JAEA-Technology 2019-007
DOI:10.11484/jaea-technology-2019-007
July 2019

高速増殖原型炉もんじゅ
－その軌跡と技術成果－

Prototype Fast Breeder Reactor Monju
– Its History and Achievements –

日本原子力研究開発機構　高速炉・新型炉研究開発部門　敦賀総合研究開発センター
Tsuruga Comprehensive Research and Development Center
Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development, Japan Atomic Energy Agency

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ（https://www.jaea.go.jp）
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2019

JAEA-Technology 2019-007

高速増殖原型炉もんじゅ
－その軌跡と技術成果－

日本原子力研究開発機構
高速炉・新型炉研究開発部門
敦賀総合研究開発センター

（2019 年 4 月 1 日受理）

高速増殖原型炉もんじゅは、1968 年の研究開発着手から半世紀にわたる設計、建設、運転、保守等を通じて、数多くの貴重な成果を生んできた。本報告書は、「開発経緯と実績」、「設計・建設」、「試運転」、「原子炉安全」、「炉心技術」、「燃料・材料」、「原子炉設備」、「ナトリウム技術」、「構造・材料」、「運転・保守」、「事故・トラブル経験」の技術分野について、特徴や技術成果を取りまとめたものである。

敦賀総合研究開発センター：〒914-8585　福井県敦賀市木崎 65-20
（編）中島　文明、近藤　悟、宇佐美　晋、山崎　修、金子　義久、羽様　平

JAEA-Technology 2019-007

Prototype Fast Breeder Reactor Monju
－Its History and Achievements－

Tsuruga Comprehensive Research and Development Center
Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development
Japan Atomic Energy Agency
Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received April 1, 2019)

The prototype fast breeder reactor Monju has produced valuable technological achievements through design, construction, operation and maintenance over half a century since 1968. This report compiles the reactor technologies developed for Monju, including the areas: history and major achievements, design and construction, commissioning, safety, reactor physics, fuel, systems and components, sodium technology, materials and structures, operation and maintenance, and accidents and failures.

Keywords: Monju, Prototype Fast Breeder Reactor, SFR, Advanced Technology Development, Design and Construction, Operating Experience, History

(Eds.) Fumiaki NAKASHIMA, Satoru KONDO, Shin USAMI, Osamu YAMAZAKI, Yoshihisa KANEKO and Taira HAZAMA

刊行にあたって

2016 年 12 月に決定された政府方針により、高速増殖原型炉もんじゅ（「もんじゅ」）は廃止措置に移行しました。

エネルギー資源の乏しい我が国におけるエネルギーの安定供給とウラン資源の有効利用の観点から、国は国産技術による高速増殖炉の開発を決定し、その実施主体として動力炉・核燃料開発事業団（現在の国立研究開発法人日本原子力研究開発機構）が 1967 年に設立されて、「もんじゅ」の開発がスタートしました。

高速実験炉「常陽」に続く原型炉として、「もんじゅ」は、1968 年の設計開始以来、半世紀にわたる設計、建設、運転、保守等を通じて、数多くの成果を生んできました。一方、「もんじゅ」プロジェクトに携わってきた技術者の多くが、定年退職で当機構を去る中、「もんじゅ」で得られた経験、知見、成果等が散逸することがないよう、これらを体系的にまとめ、記録として後の世代に残す必要があります。

そこで、「もんじゅ」プロジェクトが大きな節目を迎えたことを契機に、「もんじゅ」における技術的な成果をまとめた『高速増殖原型炉もんじゅ　－その軌跡と技術成果－』を刊行する運びとなりました。

我が国としては、核燃料サイクル政策を堅持する方針には変わりはありません。地球温暖化対策に貢献し、かつ将来にわたり持続可能なエネルギー源として、原子力は不可欠な存在です。特に、高速炉サイクルは、高レベル放射性廃棄物の減容と潜在的有害度の低減の観点からも有効であり、今後も、高速炉の研究開発を継続します。

「もんじゅ」の成果は、こうした高速炉開発に反映されるものと考えており、本書がその参考になることを期待しています。

最後に、本書の刊行にあたり、ご支援・ご指導いただきました関係者の皆様に心より感謝申し上げますとともに、高速増殖炉開発の路を拓き、礎を築いてこられた多くの諸先輩方のご苦労に敬意を表します。

2019 年 3 月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

理事長　児玉敏雄

目 次

はじめに …… 1
1. 開発経緯と実績 …… 3
2. 設計・建設 …… 9
3. 試運転 …… 19
4. 原子炉安全 …… 29
5. 炉心技術 …… 47
6. 燃料・材料 …… 57
7. 原子炉設備 …… 69
8. ナトリウム技術 …… 99
9. 構造・材料 …… 109
10. 運転・保守 …… 121
11. 事故・トラブル経験 …… 137
おわりに …… 149
付録 1. 基本仕様の選定 …… 152
付録 2. 「もんじゅ」のあゆみ …… 156

Contents

Preface 1
1. History and Major Achievements 3
2. Design and Construction 9
3. Commissioning 19
4. Safety 29
5. Reactor Physics 47
6. Fuel 57
7. Systems and Components 69
8. Sodium Technology 99
9. Materials and Structures 109
10. Operation and Maintenance 121
11. Accidents and Failures 137
Message for the Future 149
Appendix 1. Major Specifications 152
Appendix 2. Key Events in Monju Project 156

This is a blank page.

はじめに

本書は、1967年の動力炉・核燃料開発事業団（動燃、現、日本原子力研究開発機構(原子力機構)）発足後の研究開発着手から2016年暮れの政府方針による廃止決定までの約半世紀にわたる高速増殖原型炉もんじゅ（「もんじゅ」）の歴史と技術成果を取りまとめたものである。

関係者の文字どおり血と汗の結晶であり、我が国の産官学が一堂に傾注した成果である「もんじゅ」について、100%出力試験未了のまま廃止決定を受けたことは真に断腸の思いである。本書では廃止決定の背景にある社会情勢や政治的な観点には触れず、純粋に技術的な視点からのデータ、知見、経験をまとめた。

狭義の天然エネルギー資源（枯渇性エネルギー資源）の極めて乏しい我が国において、半恒久的にエネルギー安定供給を可能とする高速炉サイクルの実現は、準国産エネルギー資源確保という悲願を達成するものとして国を挙げた計画の下で進められてきた。その計画の中核を成す高速増殖炉は、ウラン資源の飛躍的な有効利用を可能とするシステムとして、原子力開発の黎明期から、先進国を中心に研究開発が進められてきた。我が国では、原子力委員会が1966年5月に、プルトニウムとウランの混合酸化物（MOX）燃料を適用したナトリウム（Na）冷却型高速増殖炉[1]を国産技術による実験炉及び原型炉の建設を含め、国のプロジェクトとして、総合的に推進するとの基本方針を定めた。

この方針どおり、「もんじゅ」に先行した高速実験炉常陽（「常陽」）は、我が国の技術で製作した最初の高速増殖炉であり、日本原子力研究所（原研、現、原子力機構）が概念設計に着手、動燃がその設計を固め、茨城県の大洗工学センター内に、1970年から建設を開始し、1977年に初臨界を達成した。「常陽」では炉心増殖性能をはじめ、種々の設計確認やプラント特性試験を行った。

