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

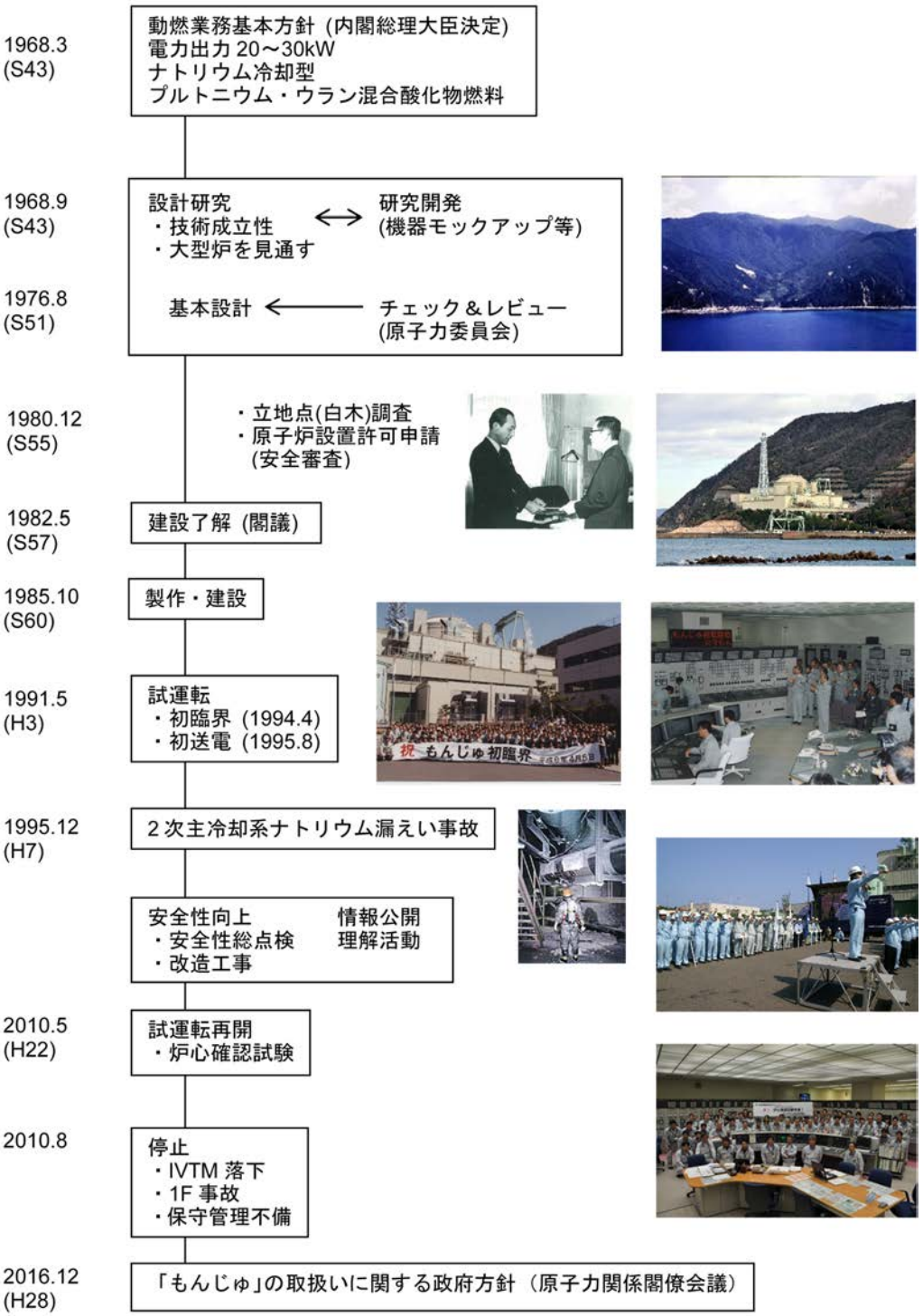


図1-1　「もんじゅ」開発の主な流れ

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

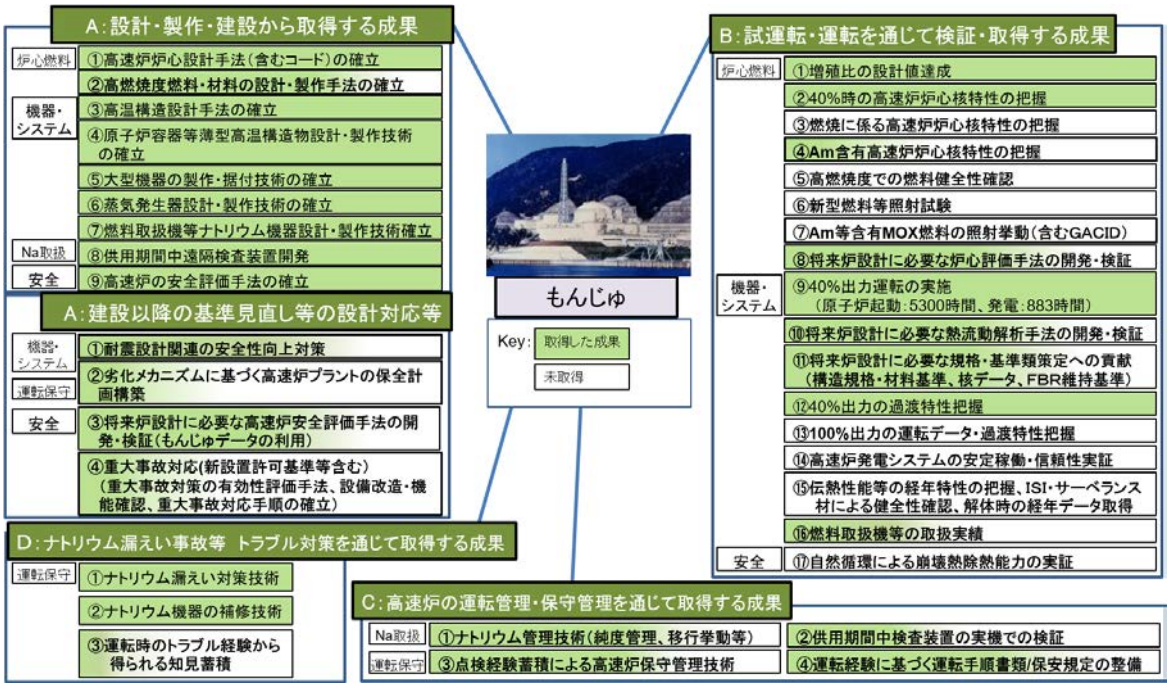


図1-3　「もんじゅ」開発の各段階での主な成果と未了事項

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

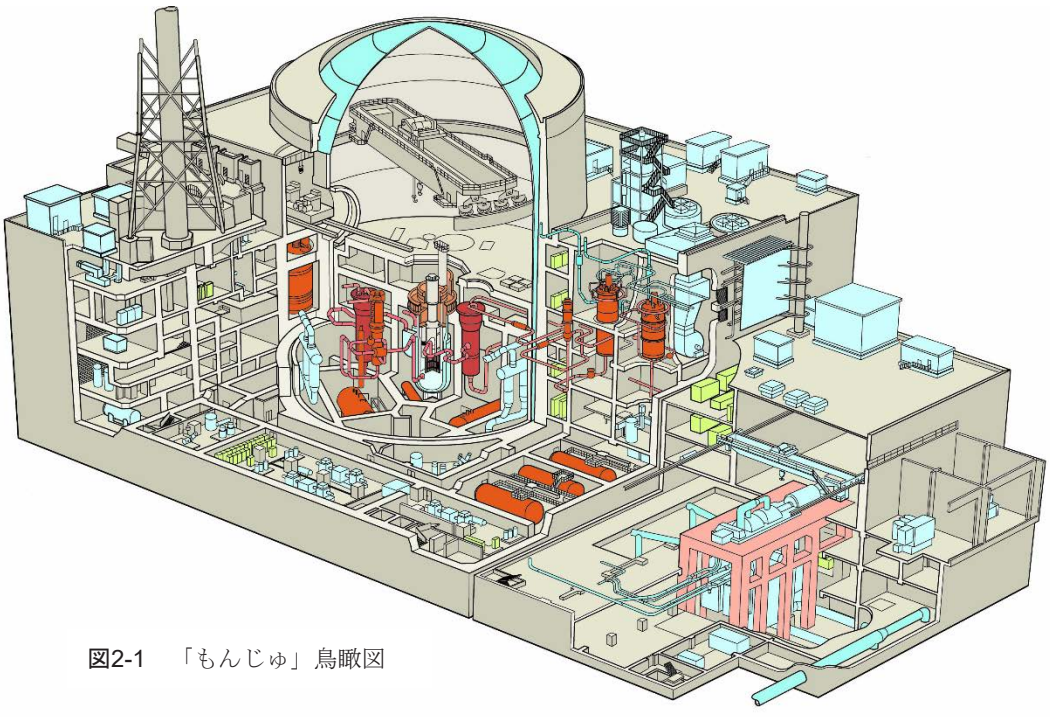


図2-1 「もんじゅ」鳥瞰図

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
⑴ 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
⑵ 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）
⑶ 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
⑷ 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

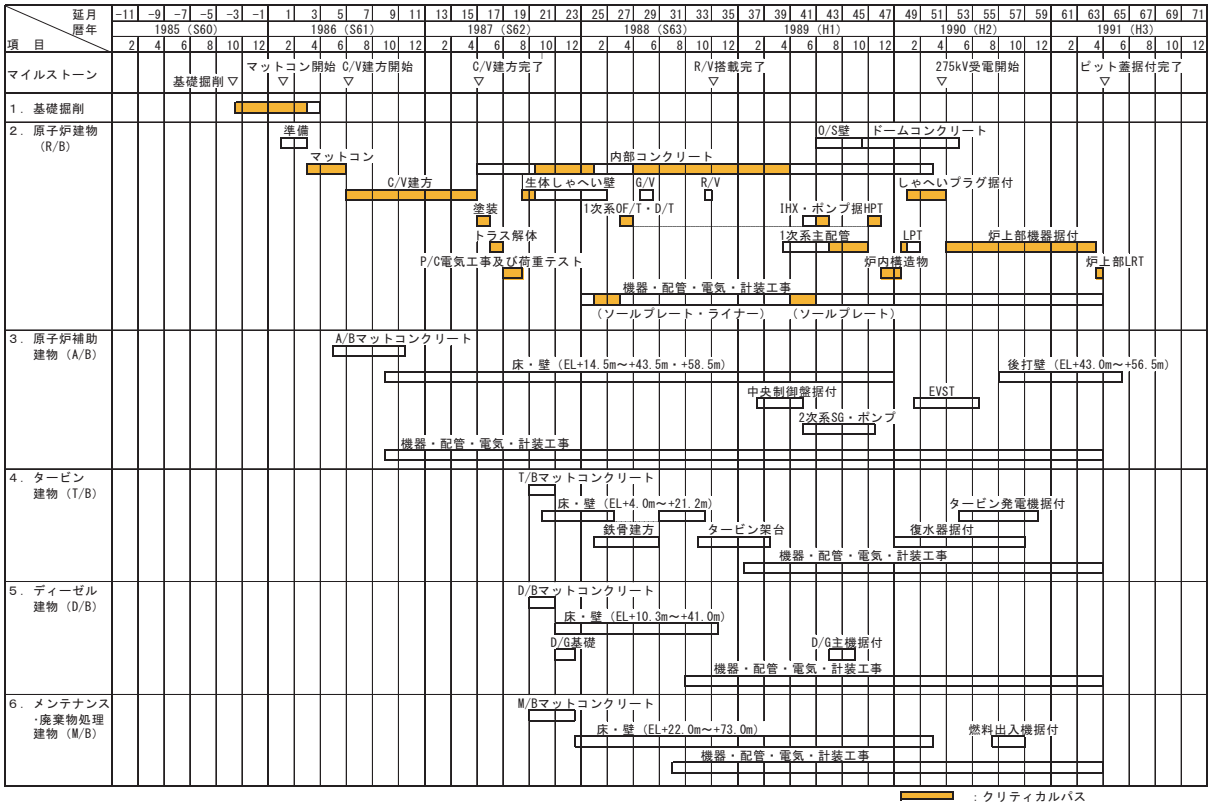


図2-2　「もんじゅ」建設工事工程

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

工事の特徴として、以下が挙げられる。

- 工程の相互調整が複雑となる原子炉建物の床壁の打設とライニング設備工事を円滑に実施するため、ライニング設備の組立・溶接の工場をサイトに設置した（内部コンクリート工事期間が軽水炉比3倍（29ヶ月）かかる）。
- 原子炉格納容器（全高約79m）の組立・据付に大型サイドクレーンを採用した（**写真2-3**）。

写真2-3　大型サイドクレーン（背後左）とタワークレーン（右）

- 建物用（約33万m^3）のコンクリート打設専用のバッチャープラントをサイトに設置した。
- 建物側壁に多目的構台（最大11台）を設置した。構台に沿って多目的タワークレーンを多数（最大12基）設置し、干渉防止の監視システムを設けた。
- 原子炉の中心に設置する生体しゃへい壁を鋼板コンクリート造りとし、原子炉容器等の大型重量機器の据付け時の支持及び精度を確保した（**写真2-4**）。

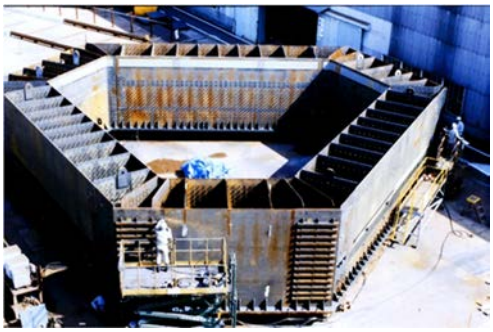


写真2-4　生体しゃへい壁の鋼製枠組み

- ナトリウム機器の清浄維持管理指針を定め、重要度に応じ製作工場並みの管理を実施した。
- サイト工事の施工監理等については原子力発電所の建設経験を有する日本原子力発電に委託した。

建設には、国内技術の総合的向上を図るため、多数の企業が参加した。契約件数40以上、参加企業約400社、工事累積400万人日に及んだ。そのため、工程管理、品質管理及び安全管理並びに相互の調整が大きな仕事となった。幸いにも、この大プロジェクトに参加する意義と誇りが全従事者に深く浸透し、全工期を通じて大きな事故もなく計画どおりに工事を実施できた。その主な要因としては、以下が挙げられる。

- メーカは、設計研究段階から参加して内容を熟知し、試験体製作経験を積んだ。
- FBRの研究開発、「常陽」、「ふげん」、軽水炉建設工程管理専門家等の各分野の経験者が建設に参加した。
- FBECがメーカ間や土木、建築等との調整に適切な役割を発揮した。
- 工事関係者が安全衛生推進協議会の活動等を通じ、「もんじゅ」開発の意義を共有した（**写真2-5**）。

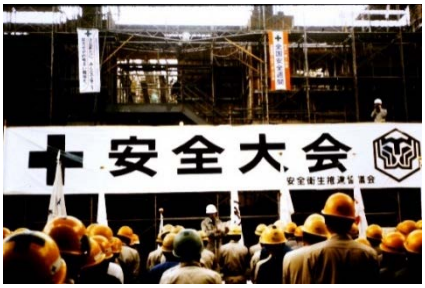
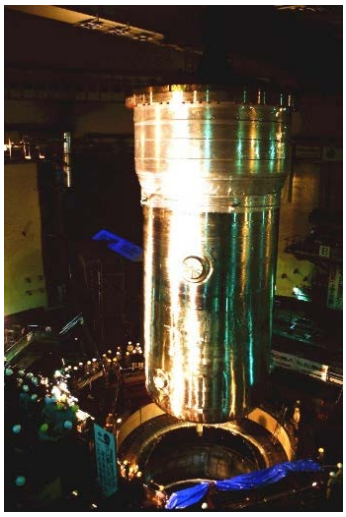


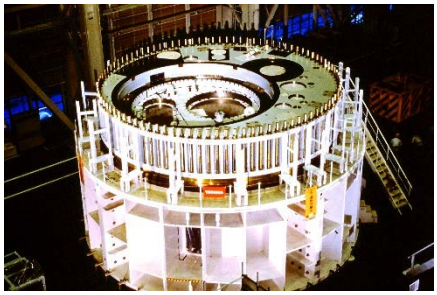
写真2-5　安全大会の様子

「もんじゅ」の設計段階では東京の動燃本社がプロジェクト管理の中心であったが、機器の製造が進み、サイトへの機器搬入･据付が進むと設備管理所掌が現地部隊に移管され、本社の職員も現地に異動した。また、「常陽」の建設・運転の経験者、大洗工学センターのナトリウム技術開発の従事者、ふげん発電所の職員が「もんじゅ建設所」へ集結していった。電力会社からの出向者、「もんじゅ」の運転保守などに携わる者等は、大洗工学センターでのFBR技術研修を受けたのちサイトに配属された。サイトでは機器据付完了後（**写真2-6**、**写真2-7**）に、本格的な試運転体制を整えた。

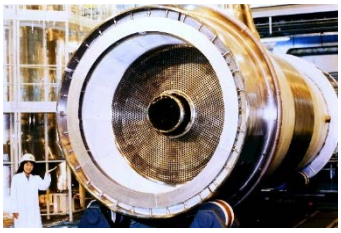
写真2-6　機器据付完了式典



原子炉容器据付



しゃへいプラグ



中間熱交換器

ホールドダウンアーム
(燃料交換機)

炉外燃料貯蔵槽

大型ナトリウム弁

過熱器

写真2-7　製作･据付けされた主要機器

3. 試運転

○ 試運転は、自主技術で開発してきた「もんじゅ」を動かし、本格運転に備えて最終的な調整・確認を行うものである。同時に、開発した各機器設備やシステムの試験データを通じて開発の妥当性を確認し、将来炉への課題などを提供する。

○ 試験では初臨界、初送電を達成し、40%出力までの試験の結果、開発機器やシステムは所期の機能・性能を発揮することを確認した。併せて増殖比確認などFBR炉心のデータを得て炉心解析技術等へ反映することができた。

○ 一方で、「もんじゅ」を廃止措置に移行させる政府方針により、定格出力による試験、運転は未達成となった。

3. 試運転

3.1 試運転の流れ

試運転は、炉心燃料装荷前の総合機能試験と炉心燃料装荷から定格出力運転開始までのプラント性能を確認するための性能試験とに大別している。**図3-1**に試運転の流れを示す。性能試験は40%出力試験途中に発生した2次主冷却系ナトリウム漏えい事故で中断し、設備改造工事などにより長期の停止状態となった。性能試験の再開に際しては、試験計画を見直し、長期停止を踏まえたプラント確認試験を実施した。

3.2 総合機能試験

総合機能試験は、1991（平成3）年5月の模擬炉心構成を皮切りに、1次冷却系設備、2次冷却系設備、燃料取扱及び貯蔵設備等のナトリウムに関わる系統について、常温空気中試験、アルゴンガス中試験及びナトリウム中試験と段階的に125項目の機能試験を実施した。

常温空気中試験では、原子炉容器内での燃料交換機及び炉内中継装置の動作・制御性を直接目視で確認するなどした。ナトリウム充てん前には予熱試験を実施し、計画どおり均一に予熱できることを確認した。

ナトリウムはフランスからタンクコンテナにより輸送し、約1,700tを受け入れ、仮設タンク経由で系統内に充てんした。充てん後はフラッシング運転や冷却系循環試験等を実施した。制御棒駆動機構の作動試験では空気中とナトリウム中でのスクラム試験を実施し、規定の時間内に制御棒が挿入されることを確認した。

試験例を**図3-2**に示す。

3.3 当初の性能試験

3.3.1 性能試験の計画と実施体制

「もんじゅ」は、概念設計段階から主要機器やシステム、解析手法などの開発を進めながら建設した発電プラントであり、その性能試験は、商業プラントと同様の性能確認の場であるとともに、開発してきた成果を確認する場、あるいは実用化に向けて課題を摘出する場でもある。

試験項目検討では、FBRの専門家が集まって必要性と実施可能性、海外炉事例などを検討し、将来炉設計部隊や研究開発部隊からの提案も考慮した。その結果、プラント特性予備試験21項目、炉心特性26項目、しゃへい特性10項目、プラント特性102項目の計159項目となった。性能試験は、ゼロ出力から部分出力、そして定格出力に至る

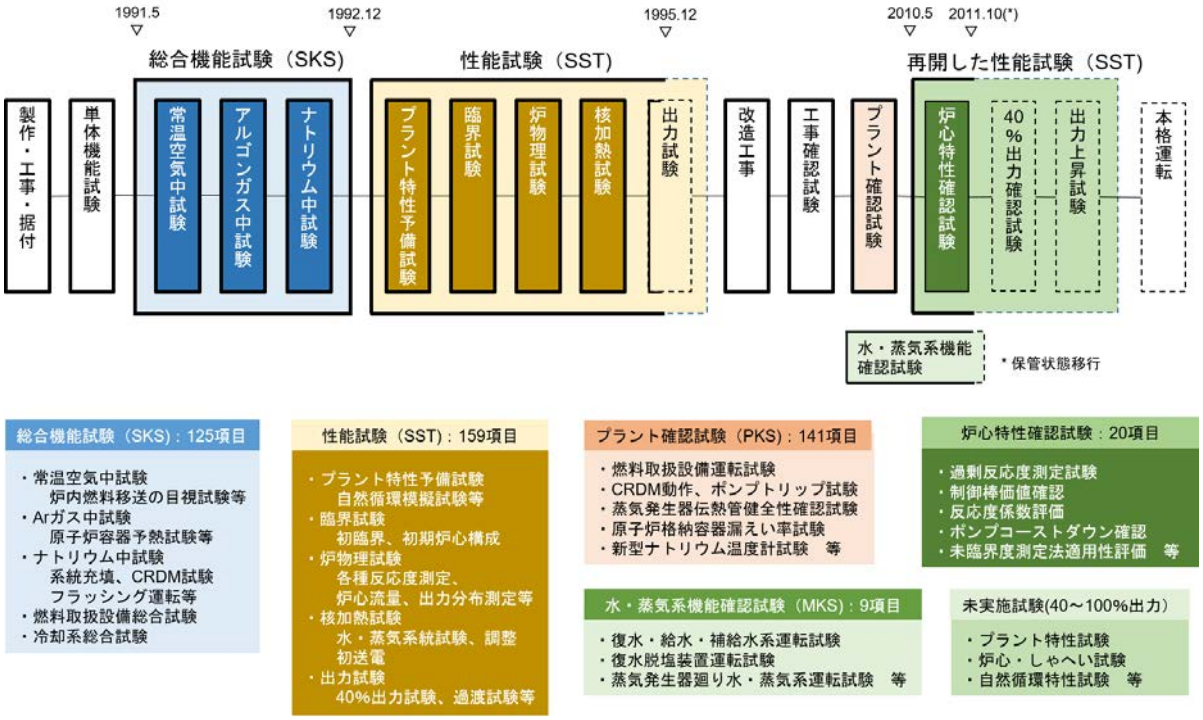


図3-1　試運転の流れ

各試験ステップに区分して計画した。

蒸気発生器に通水して蒸気条件を整え、自動運転を開始する40%電気出力を最初の部分出力の試験ステップとした。当時の軽水炉の性能試験は1年弱であったが、原型炉として「もんじゅ」は初臨界から本格運転開始（運開）まで約2年の計画とした。

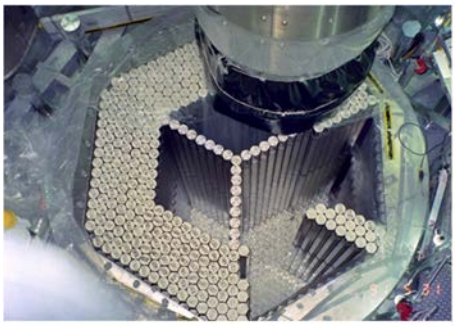
また、試験を計画する中で、特別な試験装置等を準備した。大型のものとしては、炉心の増殖比や出力分布データを得るための試験用集合体とそこに組み込む放射化箔の取扱装置、燃料集合体頂部に流量計を設置して炉心流量測定する装置、原子炉容器上部ナトリウムプレナム部の温度分布を測定する装置等を製作した。また、常時監視するプラントプロセス量に加えて試験用の測定データを高速（0.1s）で採取・収録し、データ処理できるオンラインのネットワークを構築し、データ保存、評価等を一元的にできるようにした。

試験体制としては、臨界・炉物理試験は動燃が中心となり、核加熱・出力試験では設備担当メーカも参画した試験連合本部体制で取り組んだ。若手の技術者も将来に備え多数参加した。

