じ、使用不能に。

（3）蒸気発生器伝熱管検査装置プロブ（検出部）のひっかかり（1992年3月）

伝熱管探傷テストのためプロブを管内に通そうとしたところ、溶接のたれこみによるふくら

みにひっかかり通過できず。プロ - ブ外面を削って 1mm 細くする。後に、探傷精度 (渦電流式) が不十分で検査手法未確立が判明。

- (4) 燃料ペレット製造時の焼結炉故障 (1993年6月)
焼結炉内で自動送り装置に引っかかりが発生しヒ - タ - 等を破損。初臨界遅れる。
- (5) 三次冷却系 (水・蒸気系) で熱バランスに失敗 (1995年2月)
起動バイパス系のフラッシュタンクの設計ミスにより、同タンク・ドレン水が過剰な蒸気を巻き込み、熱バランスを崩した。
- (6) 蒸気発生器 (Cル - プ蒸発器) で不安定振動現象発生 (1995年5月22日)
給水流量の変動 (振動) が発生、それがもとで原子炉が自動停止 (もんじゅのように下降流部を有する蒸気発生器で起こる現象)。
- (7) 二次冷却材 **ナトリウム漏洩火災事故** (1995年12月8日)
40%出力運転中、温度計さや管が折損 (図15)、約480 の二次ナトリウム六百数十キロが噴出した。状況判断ミス、対応の失敗が重なり、ナトリウムが約3時間にわたってスプレイ状に噴出・炎上続ける。この漏洩形態と影響は、安全審査を含め事故前の予想を覆すもの。
- (8) 所内電源の喪失二度 (1997年1月22～5日)
暴風雪により送電系統が不安定化。運転中なら重大事であった。特に、非常電源の立上げに失敗すれば大事故の可能性。
- (9) 一次冷却系温度計破損 (1997年3月31日)
クレ - ン操作を誤り、一次系温度計の取付管を曲げる。折損すれば強放射能の一次冷却材ナトリウムが漏洩する事態になるところであった。
- (10) 炉外燃料貯蔵設備のナトリウム誤過熱 (1999年2月4日)
余熱ヒ - タ - の電源誤投入により、ナトリウムを誤って加熱・液化させた。ナトリウムの膨張により配管や機器を破損、漏洩火災事故につながる恐れがある (フランスに前例あり)。
- (11) 二次冷却系ナトリウム凝固事故 (1999年2月15日)
Bル - プの小口径配管で余熱ヒ - タ - 電源投入を忘れ、配管中のナトリウムが一部凝固。再溶解時に凝固部分が膨張し配管を破裂させる危険がある (1966年フランス高速増殖実験炉ラブソディ事故)。

． 今後の日本の高速増殖炉開発

1995年のもんじゅ事故によって、高速増殖炉を基軸に据えてきた日本の原子力政策が破綻した。しかし、政府はその後もプルトニウム利用路線を変えようとせず、高速増殖炉開発をあきらめていない。その後の高速増殖炉開発の動きを眺めてみる。

1、もんじゅ事故後の主な経過

1995年12月 もんじゅ事故

1996年4月～9月 原子力政策円卓会議

1997年 2月 科技厅「タスクフォ - ス」事故調査報告

1997年12月 「高速増殖炉懇談会」報告 “ 将来の原子力ひいては非化石エネルギー - 源の一つの有力な選択肢 ”、“ コスト意識をもった柔軟な計画 ”

1998年 4月 原子力安全委員会「事故調査ワ - キンググル - プ」報告

- 1998年10月 動燃改組、「核燃料サイクル開発機構」設立
- 2000年 3月 もんじゅ訴訟福井地裁判決 住民原告の請求を全面的に棄却
- 2000年11月 原子力開発利用長期計画（長計）決定
 - “「高速増殖炉サイクル技術」は将来のエネルギー - の有力な選択肢”、
 - “経済性の一層の追求”、“社会的 - ズの多様性”“核燃料サイクル技術の幅広い選択肢”、“もんじゅの早期運転再開を目指し”、“実証炉については実用化時期を含め柔軟かつ着実に検討を”
- 2001年 6月 核燃料サイクル機構、2次ナトリウム漏洩対策を盛りこんだ「もんじゅ原子炉設置変更許可申請書」提出
- 2001年12月 経済産業省大臣、もんじゅ設置変更を許可
- 2002年 1月 もんじゅ訴訟名古屋高裁（金沢支部）原告勝訴判決
- 2002年 6月 設計および工事申請認可
- 2005年 2月 福井県知事 もんじゅ改造工事開始を了承