当時、我が国には、高温液体Naを大量に取り扱う技術も経験も少なく、「常陽」とともに大洗工学センターにNa技術関連の施設を建設し、Naの取扱いや物性に関する基礎的な研究から新たに開発するNa機器に関する工学的な研究まで精力的に進めた。特に、循環ポンプ、熱交換器等の大型のNa機器の工学試験については、部分要素、縮尺モデル段階を経てモックアップ試験まで実施した。

MOX燃料の開発は、動燃東海事業所のプルトニウム燃料第一開発室で、基礎試験、燃料製造技術開発、燃料設計などを実施し、それらの経験をもとに第三開発室を1988年に建設し、炉心燃料の製造を行った。並行して、燃料や材料の照射後試験施設を大洗工学センターに建設し、海外の高速炉や「常陽」で照射した燃料の照射後試験を行い、燃料の健全性や信頼性など燃料の性能向上のための研究を進めた。

こうした研究開発は、産官学の技術力を結集して真の意味で我が国の総力を挙げて進めたと言ってよく、その成果は「常陽」

[1] 本書では用語としての高速増殖炉（FBR）と高速炉（FR）を特に区別しないで使用する。両者は炉心の構成に違いがあるのみで、原子炉プラントとしては共通である。

の経験も含め、全て「もんじゅ」の設計に反映、結集した。また、設計作業を通じ、我が国初めての安全設計方針、高温構造設計方針、耐震設計方針等の安全技術指針類を整備してきたが、これらは今後の高速増殖炉開発に対して、国内にとどまらず国際的にも重要な基盤になっている。

「もんじゅ」は、福井県敦賀市の敦賀半島白木区で1985年10月に建設を開始し、1994年4月に初臨界を達成した。1995年8月には初送電を達成した。40%出力運転により、発電高速増殖炉の炉心・燃料、機器・システム、Na取扱い等の設計・取扱技術に加え、将来炉へ活用できる大型機器製造技術等の産業（メーカ）技術の基盤整備・確認ができた。

その後、性能試験中の1995年12月に2次主冷却系のNa漏えいを発生させ、運転を停止した。原因究明や国レベルでの周到な開発議論を経て、改修工事を行い、2010年5月には再稼働（臨界）を実現した。

Na漏えい事故以外にも「もんじゅ」は、炉内中継装置落下（2010年）や様々なトラブルを経験したが、その原因究明やハード・ソフト対策は、高速増殖炉の実用化に向けた安全性向上技術等の確立につながる成果でもある。Na漏えい時の2種類の鉄鋼材料腐食機構の解明や、温度計さやの流力振動試験の知見に基づく日本機械学会指針の策定はその代表例である。

このように「常陽」並びに「もんじゅ」の開発を通じて、当初皆無に近かった我が国の高速増殖炉技術は成長し、技術基盤の整備、人材育成、技術基準等の体系化が進められ、世界をリードする技術レベルに達した。

2016年12月の原子力関係閣僚会議で決定された「高速炉開発の方針」では、我が国は今後も高速炉開発を継続していくが、「もんじゅ」は、新規制基準対応等再稼働までの時間的、経済的見通しの不透明さから、廃止措置に移行することが示された。この決定により、定格出力運転での原子炉設備の性能確認や、長期の運転保守を通じた、実用炉における効率的な運転・保守等の技術開発・確立に向けた知見・ノウハウの蓄積などの「もんじゅ」の所期の目標を達成することは事実上不可能となった。また、「もんじゅ」を利用した、廃棄物減容や有害度低減に向けてのデータ取得、将来炉の経済性向上に資する高燃焼度燃料や革新的な保守点検技術等の開発・検証の場の提供も不可能となった。

2018年には高速炉開発の「戦略ロードマップ」が策定された。そこで指摘されているように、これまでの蓄積技術・知見を最大限活用し、技術イノベーションを導入することで格段のレベルを目指す必要がある。そうした今後の高速増殖炉開発が、適切かつ円滑に進められるように、「もんじゅ」の開発実績と成果をとりまとめ、記録に残すことで、蓄積された技術知見、経験、ノウハウが形式知となり、高速増殖炉開発の加速、真の実用化による我が国の安定エネルギー供給の課題解決になることを期待する。

高速炉・新型炉研究開発部門　部門長

理事　青砥　紀身

1. 開発経緯と実績

○ エネルギー資源の乏しい我が国は、安定したエネルギー供給確保のため、1966年に自主的技術によるFBRの開発方針を決定し、産官学を挙げた体制の下で我が国の総力を結集して開発に取り組むことになった。

○ FBRの研究開発は、実験炉から原型炉へと進められ、核データや材料開発などの基礎的分野から、機器開発、ナトリウム取扱いや運転員養成など広範囲にわたり、研究施設を含む我が国のFBR技術基盤を整備しつつ、裾野を広げながら進めた。

○ 原型炉は「もんじゅ」と命名され、ループ型FBRとして研究開発成果を踏まえて製作・建設し、臨界、発電を達成することができた。40%出力までの試運転を通じて設計・開発の妥当性を確認し、その開発過程や運転を通じて経験した技術課題や事故・トラブルなど、将来のFBRの実用化に向けた経験と教訓を蓄積することができた。

○ これらの「もんじゅ」を軸にした取組みにより我が国は世界レベルのFBR技術を保有することができた。

1. 開発経緯と実績

1.1 「もんじゅ」開発の事始

1960年代初期、欧米諸国が軽水炉の実用化やFBRの本格的開発を進める中、我が国のFBRはようやくその研究が緒に付いた段階にあった。

1964（昭和39）年原子力委員会は、「動力炉開発懇談会」を設置し、日本の原子力開発の在り方、すなわち、軽水炉をどのように導入していくか、FBRと新型転換炉（ATR）をどう開発するか、核燃料サイクルの確立をどうするのかなど、我が国の原子力研究、開発及び利用に係る全体的な構想について検討を進めた。審議は約1年半に及び、審議後半には約1ヶ月にわたり欧米に「動力炉開発調査団」を派遣した。調査団は、先進国と競争しうる力を養うには画期的な決意が必要であること、莫大な資金と要員が必要であること、核燃料政策の一貫性、基礎研究の重要性、開発ステップとして実験炉、原型炉を経て実証炉へ進むことなどを指摘した。また、英国、米国、フランス等の諸外国に遅れて出発した日本としては、原型炉建設に至る準備として、実験炉の早期建設、国際協力、大型モックアップによる冷却系技術と安全技術の開発をうまく組み合わせて行うべきとし、そのためには国の総力を結集しなければならないと報告した。

そして、原子力委員会は、1966（昭和41）年5月、「動力炉開発の基本方針」を策定し、我が国経済の正常な発展を維持し、安定したエネルギー供給の確保のため、国内における核燃料サイクルの確立を図る必要があること、FBRは核燃料資源問題を基本的に解決し、将来、原子力発電の主流となるべきものであり、基礎的技術の蓄積に努め、国際協力をも行って、自主的開発の効率的推進を図ることとした。開発体制については、我が国としてかつて経験のない大規模なプロジェクトであり、この計画を円滑に遂行するためには、政府関係機関、学会及び産業界の相互協力と積極的な参加が必要であり、FBR及びATRの原型炉開発を担当する機関として、1967（昭和42）年度を目途に特殊法人の新設を行うものとした。