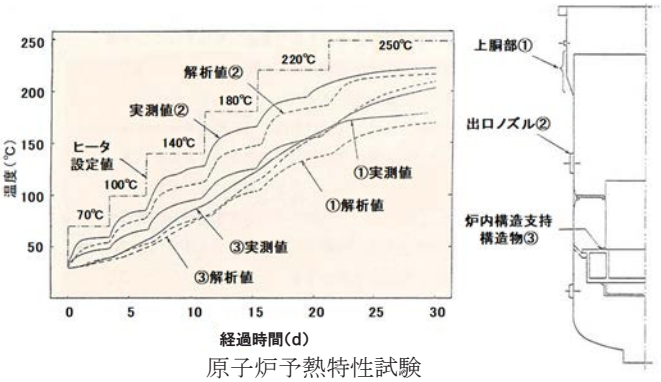
3.3.2　プラント特性予備試験

プラント特性予備試験は、炉心燃料装荷前の期間に計画し、次の点で有意義であった。総合機能試験での冷却系総合試験でプラント運転操作や試験運営などの習熟を図り、プラント特性予備試験を通じて、全ての運転直や試験員が試験操作や運営に馴染むことができた。また、炉物理試験で使用する炉心流量計測装置や中性子検出要素取扱装置について、炉上部等への移動、据付け、運転、組立て等の作業リハーサルを実施し、装置の取扱いや操作に習熟した。これが炉物理試験の計画どおりの実施につながったといえる。

また、1次冷却系自然循環予備評価では、1次系と2次系をポンプ入熱で325℃まで昇温し、原子炉トリップ信号により補助冷却系を起動、1次系ポニーモータを停止して、炉心流量を計測した。その結果、予測どおり動力源なしの自然循環力による約80m³/h（1%強）の炉心流量を計測した。この結果は、性能試験で計画している本格的な自然循環試験に反映することとした（図3-3）。



模擬炉心構成



原子炉予熱特性試験

ナトリウム充てん

1 次系配管変位測定

図 3-2　総合機能試験事例

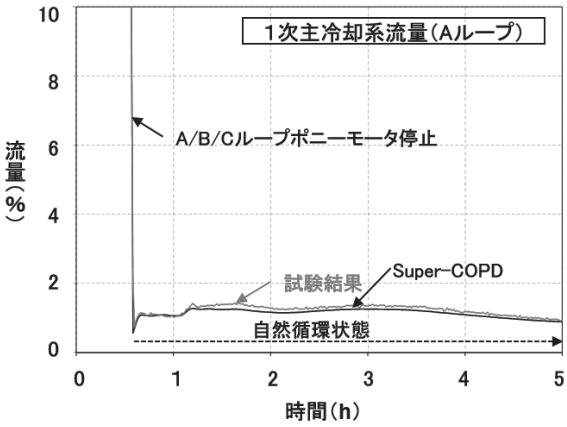


図3-3　1次冷却系自然循環予備評価試験
（自然循環流量約1%観測）

3.3.3　初臨界達成（臨界試験）

内側炉心燃料集合体108体の装荷は1993（平成5）年10月13日より2回に分けて実施した。外側炉心燃料集合体（全90体)の装荷は、1994（平成6）年1月27日より開始し、7回に分けて行い、60体を装荷して総計168体炉心を構成し、1994（平成6）年4月5日に初臨界を達成した（写真3-1)。

写真3-1　1994年4月5日10時01分初臨界達成（検査確認）

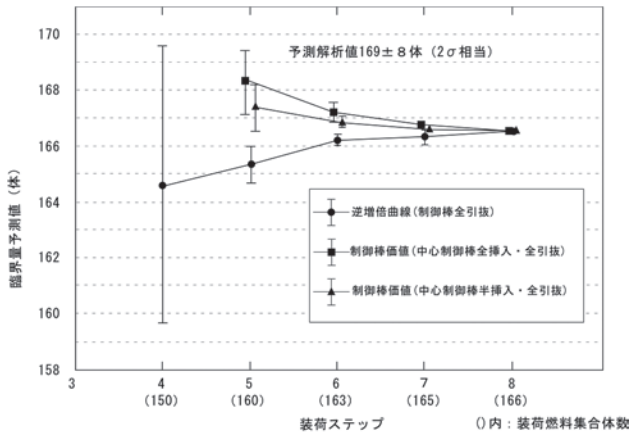


図3-4　臨界予測（制御棒挿入量変化）

臨界近接過程で留意したのは、以下の点である。

(1) 臨界予測

臨界予測は解析と実測により実施した。解析では、それまで日米共同臨界実験（JUPITER計画）等の解析を通じて整備してきた高速炉炉心解析システム（JFS-3-J2、CITATION等）を用いて、「もんじゅ」炉心のモックアップ試験であるMOZART実験の解析補正等も適用して予測した。

実際の燃料装荷では、逆増倍法による臨界点予測に基づいて次の装荷量を決めて進めた。また、制御棒挿入量を変えて未臨界度を変化させて臨界点を予測するなどにより予測範囲を絞り込んだ（図3-4)。

(2) 中性子計装（NIS)

臨界近接時の監視は、中性子計装（NIS: Neutron Instrumentation System）として、炉外に設置した2本の線源系NISと試験用に炉内に設置した2本の燃料装荷系NISを用いて行った。その際、中性子源集合体の配置を通常運転時とは異なる配置にして中性子増倍率の監視性能を高めた。なお、燃料装荷系NIS案内管については出力試験時のしゃへい測定にも利用した。

(3) 効率的な燃料装荷

燃料装荷の始めは原子炉格納容器機器ハッチを開放した状態で臨界近接操作をしたが、解析的に未臨界度が1%Δk以内となる時期からは機器ハッチを閉めた状態で臨界近接操作を実施した。機器ハッチ開閉操作と燃料装荷作業には1週間程度かかるため、作業効率化のため炉内ラックに新燃料を仮置きして格納容器を閉めた。ただ、「常陽」での経験上、炉内ラックに装荷した燃料のNISへの影響が懸念されたので、炉内ラック10ヶ所のうち、影響の少ない6ヶ所に燃料を配置し、優先的に監視するNISを選定した。

臨界近接では、図3-4のように167体で臨界と予測したが、「もんじゅ」に対する社会的な関心が高く、確実に臨界を達成するため最後は臨界直前の166体に2体装荷した168体で初臨界とした（写真3-2)。

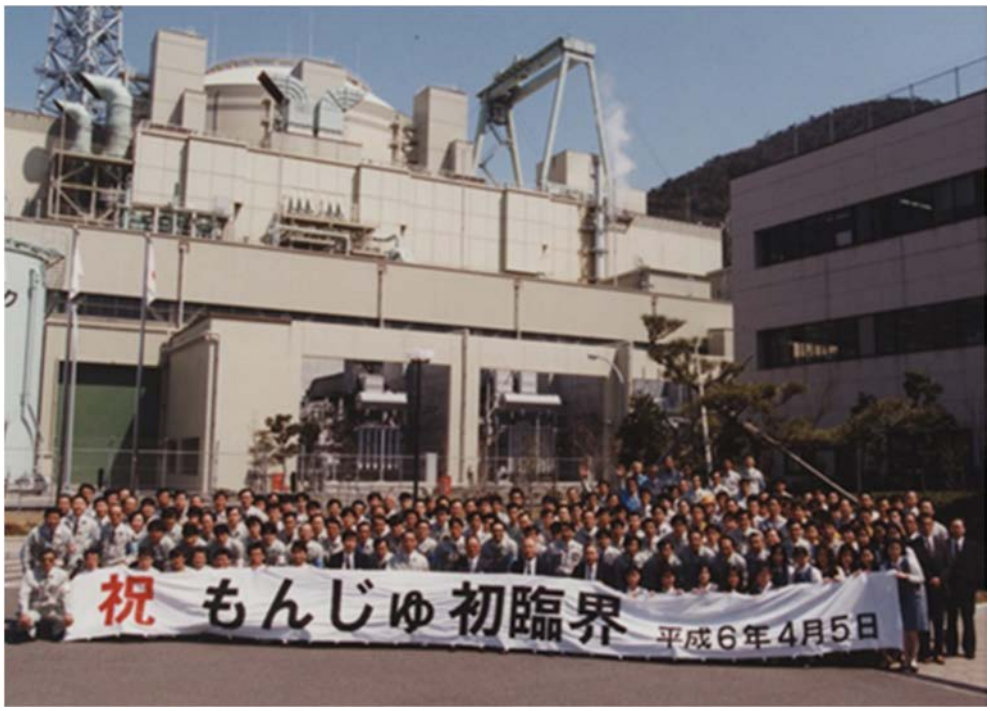


写真3-2 初臨界達成記念写真

3.3.4 炉物理試験

先行FBRの炉心燃料は濃縮ウランやガス炉燃料を再処理したPu-239成分の多いプルトニウムを使用しているが、「もんじゅ」の炉心は、軽水炉燃料を再処理した高次化した同位体組成のプルトニウムを使用しており、臨界実験装置では構成できない貴重な炉心である。そのため、半年の期間をかけて炉物理試験を実施しデータの取得に努めた。

初期炉心構成の後、出力分布評価のための試験用集合体の炉心装荷・照射・取出しを6回実施した。その合間に制御棒価値、冷却材反応度、固定吸収体反応度、燃料等価反応度測定等を実施した。

(1) 核特性の確認（反応度価値、反応度係数特性）

反応度価値特性として、制御棒価値、固定吸収体反応度価値、冷却材反応度価値、燃料等価反応度価値等を測定し、設計や詳細解析との比較を実施した。

制御棒価値の測定ではペリオド法により基準制御棒価値（炉心中心位置）を測定し、差替法により他の制御棒価値を測定した。未臨界状態での反応度測定手法として修正中性子源法も試みたが、各々の中性子検出器の位置関係や計数率が少ないことから適切に測定できなかった。なお、逆動特性解析に基づく反応度計も活用し、試験遂行の効率化を図った。

反応度係数特性としては、温度係数、流量係数を測定した。温度係数はポンプ入熱で約200℃から約300℃の温度変化について、流量係数は49%から100%流量について測定した。

冷却材反応度測定では、ボイド反応度係数が正の領域である炉心中心部において、軸方向炉心中心位置相当部分がボイド（Heガス）又はナトリウムとなる2種の試験体各々6体を用い、炉心中心部がナトリウムの場合とナトリウムがないボイドとなる場合の反応度差を測定した。

(2) 増殖比の確認（出力分布特性）

出力分布特性試験は、炉物理試験の中で最も大規模で準備や測定にも時間を要した試験である。炉心内に箔（Pu, U, Ni, Au等）を内包した試験用集合体を装荷して照射し、箔の反応率を測定した。試験用集合体は通常燃料の中央部（燃料要素7本分）に箔を内包する中性子検出要素を挿入できるようにした特殊な燃料集合体で、炉心燃料用（5体）、ブランケット燃料用（3体）

及び中性子しゃへい体用（4体）を製作した。要素の浮き上がり防止の確認のため大洗工学センターで水試験も実施した。

中性子検出要素は試験用集合体の照射ごとに新しい要素と取り替えるため、要素の挿入と取出しを行う特殊な装置（図3-5 (a)）を現場に組み立てて、要素交換を実施した。交換作業は数十名規模となった。

照射され放射化した中性子検出要素は現場に設置したグリーンハウスの中でグローブボックスに連結して切断し、箔を取り出した（図3-5 (b)）。箔の放射化量は、別室に設置したGe半導体検出器を主体とした中性子検出箔測定装置を用いたガンマ線計測により求め、反応率に換算した。

試験用集合体の照射位置は、回転対象の炉心配置を考慮し12分の1セクタ（30度）に着目して決定した。

試験の結果、出力分布特性に係る反応率分布、例えば炉心中心面上のPu-239核分裂率分布の予測計算と実際に測定した値の比（C/E値）は、炉心燃料部で約3%、ブランケット燃料部で約5%のばらつきであり、出力分布の設計余裕（誤差）の±5%（炉心）及び±10%（径ブランケット）の範囲内にあることを確認した。また、初期炉心の最高線出力密度（炉心部）のC/E値は1.003～1.009となることを評価した。

「増殖比」についても、反応率測定データから評価した結果、設計目標とした約1.2に対して1.185となり、良い一致を得た。

(3) 炉心流量の確認（熱流力特性）

炉心流量分布測定では、原子炉停止状態で各炉心構成要素の頂部に順次計測装置を被せて流量を計測する試験である。流量計測装置は燃料集合体頂部にグリッパを結合させる燃料交換装置と類似の構造をしており、グリッパ部相当に永久磁石型電磁流量計を取り付けたものである。装置の取扱いも燃料交換装置と同様である。(測定結果は5.2.1参照)

3.3.5 初送電と出力運転（核加熱試験、出力試験）

1995（平成7）年2月、核加熱試験を開始した。試験では起動手順に従って出力上昇と水・蒸気系の予熱、起動、制御系の調整や系統の確認を進めた。

原子炉出力上昇に伴い、蒸発器出口温度が運転圧力（約127kg/cm²G）の飽和温度(約330℃）に達すると沸騰が始まり、蒸発器で蒸気が発生する。引き続く過熱器への通気操作では、タービンバイパス系切替え

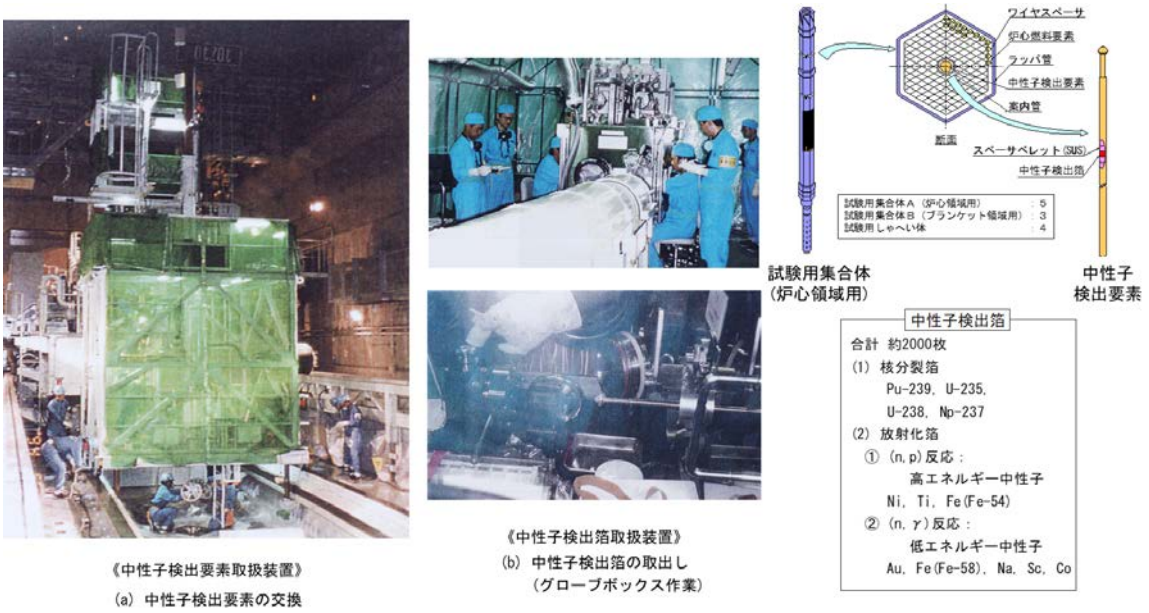


図 3-5　試験用集合体を用いた試験作業

等を調整するなど、水・蒸気設備の特性を把握しながら系統調整と運転手順を充実させた。また、試験中には、フラッシュタンクの圧力低下等のトラブルも経験したが、設備の改造等により対応することができた。

1995（平成7）年8月29日、「もんじゅ」は我が国初の高速増殖炉として発電に成功し、電力系統へ初併入をし、原型炉としての第一歩を印すことができた（**写真3-3**）。その後、段階的に出力を上昇し40%電気出力で運転を行い（10.1.1参照）、発電総量は102,325MWh（883発電時間）となった。

出力上昇に伴いタービン設備についても性能を確認し、蒸気加減弁やターニング装置起動条件の見直し等の調整も良好に実施できた。また、原子炉出力に対応した各設備の性能も確認した。

40%出力では、プラント（タービン）トリップ時の蒸気発生器の蒸気ブロー特性を取得し、給水止め弁、過熱器ドレン弁の動作及び減圧特性が適切であることを確認した（**図3-6**）。

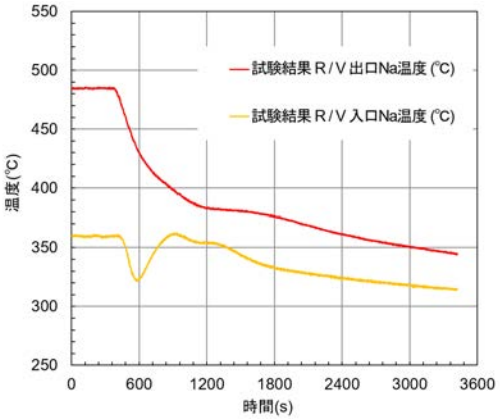


図3-6　プラントトリップ試験の結果

(1) しゃへいプラグ温度分布

しゃへいプラグの温度分布を測定し、窒素ガス冷却系の適切性を確認し、併せて冷却停止した場合の温度上昇挙動を把握した。回転プラグの周方向の温度分布はエレベーションによらず均一であり、定格出力での試験で冷却系流量を調整する予定とした。

(2) ポンプフローコーストダウン

1次冷却系設備特性試験において、出力運転状態で冷却材流量を定格の約50%に増加して、主循環ポンプや系統の挙動や次の出力上昇ステップでの調整事項等を確認した。40%出力運転状態からプラントトリップ試験時の1次主循環ポンプフローコ

写真3-3　初併入時の中央制御室

ーストダウン特性は図3-7に示すようにナトリウム温度の影響もなく良好な結果が得られた。

(3) 2次系水素濃度測定

2次冷却系設備についても冷却特性、純化系特性が確認できた。蒸気発生器の水漏えい監視やコールドトラップ性能の評価上重要な水素濃度に関しては、性能試験中最大40%まで出力を上昇させた8回の起動試験時のナトリウム中及びカバーガス中の変化を計測した（図3-8）。これら計測値に基づいて、ナトリウム温度等の運転条件変化に応じた挙動確認や蒸気発生器からの水素透過率評価を実施するとともに、水漏えい監視機器としての信頼性向上のための水素濃度異常警報設定値等の適切化検討に反映した。

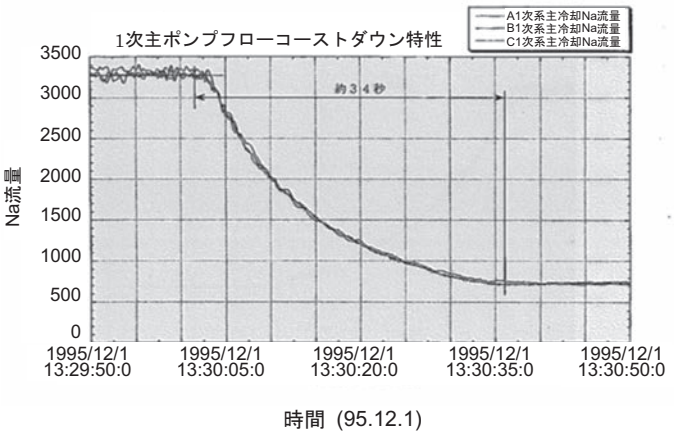


図3-7　1次系主循環ポンプフローコーストダウン特性

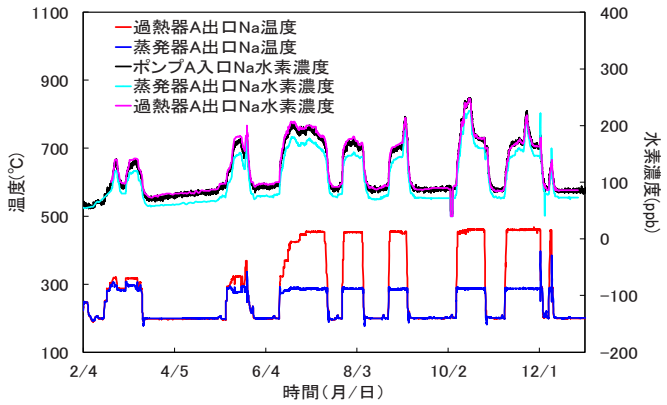


図3-8　2次系冷却系等での水素濃度変化

(4) ナトリウム蒸気挙動

1次アルゴンガス系では、原子炉容器ベーパトラップ出口から圧縮機入口までの差圧が、通常の約130mmAq（1.3kPa）に対し約5,000mmAq（49kPa）と上昇していることを確認した。ナトリウム蒸気の下流側への移行堆積が原因と推定し、その後、改善策としてフィルタを設置した。

(5) 安全裕度評価

40%出力試験や総合機能試験等で得られた実機のデータに基づきプラント設計の余裕を評価した。安全評価では、結果が厳しくなるように初期入力値や挙動に保守的に余裕を持たせており、その結果と実機データを用いて評価した挙動を比較することによりプラントが持っている安全余裕を評価した。評価の対象は1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故等である。評価の結果、被覆管温度は安全評価で800℃としたものが702℃と評価されるなど、大きな裕度があることを確認した（図3-9）。

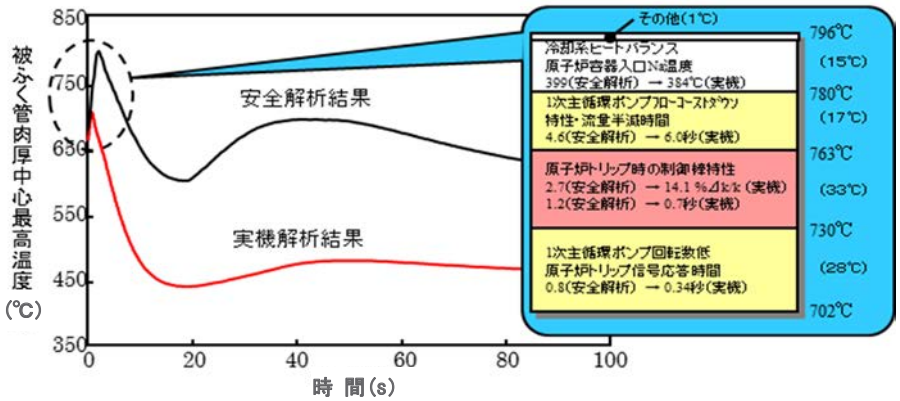


図3-9　事故時の安全余裕（ポンプ固着事故時）

3.4 再開した性能試験

3.4.1 計画見直し

2次主冷却系ナトリウム漏えい事故後に再開した性能試験では、燃料及びプラント設備機器が長期保管状態にあることを踏まえて、臨界状態での「炉心確認試験」及び水・蒸気系統・タービン系統の起動・運転の確認をする「40%出力プラント確認試験」を従来の計画に追加した。また、試験実施に必要な炉心反応度を確保するために新たに燃料を製作し、性能試験期間中に燃料交換期間を追加した。見直した性能試験計画は2006（平成18）年8月に原子力委員会に報告した。

性能試験計画策定においては、日本原子力学会「もんじゅ研究利用特別専門委員会」にて核特性、反応度係数、熱流動、プラント動特性などについて検討・試験提案がなされ、試験計画見直しに反映した。再開後の試験項目として、未臨界度測定法適用性評価、新型ナトリウム温度計特性評価、蒸気発生器伝熱管水漏えい模擬試験、小口径配管振動確認等を新たに追加した。

なお、性能試験の再開前に総合機能試験を参考に「プラント確認試験」として141項目の試験を実施し、性能試験が安全に再開できることを確認した。プラント確認試験は、2007（平成19）年8月から2009（平成21）年8月まで約2年間実施した。

3.4.2 アメリシウム含有炉心特性（炉心確認試験）

再開後の性能試験として、最初に「炉心確認試験」を2010（平成22）年5月から約2ヶ月半実施した。試験中は原子力安全・保安院の検査官が立会い、文科省からは幹部が現地駐在し、軽微なトラブルも全て公表するなど現場も周辺も緊張の連続であったが、炉心確認試験を計画どおり実施することができた（**写真3-4**）。

炉心燃料には長期停止期間中のPu-241の崩壊でAm-241が約1.5%蓄積しており、将来のマイナーアクチニド燃焼研究に資するデータの取得が期待された。臨界等の核特性を1995（平成7）年に実施した臨界・炉物理試験での成果や核データの不確かさ情報等を最大限活用して予測し、予測の

写真3-4　炉心確認試験の様子

範囲内で測定結果を得ることができた。取得したデータは、日本の核データライブラリ（JENDL-4.0）の妥当性確認等、Am-241の核データ検証に活用されている。

その他、炉心確認試験では、フィードバック反応度確認試験や新型ナトリウム温度計特性評価試験を実施した。

フィードバック反応度確認試験では、臨界状態において正の反応度（2¢～6¢）添加し、ドップラ効果等の炉心固有の反応度フィードバックによってプラント状態が静定することを確認した（**図3-10**）。