2、実証炉開発計画はどうなったか

原型炉以後の高速増殖炉開発の動きは、電力系各社と旧動燃（現核燃料サイクル開発機構）との確執によって、幾つかの異なった開発研究が錯綜し複雑な様相を呈している。

（1）実証炉計画³⁾

1980年、実証炉設計計画スタート

1986年、日本原子力発電（原電）、動燃、電力中研、原研4者共同体制による構想の具体化がスタート

1987年長計、電気事業者が主体となり、90年代後半着工を目標とする決定。

当初は2基の建設を考えた。経済的実現性が最大の目的とされ、始めからもんじゅと異なる型が念頭にあった。

建設コスト面で最大のネックである長大な主冷却系構造を短尺化、コンパクト化するため、もんじゅ方式の抜本的変更が注がれた。建設費を軽水炉の1.5倍まで低減することを目標に、配管系の短縮化、複数の大型機器の一体化、2次系省略化、そしてタンク型（大きな原子炉容器内に1次循環ポンプ、中間熱交換器など主要1次系機器をすべて収容、[図4](#)）構想が検討された。

タンク型、トップエントリ - 型（各機器間を逆U字型配管で結ぶ）、ハイブリッド型（タンク型から中間熱交換器だけを独立槽に分ける）に絞られた。

（2）トップエントリ - 方式ル - プ型炉⁵⁾

1990年、実証炉1号が「トップエントリ - 方式ル - プ型炉」に決定（[図16](#)）。最もコンパクトな形に建設できるというのが最大の理由。

主な仕様は、電気出力67万KWe（もんじゅは28万KWe、以下カッコ内はもんじゅ）ル - プ数3（同）原子炉出口温度550（529）初期燃焼度9万MWd/t（8万MWd/t）、主蒸気温度495（483）一体貫流型蒸気発生器（分離貫流型）

未経験の炉型のため、まず、技術的成立性の確認が必要。そのうち、固有の問題である自然循環水流動、多液面スロッシング、ガス巻込みの3課題については、それぞれ模擬試験装置を製造して試験。

原電を主体とする4者共同計画だが、動燃は当初から共同作業に熱心でなく、独自に、よく似た「原子炉容器上部流出入配管方式」を研究、これを「大型高速増殖炉」の実証炉と勝

手に呼称。

1993年、概念設計終了。4者共同体制解散。

1994年、新たに原電、電力9社、電源開発(株)による「電力共同研究」(通称「電共研」)体制設立。「高速増殖実証炉の開発に関する研究」をスタートさせた。94～96年の3年計画で「実証炉プラント最適化研究」を開始。基本設計に備える設計研究として、プラント全体の整合性をはかる研究と称し、具体的には、自己作動型炉停止機構(SASS)の開発など原子炉停止装置の安全性向上、格納施設の耐性向上、建屋水平免震、経済性・運転性・保守性の向上をはかる開発研究が行われた。

1997～99年、「実証炉プラント最適化研究(フェーズ2)」として、もんじゅ事故を受けた実証炉設計の対応を、“ナトリウム火災の心配のないプラント概念構築”(機器合体や主配管以外も逆U字配管化する等による2次系ナトリウムバウンダリを大幅縮小)として提案した。また、“建設コストの更なる低減”(系統・機器の合理化・簡素化、建屋容積縮小等により建設コストを軽水炉の1.31倍にまで圧縮)を目的に研究。

2000年長計から実証炉計画が消えた後は、電力側からトップエントリ-計画の話は聞かれなくなった(予算がつかなくなった?)。一方、で説明した動燃の研究は続けられ、次節のFBRサイクル実用化戦略調査研究へとつながっていく。