1967（昭和42）年10月、動力炉・核燃料開発事業団（動燃）が設立され、動燃が担う業務に関する基本方針が1968（昭和43）年3月、内閣総理大臣により決定され、FBR開発については、以下とした。

> プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料を用いるナトリウム冷却型高速増殖炉を開発することを目標とし、原型炉としては、電気出力20～30万kW程度のものを昭和51年度頃臨界に至らせるものと想定し、その建設の具体的計画については、事前の研究開発の成果及び海外における技術動向等を評価検討のうえ定める。

開発は動燃を中核とする一元的責任体制とし、資金は国家資金によるほか、原型炉建設費の少なくとも50%を民間に期待し、関係諸機関からの人材の参加を確保することなどが定められた。

動燃のFBR開発には、総合的なエンジニアリング能力が求められ、その体制は大学、原研、電気事業者、メーカなどからの専門家を含む多彩な人員構成により作り上げられた。FBRの技術は、高温ナトリウム、プルトニウム、高速中性子など、我が国においてほとんど工学的経験のない分野にわたることから、これらの要素技術を短期間で習得し、かつプラントシステムに応用するための研究開発と実験炉の建設が不可欠であった。

1970（昭和45）年4月、建設途上の大洗工学センター（現、大洗研究所）の開所式において実験炉を「常陽」、FBR原型炉を「もんじゅ」、ATR 原型炉を「ふげん」とそれぞれ命名することを発表した。命名は、文殊菩薩の知恵と普賢菩薩の慈悲で巨大なエネルギーを制御し、人類の幸福に役立てたいとする願いが込められていた。「常陽」は、その設置場所の大洗が常陽と呼ばれる地域にあることに因み名づけられた。

1.2 「もんじゅ」開発の意義、役割

「もんじゅ」は、前述の政府が定めた動燃業務の基本方針と基本計画にてその基本仕様が定められた。未だFBR開発の技術基盤が整備されていない我が国において、原型炉を建設し臨界とすることは大きなチャレンジであった。

そのため、産官学を挙げた体制で、日本に設置可能で技術成立性のある原型炉概念を固め、具体的な設計や製作につながる技術を自主開発し、それを実際に原型炉として具現化し、設計・建設・運転していくこと、すなわち、「もんじゅ」の開発自体が大きな目標となった。FBRの実用化という我が国にはなかった道を「もんじゅ」開発を大きな推進力として切り拓き、実用化への道として整備していく役割が「もんじゅ」にあったといえる。開発当初の段階ではFBR実用化が急務であり、その技術的、経済的見通しを早期につけることが期待された。

建設が進み臨界と送電を達成した後の「もんじゅ」は、2000（平成12）年の原子力長期計画において、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に優先して取り組むこととし、長期的には実用化に向けた要素技術の実証あるいは高速中性子を提供する場としてマイナーアクチニドの燃焼や長寿命核分裂生成物の核変換等に有効に活用するとした。この頃は、海外のFBR開発環境も変化し、我が国でもFBRの実用化時期は不透明となる中、「もんじゅ」はFBRサイクル技術の研究開発の中核として位置付けられることになった。

2011（平成23）年の東京電力福島第一原子力発電所事故（1F事故）等を契機に我が国のエネルギー政策の見直し議論が進められたが、「もんじゅ」の研究開発は継続されることとなった。2013（平成25）年9月に文部科学省に設置されたもんじゅ研究計画作業部会にて「もんじゅ研究計画」が策定され、より具体的な「もんじゅ」による研究開発の計画が示された。そこでは年限を区切った目標を掲げ、評価を行い、その後の研究の継続の可否を決めることとされた。

1.3 「もんじゅ」開発経緯

「もんじゅ」の開発の主な流れを**図1-1**に示す。1968（昭和43）年3月、動燃が行う業務に関する基本方針が内閣総理大臣により決定され、その建設の具体的計画については、事前の研究開発の成果及び海外における技術動向等を評価検討（チェック＆レビュー）のうえ定めることとされた。

原型炉の基本となる条件だけが与えられた中で、技術成立性のある原型炉のプラント概念を固めることがまず必要となった。そのため、主要メーカと共同して設計研究を重ね、プラントシステムや主要機器の概念を具体化した。並行して、大洗工学センターで主要機器のモックアップ試験や解析ツールの開発検証などの「もんじゅ」研究開発を、各分野の外部有識者からなる専門委員会にて評価確認を得ながら進めた（**写真1-1**）。

「もんじゅ」のプラント概念と建設計画については、1975（昭和50）年8月から原子力委員会のチェック＆レビューを受け、妥当とされた。また、「もんじゅ」に先立って建設された「常陽」は1977（昭和52）年に初臨界を達成し、その後良好な運転実績を重ね、その経験は技術や人材育成など「もんじゅ」を開発する上で非常に貴重であり大いに役立った。

そして、立地地点として福井県敦賀市白木区の地質、環境調査等を実施し、地元自治体の了承を得て、1980（昭和55）年12月に原子炉設置許可申請を行った。「もんじゅ」の安全審査の進捗を踏まえ、政府は、地元自治体の同意を得た上で、1982（昭和57）年5月に、「もんじゅ」の建設について閣議にて了解した。その後の所要の許認可手続きはあるものの実質的な建設のゴーサインである。

建設工事はサイトへのアクセス道路やトンネル工事等の準備から始まり、1985（昭和60）年10月の本格工事着工から約5年半後の1991（平成3）年5月の機器据付完了まで計画どおりに行われた。

試運転としては、系統へのナトリウム充てん等の総合機能試験を約2年かけて行い、1993（平成5）年10月から炉心燃料の装荷を開始し、1994（平成6）年4月5日10時1分、初臨界を達成した。中央制御室には海外のFBR専門家が臨席しマスコミ各社も詰め掛け、日本が自主技術で開発した「もんじゅ」の節目を世界に報道した。

初臨界後の性能試験では、非常に低い出力での炉物理試験を実施した後、1995（平成7）年2月からは核加熱試験を開始して系統温度を上昇させ、6月には40%原子炉

1. 開発経緯と実績

出力を達成、8月29日にはFBRとして我が国初の発電を行い送電することができた。

性能試験中の同年12月8日、2次主冷却系ナトリウム漏えい事故が発生した。事故は放射線被ばくの関係しない、国際原子力事象評価尺度でレベル1に分類されるものであったが、不適切な情報取扱いの問題等があり運転再開にはその後約14年半の期間を要することになった。その間、事故の原因究明、安全総点検、耐震評価などを行うとともに、ナトリウム漏えい対策の強化を含む安全性向上のため改造工事等を実施