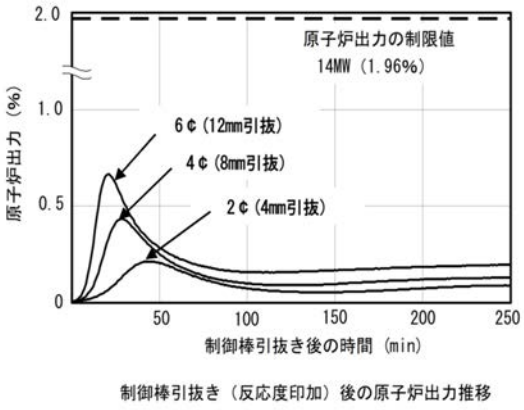


図3-10　正の反応度を投入した際の出力変化

新型ナトリウム温度計特性評価は、2次主冷却系（Cループ）に設置した超音波温度計の有効性を確認するものであり、信号ノイズ波形等のデータを採取し、その平均化処理等の工夫により有効に温度検出ができることを確認した（**図3-11**）。

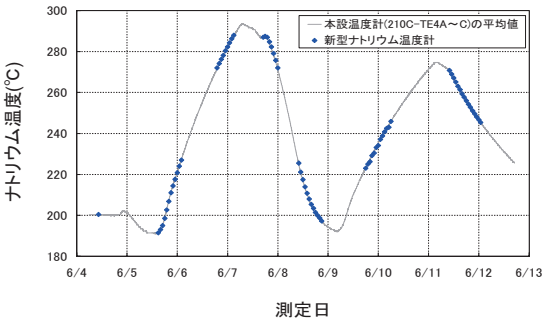


図3-11　新型ナトリウム温度計の測定結果

3.4.3　水・蒸気系機能確認試験

性能試験の再開に向け、長期保管状態を解除し、2010（平成22）年4月から12月にかけて復旧点検を行った（**写真3-5**）。

写真3-5　タービン点検の様子

続いて、2011（平成23）年2月から、水・蒸気系設備の機能を確認するため、9項目の試験を計画して取り組んだ。試験は、復水系、給水系、復水脱塩装置等に順次、通水・フラッシング運転をし、ポンプや制御系の確認、水漏れや振動など異常がないことを確認した。また、蒸気タービン（グランド排風機）運転試験や発電機系（ガス系、冷却系、油系）の運転試験を実施した。同時に、水質について可能な限り不純物を少なくするよう水質管理を徹底した。これらを通じて、長期保管が適切に実施され、各系統が適切に運転できることを確認した。

しかし、本機能試験実施中に発生した1F事故の社会的状況を踏まえ、「もんじゅ」についても安全確保に万全を期すため、ストレステストなどに優先的に取り組むこととなった。そのため、蒸発器に通水する前に試験は中断し、2011（平成23）年10月に、水・蒸気系設備は再度保管状態にし、長期停止に備えることとした。

3.5　未完の性能試験

性能試験を通じてプラントとしての性能を確認し、自主技術をベースとして実施した設計・製作の検証や今後の改良課題の摘出など研究開発段階の原型炉としての役割を果たせぬまま性能試験は40%出力途中で終了した。

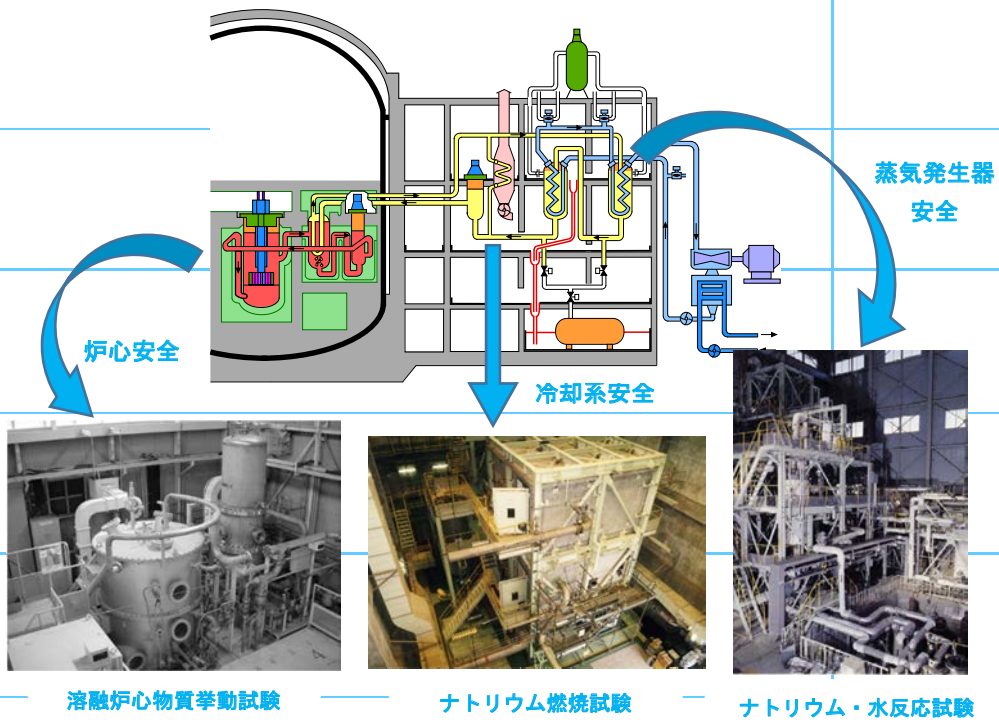
炉心特性については、臨界・炉物理試験の実施により高次化したプルトニウム組成燃料で構成される貴重な実機プラントの炉心データを得ることができ、増殖比についても確認ができた。一方、貴重なデータとして期待された出力上昇運転に伴う反応度変化や出力係数やフィードバック反応度係数、ドップラ係数、燃焼反応度や燃料の定格出力での組成変化や運転に伴う燃焼挙動データ等は取得できなかった。

1次及び2次冷却系を構成するナトリウム関連機器設備等は、多数のモックアップ試験や設計研究を通じて定格出力を前提に開発、設計・製作されたが、定格出力状態での性能確認や挙動データは得ることができず部分的な性能の確認にとどまった。また、自然循環力による冷却や放射性物質の移行挙動、水・蒸気系とナトリウム系の連携した運転制御特性や水素移行などプラントシステム全般にわたる定格出力での挙動データについても得られなかった。

これら未了の試験項目が残る結果となったものの、「もんじゅ」で得られた実機の貴重なデータは将来の我が国の高速炉開発において有効に活用できるものである。

高速増殖原型炉「もんじゅ」臨界記念
（発行: 1994年5月24日）

4. 原子炉安全



○ 「もんじゅ」において軽水炉と同等以上の安全を確保するため、ナトリウム冷却型高速炉の特徴に十分配慮した安全設計を行うとともに、幅広く安全評価を行って原子炉施設の安全を確認した。

○ 「もんじゅ」の設計・建設・運転を通じてナトリウム冷却型高速炉の安全設計方針を確立した。また、試運転を通じて安全性能を確認した。

○ 国内の安全研究成果に加えて、国際協力で入手した安全解析手法や実験データを「もんじゅ」に適用し、ナトリウム冷却型高速炉の安全評価の基盤を確立した。

○ 確率論的リスク評価の手法を適用して、「もんじゅ」のリスクが極めて低いことを確認した。

○ ナトリウム漏えい等の事故・トラブルの経験や教訓を安全性向上に反映してきた。また、東京電力福島第一原子力発電所事故のような全交流電源喪失時でも安全が確保されることを確認した。

4.1 「もんじゅ」の安全特性

原子炉施設の安全確保に当たっては原子炉の設計上の特徴や固有の特性を適切に考慮することが重要である。プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料を用いたナトリウム冷却型高速炉の「もんじゅ」は、

- 冷却材ナトリウムは熱伝導度が高く炉心冷却能力が高い
- 低圧システムで冷却材の沸点への余裕が大きい
- 圧力変動に対して安定な液体状態での運転が可能である
- 燃料のドップラ効果及び燃料膨張に基づく負の反応度効果を持つ

などの固有の安全特性を有しており、外乱に対しても安定な運転制御性を持つとともに、全ての運転範囲で冷却材が沸騰して過大な反応度が添加されることはなく、固有の負の反応度フィードバック特性を有する。

「もんじゅ」の試運転において、その運転実績は短期間の部分出力運転に限られたが、原子炉を安定かつ安全に運転制御できることを確認した。また、ナトリウム冷却型高速炉の運転経験という意味からは、長年にわたって、「常陽」を始めとする国内外の多数の高速炉プラントにおいて安定かつ安全な運転制御性が実証されてきた。

4.2 高速炉の特徴を踏まえた安全確保

原子炉施設の安全確保のためには、多層の物理障壁を設けて放射性物質の閉じ込めに万全を期することが基本である。「もんじゅ」においても軽水炉と同様に、原子炉の通常運転時にはALARAの精神で被ばく線量の低減を図るとともに、いわゆる深層防護の方針により、事故の発生防止と影響緩和のための対策を講じることとしている。すなわち、「もんじゅ」では、

① 原子炉施設を構成する構築物、系統及び機器並びに運転員操作の品質と信頼性を高めることにより異常の発生を未然に防止
② 異常が発生したとしても放射性物質の異常な放出に至るおそれのある事故への拡大の防止
③ 万一事故に至った場合においても影響を緩和（炉心の著しい損傷や放射性物質の異常な放出を防止）
④ 設計基準事故を超える事象時においても放射性物質の放出を適切に抑制

からなる多層の安全対策を講じた。現在の国際標準の深層防護は、④を明示的にシビアアクシデント（重大事故）対策と呼ぶとともに、⑤施設外での影響緩和と原子力防災を合わせた5層で構成される。

「もんじゅ」の原子炉設置許可申請に際して、当時の原子力安全委員会は「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」（「評価の考え方」）[4-1)] を制定し、これに基づいて安全審査が行われた。「評価の考え方」では、軽水炉を対象とした安全審査指針類を基礎として、高速炉の特徴である化学的活性が高いナトリウム利用について、万一ナトリウムが漏えいした場合の対策や蒸気発生器の伝熱管破損時のナトリウム・水反応への対策等が要求された。また、高速炉開発の歴史的な安全課題である仮想的な炉心崩壊事故（CDA: Core Disruptive Accident）時の機械的エネルギーの発生に伴う放射性物質の異常な放出を抑制することが求められた。

高速炉の安全の特徴として、軽水炉と同じように選定した「運転時の異常な過渡変化」や「事故（設計基準事故）」に対しての安全余裕が大きく、特に低圧システムの高速炉では軽水炉の「冷却材喪失事故」（LOCA: Loss of Coolant Accident）のように格納容器の健全性に直接影響を及ぼすような厳しい設計基準事故が存在しないことが挙げられる。その一方で、プルトニウム燃料を用いた高速中性子炉の特徴として、①炉心中央部での正のナトリウムボイド反応度、②炉心が反応度最大の形状でないことによる燃料の溶融・移動に伴う大きな反応度挿入の可能性があり、その結果、再臨界が発生して大きなエネルギー放出に至る潜在的リスクがある。高速炉におけるCDAの考慮はこのような背景によるが、当時の軽水炉では考慮されなかった深層防護の第4層（前述の④）への取組みを「もんじゅ」では設計当初から行ってきた。

4.3 安全設計方針の確立

4.3.1 安全設計の基本方針

「もんじゅ」の基本設計に当たっては、前述の「評価の考え方」に従って高速炉の特徴を踏まえるとともに、発電用軽水炉と共通の安全要件に対しては当然それらに適合させることを基本とした。また、「常陽」の安全設計及び安全評価並びに許認可に関わる経験はもとより、先行して設計が行われた海外の原型炉級の高速炉（特に米国のCRBR及びドイツのSNR-300）の安全設計や許認可に関わる情報を入手して有効に活用した。

4.3.2 「もんじゅ」安全設計方針の策定

上記の基本方針に基づいて、「液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針」（「安全設計方針」）を策定した。「安全設計方針」は、発電用軽水炉の安全設計審査指針の体系をベースに、高速炉の特徴を考慮し、米国のCRBR用の「一般設計基準」などの先行高速炉の安全設計基準類や安全設計実績などを参考にしつつ策定した。

策定した「安全設計方針」の体系を**表4-1**に示すが、軽水炉の審査指針に匹敵する安全要件を原子力機構において独自に整備し、安全審査を通じて規制当局や専門家との合意を形成することにより、ナトリウム冷却型高速炉の基本的な安全設計の方針を確立できたことは重要な成果である。なお、個々の設計方針の具体的内容と設計への適合については設置許可申請書に記載している[4-2)]。

4.3.3 主要な系統や安全機能に関する安全設計

「安全設計方針」に基づいて行った安全設計のうち、高速炉の特徴を踏まえ、かつ基本的安全機能である「止める」「冷やす」「閉じ込める」の観点から重要な項目について以下に述べる。

(1) 原子炉固有の安全特性

「もんじゅ」は、ナトリウムの高熱伝導度、圧力変動に対して安定な性質、単相流運転が期待できる特性等により、通常運転状態からの変動に対して極めて高い自己安定性を有している。また、温度上昇に伴う燃料のドップラ効果、燃料膨張に基づく負の反応度効果等の固有の安全特性を持っており、全ての運転範囲で固有の負の反応度フィードバック特性を有している。

(2) 安全保護系及び原子炉停止系

安全保護系及び原子炉停止系の設備は多重性又は多様性、及び独立性を持たせた構成とし、かつ、フェイルセーフ特性を持たせる。原子炉停止系は反応度調整機能と緊急炉停止機能を兼ね備える主炉停止系と、緊急炉停止機能のみ備える後備炉停止系の2系統で構成する。2つの原子炉停止系のうち、1系統が動作しない場合でも他の系統で出力運転状態から低温の炉停止状態まで緊急炉停止し、臨界未満状態に維持するのに十分な反応度停止余裕を有する。

なお、独立2系統の炉停止系はいずれも固体吸収棒を使用しているが、共通原因に

表4-1 「もんじゅ」の安全設計方針の体系

原子炉施設全般	規格・基準の準拠、自然現象、人為事象、環境条件、ナトリウム、飛来物等、火災、共用の禁止、単一故障、電源喪失、試験可能性、避難通路、通信連絡設備
原子炉及び計測制御系	原子炉設計、燃料設計、原子炉の固有な特性、出力振動抑制、計測制御系、電気系統、制御室、制御室外からの停止機能
原子炉停止系、反応度制御系及び安全保護系	炉停止系の独立性・停止能力・事故時の維持・停止余裕、制御棒の最大反応度価値、反応度制御系の安全機能、安全保護系の過渡時・事故時・故障時機能、安全保護系の多重性・独立性・計測制御系との独立・試験可能性
原子炉冷却系及び中間冷却系	原子炉冷却材バウンダリの機能・健全性・漏えい検出・破壊防止、原子炉冷却材の確保、原子炉カバーガス等バウンダリ、中間冷却系、冷却水系、崩壊熱及び他の残留熱除去
原子炉格納施設	格納容器の機能、アニュラス浄化系、格納容器バウンダリの破壊防止、貫通配管系、隔離弁
燃料取扱及び廃棄物処理系	核燃料の貯蔵及び取扱い、核燃料の臨界防止、核燃料取扱場所モニタリング、放射性気体・液体・固体廃棄物の処理、固体廃棄物貯蔵設備
放射線防護及び放射線管理施設	放射線防護、放射線管理設備、放射線監視
その他	信頼性に関する考慮、運転員操作に対する考慮

よる同時故障を防止するため、設計・製作を別のメーカで行う、制御棒緊急挿入のための切り離し部の構造を異なるものにする、制御棒挿入加速機構を異なるものにするなどの多様性への配慮を加えた。制御棒駆動機構における多様性等の安全上の考慮を図4-1に示す。

(3) 崩壊熱除去（補助冷却設備）

崩壊熱及び他の残留熱の除去に係る系統は、1次主冷却系、2次主冷却系の一部及び補助冷却設備からなる、独立した3系統で構成される。崩壊熱除去系の最終的なヒートシンクは大気であり、軽水炉とは違って海水冷却系には依存しない構成となっている。

また、万一設計基準の範囲を超えて動力電源が失われるような場合においても、冷却材ナトリウムは広い温度範囲にわたって安定な液体状態にあり優れた伝熱特性を有していることから、図4-2に示すように、発熱源と除熱源に十分な高低差を設けることにより、温度差による密度差を駆動力とする高い自然循環能力を持たせることができる。自然循環除熱は、明白な物理現象に基づき、かつ動力源を必要としない受動的安全機能として高い信頼性を有することはもとより、非常用電源や給水への依存度を極めて低くできる。

(4) 崩壊熱除去（メンテナンス冷却系）

メンテナンス冷却系は、通常運転時には使用しないが、主冷却系統のメンテナンス(保守点検) 時に、炉心からの崩壊熱を除去し、空気冷却器にて大気中に放散することを目的とする。また、運転時に何らかの異常が発生して原子炉を緊急停止した後に主冷却系による炉心冷却機能が全3系統で同時に喪失した場合においてもメンテナンス冷却系の運転により炉心冷却が可能である。

さらに、1次冷却材漏えい事故時にオーバフロー系による原子炉容器へのナトリウム汲上げに失敗し、原子炉容器ナトリウム液位が低下するような重大な事態においてもメンテナンス冷却系での炉心冷却が可能である。

(5) 原子炉冷却材液位の確保

原子炉冷却材バウンダリで万一冷却材の漏えいが発生した場合においても、原子炉の崩壊熱除去に支障をきたさないよう、次のような対策を講じる。

- 1次冷却系配管の高所引回しとガードベッセルの設置により配管破損時の冷却材漏えい量を抑制するとともに、1次主冷却系の循環に必要となる原子炉の冷却材液位を確保する。
- 通常時に原子炉容器液位を一定に保つために運転するオーバフロー系を用いて、冷却材漏えい事故時に必要に応じて冷却材の汲上げにより液位の回復を図る。

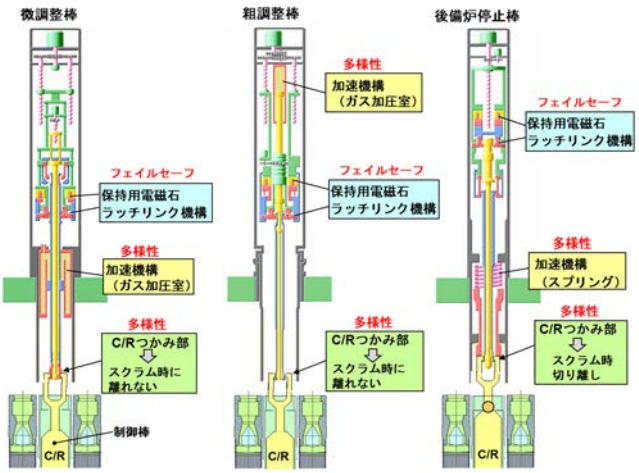


図4-1　制御棒駆動機構の構造（フェイルセーフと多様性）

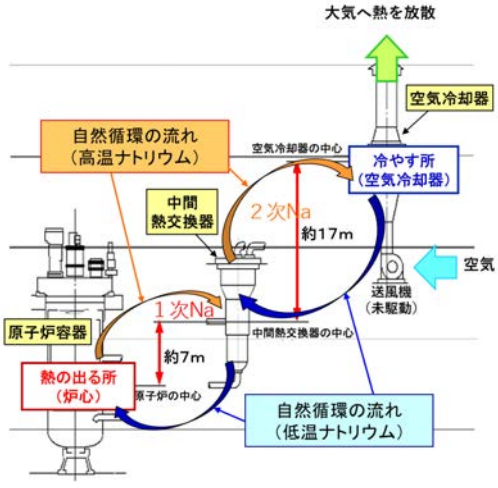


図4-2　自然循環による崩壊熱除去

(6) 放射性物質の格納

原子炉格納容器は、放射性物質の閉込めに関する多層の物理障壁のうちの最後の障壁を形成する重要な工学的安全施設である。軽水炉と異なり低圧システムの高速炉では設計基準事故の範囲では格納容器の健全性に大きく影響を及ぼすような負荷要因は存在しないが、「安全設計方針」ではその重要性を考慮して軽水炉と同様の要件を規定した。すなわち、所定の圧力及び温度条件に耐えられ、漏えい率を許容値以下に維持できるよう設計・製作するとともに、漏えい率検査等を定期的に行ってその機能維持の確認を行う。

原子炉格納容器に加えて、冷却材としてナトリウムを使用する低圧システムであり中間冷却系を持つなどの特徴を活かして、高速炉では原子炉1次系のバウンダリを原子炉からの放射性物質の放散に対する閉じた障壁として考慮することができる。後述するCDAの解析においては炉心溶融の機械的・熱的影響を原子炉容器内に適切に収納できるものと評価された。

(7) ナトリウムの使用に係る安全上の考慮

ナトリウムの化学的活性に係る安全設計（ナトリウム漏えい燃焼対策、ナトリウム・水反応対策）については、これらの化学的活性の影響が顕在化した場合においても「止める」「冷やす」「閉じ込める」の基本的安全機能を阻害しないようにすることが要諦であり、ナトリウム漏えいを早期に検知して安全保護系を作動し確実に原子炉の停止あるいは原子炉格納容器の隔離を行い、そして化学的活性の影響を抑制し安全機能を持つ他の系統に影響を波及させず系統間の分離独立性を維持できるよう設計を行った。具体的には、設計において以下のような安全上の考慮を行った。

- ナトリウムを内包し、内部に液面を有する機器は、その液面上を不活性ガス雰囲気とするとともに、ナトリウムの凍結により安全機能を失うことがないように設計する。
- 事故時に放射線被ばくを受けるおそれのある1次冷却材の漏えいに対しては、その影響を緩和するよう設計する。すなわち、放射性ナトリウムを保有する系統、機器を収納する部屋にはナトリウム漏えい検出設備を設けて早期検知を図るとともに、雰囲気を低酸素濃度の窒素雰囲気とする（図4-3）。
- 2次冷却系からの空気中でのナトリウムの漏えいに対しては、漏えいの早期検知に加えて、ナトリウム燃焼の影響により安全機能を失うことがないよう考慮する。安全上重要な設備については、系統分離を行ってナトリウム漏えいの影響を抑制する。
- ナトリウム漏えい時にナトリウムがコンクリート中の水分と反応すると水素を発生することから、コンクリートには鋼製ライナを敷設してナトリウム漏

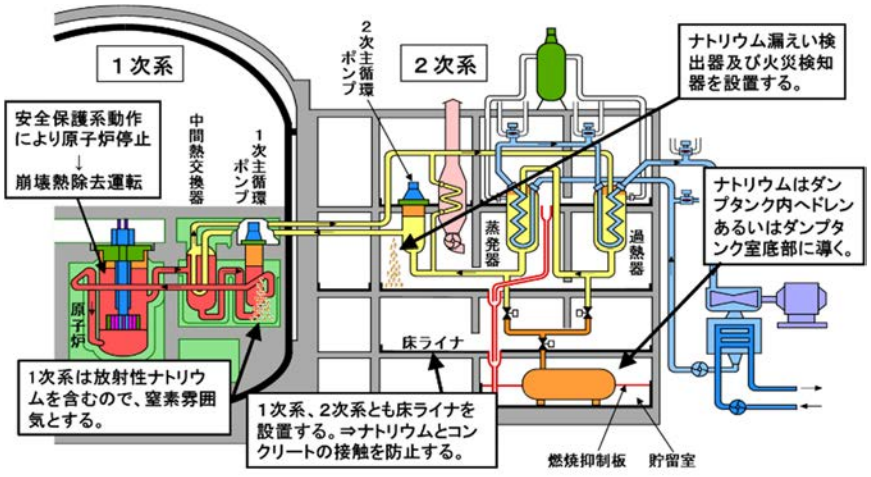


図4-3　ナトリウム漏えいに対する安全確保

えい時のコンクリートとの直接の接触を防止する。

- 蒸気発生器伝熱管からの水漏えいに伴うナトリウム・水反応が発生した場合においても、原子炉の冷却が安全に行えるように、伝熱管破損の早期検知とナトリウム・水反応の影響を抑制する(図4-4)。
- ナトリウム・水反応で発生する水素については、建物内に蓄積することがないように、反応生成物収納容器から大気に放出して直ちに燃焼処理する。

(8) 耐震安全性の確保

設計において考慮する外部事象のうち、地震の発生に対しては、原子炉施設を安全に停止、冷却し、最終的に安定な低温停止状態を維持するよう耐震設計を実施した。

当初の設計・建設時の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」（原子力委員会、1978年9月制定。1981年7月一部改定）に基づいて、施設は剛構造・岩着とし、地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から設備をS（旧A_S・A）、B、Cにクラス分類して、それぞれに動的地震力及び静的地震力を定め（Cは静的地震力のみ）、所定の荷重の組合せにより発生する応力が許容限界以下となるように建物・構築物及び機器・配管系を構造設計した。

「もんじゅ」の耐震設計の考え方は基本的に軽水炉と共通であり、建物・構築物等についての耐震設計方法は軽水炉と同様である。一方で、ナトリウム冷却炉に特有の設備や条件についてはその設計上の特徴を踏まえて設計を行うこととなる。例えば、機器・配管系については、低圧・高温のナトリウムを使用し構造は薄肉大口径であることから、熱膨張変位を拘束することなく適切な耐震支持を行うなどの配慮が必要となった。

その後、兵庫県南部地震（1995年）等の新知見を踏まえて改訂された耐震設計審査指針（2006年）に基づいて、さらに新潟県中越沖地震（2007年）等の知見も考慮して、耐震設計の見直し（4.7.2参照）を行った。