3、FBRサイクル実用化戦略調査研究

(1) 研究の目的

「高速増殖炉懇談会」報告の趣旨を受け継いで旧動燃が「中長期事業計画」を作製、その中心にFBRサイクル実用化戦略調査研究を据える。

“幅広い技術選択肢の評価を行い”“競争力ある実用化候補概念を構築する”

“多様なニーズ”に応えるFBRサイクルシステムの候補を複数抽出し、実用化シナリオを描く。多様なニーズとは、安全性、経済性、資源有効利用、環境負荷低減、核拡散抵抗性の5点。しかし、最大の目的が経済性向上にあることは明白。

(2) 研究の全体概要

研究体制

1999年、核燃料サイクル開発機構(旧動燃、以下JNC)を主体に、電力9社、電源開発、原電およびメ-カ-各社で計画の推進組織を構成、これに原研、大学が協力する体制。オ-ルジャパン体制を標榜しているが、実質、JNCが牛耳っており、電力側は冷ややか。

電力主体のトップエントリ-型実証炉計画との違い

電力の計画は、特定された実用炉型式の実証炉を建設するための短期的計画。

JNCの研究は、高速増殖炉だけでなく核燃料サイクル(再処理法、燃料製造法)を対象に、特定の実用炉型を前提にしない研究で、技術のプレ-クスル-を目指す。

研究スケジュール

フェーズ1：1999～2000年(2年間)

高速増殖炉、再処理および燃料製造の3分野それぞれについて国内外の過去の研究開発成果をもれなくサ-ベイし、その中から高速増殖炉システムの有望な実用化候補概念を選び出す。

フェーズ2：2001～2005年(5年間)

フェーズ1で選び出された技術を検討し、必要に応じて実験や要素技術開発を行うなどして技術的成立性を確認した後、FBRサイクルとしての整合性と最適化を図った上で

2～3の実用化候補概念を絞り込む。さらに、実用化までの研究開発計画を提示する。
フェーズ3：2006～2010年（5年間）

絞り込んだ実用化候補の概念設計、重要技術の工学的規模確証試験、解析
フェーズ4：2011～2015年（5年間） 実用化候補の基本設計

（3）研究内容と結果

フェーズ1（終了）⁶⁾

高速増殖炉については、冷却材としてナトリウム、重金属、ガス、水を、燃料としてMOX、金属、窒化物を対象に、規模は大型炉から中小モジュール炉にわたり、種々の組合せを検討。
イ) ナトリウム冷却炉：酸化物燃料(アドバンストル-プ型)と金属燃料の二組合せを選出。
ロ) 重金属冷却炉：鉛ビスマス冷却材と窒化物燃料と金属燃料の中型モジュール炉を選出。
ハ) ガス冷却炉：冷却材として炭酸ガス、ヘリウム、燃料として酸化物、窒化物、発電方式として蒸気タ-ビン、ガスタ-ビンの中から4種類の組合せを候補とし、有望な組合せとしてヘリウムガス冷却・窒化物燃料・高温ガスタ-ビン発電が選出された。
ニ) 水冷却炉：軽水冷却増殖炉(RBWR)と超臨界圧軽水冷却増殖炉(SCFBR)が検討され、高速増殖炉導入シナリオと関係づけた検討をフェーズ2へゆだねられた。
ホ) 小型炉：特殊用途も含め、Na or 鉛ビスマスと、金属 or 窒化物燃料との組合せを検討。
ヘ) その他：熔融塩高速増殖炉と超ウラン物質専焼炉が検討対象にされた。

再処理法については、湿式法として「先進湿式法」を、乾式法として「酸化物電解法」、「金属電解法」、「フッ化物揮発法」について検討し、前2者を選出。
燃料製造法についてはペレット法、振動充填法、鑄造法(金属燃料)を選出。