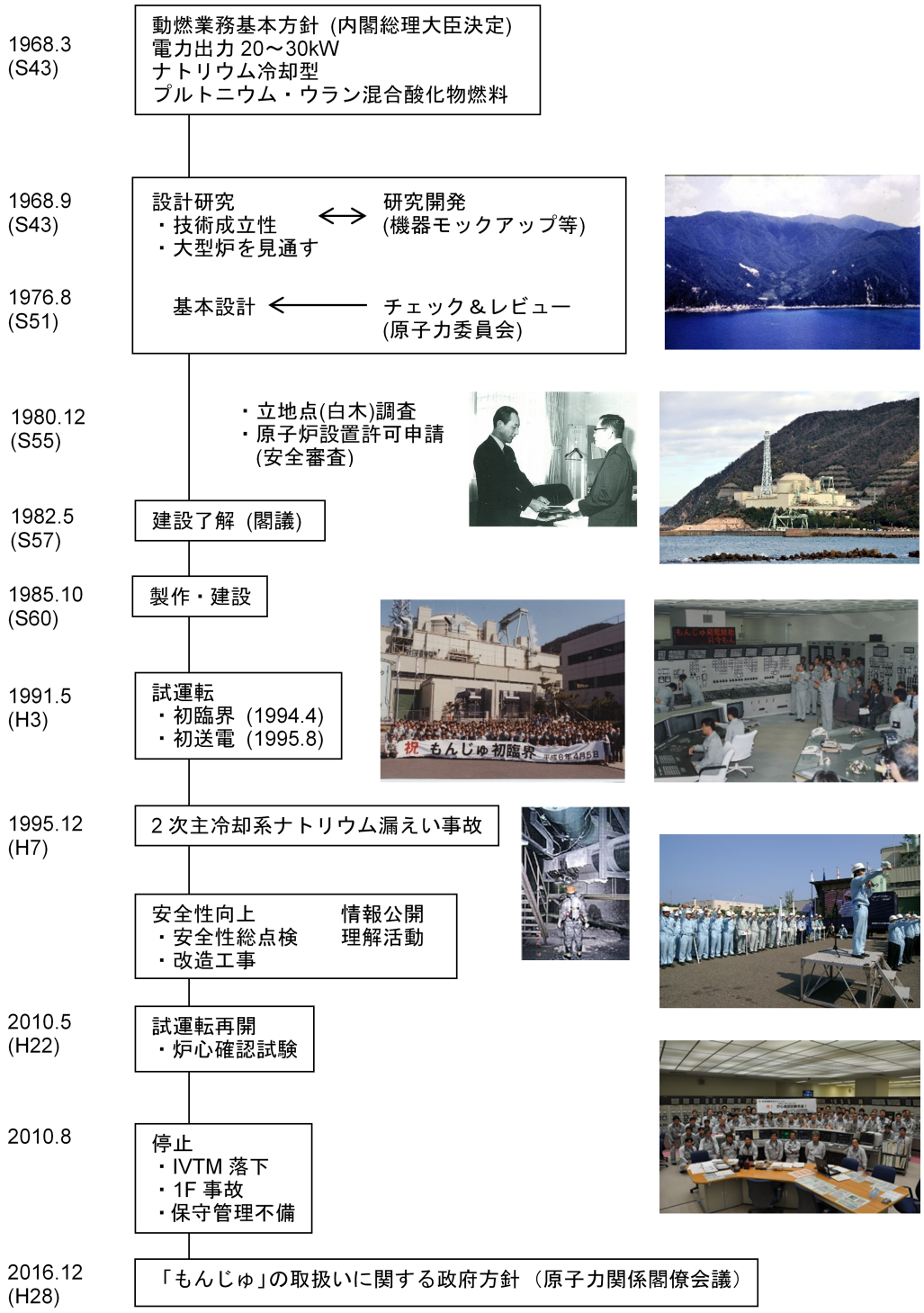

図1-1　「もんじゅ」開発の主な流れ

福井県　敦賀白木地区

茨城県　大洗地区

茨城県　東海地区

写真1-1　「もんじゅ」と関連研究開発の中心となった拠点

し、積極的な情報公開や地元福井県を中心とした理解活動を進めた。

2010（平成22）年5月6日、性能試験を再開し、炉心特性を確認するとともにマイナーアクチニドを含む炉心の貴重な特性データをとることができた。その後、40%出力試験に向けた燃料交換後の8月、炉内中継装置（IVTM）を落下させ、その復旧に取り組むことになった。また、東日本大震災に伴う1F事故が発生して、長期の停止となった。さらに、2012（平成24）年11月に保守管理不備問題が明らかとなり、改善活動に取り組んだが、原子力規制委員会から文部科学省に対して「もんじゅ」の運営組織の見直しに関する勧告が出されるに至った。2016（平成28）年12月には政府の原子力関係閣僚会議において、新規制基準対応等、再稼働までの時間的・経済的見通しの不透明さから、「もんじゅ」は廃止措置に移行するとの政府方針が決定された。

1.4　「もんじゅ」の成果

「もんじゅ」は、実用化段階のFBRを念頭に置きつつ、安全性、信頼性を確保し、開発段階の原子炉としての余裕を見込んで設計・建設したプラントである。そのため、開発過程の判断や考え方の妥当性を建設・運転で確認し、実用化に向け、発電FBRとしての運転経験を蓄積することなどが期待された。

これまで「もんじゅ」開発を通じて得た技術成果を**図1-2**、**図1-3**に示す。

1. 開発経緯と実績

設計・製作経験を通じてFBRの工業規模での技術取得は達成できた。試運転を通じてFBRの精度の高い炉心設計技術を開発し、その検証も実施できた。また、ナトリウム冷却型の特徴を考慮して高温構造設計の設計方針及び設計手法を開発・整備するとともにFBRの安全設計の考え方を整備できた。原子炉容器、循環ポンプ、蒸気発生器など大型ナトリウム機器の高精度な製作加工技術を取得することもできた。

一方、「もんじゅ」は性能試験の途中で運転を終了したため、部分出力での性能確認にとどまり、定格運転状態でのプラント運転経験は得ることができず、FBR発電炉としての運転・保守経験に基づく技術知見蓄積は部分的なものとなった。

【ループ型 FBR の技術確認】
発電設備を有する実規模の FBR 原型炉を、我が国の自主技術で設計・製作・建設し、40%電気出力（約 11 万 kW）の発電運転を達成し、ループ型 FBR システムの技術成立性を確認した。

【世界レベルの FBR 技術】
「もんじゅ」の設計、建設等により、原子炉安全、炉心、燃料、ナトリウム機器システム、ナトリウム取扱い等の FBR 技術分野で世界をリードする水準の技術を開発することができた。

【FBR 技術基盤を整備】
「もんじゅ」の開発に伴い、大洗研究施設、高速炉燃料製造などの研究開発インフラを整備し、FBR の人材育成や知的財産を蓄積できた。また、「FBR 安全設計方針」、「高温構造設計指針」等の FBR プラントの実用化に向けた基本となる考え方や技術体系を整備した。