(9) 安全機能の重要度分類

安全上の機能別重要度分類については、米国のThree Mile Island（TMI）事故の教訓の反映として軽水炉を対象とする「安全機能の重要度分類に関する審査指針」（1990年）が制定され、これを参考に「もんじゅ」においても安全機能の重要度分類を定め、併せて安全設計方針として「信頼性に関する設計上の考慮」が追加された。すなわち、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ維持しうるよう設計した。多重性、多様性、独立性等の信頼性要求を個別の安全設計方針の中で定め、これらは安全審査を通じて規制当局の了承を得た。また、詳細設計以降の構造設計に係る機器区分や耐震重要度との関連性（整合性）にも留意した。

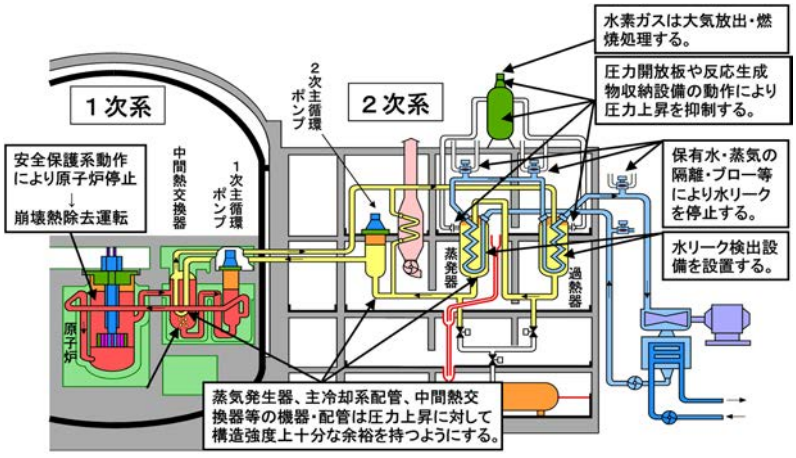


図4-4　ナトリウム・水反応に対する安全確保

重要度分類の考え方は軽水炉と同等であり、安全機能を有する設備を異常発生防止系及び異常影響緩和系に分類し、さらにその有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。「もんじゅ」の安全機能別重要度分類は、軽水炉を参考としつつ、ナトリウム冷却炉が低圧システムであることなどの高速炉の特徴を考慮して作成した。すなわち、軽水炉における高圧システムに特有の安全機能は不要とし、また、(7) に記載したナトリウム漏えいやナトリウム・水反応の影響緩和設備についての安全上の重要度分類を適切に行った。

4.4 「もんじゅ」の安全評価

4.4.1 安全評価の目的と事象選定

安全評価の目的は、安全解析を通じて安全設計の基本方針の妥当性を確認することである。安全評価項目の選定に当たっての基本的考え方は発電用軽水炉と共通である。

- 「運転時の異常な過渡変化」: 原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生する事象
- 「事故」 (設計基準事故): 「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある事象

「評価の考え方」で追加された、軽水炉にはない事象として、「技術的には起こるとは考えられない事象」がある (「評価の考え方」の (別紙) IIの第5項に規定されたことから「(5)項事象」とも呼ばれる)。この事象には諸外国の高速炉で評価されたCDA事象が含まれるが、安全審査において設計基準事故を超える事象と明確に位置付けられ、原子炉施設の安全裕度の確認を主な目的とするものである。

- 「(5)項事象」: 「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。事象経過に対する防止対策との関連を十分評価し、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。

なお、立地評価 (重大事故及び仮想事故の解析) については、原子力規制委員会による新規制基準における基準体系の見直しで削除されたため、説明を割愛する。

安全評価事象は、プラントの内外で予想される種々の異常の要因を系統的かつ網羅的に分析・整理し、包絡性の観点から結果が厳しくなる事象で代表させるなどの考察により選定した。また、技術的には起こるとは考えられない事象の選定においては、先行する海外の高速炉における安全評価項目も参考にした。「もんじゅ」で選定した安全評価項目を**表4-2**に示す。

表4-2 「もんじゅ」の安全評価項目

事象区分	カテゴリー	事象数
運転時の異常な過渡変化	炉心内の反応度、出力分布の異常な変化	3
	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	8
	ナトリウムの化学反応	1
事故 (設計基準事故)	炉心内の反応度の増大に至る事故	3
	炉心冷却能力の低下に至る事故	8
	燃料取扱いに伴う事故	1
	廃棄物処理設備に関する事故	1
	ナトリウムの化学反応	4
	原子炉カバーガス系に関する事故	1
技術的には起こるとは考えられない事象 ((5)項事象)	局所的燃料破損事象	2
	1次主冷却系配管大口径破損事象	1
	反応度抑制機能喪失事象	2
立地評価	重大事故	2
	仮想事故	1

4.4.2 高速炉に特徴的な事故の解析

(1) 解析で想定する配管の破損口の大きさ

安全設計方針に基づき、冷却材バウンダリについて所要の供用期間中検査を行うこと、冷却材漏えいの早期検知を行うことなどにより、冷却材漏えいに対する適切な防止対策を講じているが、安全評価においてはあえて配管の破損を想定した解析を行った。高圧システムの軽水炉と異なり、「もんじゅ」の冷却系ナトリウム配管には延性に富んだオーステナイト系ステンレス鋼が用いられ、脆性的挙動を示すおそれがないこと及び系統圧力が低いことから、壁厚貫通以前の欠陥から急速な伝播型破断が生じることはなく、漏えい先行型破損(Leak Before Break)が考えられる。

冷却材漏えい時の炉心冷却や漏えいナトリウムによる熱的影響の評価の観点から重要となる破損口の大きさについては、亀裂の進展による疲労破損の可能性が支配的であることを考慮して、破損口の長さをD/2、幅をt/2のスリット状開口として(Dは配管の直径、tは厚み)、破損口面積をDt/4と想定することが十分に保守的かつ適切であると判断した。

(2) 1次冷却材漏えい事故

高圧システムの軽水炉では1次冷却材漏えいが一気に原子炉圧力容器の冷却材喪失に至る可能性があるのに対し、低圧システムの高速炉では漏えいは緩慢であり、かつガードベッセルなどの原子炉液位確保のための対策により炉心冷却が安定に維持できる。また、1次冷却系収納室を低酸素濃度の窒素雰囲気にすることにより漏えいナトリウムの燃焼が抑制され熱的影響も緩和される。

なお、事故の解析で想定する配管の破損口の大きさは(1)に記載したDt/4としているが、「技術的には起こるとは考えられない事象」として設計基準を超える配管のギロチン破損についても評価を行い、冷却材の流出速度を抑制するための設計上の配慮を通じて安全裕度の向上を図ることなどにより、炉心の著しい損傷が適切に防止されることを確認した。

(3) 2次冷却材漏えい事故

ナトリウムの漏えい事故に関する安全評価では、炉心冷却の観点から化学反応に伴う熱と圧力上昇によってもプラントの系統分離(ナトリウムが漏えいしたループの熱的影響が他の健全ループに及ばないこと)を確保することが必要である。ナトリウム燃焼の解析は当初は米国で開発されたスプレイ燃焼やプール燃焼の解析コードを導入して使用したが、その後ASSCOPSコードとして統合・改良し「もんじゅ」の事故解析に使用した。

1995年に発生した2次主冷却系ナトリウム漏えい事故を受けて、原因究明と再発防止のための炉外再現実験を行って、ASSCOPSの検証・高度化に反映した(**写真4-1**)。また、漏えいナトリウムの化学反応による鋼製の床ライナの腐食メカニズムの解明を行い、「もんじゅ」の条件においては現実には発生しないものの、溶融塩型の急速な腐食が発生する可能性があるとの新知見を踏まえた評価を行った。

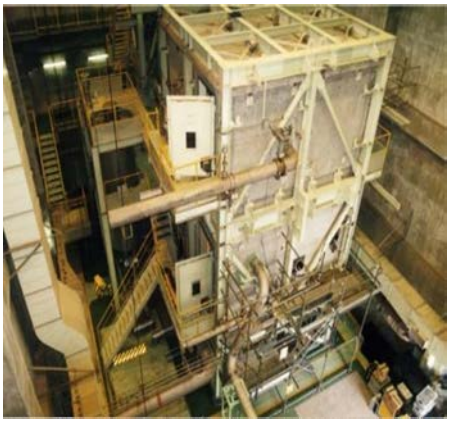


写真4-1 ナトリウム漏えい事故の再現実験装置と実験時の漏えい燃焼挙動

中小規模の漏えいナトリウムによる熱的影響の評価を行い、ナトリウムを速やかにドレンして漏えい量を抑制することで、保守的なライナの腐食速度を仮定したとしても貫通には至らず、ナトリウムとコンクリートの接触が防止できることを確認した。また、大規模漏えいに関してはDt/4の破損口からの漏えい時の圧力及び温度上昇に対して建屋コンクリートの健全性が確保されることを確認した。すなわち、漏えいナトリウムによる熱的影響によって原子炉補助建物の健全性が損なわれることはなく、冷却系間の系統分離が保持されることを確認した。

(4) 蒸気発生器伝熱管破損事故

蒸気発生器において、ナトリウム・水反応による顕著な圧力上昇を生じるような伝熱管破損が生じた場合の水漏えいに際しては、大規模水漏えいへの拡大を防止・抑制するため、蒸発器に設置されたカバーガス圧力計によって水漏えいが検出される。この水漏えい信号に基づき蒸気発生器内部保有水・蒸気を急速に放出するなどの一連のプラント自動停止操作が行われる。

ナトリウム・水反応に関しては種々の水漏えい規模や条件での実験的研究を行って、隣接伝熱管の破損メカニズムの解明(ウェステージ型破損が支配的)、初期スパイク圧及び準定常圧を評価する解析コード開発、設計基準事故で想定する水漏えい規模の上限設定（伝熱管1+3本相当：初期スパイク圧評価には1本及び準定常圧評価には4本）等を実施した。これらに基づき事故の解析を行い、水漏えい検出器や影響緩和設備の設計の妥当性を確認した。

1987年に英国の原型炉PFRで発生した多数本の伝熱管破損事故（PFRの過熱器には「もんじゅ」では設置している蒸気の急速ブロー系が設置されていなかったことが直接の原因）を踏まえた、高温ラプチャ型の破損伝播の可能性について検討した。高温ラプチャの発生条件を模擬した実験(4.6.3参照）及びその定量的評価により、「もんじゅ」においては高温ラプチャ型の破損伝播の可能性は実質的に排除できることなどを確認した。

(5) 炉心局所事故

高速炉の燃料集合体は燃料ピンを三角配列し、出力密度が高く冷却材流路面積が狭いのが特徴である。このため、何らかの原因で冷却材流路が閉塞するなどの事故を想定した安全評価が重要となる。「もんじゅ」では、燃料ピンの湾曲の防止、燃料集合体の入口部の閉塞の防止等の防止対策を考慮しているが、あえて冷却材流路閉塞事故として1サブチャンネル（3角配列された燃料ピン束の隣接する3本ピンの間の冷却材チャンネル）の流路閉塞を想定した解析を行い、燃料被覆管の温度上昇が過大とならないこと、隣接燃料ピンの健全性が確保されることなどを確認した。

また、燃料の破損に至るおそれのある、「技術的には起こるとは考えられない事象」についても評価を行い、遅発中性子法を用いた破損燃料検出装置による早期の検知が可能であること、燃料破損は局所に限定され炉心の大きな損傷が生じないことなどを確認した。

4.4.3 炉心崩壊事故

炉心崩壊事故（CDA）に関しては、米国の初期の実験炉（EBR-IIなど）や「常陽」の時代には、仮想的な即発臨界超過（再臨界）を想定し、エネルギー放出の上限を評価してその機械的影響に対する原子炉の安全性が評価された。1970年代以降は米国における安全解析技術の飛躍的進歩があり、また、炉内及び炉外の安全性試験を通じて物理現象の理解が格段に深まったことなどにより、通常運転状態から冷却材及び燃料ピンの過渡挙動、冷却材の沸騰や燃料溶融、これらに伴う反応度変化を総合的に追跡することが可能となった。

「もんじゅ」においては最新の解析手法を使用するため、米国との国際協力を通じてSAS3D及びSIMMER-IIを導入した（その後、前者はSAS4Aに改訂、後者は日本で新たにSIMMER-III / SIMMER-IVを開発)。また、フランス及びドイツと共同で実施したCABRI炉内試験等から得た知見を効果的に反映した[4-3)]。

CDA解析の結果の概要は以下のとおりである。

- CDAは運転中の異常時に原子炉緊急停止の失敗を重ね合わせて初めて発生し得る事故であり、解析によれば、出力上昇時と流量減少時の炉停止失敗事象のうち、後者が厳しい結果を与える。
- 事故の開始から全炉心の溶融までの過程を解析した結果、即発臨界超過に至る可能性があるのは、正の反応度効果を増加する、溶融燃料の炉心からの流出を抑制するなどの保守的な解析条件を重ね合わせた場合のみであり、その場合であってもエネルギー放出の最大値に対して原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。
- 機械的エネルギーの発生の結果、原子炉容器から上部に噴出されるナトリウムの燃焼による圧力上昇に対して格納容器の健全性が損なわれることはない、すなわち放射性物質の放出は適切に抑制される。
- CDAの熱的影響に関しては、崩壊熱により発熱を続ける溶融燃料は原子炉容器内で再配置・固化して、長期にわたって安定に保持・冷却できる（いわゆるIn-Vessel Retention)。
- CDAに関する安全研究は「もんじゅ」の安全審査以降も継続的に実施し、初期の評価の妥当性や保守性を確認した。特に、その後の研究知見によって、CDA時に発生する機械的エネルギーは、初期の評価よりも大幅に小さいことが分かってきた[4-4]。**表4-3**には新たに開発又は改良したCDA解析コード、炉内安全性試験データ等の研究知見を反映した機械的エネルギーの評価結果を示す。

表4-3　CDA時の機械的エネルギー評価の変遷

* 設置許可申請書記載値

	常陽MK-III	もんじゅ	備考
熱出力	140MW	714MW	
解析対象	仮想事故	CDA事象	
エネルギー最大値* (出力で規格化)	180MJ (1.29)	330MJ (0.46)	熱力学的ポテンシャル
研究知見を反映したCDA解析	–	110MJ (0.15)	熱力学的ポテンシャル
	–	16MJ (0.022)	多相・多成分熱流動解析による運動エネルギー最大値
原子炉構造の耐性*	200MJ	500MJ	構造応答解析で健全性確認

4.5　「もんじゅ」のリスク評価

1970年代に米国で開発された確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）の手法を「もんじゅ」に適用した。PRAで必要となる機器の故障率等のうち高速炉に特有のナトリウム機器の信頼性データベースを開発し、データの拡充を継続している[4-5]。

PRAにおいては、炉心損傷に至るおそれのある起因事象を網羅的に摘出し、これに続く系統・機器（安全機能を担う設備）の成功・失敗の応答を順次定量化することにより炉心損傷に至る事故シーケンスとその発生頻度を評価した（レベル1 PRA)。次に各炉心損傷事故シーケンスについての炉内・炉外の事故進展過程を解析することにより格納容器の破損頻度と破損に伴う放射性物質の放出（ソースターム）を評価した（レベル2 PRA)。

- 高速炉を対象とした世界初の詳細なPRAを「もんじゅ」を対象に実施することにより、高速炉に適用できるPRA技術体系を確立した。
- 炉心損傷の進展過程を評価するレベル2 PRAでは、安全研究や国際協力を通じて得られた最新の安全解析コード群及び炉内・炉外試験のデータを最大限活用した。
- 炉心損傷の発生頻度は10^{-7}/炉年、格納容器機能喪失（隔離失敗を含む）の頻度は10^{-9}/炉年のオーダであり、「もんじゅ」のリスクは軽水炉と比較しても十分に低い水準にある。
- リスクの観点から最も注目される早期かつ大規模放出の確率はさらに小さく、炉心損傷当たり1/10000以下であった。
- PRAの結果を詳細設計段階における安全保護系等の設計改良や運転開始後のアクシデントマネジメント策の検討に有効に反映した[4-6]。

以上の結果、「もんじゅ」の潜在的リスクが極めて低い水準に維持されていることを確認するとともに、PRA手法の適用が安全設計の総合的な妥当性の評価、設備や運転手順における安全向上策の検討に極め

て有効であることを確認した。図4-5には、PRA手法を用いて炉心損傷防止のための対策の有効性を評価した結果を示す。後備炉停止機能、補助冷却設備による自然循環機能等の、設計基準事故対策には含まれない対策の活用により炉心損傷発生頻度(CDF: Core Damage Frequency)を大きく低減できる[4-7]。

4.6 安全設計及び安全評価に関わる研究開発

「もんじゅ」の安全設計及び安全評価の技術基盤の確立においては、それぞれの技術分野で多くの研究開発を実施してきた。ここでは、その中から高速炉の安全に関わる特徴から特に重要な研究開発と成果の概要を述べる。

4.6.1 燃料の健全性限界等に関する研究

過出力条件下での燃料破損限界については、米国との協力で実施したEBR-IIでの運転信頼性試験(ORT: Operational Reliability Test)プログラムにおけるTOP(Transient OverPower)シリーズ試験、フランス等と共同で実施したCABRI炉内試験における低加熱速度TOP試験等の炉内試験データを総合的に分析・評価した。その結果、図4-6に示すように、燃料密度が低い「もんじゅ」燃料(ペレット密度約85%TD、スミア密度約80%TD、TD: 理論密度)は、燃料溶融が生じても破損には至らず高い破損限界を有することを確認するとともに、既往試験データの範囲では破損限界の燃焼度への依存性がほとんどないことを確認した。なお、図中の○記号が「もんじゅ」燃料に相当する低密度燃料のデータ、ピーク燃焼度10%は約10万MWd/tのペレット燃焼度に相当する。

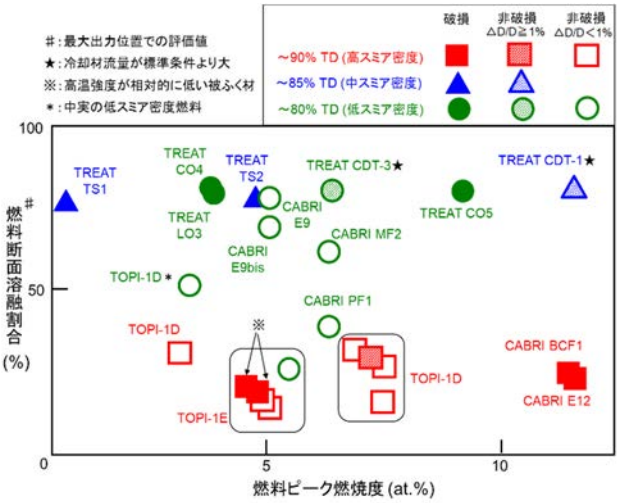
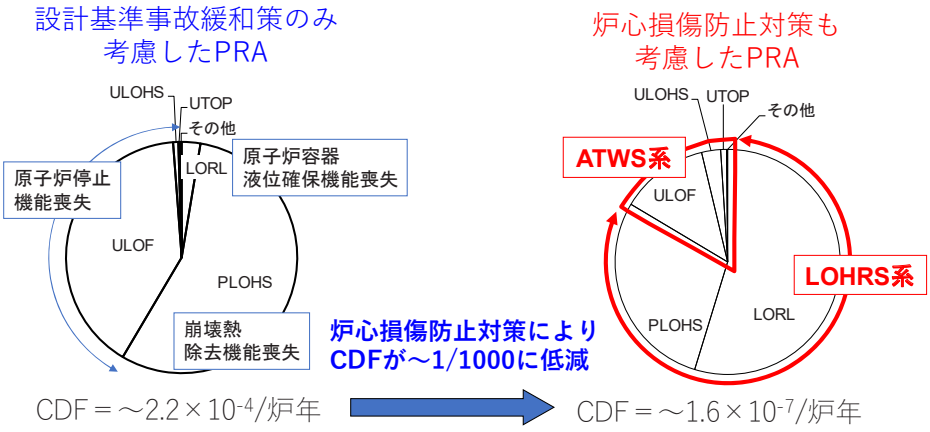


図4-6 種々の設計、燃焼度の過出力炉内試験から得られた破損・非破損データ



ATWS	Anticipated Transient Without Scram　原子炉停止機能喪失系
LOHRS	Loss of Heat Removal Systems　炉心冷却機能喪失系
ULOF	Unprotected Loss of Flow　流量減少時原子炉停止機能喪失事象
UTOP	Unprotected Transient Overpower　過出力時原子炉停止機能喪失事象
ULOHS	Unprotected Loss of Heat Sink　除熱源喪失時原子炉停止機能喪失事象
LORL	Loss of Reactor Level　原子炉液位確保機能喪失事象
PLOHS	Protected Loss of Heat Sink　崩壊熱除去機能喪失事象

図4-5 炉心損傷事故シーケンスグループ(内部事象レベル1 PRAの結果)

除熱低下型事象における燃料破損限界については、温度上昇した燃料被覆管がFPガスの内圧により破損しないように、「被覆管肉厚中心温度を830℃以下」(「運転時の異常な過渡変化」時の判断基準) に制限している。この値は、「もんじゅ」の当初設計の時点で利用可能なデータベースの下限値に十分な安全余裕を持たせて設定したものである。原子力機構では、その後も炉外急速加熱試験の実施により、低温度上昇率の条件を中心に高中性子照射量領域のデータベースの拡充を図ってきた。その結果、**図4-7**に示すように、「もんじゅ」で用いた判断基準が十分に保守的であることを確認した。また、将来的には安全裕度の適正化の検討も可能であることが示唆された。

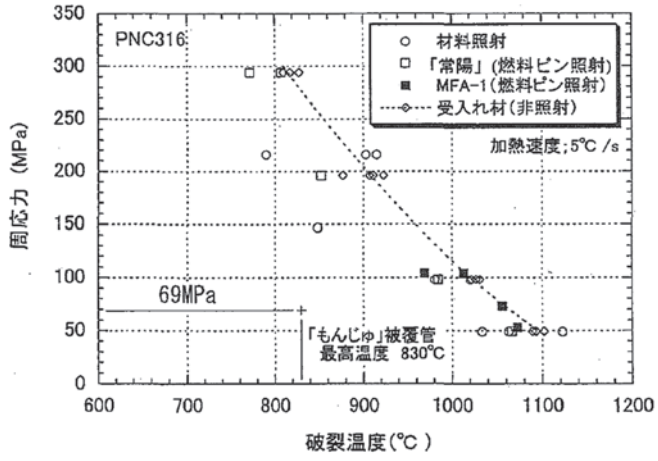


図4-7　被覆管急速加熱破裂強度特性

表4-4　ナトリウム漏えい・燃焼試験の概要

時期*	目的	主な実施項目	回数
1995年以前	プール燃焼	• Na 量、温度、プール面積、酸素濃度等の効果	35
	スプレイ燃焼	• Na 量、温度、漏えい速度、酸素濃度等の効果	51
	コラム燃焼	• Na 量、漏えい速度、酸素濃度等の効果 (一部はプール燃焼と同一の試験)	22
	対策設備実証	• 漏えい Na の流動性、貯留槽の燃焼抑制効果等の個別試験 • 大規模総合模擬試験	6
1996年以後	もんじゅ事故原因究明	• Na 量、漏えい速度、漏えい高さ • 事故の再現実験 (燃焼実験 I、燃焼実験 II)	4
	個別要素試験	• 小規模プール試験 • 気流・湿分影響 • 再発火防止方策 • 液滴燃焼機構の解明	>100

* 1995年12月の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故以前と以後

炉心局所事故に関する研究開発成果としては、「もんじゅ」の安全評価においては補足的な位置付けではあるが、以下が挙げられる。

- 燃料集合体内の熱流動を詳細に解析できるサブチャンネル解析コードASFREを開発し、平板状・ポーラス状の局所閉塞の取扱いを含む評価手法として確立した。
- 国際協力で共同実施又は入手した種々の炉内試験結果を総合して、燃料の偶発的破損から破損伝播、全炉心への拡大可能性を、確率的考察を含めて評価し、局所事故の影響が十分な余裕を持ってCDAに包絡されることを確認した。

4.6.2　ナトリウム漏えい・燃焼に関する研究

「もんじゅ」の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故のように、空気雰囲気の部屋に高温のナトリウムが漏えいすると、空気中の酸素や湿分と反応 (燃焼) し、化学反応に伴う熱及び反応生成物である煙 (ナトリウムエアロゾル) を発生する。ナトリウム漏えい・燃焼に関する現象を定量的に把握し安全解析コードの検証・改良や漏えい対策設備の設計に反映することを目的として、1970年代からナトリウム燃焼試験装置を用いて種々のスケール及び形態の燃焼 (プール燃焼、スプレイ燃焼等) に関する試験研究を実施した。