フェーズ2(中間とりまとめ)⁷⁾

イ) ナトリウム冷却炉：基本的成立性に課題はなく、物量削減など経済性、高い信頼性(高稼働率および二重蒸気発生器の信頼性)、保守・補修性の向上が必要(後に詳述)。
ロ) 鉛ビスマス冷却炉：窒化物燃料の採用によりナトリウム冷却炉と同等の炉心性能が可能。冷却材が重いため中型タンク型(71万KWe)となるが、中間冷却系削除により経済性は達成できる。ただし、材料腐食が難問で、その防止策が課題。また、窒化物燃料は基礎的デ-タが不足。窒素15(天然は0.37%)を100%近くまで濃縮する必要がある。
ハ) ガス冷却炉：ヘリウム冷却・被覆粒子窒化物燃料・直接サイクルガスタ-ビン式大型炉(110万KWe)が選出された。冷却系配管は、内側からホットレグ・コ-ルドレグ・ガ-ドパイプの三重構造。ガスのため冷却能力に限界があり、炉心性能が劣る。燃料破損や安全性(減圧による正の反応度)、耐高温材料および被覆燃料開発など基礎的レベルで未解決の研究課題が多く残されている。
ニ) 水冷却炉：PWR型、BWR型、超臨界圧型(SCFBR)のうち、BWR型高速増殖炉(135.6万KWe)が選出された。燃料棒間隔を狭めボイド率を高くして増殖を目指す。他の炉系に比べ炉心性能が劣り、燃焼度も低い。被覆管材料開発、除熱能力、安全性(炉心損傷時の再臨界事故問題)が課題。

フェーズ2でのナトリウム冷却炉

ナトリウム冷却炉では、フェーズ2で金属燃料と酸化物燃料とが対象となった。金属燃料の方が増殖率など炉心性能がいいが、燃料特性のデ-タが酸化物燃料に比べはるかに少ない。

酸化物燃料の高速増殖炉として、アドバンストル-プ型(先進ル-プ型、150万KWe、図16)が提案されている。配管大口径化によりもんじゅよりル-プ数を削減(2)、ポンプと中間熱交換器を一体化、配管長短縮などによって物量を減らすとともに格納容器容積を

A P W R の約 1 / 3 に減少、さらに蒸気発生器を二重直管式一体貫流型にするなどして建設コストを下げ経済性を上げる。燃料コスト低減のため、高燃焼度化（平均 15 万 MWd/t）、高発電効率化（高温化、原子炉容器出口で 5 5 0 ）が可能な燃料被覆管材料開発（O D S 鋼）。安全性では、炉心崩壊時の熔融燃料排出を目的とした新型燃料集合体の設計開発。

（４）F B R サイクル実用化戦略開発調査研究批判と問題点

もんじゅ事故後の空閑時期を埋めるためだけに金と時間を使う壮大な無駄。単なる研究者の仕事作りに過ぎない。

ナトリウム冷却酸化物燃料大型炉という従来路線の結論を導くための儀式に過ぎない（中間とりまとめの段階ですでに“ナトリウム冷却炉が最も有望な概念という結論”⁸⁾）。高速増殖炉開発の歴史的経過と圧倒的な知見の多さからすれば、ナトリウム冷却炉に落ち着くことは始めから明白。他の選択は、ほとんど過去研究され放棄された技術の焼き直し。

ナトリウム冷却炉も、もんじゅよりさらに安全性を犠牲に経済性をとことん追求した設計イ）ル - プ数の削減は冷却系の多重性を損なう。

ロ）配管の大口径化は耐震性を弱める。

ハ）機器の一体化は構造を複雑にし点検補修を難しくする。

ニ）正のボイド効果低減策（燃料集合体改造）も、炉心の大型化で帳消しにもならない。

ホ）燃料被覆管用新材料 O D S 鋼の実証はこれからで、高温高燃焼度化可能の保証なし。

4、実験炉「常陽」の現状（改造炉心 M K - ）

（１）照射試験用実験炉としての性能向上を目的に、2 0 0 0 年から約 3 年かけて大改造。

（２）主な改造点

出力の増加：10 万 KWt → 14 万 KWt

中間熱交換器、空気冷却器の能力を上げるため新規交換

照射実験空間の拡大（照射可能スペ - スは従来炉心の 2 倍以上）と照射装置の高度化

高速中性子束は従来炉心の 1.3 倍増

燃料取扱設備の改造により燃料交換時間短縮（従来の 1 / 3）、稼働率の向上（1.5 倍）

（３）主な研究開発試験予定

新ラッパ管用材（フェライト鋼）、新燃料被覆管用材（O D S）など材料照射

マイナ - アクチノイド（Am 等）添加燃料などの燃料照射、燃料破損模擬試験

自己作動型炉停止機構（S A S S、G E M）など新機器の炉内試験

5、もんじゅをこれからどうするつもりか

（１）現在の炉心で約 1 0 年運転

（２）もんじゅ高度化炉心計画

将来の高速増殖炉技術実証のための高燃焼度化、長サイクル化および、照射性能強化（新型燃料、新材料、M A , 超寿命核分裂生成物）のため炉心の改造を計画（1 9 9 8 年～）