【FBR プラント経験の蓄積】
ナトリウム漏えい事故等や軽微な故障も含めた実プラントでの事故・トラブル等の経験により実用化に向けた課題や改善点を蓄積できた。

図1-2　「もんじゅ」の成果

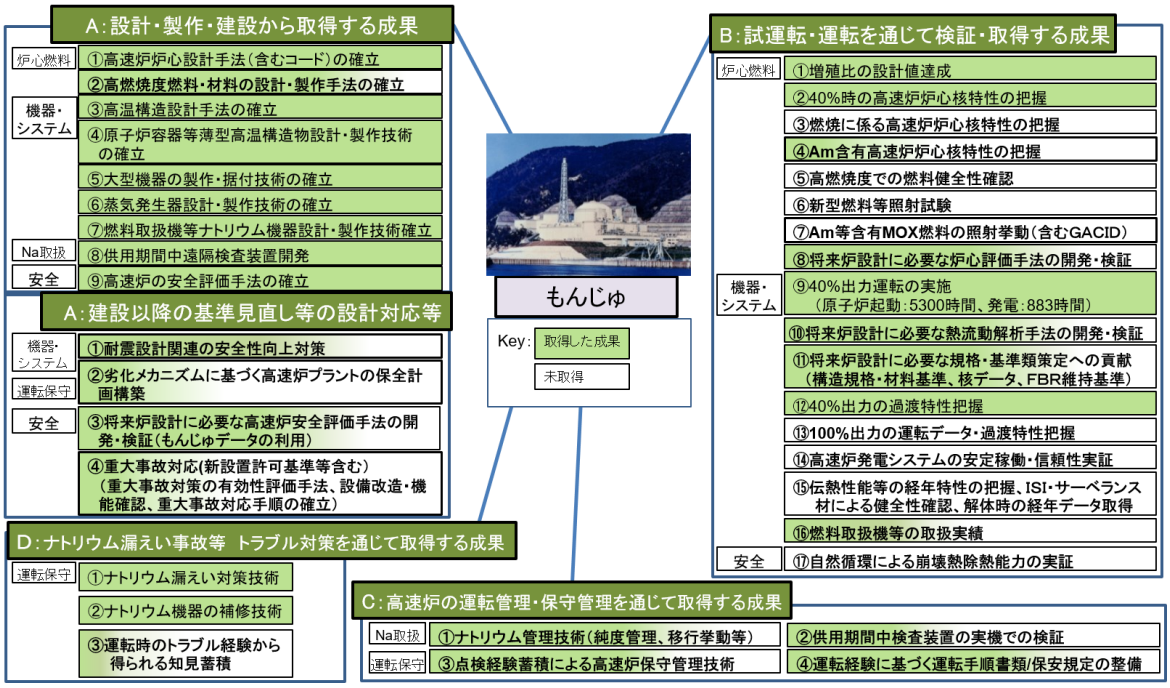

図1-3　「もんじゅ」開発の各段階での主な成果と未了事項

2. 設計・建設

○ 「もんじゅ」の設計・建設は、産官学が総力を結集して、FBR関連技術の底上げと裾野拡大を図りつつ、研究開発施設、燃料製造施設等の基盤を整備しながら、我が国の自主技術により完遂することができた。

○ 設計では、実現可能なプラント概念の検討と並行して、主要機器の開発試験、現象・挙動解明、評価手法開発等の研究開発を進め、発電プラントとしてのループ型FBRの概念を構築した。

○ 建設では、過去に製作経験のない多様で高い精度が要求される機器等を対象としながらも、製作、搬入及び現地工事を計画どおりに遂行することができた。

○ こうした設計・建設技術は、FBR先進国の技術水準に匹敵するもので、「もんじゅ」を通じて世界レベルの技術を取得したといえる。

2.1 基本仕様

「もんじゅ」の基本仕様は、原型炉の目的である実用炉への適用技術の見極めに資する観点から、既存の技術に技術開発の進展を見込み、設計研究とそれに関連する研究開発を実施して、先行する海外原型炉プラントの情報も活用して、我が国独自の評価、考え方に基づいて**表2-1**のように決定した。

2.2 プラント概念と設計研究

プラント全体の鳥瞰図を**図2-1**に示す。「もんじゅ」の設計研究は、1968（昭和43）年、動燃が国内原子力メーカ5社（住友、東芝、日立、富士、三菱）に「FBR原型炉予備設計」を発注し、動燃が提示した電気出力、冷却材等の数項目の基本仕様に基づき、各社は自由な設計作業を行ったことに始まる（**表2-2**）。

プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、ナトリウム冷却、電気出力約20～30万kWの原型炉を1976（昭和51）年度頃臨界に至らせるという基本方針の下、FBRに関する工学的な経験がない中、極めて基本的な仕様からスタートして、我が国のFBR実用炉のあるべき姿を念頭に置いて、その基本概念の選定を行うことが最初の目的であった。各社の設計提案の評価、検討を経て、ループ型、コールドレグポンプ、再熱サイクル、一体貫流ヘリカルコイル型蒸気発生器、単回転プラグ・固定アーム式燃料交換等の基本的な設計概念を決定した。

表2-1　「もんじゅ」基本仕様

原子炉型式	ナトリウム冷却・ループ型
熱出力	714MW
電気出力	約280MW
燃料	プルトニウム-ウラン混合酸化物
取出燃料平均燃焼度	8万MWd/t
燃料被覆材	ステンレス(SUS316相当鋼)
燃料被覆管最高温度	675℃（肉厚中心）
増殖比	約1.2
ループ数	3
原子炉出入口温度	約397℃ / 約529℃ (入口 / 出口)
2次ナトリウム系温度	約505℃ / 約325℃ (高温側 / 低温側)
主蒸気条件	約127kg/cm²G 約483℃
蒸気発生器型式	ヘリカルコイル型式分離型
蒸気発生器配置	集合型
燃料交換方式	単回転プラグ・固定アーム式
燃料交換間隔	約6ヵ月
崩壊熱除去方式	2次主冷却系分岐方式
配管破損時冷却材確保方策	高所配管引回しガードベッセル方式

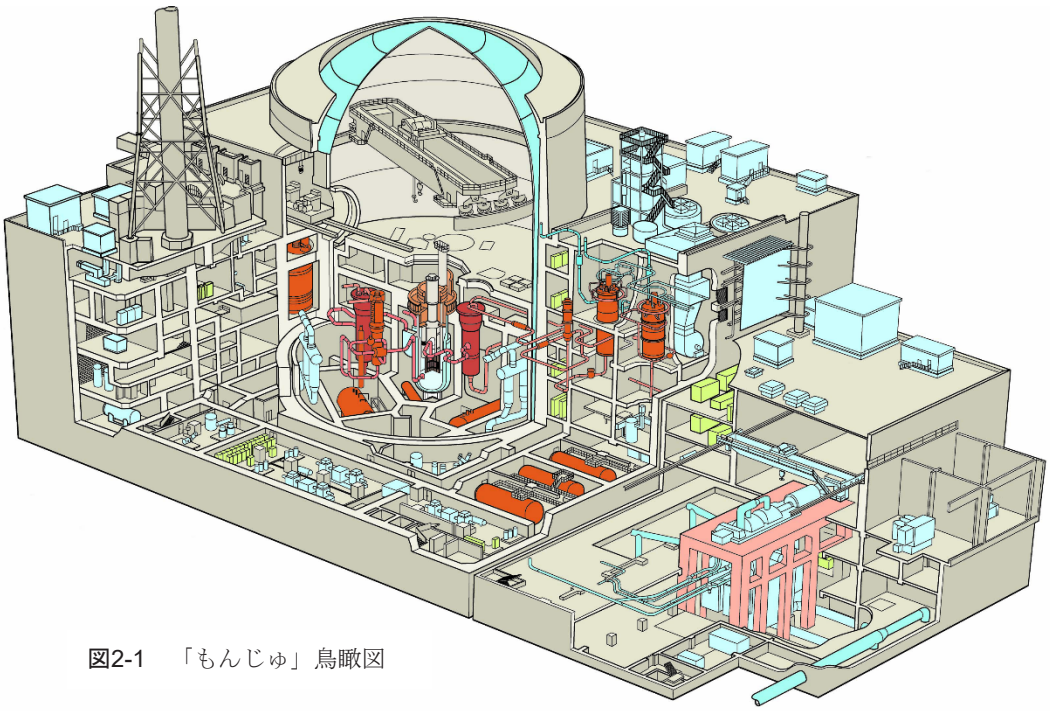

図2-1　「もんじゅ」鳥瞰図

FBR原型炉予備設計以降の設計研究は、原型炉1次設計～3次設計へと進め、1974(昭和49) 年度からは調整設計とし、1977(昭和52) 年度からは製作準備設計として設置許可申請の準備を本格化し、設置許可を取得可能であること、及び建設費が発注契約可能な範囲に収められることを主眼とした設計の詰めを行った。また、この間に、原子力委員会は1975(昭和50) 年9月から「もんじゅ」建設計画のチェック＆レビューを行い、計画が妥当であるとの結論を得た。