ナトリウム漏えい・燃焼試験の概要を**表4-4**にまとめるが、小規模な要素実験を含めると200回を上回る試験データベースを蓄積し、燃焼挙動の定量的把握と解析コードの検証・改良に反映した。1995年12月に発生した2次主冷却系ナトリウム漏えい事故を受けて、その原因究明のために実プラントの構造やスケールを模擬した再現実験を実施して、その結果を事故解析に反映した。

ナトリウム燃焼解析コードとしては、米国から導入したプール燃焼及びスプレイ燃焼に関する個別解析コードをASSCOPSとして統合し、前述の燃焼試験データを用

いて、モデルの妥当性検証及び改良を行った（図4-8）。

4.6.3 ナトリウム・水反応に関する研究

蒸気発生器において伝熱管破損事故が起こると高圧の水がナトリウム中に漏えいして熱及び圧力の発生を伴うナトリウム・水反応が生じ、その結果水素と腐食性反応生成物が生成する。ナトリウム・水反応に伴う現象を定量的に把握し、安全解析コードの検証・改良や対策設備の設計に反映することを目的として、1970年頃から4種のナトリウム・水反応試験装置を用いて種々の規模と条件での試験研究を実施した。

4種の試験装置と試験内容の概要を表4-5に示す。小規模試験を含めて計300回を上回る試験を実施した。

最も規模の大きいSWAT-3試験装置を写真4-2に示す。また、図4-9には試験時の同試験装置からの水素ガスの放出・燃焼処理の様子を示す。

伝熱管破損時に生じるナトリウム・水反応領域が隣接伝熱管にジェット状に衝突する際に発生する損耗現象（ウェステージ）が破損伝播の支配的メカニズムであることを確認し、一連のSWAT試験を通じて現象を定量的に把握した。

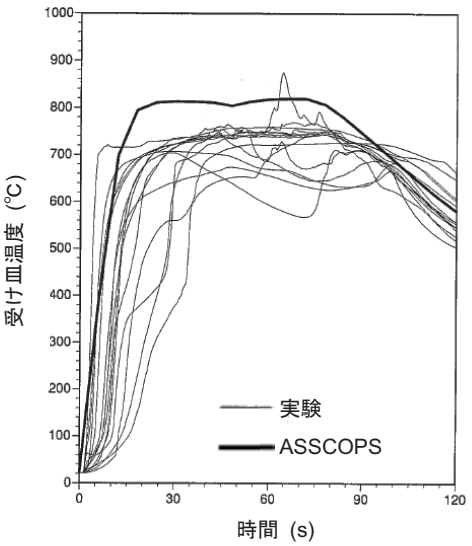


図4-8 ASSCOPSの検証例（燃焼実験Iの解析）

表4-5 ナトリウム・水反応試験の概要

装置	主要目	実施項目	回数
SWAT-1（1970）	もんじゅ蒸発器の約1/8規模	• 大リーク試験 • 圧力開放機能確認 • 中リーク、ウェステージ試験	27 13 32
SWAT-2（1972）	もんじゅ2次冷却系全体を模擬	• 小リーク試験＋ウェステージ試験 • 水素計開発 • セルフ・ウェステージ試験	160 40 8
SWAT-3（1975）	もんじゅ2次系全体を模擬 反応容器は蒸発器の1/2.5	• 大リーク試験 • 破損伝播試験（うち高温ラプチャ試験）	7 11 (3)
SWAT-4（1981）	部分モデル	• 微小リーク試験＋セルフ・ウェステージ試験	29

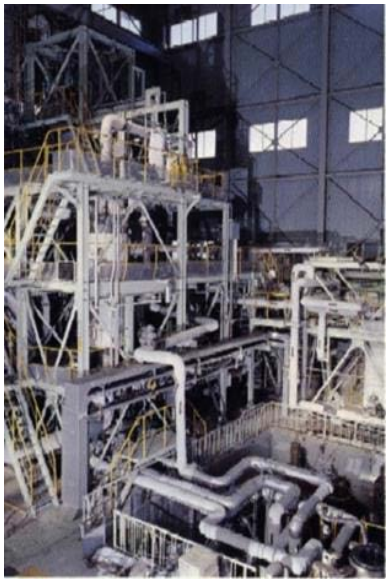


写真4-2 ナトリウム・水反応SWAT-3試験装置

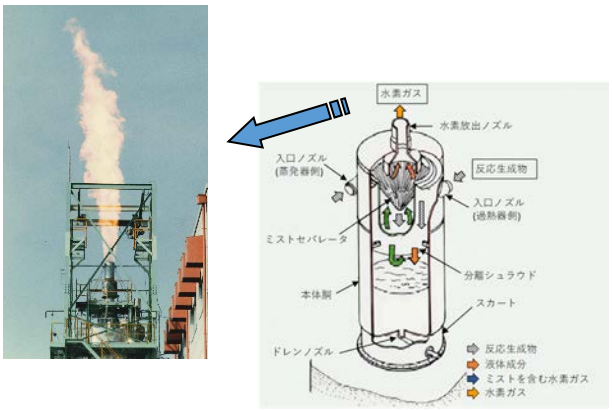


図4-9 SWAT-3試験装置からの水素ガスの放出・燃焼処理の様子

安全評価で想定する最大規模の水漏えい（「もんじゅ」では伝熱管4本相当）に対する大規模漏えい（大リーク）についての試験から、施設の安全性への影響の観点から重要となる短時間の初期スパイク圧と長時間継続する準定常圧についての現象を定量的に把握した。また、安全解析コードの開発と検証を行った。「もんじゅ」の安全評価で使用したSWACSコードによる初期スパイク圧と準定常圧の模擬に関する検証結果の一例を**図4-10**に示す。

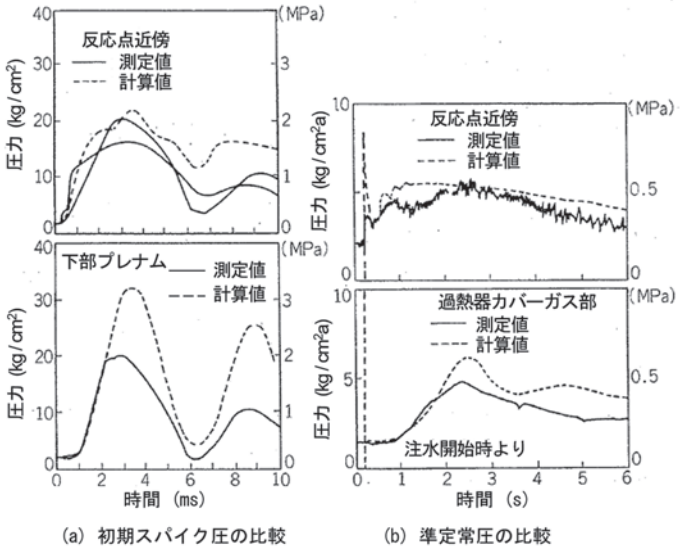


図4-10 SWAT-3試験とSWACS解析との比較

4.6.4 炉心崩壊事故に関する研究

CDAに関する多くの研究の中から、「もんじゅ」において事象推移の高精度での解析を実現する上で重要となった研究成果について述べる。

原子力機構はフランスの試験炉CABRI（**写真4-3**）を用いた国際共同炉内試験プロジェクトに参画し、計63回の炉内試験を実施して、高速炉用の照射済燃料ピンの過渡挙動、破損及び破損後挙動に関する貴重な試験データを取得した。CABRI試験では中性子ホドスコープ（試験燃料から放出される高速中性子を選択的に計測し燃料分布の変化を測定）による高精度の試験計装を実現した。

CDA初期過程の解析コードSAS4Aによる溶融燃料の軸方向分散挙動について、CABRI試験のデータに基づく検証解析例を**図4-11**に示す。

(写真提供：フランスCEA)

写真4-3 CABRI試験炉の外観

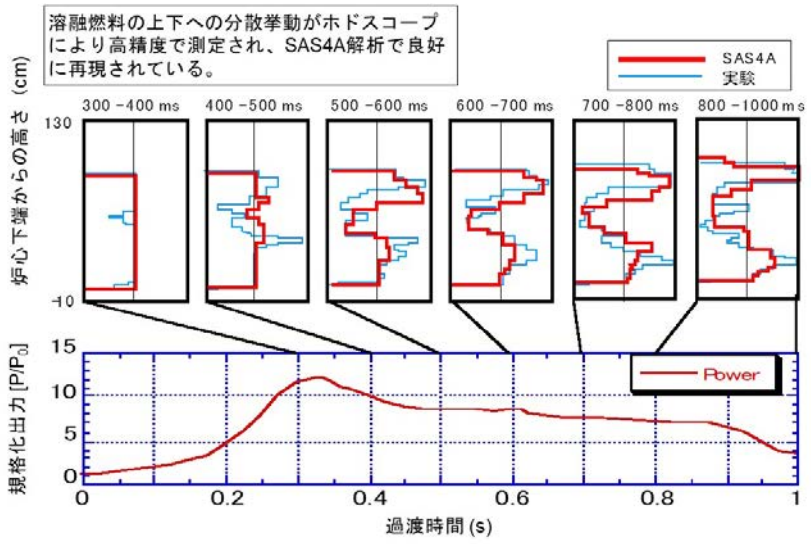


図4-11 CABRI E13試験における燃料分散挙動のSAS4Aによる解析

ラッパ管が溶融して炉心損傷が進展する過程では、炉心物質（燃料、スティール、ナトリウム、FPガス等）の多次元熱流動とこれに伴う空間依存動特性の取扱いが重要となる。この分野では当初は米国から導入したSIMMER-IIを使用したが、その後原子力機構で新たにSIMMER-III（2次元）及びSIMMER-IV（3次元）を開発し（**表4-6**）、CDA時のエネルギー放出の一層現実的な解析を可能とした。

損傷炉心物質の原子炉容器内での安定冷却・保持に関しては、溶融炉心物質挙動試験施設（**写真4-4**）において種々の模擬物質を用いた試験研究を実施して、ナトリウムの優れた伝熱特性により高温溶融物質が効果的に固化して冷却し易い形態で再配置することなどを確認した。

4.6.5 プラント動特性・安全解析コードの整備

「もんじゅ」の安全評価で使用してきたプラント冷却系の動特性解析コードと炉心の核熱安全解析コードを統合するとともに、モデル及び機能を追加して汎用化したモジュール型プラント動特性解析コードSuper-COPDを開発整備した。

Super-COPDの妥当性及び適用性に関しては、設置許可申請書記載の安全評価結果を再現できることを確認するとともに、「もんじゅ」の40%出力までの試運転データや「常陽」で実施した自然循環試験の解析を通じて検証した（**図4-12**）。

表4-6 SIMMER-III/ -IVの高度化モデルの例

	SIMMER-II	SIMMER-III / -IV
開発元	米国LANL	日本JAEA
次元	2 (r-z)	2 (r-z) / 3 (x-y-z)
構造成分数	5	9/15
液体成分数	6	7
速度場数	2	3以上（最大8）
相変化	平衡が基本	非平衡
状態方程式（気体）	簡易式（理想気体）	固体～臨界点（非理想気体）
中性子束	拡散又はTWOTRAN	TWO-/THREE-DANT
その他	―	高精度化、数値的安定、V&V拡充

写真4-4 溶融炉心物質挙動試験施設（MELT試験）

Super-COPDは高速炉プラント設計における動特性解析、運転時の異常な過渡変化や設計基準事故の解析はもとより、シビアアクシデント時の炉心損傷防止対策の有効性評価等の安全評価に幅広く使用できる。

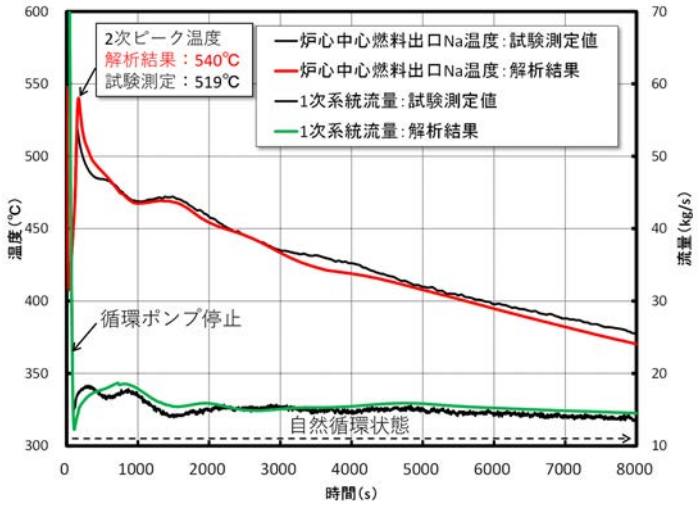


図4-12 Super-COPDによる常陽MK-II自然循環試験（1986年実施）の解析

4.7 事故・トラブルの教訓や新知見の反映

国の法令や規制基準の改正、事故・トラブル事例、新たな研究開発知見を踏まえて、「もんじゅ」の安全性の確認・向上の検討を継続的に実施してきた。

4.7.1 2次冷却材漏えい事故を受けた安全性向上

1995年に発生した2次主冷却系ナトリウム漏えい事故の原因調査及び再発防止策の検討を受けてナトリウム漏えい対策強化等を目的に原子炉冷却系施設の一部の改造を実施した。

- 空気雰囲気下でのナトリウム漏えい燃焼の影響緩和の強化のため、2 次ナトリウム補助設備の充てん・ドレン系を改造してナトリウムの緊急ドレン時間を短縮した。また、漏えい規模の違い及び化学反応の影響を考慮した上で、漏えいナトリウムによる影響を緩和する対策を総合的に講じた。
- 冷却系施設の一部改造の機会に、前述した英国 PFR の伝熱管破損事故を踏まえた評価を行い、「もんじゅ」では高温ラプチャ型の破損伝播は起こり難いとの結論を得た。しかしながら、蒸気発生器伝熱管からの水漏えいの早期検出と水・蒸気の急速な放出により高温ラプチャ型の破損伝播の可能性をさらに低減するために、カバーガス圧力計の多重化、並びに蒸発器入口及び出口の水・蒸気放出弁の追加を行った。

4.7.2 耐震審査指針の改訂と耐震バックチェック

地震学や耐震に関する新知見を反映して2006年に改訂された「耐震設計審査指針」に基づく耐震バックチェックを行った。「もんじゅ」については、設計用基準地震動（水平方向）を設計時の466ガルから760ガル（他に複数の個別模擬地震波を設定）に増加し、建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性を評価した結果、評価基準値を満足し、設備の耐震安全性が確保されることを確認した[4-8]。

適切な耐震裕度の確保については、高さ約100mの排気筒について基準地震動の増加に伴い耐震裕度が低下したため、最上部に地震時の揺れを抑制するダンパを取り付け、支持鉄塔の固定箇所を減らすことにより強度を増加した。また、背後斜面の耐震安全性については斜面表層を排土することにより一層の耐震裕度の向上を図った。

なお、耐震バックチェックの一環として、津波に対する評価を行い、仮に津波水位が海水ポンプの取水限界を超過したとしても、自然循環除熱による炉心冷却は可能であり、施設の安全性は確保されることを確認した。

4.7.3 1F事故を受けた安全性向上

(1) 1F事故を踏まえた安全対策

2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う1F事故の発生と原因究明の進展を踏まえて、全交流電源喪失（SBO: Station BlackOut）などの事態を想定した種々の安全対策を速やかに講じた。

「もんじゅ」の主要設備は標高21m以上に配置されており、津波に対しては強いが、港湾部の海水ポンプ周りや海水取入れ配管の貫通部に対しては止水対策を実施した。また、SBO時には動力源を必要としないナトリウムの自然循環による炉心冷却が可能であり、軽水炉のように緊急時に減圧操作や炉心への注水を行う必要はなく、自然循環除熱への移行に必要な弁操作の信頼性向上や挙動評価を行って安全性を確認した。「もんじゅ」において実施した主な安全対策の概要を図4-13に示す。

(2) 自然循環冷却の安全評価

1F事故の直接の原因は、設計上の想定を大きく上回る規模の大津波の襲来の結果、海水系冷却設備及び電源設備の冠水によるSBO及びヒートシンク喪失の発生によって全ての炉心冷却機能が失われたことであった。そこで、「もんじゅ」を対象として、仮想的な大規模津波の襲来を想定して、炉心及び使用済燃料の冷却性の評価を行った。

炉心の崩壊熱除去に関しては、ナトリウム自然循環の成立条件を検討し、冷却能力

及び流路確保に関わる不確かさを考慮しても、炉心は安定冷却され低温停止に至ること、また、冷却材バウンダリの健全性が確保されることを確認した（図4-14に示すように、冷却材温度は電源や運転員操作に頼ることなく自然に低下する）。

炉外燃料貯蔵槽（EVST: Ex-Vessel fuel Storage Tank）の冷却性についても、ナトリウム自然循環の成立条件を検討し、冷却能力及び流路確保に関わる不確かさを考慮しても、使用済燃料の冷却性及びEVSTの健全性が確保されることを確認した。

燃料池については、水位低下や水温上昇に影響する各種条件についての解析を行った。SBO時にも水の蒸発によって缶詰缶の頂部が露出するまでに2ヶ月以上の時間余裕があり、この間の水温上昇は70℃程度にとどまることを確認した。

以上の安全評価については、外部専門家による検討委員会においてその妥当性の評価を受けた[4-9]。

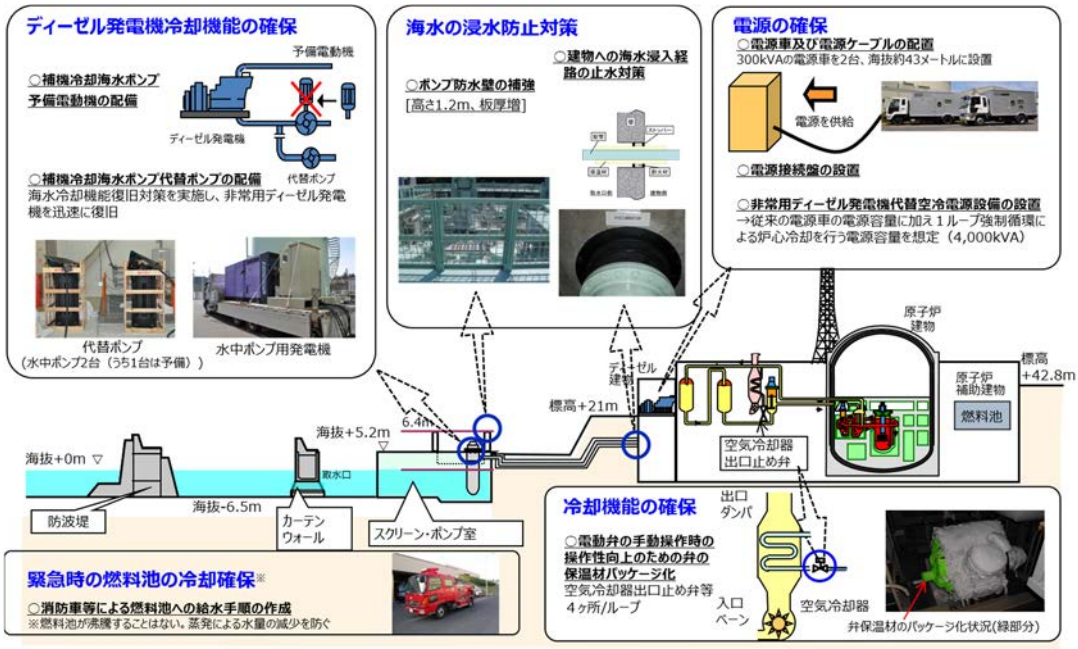


図4-13　1F事故を踏まえた安全対策の概要

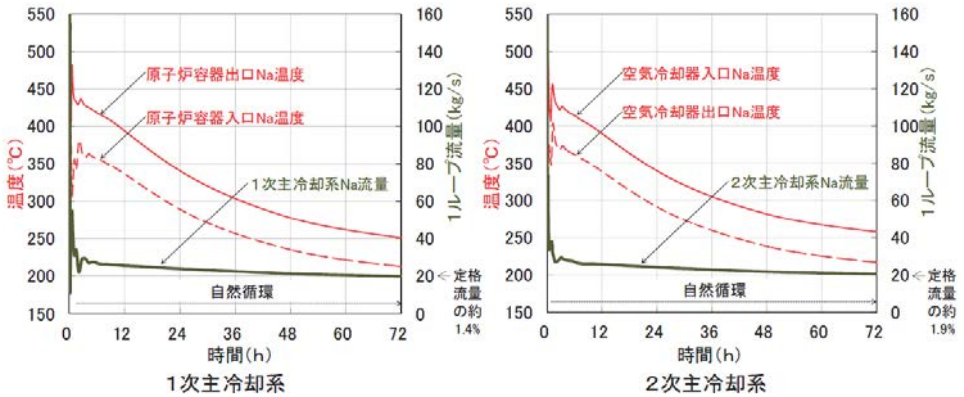


図4-14　SBO時の自然循環冷却の解析

(3) 安全性の総合評価

1F事故を踏まえて、「もんじゅ」の安全性に関する総合評価（いわゆる「ストレステスト」）を実施した。評価対象は、地震、津波、全交流電源喪失及び最終ヒートシンクの喪失であり、これらの事象に対して燃料の重大な損傷に至ることなく耐えられる裕度を確認した[4-10]。結果として、原子炉及びEVSTでは、地震に関しては、基準地震動Ssに対してそれぞれ1.86倍及び2.2倍の裕度があることを確認した。津波に関しては、設計津波高さ5.2mに対して標高21.0mのプラント設置高さレベルまで耐えられることを確認した。また、SBOの継続や、最終ヒートシンク喪失の場合にも、自然循環と自然通風による冷却によって継続的に冷却が可能であることを確認した。

燃料池では、地震については1.85倍の裕度があり、津波については21.0mまで耐えられることを確認した。また、最終ヒートシンクが喪失した場合にも、消防自動車等を利用して給水することによって約300日間以上の冷却が可能であることを確認した。

(4) 新規制基準への対応

1F事故後の「もんじゅ」の運転再開を目指して、原子力機構は軽水炉とは異なるナトリウム冷却型高速炉の安全上の特徴を十分に考慮して、国際的安全基準の動向を踏まえ、科学的合理性をもった安全確保の考え方を整備するとともに、国内外専門家のピアレビューも受けてきた[4-7]。特に、格納容器の過圧破損が支配的となる高圧システムの軽水炉と違って、格納容器破損に至る可能性が実質的に排除できるほど小さいという低圧システムの特徴、損傷炉心を原子炉容器内に収納できる特性や自然循環による受動的な崩壊熱除去が可能な特性を考慮することが重要である。

原子力規制委員会が2013年に制定した新規制基準の適合性審査を受けるために「もんじゅ」においても事前検討を進めたが、2016年末で中止した。

将来我が国において新たな高速炉開発プロジェクトの検討が行われる際には、「もんじゅ」の許認可の実績と経験、「もんじゅ」を通じて高度化を図ってきた安全解析コード及びこれを支える実験データベースはその多くが利用可能である。

—参考文献—

4-1) 原子力安全委員会, 高速増殖炉の安全性の評価の考え方, 1980 (2001, 一部改訂).

4-2) 日本原子力研究開発機構, 高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設原子炉設置許可申請書　添付書類八, 1980 (2006, 変更).

4-3) 佐藤一憲, 高速炉の安全性にかかわるCABRI炉内試験の狙いと主要な成果, サイクル機構技報, No.23, JNC-TN1340 2004-001, 2004, pp.1-11.

4-4) 飛田吉春ほか, 高速増殖原型炉ULOF事象の評価研究－最新の知見を反映した炉心損傷評価－, PNC-TN9410 97-079, 1997, 99p.

4-5) 相澤清人, 動燃における確率論的安全評価（PSA）研究, 動燃技報 No.74, PNC-TN1340 90-002, 1990, pp.43-60.

4-6) 日本原子力研究開発機構, 高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設のアクシデントマネジメント整備報告書, 2008.

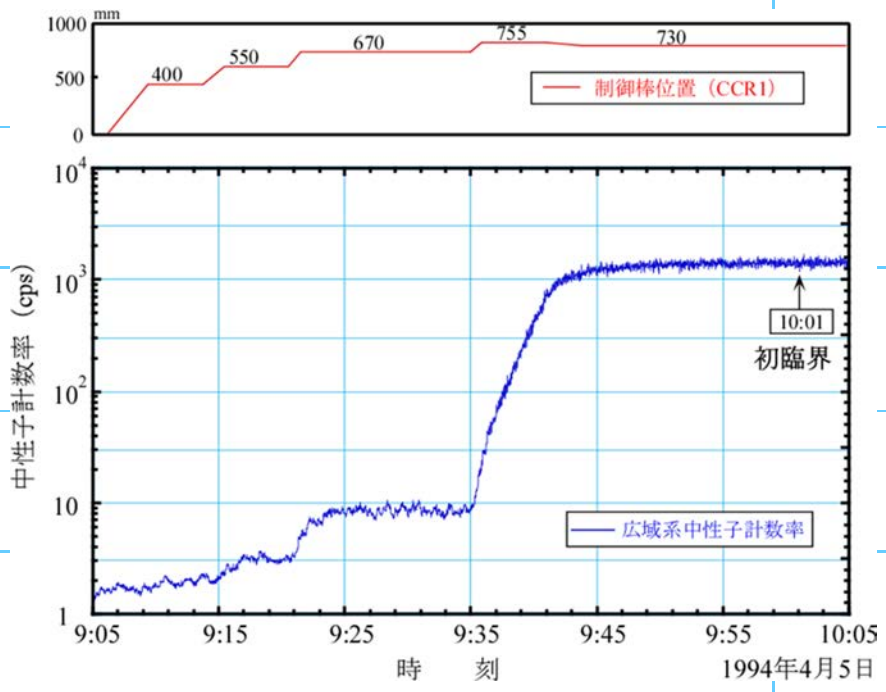
4-7) 日本原子力研究開発機構, 高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方, JAEA-Evaluation 2014-005, 2014, 275p.