「F B R サイクル実用化戦略調査研究」で検討する高速増殖炉燃料概念の実用化技術を実証するための炉心改造（2 0 0 0 年～）

平均燃焼度：8 → 1 0 万 MWd/t、運転サイクル：5 → 6 ヶ月、照射スペ - ス：6 ~ 1 2 体
現行もんじゅより危険性が增大する。

ドップラ - 係数減少、ナトリウムボイド効果増加（長尺燃料）、燃焼度増大

（３）もんじゅ高度化炉心計画

平均燃焼度： 15万MWd/t、運転サイクル： 1年以上、照射スペ - ス： 6～18体
太径・高密度・中空ペレット・長尺燃料棒を採用

炉停止余裕減少、ナトリウムボイド効果増、ドブブラ - 係数減少で現行炉心より危険性増。

(4) 大金を投入して「常陽」を照射試験用に大改造した上に、発電設備を備えて実験用に使いにくいもんじゅと同じ照射試験用に使う意味はない。

6、高速増殖炉開発の国際協力体制

大国といえども、高速増殖炉開発を一国で達成することは不可能なことがわかり、開発するなら国際的に協力しあう以外なくなった。

(1) NERI(Nuclear Energy Research Initiative)

原子力エネルギー - 分野における米国の国際的指導力維持のため、米国大統領科学技術諮問委員会の答申を受け、2000年よりDOEが予算化(2500万ドル)

4点の重点課題を対象に国際的に開発参加を公募

イ) 核拡散抵抗性のある原子炉および核燃料サイクル

ロ) 競争力があり安全性の改善された新型原子炉

ハ) 開発途上国向け低出力原子炉

ニ) 放射性廃棄物貯蔵および永久処分の新技術

高速増殖炉ないし増殖炉関係の採用(2000年): 鉛冷却高速炉、トリウム燃料系

背景に、今後10年以上の間、原発新規発注が見込めず人材確保が困難な状況がある。

(2) GEN- (第四世代炉開発国際フォーラム、GIFとも呼ばれる)

米国主導の協力体制で10カ国+1機関(EU)が参加。

目標は、持続可能性、安全性、経済性、核拡散抵抗性

100件の提案から6件の原子炉概念が選ばれ、うち3件が高速増殖炉である。

高速増殖炉系: ナトリウム冷却炉、ガス冷却炉、鉛合金冷却炉

熱中性子炉系: 溶融塩炉、超臨界圧水冷却炉、高温ガス炉

このうちナトリウム冷却炉のとりまとめを日本が行っている。

2035～2040年に産業界によって実用化される、とされている。

高速増殖炉開発の歴史は、ナトリウム技術の困難とその対策による経済的不成立を立証し、ナトリウム炉を超えるはずの新概念の調査研究も、結局、ナトリウム炉に帰って来てしまうだけの堂々巡りにすぎないことを示した。

参考文献

1) 小林圭二、「高速増殖炉もんじゅ - 巨大核技術の夢と現実」、七つ森書館、1994年

2) D.Okrent, Proc.International Fast Reactor Safety Meeting,1990, p.45~58

3) PNC N141 81-03, 動燃事業団、1981年

4) 中川 弘、「高速実証炉開発の現状」日本原子力学会誌、Vol.30, No.11, 1988

5) 三浦正憲 他、「トップエントリ - 型FBR実証炉の概要」、同上誌、Vol.35, No.4, 1993

6) 野田 宏 他、日本原子力学会誌、Vol.43, No.9, 2001

7) 大野勝巳 他、日本原子力学会誌、Vol.46, No.10, 2004

8) 此村 守 他、日本原子力学会春の年会、O16、2004年