設計の詰めを進める中で、機器、配管、配線、ダクト類の配置引回しなどの詳細化を行うとともに、一部の仕様を以下のように変更した。

- 使用済燃料の炉内貯蔵の廃止
- 2次冷却系分岐方式の補助冷却系への変更
- 1次主冷却系ホットレグ配管の高所水平引回しの採用
- 炉心拘束機構の廃止
- 破損燃料検出のセレクタバブル方式からタギング方式への変更
- 蒸気発生器再熱器の廃止

こうした設計研究では、幹事会社がメーカ間の取りまとめを行ったが、一時期を除き三菱重工業が「もんじゅ」の幹事会社となった。なお、当時、「常陽」及び「ふげん」については東芝及び日立製作所がそれぞれ幹事会社であった。1980(昭和55) 年4月に高速炉エンジニアリング (FBEC) が設立され、メーカ各社が分担して実施した設計作業の調整等の業務を担当することになった。

2.3 大洗を中心とした研究開発

我が国には、高温液体ナトリウムを大量に取り扱う技術も経験も少なかったことから、大洗工学センターにナトリウム技術関連の施設を設置し、基礎的な研究から工学的な研究までを精力的に進めた。1969(昭和44) 年に設置したナトリウム流動伝熱試験施設 (ナトリウム取扱量約17t) が最初であり、まずはナトリウムの取扱いに慣れること、小規模ながら各種機器の特性を把握することなどが出発点となった。続いて、冷却材としての適性確認を目的とした基礎物性、流動伝熱特性や構造材料との共存性試験の実施、純度管理技術や1次系を想定した炉心からの放射化生成物及び腐食生成物の挙動確認試験等を順次実施した。

このような経験を得た後、「常陽」の機器等の研究開発を1970 (昭和45) 年から開始

表2-2 「もんじゅ」設計の流れ

予備設計	1968年度	[主要概念の選定] 電気出力30万kWとし、我が国の機器メーカ5社が、炉型、各系統、機器及び材料の選択などの予備設計を実施。これらを評価検討して原型炉の基本仕様を決定。
原型炉1次設計	1969年度	[炉中心の概念設計] 決定した原型炉基本仕様に基づき、系統概念、ループ型システム、主要機器等の比較検討及び各種のパラメータサーベイを実施。
もんじゅ1次設計	1970年度	[主要機器の検討] 「もんじゅ」と命名。もんじゅ1次設計とし、主系統の設計を主眼にまとめる。原子炉構造ノズル位置、耐震設計、炉心設計も併せて実施。
もんじゅ2次設計	1971年度	[プラント全体の設計] プラントの統一性と安全性に重点を置き、プラントとして調和のとれた設計を目指してまとめる。
もんじゅ3次設計	1972年度 ～1973年度	[サイトを考慮したレイアウトと安全設計の概念] 一重配管方式 (1次冷却系主配管の高所引回し)、補助冷却系、再熱 / 非再熱サイクルの検討。研究開発の成果や海外情報などを入れて部分的に詳細化。
調整設計	1974年度 ～1976年度	[許認可性を有し合理的な設計、概念設計のまとめ] さらに必要な研究開発項目の立案、プラント成立性を確認する設計。
製作準備設計	1977年度 ～1979年度	[研究開発成果の整理、設計仕様の見直し、各設備の重点項目の解析] 概念設計から製作設計へ移行する前段階の設計 (この段階で基本設計がほぼまとまった) 。
安全審査・製作準備等	1979年度 ～1983年度	[安全審査関連設計・解析、実機設計に先立つ条件調整等] 審査に伴う解析、設計調整、各設計の個別課題検討、熱過渡条件等の実機設計に先立つ条件設定を実施。

した。「もんじゅ」は、「常陽」と比べて、熱出力が約7倍で、原子炉出口温度が高く、発電システムを有することから、各種機器をスケールアップするとともに、新たな機器システムの開発も必要となった。そこで、「常陽」の経験を踏まえつつ、制御棒駆動機構、燃料交換機、ポンプ等の動的機器は実寸大モックアップモデルで、蒸気発生器（SG: Steam Generator）等は縮尺モデルや部分モデルにより研究開発を展開した。表2-3に「常陽」と「もんじゅ」の仕様と主要機器試験のモデル寸法比を示す。これらのモックアップ試験結果やモデルの製作経験はその後の「もんじゅ」機器の設計や製作に反映された。

一足先に建設を開始した「常陽」は、1977（昭和52）年に初臨界を達成し、6サイクルの75MW運転後、照射用炉心（MK-II）に移行して1983（昭和58）年から100MW運転を実施し、「もんじゅ」用燃料を含む各種燃料・材料の照射ベッドとして利用されてきた。我が国の自主技術で設計、建設、運転を行った「常陽」の技術と経験は、「もんじゅ」の設計、建設、運転へと技術者も含めて効果的に反映・移転された（表2-4）。

「もんじゅ」のSGは蒸発器と過熱器で構成される分離貫流型で、伝熱管にはヘリカルコイル型を採用し、基礎研究からの開発を大洗工学センターで行った。1MWの小型SG、続いて「もんじゅ」の約5分の1を模擬した世界最大規模の50MW大型SGの試験施設を建設した。研究開発と累積3万時間に及ぶ試験運転を実施し、構造・材料、運転操作、保守・補修及び安全性・信頼性に関係する実証データを効率よく短期間に取得した。SGにおける万一の水漏えいについては、ナトリウム・水反応試験施設を用いて、広範な試験と解析を実施し、「もんじゅ」SGでの水漏えい対策の整備を行った。ナトリウムの漏えい・燃焼に関しては，約70回にわたる模擬試験をナトリウム燃焼試験施設で実施した。また、主要機器設備の健全性を確認する供用期間中検査装置である原子炉容器検査ロボットの開発や