4-8) 日本原子力研究開発機構, 高速増殖原型炉もんじゅ「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書(改訂版), 2010.

4-9) 日本原子力研究開発機構, 地震・津波発生時の「もんじゅ」の安全確保の考え方と炉心冷却等に関する評価, JAEA-Evaluation 2011-004, 2012, 132p.

4-10) 日本原子力研究開発機構, 東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価, JAEA-Research 2013-001, 2013, 392p.

5. 炉心技術



○ 高速炉の炉心核設計、炉心熱流力設計、しゃへい設計等の炉心技術を開発し、これらを「もんじゅ」に適用し基本仕様を満足する炉心を設計した。また、「もんじゅ」性能試験において、初臨界、炉物理試験、核加熱試験等を実施し、設計どおりの性能が達成できることを実証した。

○ 核設計では、軽水炉由来の高次化したプルトニウムを含む多様な燃料組成に対応できる核設計手法を開発し、各種臨界実験の解析を通じて検証するとともに、設計値の補正や不確かさ評価に反映した。また、高速炉の炉物理研究にとって世界的にも貴重なアメリシウムを約1.5%含む炉心のデータを取得するとともに、核データライブラリJENDL-4.0の性能の高さを実証した。

○ 炉心熱流力設計については、伝熱流動試験等による検証や設計余裕の設定により合理的な炉心設計手法を構築した。

○ しゃへい設計では、45%原子炉熱出力までの試験でしゃへい特性データを取得し、将来炉の設計に反映し得る技術データを蓄積した。

5.1 炉心核設計

「もんじゅ」炉心は、海外の高速炉においても経験のない高次化したプルトニウムを燃料とした2,000L規模の中型炉心であり、その実現に必要な炉心基本概念・仕様を選定し、自主技術開発を基本としつつ、模擬臨界実験など国際協力を通じた炉物理データの取得にも取り組み、核設計手法の開発を進めた。

5.1.1 核設計の概要

核設計の基本方針は、原子炉停止系の冗長性及び反応度停止余裕の確保、負の反応度フィードバック特性の確保、出力分布平坦化、出力振動の防止、目標とする燃焼度達成等である。この方針の下、炉心の基本構成、反応度制御、燃料交換方法（燃焼度移行計画）等の設計検討を行った。

(1) 基本核設計

① 炉心構成

「もんじゅ」の炉心は、炉心燃料集合体、制御棒集合体、並びにこれらの周囲を囲むブランケット燃料集合体及び中性子しゃへい体等で構成されている（図5-1）。

炉心領域はプルトニウム富化度の異なる2種類の領域からなり、高富化度の炉心燃料集合体を外側に配することにより、出力平坦化を図る。炉心燃料の上下、周囲にはブランケット燃料を配置し、増殖比約1.2の設計目標を確保するとともに炉心外への中性子の漏れを低減する。また、その外側には中性子しゃへい体を配置し、外部への中性子の漏れを低減している。

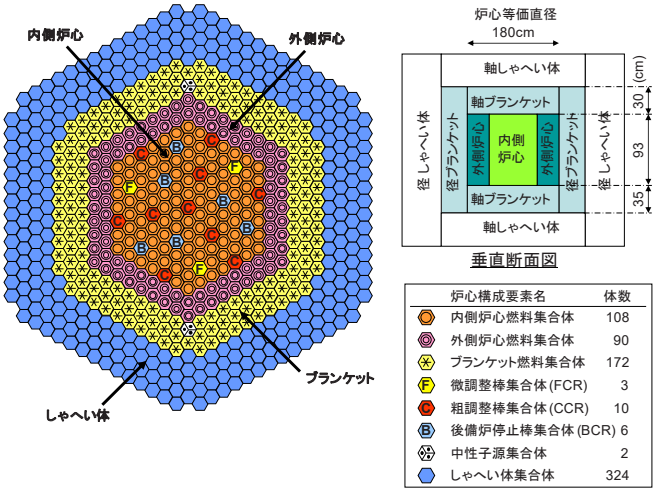


図5-1 「もんじゅ」炉心構成

② 反応度制御

原子炉の反応度制御は制御棒で行う。制御棒は調整棒と後備炉停止棒とに、調整棒はさらに微調整棒と粗調整棒とに分けられ、反応度制御機能と主たる原子炉停止機能を持つ。

制御棒にはヘリウムガスを充てんしたステンレス鋼製被覆管にB_4Cペレットを密封収納したヘリウムボンド型を採用した。制御棒要素19本をクラスタとして保護管に収納し、保護管が案内管内を移動する構造とした（7.2.3参照）。調整棒については、試作段階で実施した炉外での流動試験を踏まえ、保護管の下部に丸い突起物を円周方向に6個配置した防振構造を採用し、出力振動を抑えることとした。

③ 所要反応度と制御能力

主炉停止系の調整棒には7.0%Δk/k以上の反応度価値を持たせるよう設計した。内訳は図5-2に示すように出力上昇や燃焼に伴う反応度低下、反応度解析の不確かさ、制御に必要な微分反応度を確保するための挿入分と余裕代である。余裕代は「もんじゅ」のボイド反応度が一部炉心で正であることを踏まえ、軽水炉よりも0.4%Δk/k大きく設定した。

図5-2 主炉停止系の反応度バランス

④ 低燃焼度炉心、高燃焼度炉心

炉心燃料燃焼度の目標は取出燃料集合体平均で約80,000MWd/t（高燃焼度炉心）としたが、316相当ステンレス鋼の耐スエリング性に関する照射実績を確認するまでの間は約55,000MWd/t（低燃焼度炉心）とした。

- 低燃焼度炉心
  炉心燃料集合体燃焼度（平均/最高）
  55,000 / 64,000 MWd/t
  運転期間　123EFPD*
  燃料交換　4バッチ分散方式
  （約1/4取替/サイクル）

- 高燃焼度炉心
  炉心燃料集合体燃焼度（平均/最高）
  80,000 / 94,000 MWd/t
  運転期間　148EFPD
  燃料交換　5バッチ分散方式
  （約1/5取替/サイクル）

(*: EFPD: Effective Full Power Day)

⑤ 反応度係数及び出力係数

ドップラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数等を評価し、これらの係数を統合した出力係数が全ての運転範囲で負となるように設計した。

⑥ 崩壊熱評価のためのデータ取得

「もんじゅ」の設計開始当初は、プルトニウム燃料用の崩壊熱の情報が利用できなかったため、高速中性子源炉「弥生」で照射試験を実施した[5-1)]。試験では、U-235、U-238、Pu-239の金属箔を照射し、照射サンプルから放出されるガンマ線及びベータ線を測定して崩壊熱の経時変化を求めた。得られたデータは計測誤差5%と高い精度を有しており、「もんじゅ」崩壊熱設計値の検証や不確かさの設定に使用した。

(2) Pu組成変動を考慮した炉心設計

① 高次化Pu組成燃料の本格利用

海外高速炉や「常陽」ではガス炉由来の再処理プルトニウムや濃縮ウランが使用されたのに対し、「もんじゅ」では軽水炉由来の再処理プルトニウムを燃料として使用した。軽水炉由来の再処理プルトニウムは質量数の大きいプルトニウム同位体の比率が高い（高次化してPu-239の比率が低い）ため、軽水炉での燃焼履歴や再処理時期に加え、「もんじゅ」自体の起動時期によっても調達できるプルトニウム組成が変動する。このため、幅広い組成変動に効率的かつ確実に対処する必要があり、以下のように対応した。

- 軽水炉使用済燃料の平均的な組成を基準組成とする。
- 基準組成ベースで設計を行い、実際の組成が明確になった段階で炉心特性を確認する。
- 等価フィッサイル富化度（6.1参照）を導入する。
- 過剰反応度が反応度予測誤差を超えて正側にずれた場合には、径ブランケット領域に固定吸収体を装荷して調整し、負側にずれた場合には、運転期間短縮や出力低下で対応することとする。

② 長期停止を踏まえた設計対応

「もんじゅ」は40%出力試験途中での2次主冷却系ナトリウム漏えい事故により長期炉停止を余儀なくされた。停止は10年超となったことから核分裂性のPu-241（半減期約14年）がAm-241に壊変して、プルトニウム組成が変動し、炉心の反応度が有意に低下した。これに対処するため、新たに装荷する燃料のプルトニウム富化度を増加し、反応度を回復させることとした。

プルトニウム組成の見直しの結果、反応度係数の想定範囲も変化した（図5-3）。例えば、ドップラ係数が小さい方向に広がったが、これはプルトニウム富化度の増加に伴って、中性子スペクトルがエネルギーの高い方へシフトしたためである。反応度係数の見直しに伴う設置変更の審査の過程では、炉定数調整法など最新の知見を取り入れた解析により、核設計手法の妥当性を確認した。

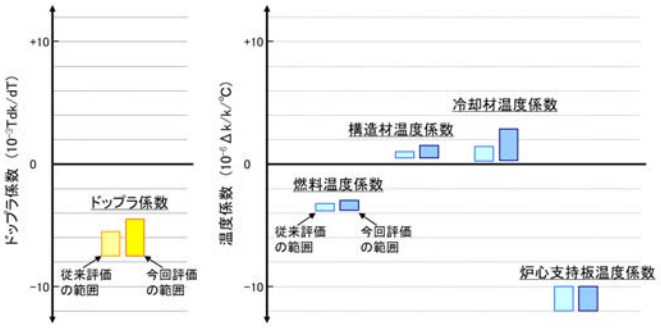


図5-3　組成の見直しによる反応度係数の変化

5.1.2 模擬臨界実験[5-2)]

「もんじゅ」の炉心設計を合理的に仕上げるためには、核特性解析精度の把握と向上が必須であり、様々な臨界実験を実施した。代表的な試験として英国の臨界実験装置ZEBRA（図5-4）で実施したMOZART実験（Monju ZEBRA Assembly Reactor Test）がある。

MOZART実験では、「もんじゅ」の炉心組成、体系寸法、制御棒挿入体系を模擬した3種類の体系を構築し、核特性（実効増倍率、制御棒価値、出力分布、ナトリウムボイド反応度、物質反応度価値等）を測定し、「もんじゅ」の設計手法による計算値と比較することにより、設計手法における補正値設定や不確かさ評価の根拠とした。その他、米国のZPPRや日本のFCAなど他の臨界実験装置でのデータなども加えて総合的に評価した結果、不確かさとして実効増倍率0.6%、制御棒反応度価値5%、出力分布5%（炉心）及び10%（ブランケット）、ドップラ反応度20%、ナトリウムボイド反応度30%程度等のデータを得、「もんじゅ」の炉心設計に適用した。

MOZART実験データは、その後、OECD/NEAのベンチマークデータ集[5-3)]にも登録され、国際的に解析システムの検証等に活用されている。

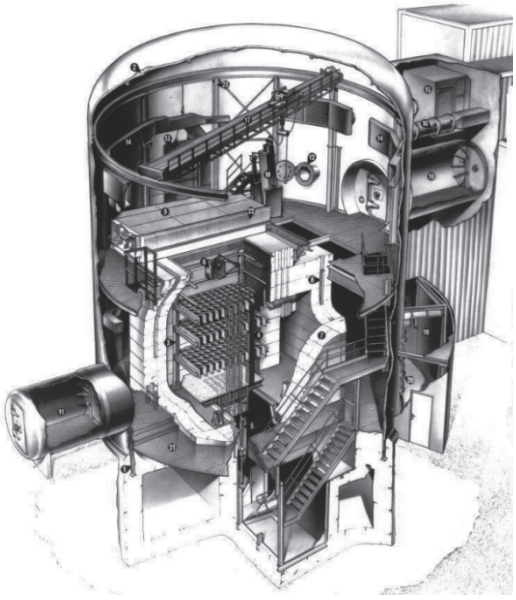


図5-4 ZEBRA臨界実験装置[5-3)]

5.1.3 核特性確認とデータ取得

「もんじゅ」は1994年4月に炉心燃料集合体168体で初臨界を達成した。

開発当初は計算精度も不十分でありMOZART実験や解析手法開発等を実施して精度向上に努め、過剰反応度が予測より大きい場合に備えて固定吸収体6体を準備するなどの対策を講じた上で臨界近接に臨んだ。結果、臨界量は予測どおりとなり、設計精度の高さを実証した。

引き続き実施した炉物理試験や炉心確認試験等では、設計の確認と原型炉の炉心特性データを得ることができた。

特に2010年5月に再開した性能試験での炉心（Core2010）はPu-241の壊変により炉心燃料中のAm-241の含有率が1994年の炉心（Core1994）に比して3倍の約1.5%という、世界的にも先例のない炉心となり（図5-5）、1994年の測定データと比較することにより、Am-241が設計精度に与える影響を把握するなどの貴重なデータを得ることができた。

(1) 核設計の妥当性

「もんじゅ」で取得したデータに基づく設計妥当性確認として、過剰反応度、反応度制御特性（反応度制御能力、反応度停止余裕、最大反応度添加率）、出力係数、温度係数、及び反応率分布データに基づく最大線出力密度等が、核的制限値等を満足することを確認した。

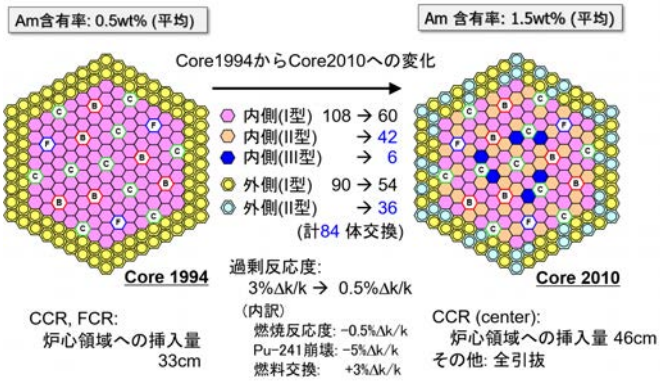


図5-5 Core1994とCore2010の炉心構成

① 過剰反応度、制御棒価値

原子炉を運転していくための余裕としての過剰反応度、制御棒が原子炉を停止する能力である制御棒価値等が核的制限値を満足し、設計どおりの性能を有することを確認した（表5-1）。

表5-1　核的制限値の充足度

（単位：Δk/k）

項目		制限値	測定値	
			Core1994	Core2010
過剰反応度（180℃）		0.057以下	0.031	0.006
反応度抑制効果	主炉停止系	0.067以上[注1)]	0.085	0.074
	後備炉停止系	0.067以上	0.074	0.069
反応度停止余裕[注2)]	主炉停止系	0.01以上[注2)]	0.054	0.067
	後備炉停止系	臨界未満にできること	良	
反応度添加率		主炉停止系 8×10^{-5} Δk/k/s 以下	5×10^{-5} Δk/k/s	5×10^{-5} Δk/k/s

注1）最大反応度価値を有する調整棒(CCR1)1本未挿入の場合
注2）抑制効果-過剰反応度

② 出力係数測定

45%熱出力上昇時の反応度変化を測定し、出力係数が全域にわたって負であることを確認した（図5-6）。

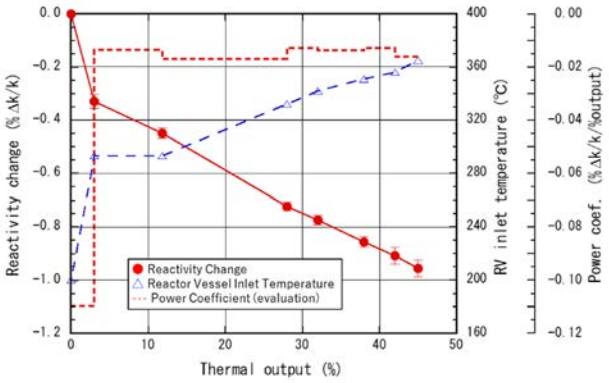


図5-6　出力係数測定結果

③ 等温温度係数

等温温度係数は均一な炉心温度上昇に対する反応度変化量である。冷却材循環ポンプの熱により原子炉の温度を徐々に上昇させ、190℃から300℃に上昇させた時の臨界制御棒位置の変化により反応度変化量を測定し（図5-7）、等温温度係数が負であることを確認した。

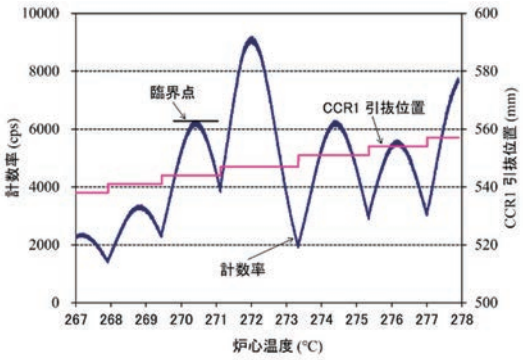


図5-7　等温温度係数測定試験の測定

④ 炉内の出力（反応率）分布

中性子検出箔を内蔵した試験用集合体を用いて、箔の反応率を測定した。

例として、Pu-239核分裂率の径方向分布を図5-8に示す。その他、U-235やU-238の核分裂反応やU-238捕獲反応についてのデータを取得し、解析値と測定値の比（C/E値）を評価し、解析値を補正することにより、定格運転時最大線出力が設計最大値の360W/cm以下であることを評価した。

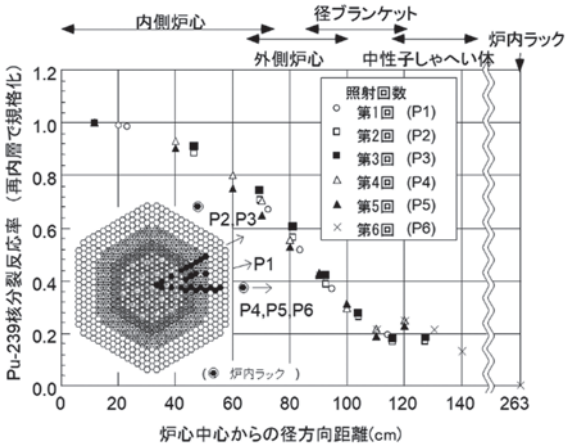


図5-8　Pu-239核分裂反応率の径方向分布測定結果

⑤ 増殖比

設計目標である増殖比1.2を上記の反応率測定に基づいて評価した結果、目標どおりであることを確認した（表5-2）。

表5-2　反応率分布測定に基づく増殖比評価

炉心領域		ブランケット領域	
内側	外側	軸方向	径方向
0.399	0.208	0.217	0.361
0.607		0.578	
1.185			

注）初装荷炉心初期、定格出力運転時の3次元拡散計算解析結果を反応率分布のC/E値で補正して評価

⑥ 設計手法の妥当性確認

図5-9には主要核特性について取得データと設計手法による解析値を比較した結果を示す。両者は設計余裕の範囲内で一致しており、「もんじゅ」炉心設計手法の妥当性を確認した。

(2) 解析手法の高度化

「もんじゅ」設計手法の構築以降も、新たな解析手法の開発・高度化や核データライブラリの改善を図ってきた。例えば、解析コードについては、核反応断面積の共鳴自己しゃへいを超微細群エネルギー構造で処理することにより正確に評価することが可能となった。また、炉心計算も輸送効果を3次元体系で考慮することが基本となってきた。それら新たに開発された手法(詳細解析手法)による解析値を取得データと比較した。

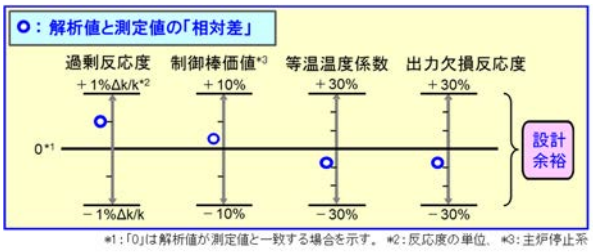


図5-9　炉心設計手法の妥当性確認

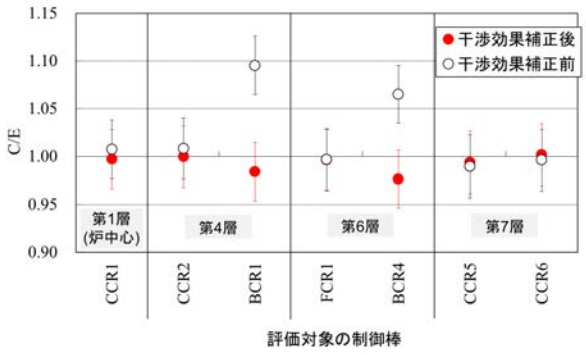


図5-10　制御棒価値の解析値と測定値の比較

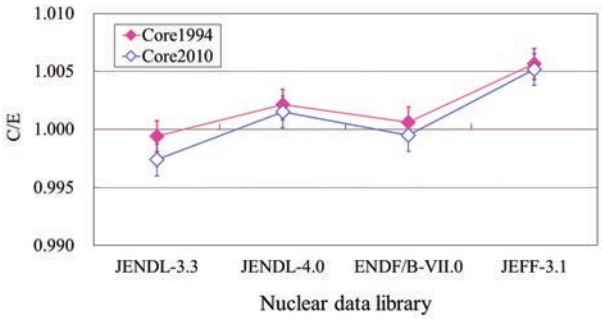


図5-11　実効増倍率の解析値と測定値の比較

図5-10は、Core1994で取得された制御棒価値についての詳細解析手法の解析値と測定値の比(C/E)である。干渉効果(評価対象以外の制御棒挿入により評価対象の制御棒価値が変わる効果)を補正したC/Eはほぼ1.0で測定誤差2%以内に収まっており、干渉効果の評価を含めて高い解析精度が確認できた[5-4]。

図5-11は1994年と2010年の臨界特性についての検証結果である。核データライブラリJENDL-3.3使用時には炉心間で解析精度に0.2%の差異がある。これは主にAm-241の含有量の差異によるものである。その改訂版JENDL-4.0を使用すれば差異はなくなり、Am-241の含有率に依らず、精度良く解析できることが示された[5-5]。

これら詳細解析手法の検証は、実効増倍率、制御棒価値、反応率分布(出力分布)、温度係数、出力係数等の「もんじゅ」で測定した主要な核特性について実施し、いずれも測定誤差内で一致することを確認した。そのいずれもが「もんじゅ」設計手法で導入した「臨界実験データに基づく補正」を適用することなしに得られたことは注目に値する。

なお、炉心出力や温度の上昇に伴う反応度欠損に相当する温度係数及び出力係数の測定は45%熱出力までにとどまり実機データとしては不十分である。しかし、解析精度はそれぞれ5%程度で確認できており[5-6], [5-7]、温度係数や出力欠損反応度の設計上の安全裕度(「もんじゅ」においては±30%)を低減・合理化することが可能である。これも将来の炉心設計の精緻化につながる、「もんじゅ」を用いた研究の大きな成果の一つである。

5.2　熱流力設計

炉心の熱流力設計では、核設計により評価された炉内出力分布に基づき、燃料集合体や制御棒等の炉心構成要素へ配分すべき冷却材流量を決定し、炉心構成要素各部(冷却材、被覆管、燃料)の最高温度を評価した。最高温度評価においては、工学的安全係数に基づく設計余裕を含めた評価を行い、同評価値が熱設計基準値を満足することを確認した。

以下、冷却材流量配分、最高温度評価、及び試運転について特徴と成果を述べる。

5.2.1 冷却材流量配分

(1) 流量配分の特徴

燃料集合体の発熱量は、種類及び炉心内の装荷場所に応じて異なる。冷却材の有効利用やピーク温度抑制のため、燃料集合体の定格出力時被覆管最高温度がほぼ均一となるように流量配分を行う。

冷却材流量は、炉心燃料領域を8つ、ブランケット燃料領域を3つの計11領域（**図5-12**）に区分して設定した。各流量領域の集合体流量を集合体出力とともに**表5-2**に示す。

表5-2 炉心内の流量配分設計値

領域	集合体最大出力（MW）(炉心部 / 含軸ブランケット)	集合体流量 (kg/s)
1	4.58/4.67	21
2	4.34/4.43	20
3	4.12/4.20	19
4	3.82/3.89	17
5	3.65/3.71	16
6	4.12/4.17	19
7	3.35/3.40	16
8	2.96/3.00	14
9	0.858/0.953	4.6
10	0.384/0.432	2.1
11	0.196/0.224	1.0