表2-3 「常陽」と「もんじゅ」のモックアップモデルの比較
（主要機器試験のモデルについて実機に対する寸法比を記載）

		「常陽」MK-II	「もんじゅ」	備　考
主な仕様	熱出力	100MW	714MW	
	原子炉出口温度	500℃	529℃	
	原子炉容器寸法	径: 3.6m 高: 10m	径: 7.1m 高: 18m	
	発電システム	なし	あり	
原子炉構造機器	原子炉容器	1/1	水試験: 1/1 (1/3セクタ) 1/2、1/5、1/2.25、1/6 Na試験: 1/6、1/10	上部プレナム熱過渡 温度成層化現象に着目
	しゃへいプラグ	1/1	径: 1/2.5	総合断熱試験
	炉内構造物	1/1	水試験: 1/2、実寸部分	流量配分に着目
	炉心上部機構	1/1	1/1 (1/3セクタ)	水流動試験
	サーマルストライピング試験関連	—	水試験: 1/1 Na試験: 1/1	
	制御棒駆動機構	1/1	1/1	水中/Na中試験
冷却系	主循環ポンプ	1/1	1/1	水中/Na中試験 Na中ではインペラは縮小
	中間熱交換器	1/50 (熱交換量)	水試験: 1/1 (1/6セクタ) 1/2 Na試験: 1/2.5(熱衝撃)	水: 管束部1/1、 入口及び全体1/2 Na: 伝熱管実寸
	蒸気発生器	なし	1/5 (熱交換量) 高: 約4/5、径: 約1/3	伝熱管実寸、伝熱管本数1/5 寸法比は50MW2号機
燃料取扱系	燃料交換機	1/1	1/1	
	燃料出入機	1/1	1/1	移動台車を除く
	炉外燃料貯蔵槽	なし	1/3 (1/6セクタ)	

FBR特有のナトリウム用電磁流量計等の計測技術の開発にも取り組んだ。

「もんじゅ」の構造材料は、軽水炉の構造設計基準で定める適用温度（オーステナイト系ステンレス鋼: 425℃）を上回る温度で使用されるため、「もんじゅ」用の高温構造設計方針案を策定し、各種の構造材料試験及び構造物強度試験を通じて材料強度基準及び設計評価法を整備した。

安全性については、ナトリウム漏えい燃焼やナトリウム・水反応に加え、シビアアクシデント時のナトリウム熱流動、欧米との国際協力による炉内試験等の炉心安全研究、これらに関わる安全解析コードの開発・整備と確率論的リスク評価研究を実施して、「もんじゅ」の安全設計及び安全評価の技術基盤を提供した。

欧米先進国より十数年遅れてFBRの研究開発を開始した日本であるが、「常陽」の臨界、50MW SGでの高信頼性の実証など、大洗工学センターはFBRの研究開発の中核的拠点として短期間で発展整備され、多くの貴重な成果を生んだ。

燃料・材料については、最終的に取出平均燃焼度8万MWd/tを目指し、海外炉を用いた照射を実施するなど被覆材開発を進めた。また、燃料開発では、5次にわたる燃料集合体の試作、流動試験、強度試験等を実施し、東海事業所（現、核燃料サイクル工学研究所)のプルトニウム燃料第三開発室ではプルトニウムの取扱技術の確立やプルトニウム・ウラン混合酸化物燃料の製造技術開発を進めた。

さらに、炉物理研究の分野では、高速臨界集合体実験装置（FCA: Fast Critical Assembly）を有する原研に研究の一部を委託するなど多くの研究テーマを国内の研究機関、大学、メーカとの協力体制の下に進め、短期間に研究実績を積んだ。

一方、FBR先進国との技術交流や我が国の施設では実施不可能な研究等については国際協力を効果的に活用した。海外炉で

表2-4　「常陽」成果の反映

	「常陽」を通して「もんじゅ」に寄与する項目	「もんじゅ」に直接反映した項目	共通的・基盤的技術の項目
(1) プラント・一般	①運転要領・保守要領など ②運転訓練シミュレータ ③運転支援システム ④保守支援システム ⑤格納容器全体漏えい率試験方法の基準化 ⑥保守基準の確立 ⑦EBR-II、FFTFとの経験の交換 ⑧Rapsodie・Phenixとの経験の交換 ⑨KNK-IIとの経験の交換	①建設・運転の経験 ②総合機能試験・性能試験の方法 ③各種指針・基準など ④FBR機器信頼性データベースの整備 ⑤自然循環評価技術	①運転・保守訓練システム ②腐食生成物に着目した被ばく低減化 ③冷却材Naの純度管理技術 ④液体廃棄物処理システム ⑤Rapsodie廃炉共同研究 ⑥地震応答解析技術 ⑦運転・保守技術の体系化
(2) 炉心・燃料	①各種反応度係数の評価 ②工学的安全係数 ③炉心構成要素の長寿命化 ④ベント型制御棒 ⑤模擬破損燃料の照射 ⑥核物質計量管理技術 ⑦燃料仕様の合理化	①高線出力（465W/cm）燃料照射 ②高燃焼度（91GWd/t）燃料照射 ③高フルエンス（2.3×10^{23} nvt）材料照射 ④出力上昇速度（50%/2h）燃料照射 ⑤制御棒の長寿命化（2×10^{22}cap/cc）	①ドシメトリ技術 ②使用済燃料の崩壊熱の評価 ③オンライン計測照射技術 ④長寿命燃料限界照射 ⑤高線出力燃料（中空）照射 ⑥フェライト被覆管照射（FFTFとの交換照射、3×10^{23}nvt）
(3) 機器・システム	①ポンプ熱変位低減技術(ガス・アニュラス部対流防止) ②Na蒸着挙動の解明 ③小型大容量コールドトラップ ④回転機器異常監視技術 ⑤二重管アニュラス検査ロボット ⑥材料サーベイランス技術	①メカスナ潤滑耐久性 ②原子炉容器材サーベイランス予備照射	①配管放熱量評価技術 ②低コバルト材の照射 ③クロモリ鋼主配管・機器の評価 ④腐食生成物トラップ ⑤セシウムトラップ ⑥使用済燃料水中裸貯蔵 ⑦Na洗浄技術
(4) 計測・制御	①プラント安定性評価技術 ②カバーガス・ガンマ線監視装置 ③自動プラキング計 ④破損燃料検出システム ⑤配管熱変位測定技術 ⑥高精度液面計	①タクガス挙動解析技術 ②Kr吸着床の吸着特性 ③広帯域幅中性子計装 ④燃料集合体出口流速計	①燃料出口温度測定技術 ②流量計の供用中較正技術 ③熱電対の経年特性 ④光伝送技術

の燃料照射、米国EBR-IIでの高速炉燃料の運転信頼性試験、フランスのCABRI炉での炉心安全性試験等を実施した。また、英国の臨界集合体ZEBRAを利用した「もんじゅ」炉心模擬試験（MOZART実験）を1971（昭和46）年9月から1年半をかけて実施した。試験プログラムでは、我が国の専門家が糾合して評価・解析にあたり、その成果を「もんじゅ」設計に反映するとともに、FBRの炉心特性や解析精度の向上にも寄与し、2017（平成29）年には日本原子力学会歴史構築賞を受賞している。

2.4　原子炉設置許可（安全審査）

1980（昭和55）年12月10日、原子炉設置許可申請を内閣総理大臣（規制行政は科学技術庁所管）に行った。当時の安全審査は2段階（行政庁による1次審査、原子力安全委員会による2次審査）で、科学技術庁による1次審査には約1年を要した。審査は、指針「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に沿って行われ、「事故より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象」（いわゆる（5)項事象）の取扱いが慎重に審査された。審査の結果を踏まえて、安全保護系、冷却系等の設備強化、反応度抑制機能喪失事象の評価結果等を追加し補正した。

1次審査結果を踏まえ、科学技術庁は福井県敦賀市での「もんじゅ」建設の要請を地元に行い、同意を得て、政府は1982（昭和57）年5月閣議にて、「もんじゅ」の立地・建設を了解した。