(2) モックアップ試験による流量配分確認

原子炉容器内の流量配分設計で重要となる

- 炉心燃料集合体をはじめとする各種集合体の圧力損失特性
- 集合体エントランスノズル部と連結管からなる炉心燃料集合体流量調節機構
- 低圧プレナム部の流量調節機構
- 低圧プレナム内流動特性

について、モックアップを製作し、水流動試験により流動特性を把握した。また、これらの圧力損失要素を総合した1/2縮尺モデルによる総合試験を実施して炉内各部の流動状況と流量配分機能を確認し、設計に反映した。

(3) 炉内流量分布の実測

性能試験において集合体流量を特別に用意した流量計測装置を用いて測定し、集合体流量配分の妥当性を確認した。

取得した測定値を計算値と比較した結果、両者は2%以内で一致することを確認し(**図5-13**)、水を用いたモックアップ試験に基づく実機の流量配分設計が適切であったことを実機で直接確認することができた。

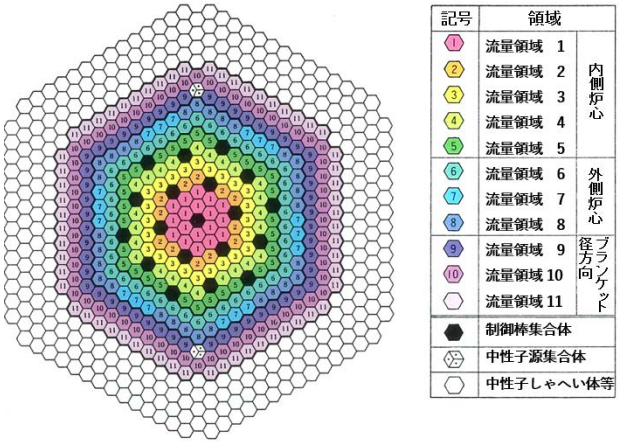


図5-12 集合体の流量領域区分

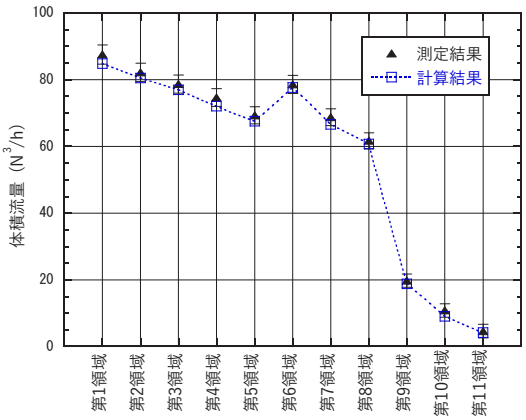


図5-13 流量分布の測定値と計算値の比較

5.2.2 燃料集合体内最高温度評価

(1) サブチャンネル解析による温度評価

定格運転時の冷却材最高温度及び被覆管最高温度の評価は、サブチャンネル解析により行った。

サブチャンネル解析では、燃料集合体内を燃料要素3本で囲まれる三角形流路（サブチャンネル）(**図5-14**) に分割し、入口部の冷却材流量及び温度を与え、エネルギーの保存式を各サブチャンネルについて解く。

その際に必要となるサブチャンネル間の熱移動（熱的混合効果）や流量分布の違い（周辺流れ係数）についてはそれぞれナトリウムを用いた模擬燃料ピン束の伝熱流動試験や水流動試験データを基に決定した。

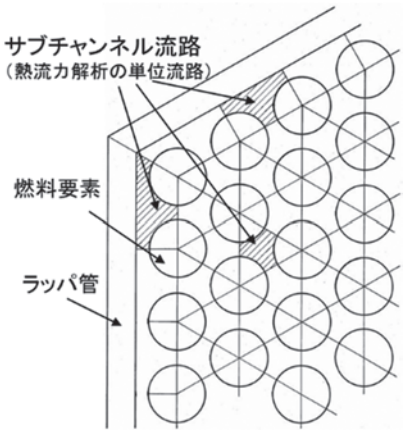


図5-14 燃料集合体内サブチャンネル計算モデル

(2) 燃料最高温度履歴

燃料最高温度の評価は、被覆管・燃料ペレット間のギャップコンダクタンス(Hg)、燃料ペレットの熱伝導度及び組織変化を考慮し、定格出力時及び116%過出力時について行った。

燃料温度履歴については、熱的に最も厳しい炉心燃料要素に着目し、Hgや出力分布の燃焼に伴う変化を考慮して燃料温度の解析を行った。結果の例を**図5-15**に示す。燃料最高温度は寿命初期が最高であり、燃料融点の燃焼に伴う変化を考慮しても、寿命を通して燃料中心温度は融点を下回ることを確認した。

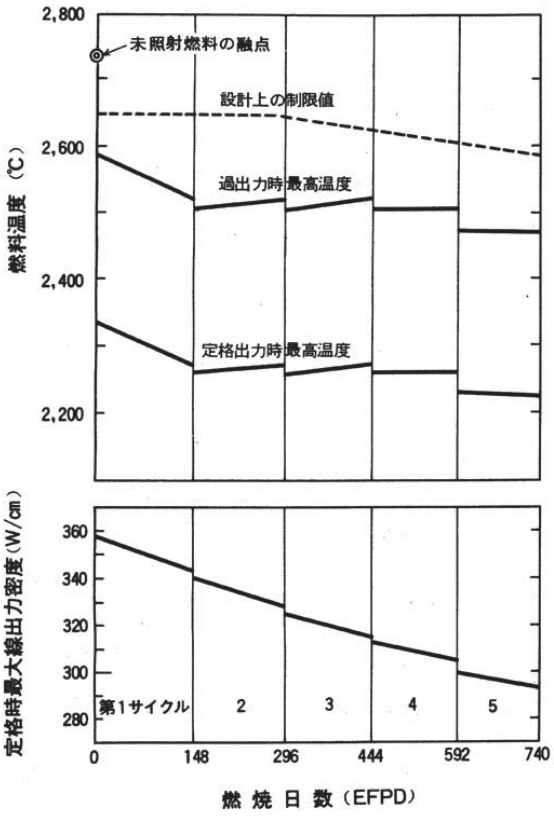


図5-15 燃焼による燃料温度の変化

(3) 工学的安全係数

集合体内最高温度評価においては、製作公差、熱的物性値や出力分布・流量分布の不確かさ、原子炉熱出力の測定誤差の不確かさ等を設計上の裕度（工学的安全係数）として考慮した。出力分布・流量分布の不確かさの評価には、核特性や流動特性のモックアップ試験の結果を反映した。例えば、炉心燃料集合体の工学的安全係数は、燃料体、被覆管及び冷却材に対して、それぞれ1.20、1.26及び1.25となった。

(4) 過出力係数

原子炉運転時の異常な過渡変化時において、出力が過剰に上昇した場合には原子炉をトリップするが、設計上のトリップ設定値と定格出力の比を過出力係数とし、運転操作の余裕や中性子束レベル測定誤差等を考慮して1.16と設定した。工学的安全係数と過出力係数を考慮しても、燃料最高温度が2,650℃以下、被覆管最高温度が830℃以下となるように設計した。

5.2.3 燃料集合体出口温度の実測

「もんじゅ」では、燃料集合体出口温度計として熱電対を炉心燃料集合体全ての出口とブランケット燃料集合体16体の出口に設置している。

40%出力状態でトリップ前後の温度変化の測定値と解析値との比較を図5-16に示す。炉心部（内側炉心IC、外側炉心OC）では集合体出口温度測定値はトリップ前もトリップ後もほぼ平坦な分布であること、ブランケット領域（RB）の温度はトリップ前で約50℃炉心部より低く、トリップ後では、炉心部より若干高くなることを確認した。解析値はその結果を極めて良好に再現できた[5-8]。

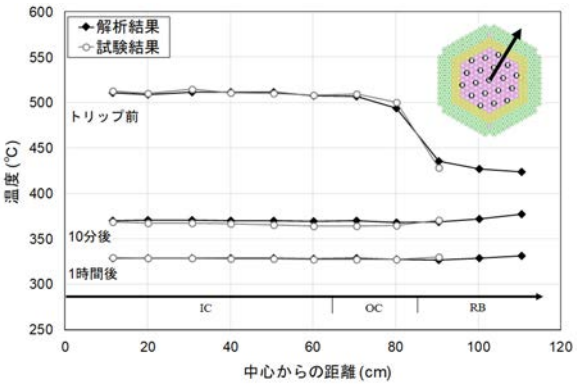


図5-16 原子炉トリップ前後の集合体出口温度の測定値と解析値

5.3 しゃへい設計

中性子輸送理論に基づく計算法を導入し、「もんじゅ」設計への適用を通じて高速炉のしゃへい解析手法の体系を構築した。また、試運転で取得したデータにより設計の妥当性を確認し、合理的な設計裕度評価に資する成果を取得した。

5.3.1 しゃへい設計手法の構築

「もんじゅ」の原子炉回りの中性子しゃへい設計では、中性子計装や構造物照射量の評価に基づき、炉上部の人の立入場所の線量抑制等、中性子の流れを把握して適切な対策を行った。

原子力船「むつ」の放射線漏れが中性子ストリーミングによるものであったことを考慮し、「もんじゅ」のしゃへい設計計算には我が国では初めて2次元Sn輸送計算コードを適用した。適用にあたっては、しゃへい計算に関する専門家の意見を聴取しつつ、「常陽」性能試験データに基づきコードの検証と計算体系に応じたエネルギー群やSn分点数などの入力パラメータの選定を実施した[5-9]。

これを踏まえて、「もんじゅ」では上部方向は炉心からしゃへいプラグ上部、横方向は炉心から主冷却系配管貫通部を経由して中間熱交換器までの中性子の流れ量を計算・評価し、原子炉容器室中間床の設置、配管にB_4C鍔（つば）の取付け、しゃへいプラグのオフセット構造強化等の対策を実施した（図5-17）。これらの計算は、当時の計算機性能においては非常に大規模なものであった。

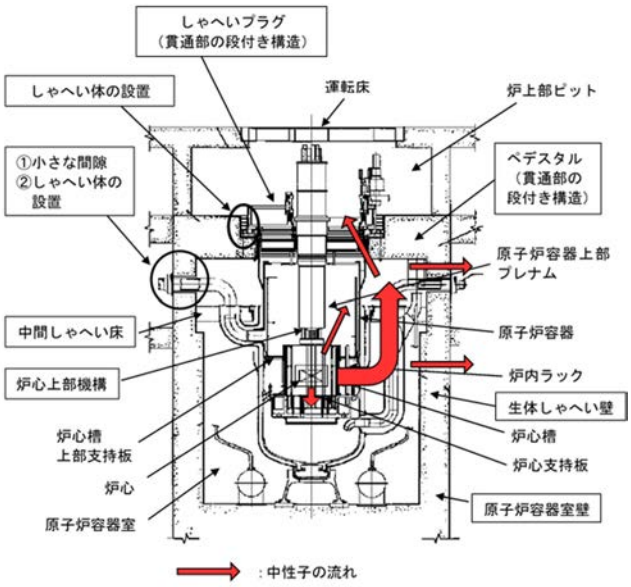


図5-17 原子炉回りの主なしゃへい評価点と中性子の流れ

しゃへい計算では、炉心からしゃへいプラグ上部までの中性子の減衰が約17～18桁に及ぶ大きな減衰範囲を扱う。また、計算体系が対象物依存で材料構成やモデル設定が一律でないことから計算の不確かさの評価が重要になる。適切な設計余裕を確保するために、しゃへい透過試験や計算近似の影響サーベイ等を実施した。これら「もんじゅ」の設計を通じて、Sn輸送計算コードに基づく高速炉のしゃへい計算手法を整備することができた。

5.3.2 性能試験による設計評価[5-10)]

設計の妥当性確認と将来炉のため設計余裕の妥当性を確認するため、炉物理試験及び40%出力試験において原子炉回りのしゃへい性能を測定した。

測定には、試験用集合体に放射化箔等を組み込んだ試験用集合体、原子炉上部プレナム中の中性子案内管に挿入し、上下に可動できるB-10比例計数管、配管しゃへい室や1次主冷却系室に設置した箔、炉上部ピット室でのレムカウンタなどを用いた。

表5-3に示すとおり、原子炉容器回りの設計余裕が適切であること、及びしゃへいプラグ回りの設計が十分に保守的であり、余裕の切り詰めが可能であることを確認した。

表5-3 測定値によるしゃへい設計余裕の評価

評価対象	炉心からの中性子減衰量[注)]	計算値/測定値	評価
原子炉容器位置（炉心中心面）	約7桁	0.4～0.98	設計余裕（ファクタ3）は妥当
炉心支持板	約3桁		
RV室配管室入口 / ペデスタル・しゃへいプラグ間隙下面位置	約11～12桁	0.4～1.3	設計余裕（ファクタ10~20)の切り詰め可能
しゃへいプラグ上面	約17～18桁	検出限界以下	余裕(ファクタ420)の切り詰め可能

注）中性子減衰量は炉心からの高速中性子の値（計算値）

—参考文献—

5-1) 秋山雅胤ほか, ^{235}U, ^{239}Puおよび^{233}Uの高速中性子核分裂による核分裂生成物からのγ線崩壊熱の測定, 日本原子力学会誌, Vol.24, No.9, 1982, pp.709-722.

5-2) 瑞慶覧篤ほか, 高速増殖原型炉「もんじゅ」の模擬臨界実験, 日本原子力学会誌, Vol.18, No.11, 1976, pp.672-684.

5-3) Rowlands, J., The ZEBRA MOZART Programme. Part 1. MZA and MZB ZEBRA Assemblies 11 and 12, International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, ZEBRA-LMFR-EXP-002, NEA/NSC/DOC (2006)1, OECD/NEA, 2008.

5-4) Takano, K. et al., Control Rod Worth Evaluation for the Monju Restart Core, Nucl. Technol., Vol.179, No.2, 2012, pp.266-285.

5-5) Hazama, T. et al., Criticality Evaluation for the Monju Restart Core, Nucl. Technol., Vol.179, No.2, 2012, pp.250-265.

5-6) Mouri, T. et al., Isothermal Temperature Coefficient Evaluation for the Monju Restart Core, Nucl. Technol., Vol.179, No.2, 2012, pp.286-307.

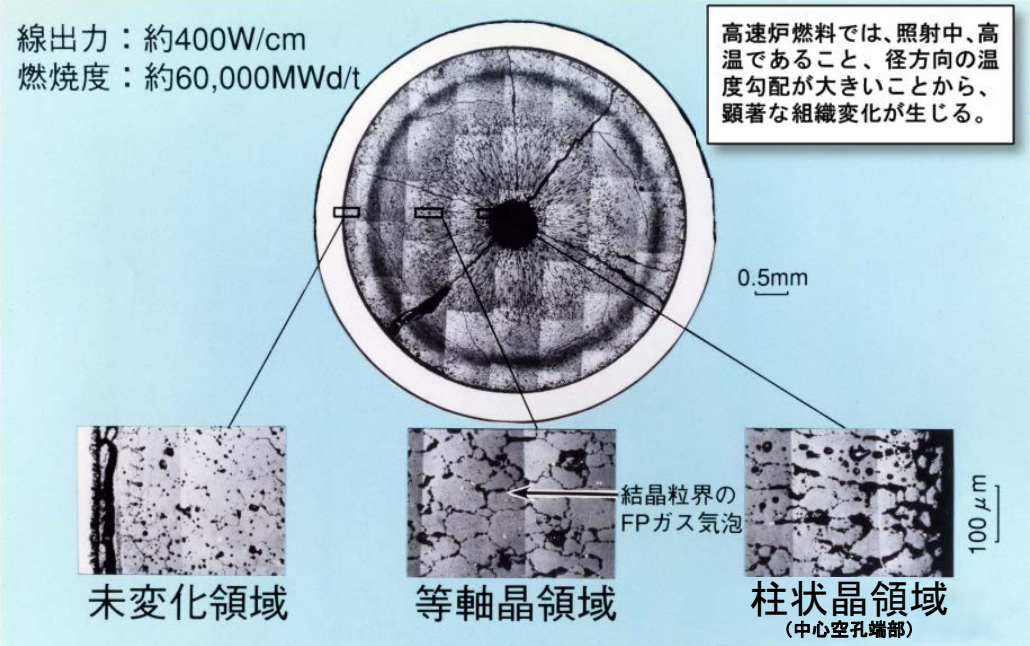
5-7) Taninaka, H. et al, A Refined Analysis on the Power Reactivity Loss Measurement in Monju, Prog. Nucl. Energ., Vol.101, 2017, pp.329-337.

5-8) Mori, T. et al., Validation and Applicability of Reactor Core Modeling in a Plant Dynamics Code during Station Blackout, ICAPP2017, Kyoto, Japan, 2017.

5-9) 高速炉・炉心設計（遮蔽計算）専門委員会, 「常陽」炉体まわり遮蔽解析, PNC-TN253 79-02, 1979, 823p.

5-10) 宇佐美晋ほか, 「もんじゅ」のしゃへい性能試験結果について, サイクル機構技報, No.11, JNC-TN1340 2001-006, 2001, pp.7-18.

6. 燃料・材料



《照射燃料の典型的な組織変化》

○ 「もんじゅ」の燃料設計を通じて、高速炉燃料の燃料温度評価、機械的健全性評価等の設計手法を開発整備し、「常陽」や海外炉での照射試験によりその妥当性を確認した。

○ MOX燃料の物性評価や照射挙動評価に関わる広範な試験を行い、「もんじゅ」燃料の照射挙動解明等に寄与するデータを蓄積した。

○ 燃料物性（融点、熱伝導率等）へのアメリシウムの影響について、新たな試験技術を開発して高精度で定量的に評価し、新知見を得た。

○ 「もんじゅ」の炉心材料として、高温強度と耐スエリング特性に優れたSUS316相当ステンレス鋼を開発した。また、国内外での確証照射試験等によりSUS316相当ステンレス鋼の材料特性に関わる知見を取得、蓄積した。

6.1 高速炉燃料の特徴

「もんじゅ」の燃料は、高い燃焼度を目標としており、「常陽」で培った技術に加えて、高速中性子の高照射量環境に耐え、高温強度を有する炉心材料の開発、高燃焼度燃料を実現するための技術開発、燃料物性や照射性能へのアメリシウムの影響評価、及び設計手法の確立等が必要となった。

高速炉の燃料は、**表6-1**に示すように、軽水炉の燃料と比較して一般的に以下の特徴がある。

- プルトニウム（うち、核分裂性核種: Pu-239、Pu-241）を用いた燃料を使用する。プルトニウム富化度（プルトニウム含有率）及び核分裂性プルトニウム富化度は、軽水炉のプルサーマル燃料よりも高い。
- 核分裂に主に高速中性子を用いることから熱中性子吸収の影響が軽微であるため、被覆管には、ジルカロイ（軽水炉）ではなく、高温での機械的強度に優れたステンレス鋼を用いる。
- 燃焼度が高く核分裂生成物（FP: Fission Product）ガスの生成量が大きく、かつ燃料温度が高くFPガスの放出率も高いことから、燃料要素内ガス内圧を緩和するため炉心高さと同等程度の長いガスプレナムを有する。
- 燃料要素配列ピッチが小さく、燃料要素の接触を防いで冷却材の流れるスペースを確保するため、ワイヤスペーサを用いる。
- 「もんじゅ」のような増殖炉では、炉心の上下領域と炉心径方向の外側領域に二酸化ウラン（UO_2）製のブランケットを設置する。

「もんじゅ」の炉心燃料集合体の構造図を**図6-1**に示す。炉心燃料集合体は、ワイヤスペーサを巻き付けた炉心燃料要素169本を正三角形状に配列して保持し、上部にハンドリングヘッド、下部にエントランスノズルを接合した正六角形状ラッパ管に収納した構造である。また、炉心燃料要素はプルトニウム-ウラン混合酸化物（MOX:

表6-1 高速炉燃料と軽水炉燃料の比較

項目		高速増殖炉（「もんじゅ」燃料の例）	加圧水型軽水炉（17 × 17型の例）		沸騰水型軽水炉（8 × 8型の例）
			ウラン燃料	プルサーマル燃料	ウラン燃料
燃料仕様	炉心燃料材料	PuO_2-UO_2	UO_2	PuO_2-UO_2	UO_2
	核分裂性Pu富化度（wt%）	約16～21	—	8以下	—
	Pu富化度（Pu含有率）（wt%）	約32以下	—	燃料集合体平均: 約4.1wt%ウラン燃料相当以下 ペレット最大: 13以下	—
	U-235濃縮度（wt%）	劣化ウラン	約3.4～4.5	約0.2～0.4	約3.2～3.5
	ペレット外径（mm）	約5.4	約8.05～8.19	約8	約10.4
	ペレット密度（%TD）（TD: 理論密度）	約85	約95	約95	約95～97
	被覆管外径（mm）	約6.5	約9.5	約9.5	約12.3
	被覆管肉厚（mm）	約0.47	約0.57～0.64	約0.6	約0.86
	被覆管材質	SUS316相当ステンレス鋼	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4	ジルカロイ-2
	集合体全長（mm）	約4,200	約4,100	約4,100	約4,470
	集合体中の燃料棒本数	169	264	264	60
	燃料棒配列形式	正三角稠密格子	正方格子	正方格子	正方格子
	スペーサ	ワイヤ	グリッド	グリッド	グリッド
	集合体外郭構造	ラッパ管	なし	なし	チャンネルボックス
使用条件	原子炉冷却材温度（℃）	約397（入口） 約529（出口）	約289（入口） 約325（出口）	約288（入口） 約325（出口）	約287（出口）
	原子炉冷却材圧力（kg/cm²G）	約8	約157	約157	約72.1
	集合体平均最高燃焼度（MWd/t）	約94,000	約55,000	約45,000	約50,000

Mixed Oxide、PuO_2-UO_2）燃料ペレットスタックの上下に軸方向ブランケット用UO_2ペレットを並べ被覆管内に密封した構造である。

炉心燃料合体に用いるプルトニウム原料の同位体組成は、再処理において対象とする軽水炉燃料等の燃焼度及び冷却期間等に応じて変動する。また、半減期14.4年で崩壊するPu-241（娘核種Am-241）を含み、燃料製造から運転までの経過時間によって核的価値が低下する。このため、製造段階でプルトニウム富化度を設定する際に、プルトニウム、ウラン、アメリシウムの各同位体核種の反応度効果をPu-239を基準として換算する「等価フィッサイル法」を用いるとともに原子炉へ装荷するまでのPu-241の経時変化を考慮して原料調整を行うこととした。

なお、「もんじゅ」の当初設計時点での知見に基づき、燃焼に伴う燃料－被覆管機械的相互作用（FCMI: Fuel-Cladding Mechanical Interaction）の影響を緩和するため、被覆管内に燃料ペレットの膨れを吸収する余地を確保することを目的として、85%TDの低密度ペレットを採用した。

6.2 「もんじゅ」の燃料設計

「もんじゅ」の燃料設計では、炉心設計及び動特性解析から得られた設計条件の下で、以下の5つの設計基準に基づいて評価を行う。

- 燃料中心最高温度: MOX燃料の融点未満
- 被覆管ひずみ: 被覆管外径増加が7%以下
- クリープ寿命: 被覆管内圧に起因する引張応力によるクリープ寿命分数和が1 以下
- 被覆管応力: ASMEの基準に準拠して定めた設計許容応力以下
- 累積疲労サイクル: クリープによる累積損傷も考慮して、設計疲労寿命以下

この際、燃料要素に関して、試験で得られた燃料ペレット熱伝導率、ギャップコンダクタンス、FPガス放出率、クリープ破断強度等をモデル化した燃料要素設計コード、応力計算コード群を用いて、燃料中心温度、被覆管応力等の評価を行う。

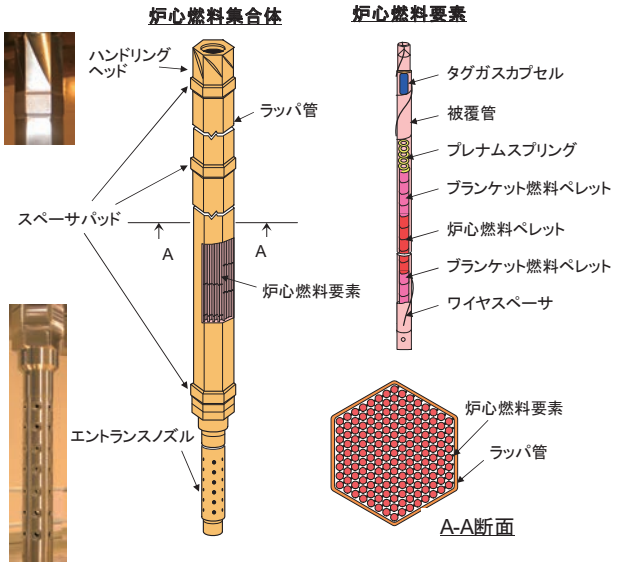


図6-1 「もんじゅ」の炉心燃料集合体の構造図

燃料集合体に関しては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料集合体各部の応力と累積クリープ疲労損傷の評価を行う。また、燃料の輸送時及び取扱い時において、設計加速度6Gを想定して発生する応力に対して燃料集合体健全性を評価する。