1次審査に続いて、原子力安全委員会による2次審査が行われた。地元での公開ヒアリングを実施するなどし、約1年の審査期間を経て報告書がまとめられた。安全審査の終了により、1983（昭和58）年5月27日、内閣総理大臣から「もんじゅ」の原子炉設置が許可された。

2.5　発注契約と建設費

1980（昭和55）年度に「もんじゅ建設予算」が計上され、機器契約に係る発注手続きの準備を始めた。「もんじゅ」は研究開発段階の原子炉であり、未経験のことが多く、建設費の見積りや建設工期の検討に際しては、国、電力業界、メーカの意見聴取や海外事例の調査等を多岐にわたって行った。特に、FBR特有の機器に係る契約については、数度の見積りと技術審査及び物量チェックを実施した。最終的には、「4社一括発注」及び「別途発注」（直接発注と追加発注）とに分けて、契約金額をそれぞれ約3500億円及び約800億円とすることで合意した。「もんじゅ」建設費は、上記の機器契約以外に、建物構築物費、建設準備費等を加えて計約6000億円となった。

機器設備契約は4回に分けて実施した。第1回の機器設備契約を1984（昭和59）年1月に実施し、その時点から本格的な実機製作の段階へと移行した。

2.6　「もんじゅ」の建設

「もんじゅ」の建設に必要となる許認可手続きとしては、原子炉設置許可に続いて、原子炉等規制法に基づく研究開発段階の原子炉として「設計及び工事の方法の認可」（設工認）申請を、電気事業法に基づく自家用電気工作物として「工事計画認可」（工認）申請を、設備ごとに分割して行った。

当時はFBRの設工認のための認可基準が整備されておらず、科学技術庁はナトリウム冷却型高速増殖炉発電所に対する「構造等の技術基準」及び「溶接に関する技術基準」を内規として定めて運用した。工認では、「もんじゅ」主要機器が軽水炉の基準（375℃）を上回る高温で使用されるため「特殊設計認可」（特認）申請を行った。使用前検査及び溶接検査についても、設工認及び工認のそれぞれの体系に基づいて実施した。

「もんじゅ」機器の製作はメーカの工場で行われたが、主要機器は高温のナトリウム環境で使用される開発機器であり、機械加工、溶接、組立てなどの製造過程の全てにわたって、高い寸法精度、低ひずみ管理等が要求された。メーカは高信頼度が要求される「原子力機器」の中でも特に「もんじゅ品」として技術の粋を集めた製作と品質管理を行い、スケジュールどおりに現地に搬入した。

大型重量機器は、海上輸送で搬入されたが、サイトは日本海に面しているため、気象条件の穏やかな4月～10月に搬入するよ

うに建設工程と緊密な調整をした。

「もんじゅ」の建設工事の工程を**図2-2**に示す。原子炉設置許可取得後にはサイトの準備工事に必要な自然公園法等に関わる手続きを行って、1983（昭和58）年1月26日に建設準備（海岸道路）工事に着手し、1985（昭和60）年10月25日福井県から建築確認書が交付され、本格着工となった**(写真2-1)**。

その後、直ちにサイトの基礎掘削に着手し、翌年2月には原子炉建物及び原子炉補助建物のマットコンクリート打設を開始し、さらに7月には原子炉格納容器の建て方を開始した。サイト内には仮工場を設置して、大型化された鋼板ブロックが次々と組み立てられ、1987（昭和62）年4月に格納容器の据付けが完了した。1988（昭和63）年6月には原子炉容器ガードベッセルが、同年10月には原子炉容器本体が据え付けられた。総延長400万mに及ぶケーブル敷設工事についてもクリティカル工程として厳しく建設工程の管理を行うことによって当初の期間目標を達成することができた（**写真2-2**）。

写真2-1　本格着工の鍬入れ

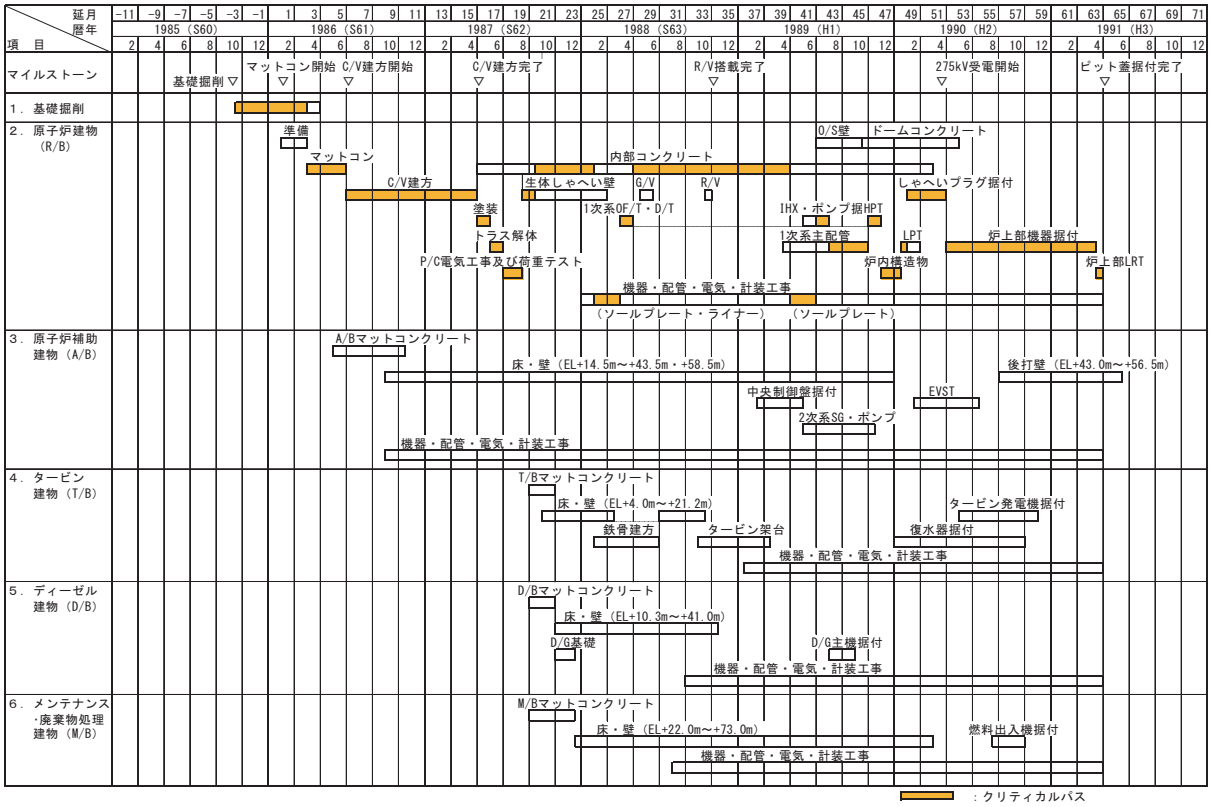

図2-2　「もんじゅ」建設工事工程

1983（昭和58）年1月

1983（昭和58）年9月

1984（昭和59）年9月

1985（昭和60）年9月

1986（昭和61）年9月

1987（昭和62）年9月

1988（昭和63）年9月

1989（平成元）年9月

写真2-2　「もんじゅ」サイトの建設の移り変わり