(1) 燃料中心最高温度評価

燃料中心温度評価においては、冷却材温度を起点とし燃料ペレット発熱に基づいて伝熱解析を行う際に、高速炉燃料の特徴である燃料ペレット組織変化を考慮する。高速炉用燃料は、燃料温度が高く、温度勾配が急であることから、燃料ペレット内に存在するボイド内での燃料物質の蒸発・凝縮により顕著な燃料ペレット組織変化（等軸晶、柱状晶、中心空孔）が生じる。組織変化の模式図を図6-2に、「常陽」において照射した試験燃料での典型的な金相観察結果を図6-3に示す。このような組織変化は、中心空孔の形成、等軸晶・柱状晶領域の燃料ペレット密度増加による熱伝導率の上昇により、燃料中心温度を下げる効果があり、これを設計に取り入れた。このため、新燃料の装荷後に原子炉を運転開始する際には、この燃料ペレット組織変化を促

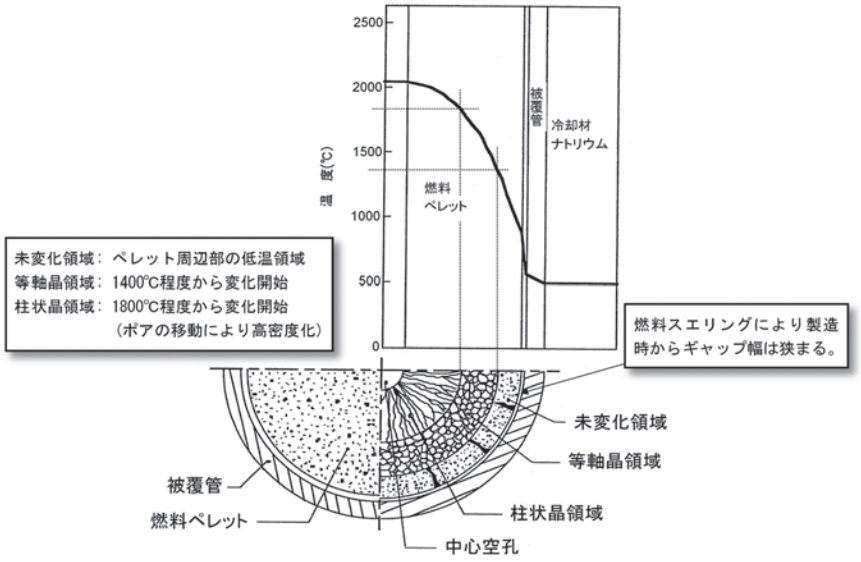


図6-2　燃料温度と組織変化の関係

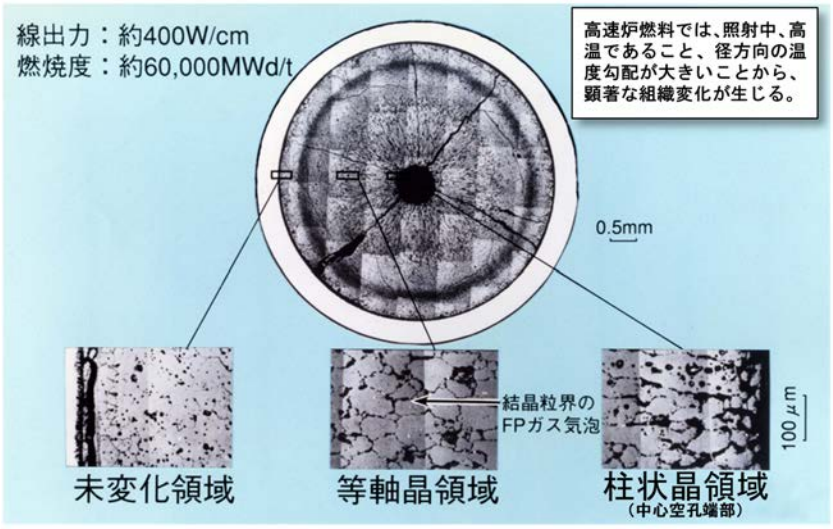


図6-3　「常陽」で照射された燃料での典型的な燃料ペレット組織変化（金相観察結果）

し、さらに、万一制御棒誤引抜き等の異常が起こった場合にも燃料溶融が生じないように、安全保護系の適切な設定を含む原子炉出力上昇計画を作成した。

燃料ペレットと被覆管間のギャップには、製造段階で封入されたヘリウムガスや燃焼に伴うFPガス等が充満するが、その熱伝達（ギャップコンダクタンス）を適切に評価することも主要な課題である。当初の設計では米国EBR-IIで実施された溶融限界線出力試験に基づいて評価したが、その後、「常陽」において、溶融限界線出力照射試験（B5D）及び熱電対を用いた計測線付燃料要素照射試験（INTA-1及びINTA-2）を実施しており、これらの試験結果に基づいてギャップコンダクタンスの知見を再評価し、燃料最高温度を評価する上で従来の設定値が十分に保守的であることを確認した。

「もんじゅ」の燃料設計のために開発した設計コードSIMPLEで評価した燃料ペレット組織変化及び燃料温度評価の検証結果を**図6-4**、**図6-5**に示す。燃料設計では、基準となる計算に対して、出力、冷却材流量等の不確かさ、燃料ペレット等の製作公差等を考慮した工学的な余裕を適切に考慮し、その安全性を確保した。また、2次主冷却系ナトリウム漏えい事故後の再起動

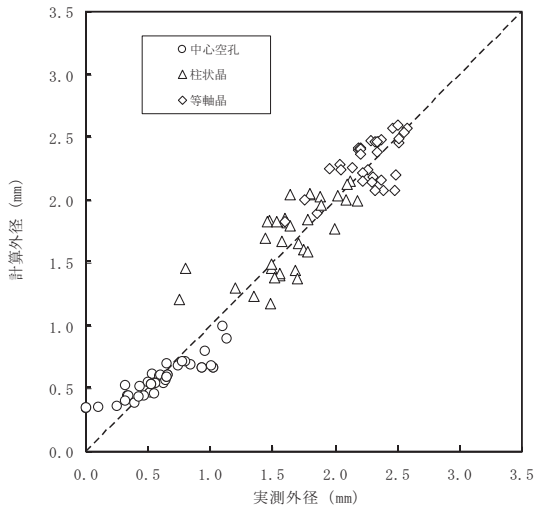


図6-4　燃料設計コードでのペレット組織変化評価

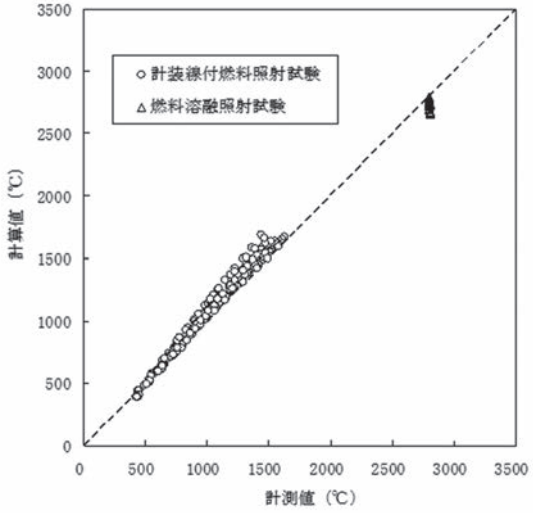


図6-5　燃料設計コードでの燃料温度評価

時には、長期停止中のAm-241の蓄積を考慮して、2wt%程度のアメリシウム含有によるMOX燃料の融点、熱伝導率等への影響を考慮しても燃料溶融防止が図られることを確認した。なお、SIMPLEコードの妥当性に関しては、その後開発した、照射挙動モデルを導入した詳細な燃料挙動解析コードとの比較評価を通じて確認した。

(2) 機械的健全性評価

高速炉燃料は、軽水炉燃料に比べ、燃料温度及び燃焼度が高いため、燃料ペレットからのFPガス放出量が多く、外圧が低いことと相まって被覆管内外圧力差によって被覆管に働く引張応力や被覆管のクリープ変形、破断が課題となる。また、高速中性子照射量が軽水炉燃料に比べて1桁大きく、中性子照射に伴う材料のスエリング(中性子照射に伴う照射欠陥による材料の膨れ) が生じ、これによる過大な変形も防止する必要がある。

「もんじゅ」燃料の機械的健全性評価では、ASMEの基準等を参考にして、種々の要因によって発生する応力を考慮した。特に、クリープ破損防止については、累積損傷則（CDF: Cumulative Damage Fraction）の考え方を採用し、このクリープ寿命評価で重要となるクリープ破断強度について、炉外でのクリープ破断試験データのみならず、ナトリウム環境、高速中性子照射による影響を考慮できる「常陽」での炉内クリープ破断試験データを活用した。

このように、「もんじゅ」の燃料設計を通じて、高速炉燃料での機械的健全性を評価する設計評価手法を確立した。

(3)「もんじゅ」燃料開発のための主要な照射試験

高速炉用燃料の照射挙動の理解や健全性の把握に資するため、多種多様な照射試験を実施した。当初は英国のDFR炉、フランスのRapsodie炉等の国外での照射試験が実施されたが、「常陽」MK-Ⅱ炉心の運転開始以降は、「常陽」での照射試験が主体となった。また、米国との共同研究で実施したEBR-IIの運転信頼性試験（ORT: Operational Reliability Testing）で得られた過渡過出力試験のデータは、2次主冷却系ナトリウム漏えい事故後の再起動時の安全審査での評価に適用した。

以下に、「もんじゅ」の燃料設計に関連して重要性が高い照射試験の成果を示す。

①「もんじゅ」標準型炉心燃料の確性試験(C3M)

C3M試験は、「もんじゅ」炉心燃料要素とほぼ同一の仕様の燃料要素を用いたバンドル照射試験であり、定格最大線出力及びホットスポット温度を「もんじゅ」と同等とし、燃料設計及び燃料製造の妥当性を実証することを主目的に実施した。ペレットピーク燃焼度は「もんじゅ」設計最高燃焼度（130GWd/t）と同等レベルに達しており、照射後試験（PIE: Post-Irradiation

Examination）では金相試験、外径測定、急速加熱バースト試験等を実施した。これらを通じて、「もんじゅ」燃料の高燃焼度までの全体的な健全性を確認するとともに、重要な照射挙動に関わる知見を取得した。

② 高速炉用混合酸化物燃料の溶融限界線出力試験（B5D-1，-2）[6-1)]

B5Dは、高速炉燃料の燃料溶融までの裕度を確認するとともに、燃料温度評価精度の向上を図ることを目的に実施した溶融限界線出力試験である。燃料仕様が溶融限界線出力に及ぼす影響を確認するため、燃料ペレット密度、酸素/金属原子数比（O/M比）、燃料ペレット－被覆管ギャップ幅及びタグガスの有無をパラメータとして照射試験を実施した。B5D-1，-2 両照射試験においては、高線出力状態で10分間保持し、B5D-1では試験用要素4本中3本において、また、B5D-2では24本全てにおいて燃料溶融を達成した。PIEの結果、B5D-2における最大燃料溶融割合は約11%であり、また、最大線出力は約670W/cmと評価された。これらの試験で得られた溶融限界出力データは、「もんじゅ」の再起動時の安全審査での評価に適用した。

③ 計測線付燃料集合体の確性試験（INTA-1）

計測線付燃料集合体（INTA: Instrumented Test Assembly）の概要を図6-6に示す。INTA-1試験の目的は、計測センサ等の照射下での適用性を確認するとともに、「もんじゅ」燃料仕様の燃料温度の経時データを取得し、設計手法の検証及び燃料挙動解析コードの改良に資することであった。また、INTA-2では、太径（外径7.5 mm）の被覆管を用いて、将来の大型炉燃料設計用の基礎データの取得を目的とした。両試験において直接測定された燃料温度データは、上述のB5Dの溶融限界線出力データとともに、燃料設計においてギャップコンダクタンスの評価に適用した。

④ EBR-II ORT試験[6-2), 6-3)]

高速炉用燃料の運転時の信頼性を確認することを目的に、日米共同研究として、EBR-IIにおいて酸化物燃料を用いたORTプログラムを実施した。ORTプログラムは、過渡過出力試験（TOP: Transient OverPower）、破損燃料継続照射試験及び定常照射試験から構成される。また、「もんじゅ」燃料を主対象としたPhase-I（1981年～1988年）と大型炉燃料等を念頭においたPhase-II（1987年～1995年）に分けられる。TOP試験の一つである単一過渡過出力試験（TOPI試験）では、「もんじゅ」仕様の燃料要素を対象に90%以上の過渡過出力（ピーク線出力770W/cm）においても燃料の健全性が確保できた。また、繰返し過出力試験（TOP-4試験）からは、繰返し過出力による燃料健全性への影響は小さいことが示された。

このように、「常陽」や海外炉で実施された各種の照射試験は、「もんじゅ」の燃料設計の妥当性及び燃料健全性を実証するとともに、今後の高速炉開発の基盤を構築するものであった。

なお、「もんじゅ」で燃焼させた燃料のPIEデータの取得が期待されたが、定格出力運転を経験することなく廃止措置に移行することとなった。

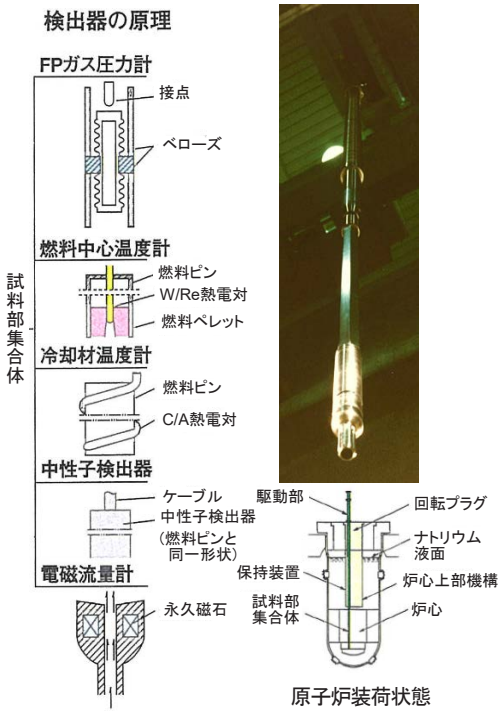


図6-6　計測線付燃料集合体（INTA）の概要

6.3 MOX燃料の燃料物性の研究

我が国におけるMOX燃料の物性研究は、MOX燃料の状態図作成及び基礎物性値の取得（O/M比測定、X線回折、金相試験、並びに融点、熱拡散率、熱膨張率等の熱物性研究）に始まり、その後、照射中のMOX燃料の物性評価や照射挙動評価に関する研究が行われた。これらの研究成果を基礎として、国内外の高速炉燃料に関連する物性データを広範囲に収集・評価し、物性データ集を作成し、「もんじゅ」設計評価式の作成に活用した。

当初の「もんじゅ」の設計以降、物性測定技術の革新が進んだこと、及び高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減のため、長寿命のマイナーアクチニド（MA: Minor Actinide）を高速炉で燃焼させることが指向されたことを受け、物性研究においても、測定データの信頼性及び精度を向上させること、及びMA元素の影響を定量的に評価することが重要となった。

MOX燃料の結晶は蛍石型構造を有しており、酸素が過剰な領域（O/M比2.0超）も不足する領域（O/M比2.0未満）も広く安定に存在できる。一方、O/M比の僅かな変化が燃料物性を大きく変化させるため、物性値の測定精度の向上を図るにはO/M比を高精度に制御することが求められた。また、「もんじゅ」の長期間の停止により、燃料中にはアメリシウム蓄積が生じたため、再起動に向けた安全審査のためには、熱伝導率、融点など物性値についてアメリシウムの影響を評価することが不可欠であった。そこで、測定雰囲気中の酸素分圧を制御することでMOX燃料のO/M比を精度よく制御できる技術を開発するとともに、アメリシウムを含有した燃料の融点及び熱伝導率の測定を実施した。その他、酸素ポテンシャル、熱膨張率、酸素拡散係数等の多様な高温物性測定を実施した。

以下に、代表的な燃料物性である融点と熱伝導率に関わる研究成果を示す。

(1) 融点

従来、MOX燃料の融点測定においては、試料をタングステンカプセル中に真空封入して加熱し、サーマルアレスト（温度上昇の停滞現象）から融点を決定する方法が採られてきたが、原子力機構は、この方法によるMOX燃料の融点測定では、プルトニウム富化度の高い領域においてタングステンカプセルとMOX試料の反応が起こり、融点を正確には決定することができないことを見出した。そこで、図6-7に示すように、MOX試料との反応が起き難いレニウム容器を内側容器として用いるという新たな測定技術を考案した。この技術により、プルトニウム富化度が20wt%を超える

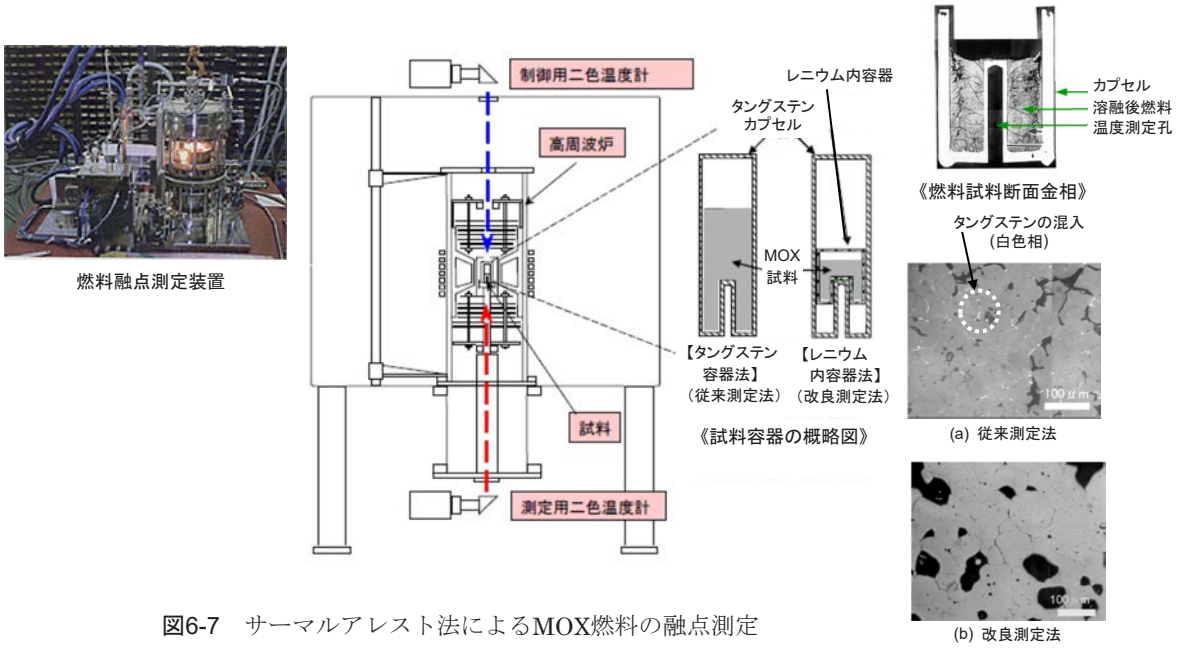


図6-7　サーマルアレスト法によるMOX燃料の融点測定

MOX燃料においても、カプセルと試料の反応を抑制しながら正確に融点を測定することが可能となった。これにより、図6-8に示すように、プルトニウム富化度40wt%のMOX燃料の融点は、従来のデータより約100K高いことを明らかにした。また、図6-9には、融点に及ぼすアメリシウムの影響を示す。アメリシウムの含有により融点は僅かに低くなる傾向が観察され、融点の低下は、1wt%のアメリシウム含有で4 K程度であった。

(2) 熱伝導率

MOX燃料の熱伝導率に関わる初期の研究は、中心加熱法によって評価されたが、この方法はデータのばらつきが大きいため、その後、レーザフラッシュ法により熱拡散係数を測定する方法が採用された。

熱伝導率のO/M比依存性を図6-10に示すが、O/M比が低下するほど熱伝導率は低下することが確認できる。また、図6-11にMOX燃料の熱伝導率に及ぼすアメリシウム含有の影響を示す。アメリシウムの含有は、熱伝導率を大きく低下させる可能性が懸念されたが、熱伝導率の低下はO/M比の変化に起因しており、アメリシウムの含有による低下は限定的で、燃料の熱設計に大きく影響しないことが確認できた。

6.4 高性能のSUS316相当ステンレス鋼の開発

被覆管には650℃～700℃の高温でFPガスによる内圧に長期間耐え得る高温強度が要求されるとともに、燃料ペレット（燃焼に伴う余剰酸素生成、FP蓄積の影響を含む）及び高温ナトリウム環境との優れた共

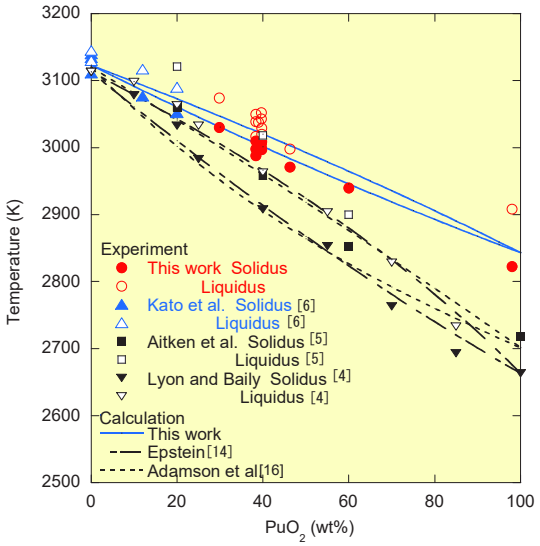


図6-8 UO_2-PuO_2系の融点[6-4)]

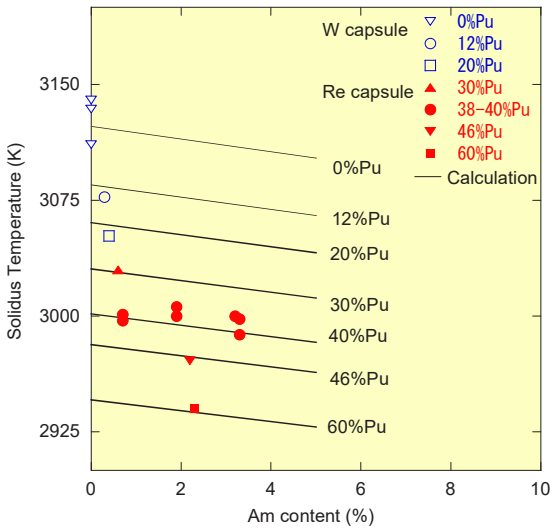


図6-9 融点に及ぼすAmの影響[6-4)]

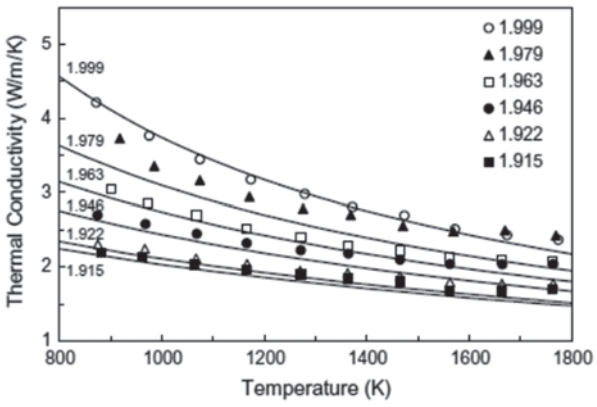


図6-10 熱伝導率のO/M比依存性[6-5)]

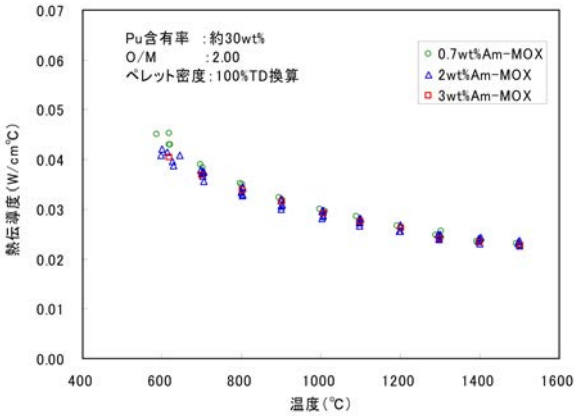


図6-11 熱伝導率に及ぼすAm含有の影響[6-6)]

存性が必要となる。また、高速中性子の高照射量環境下では、被覆管及びラッパ管のスエリングや照射クリープ（応力増加がない状態でも生じる中性子照射によるひずみの増加）による変形を制限して、燃料集合体の除熱を確保するとともに燃料集合体の炉心からの引抜性を確保することも重要となる。高速炉用被覆管及びラッパ管の材料としては、従来から高温構造用材料として多くの実績を有するオーステナイト系ステンレス鋼のSUS316を選択し、「もんじゅ」へのSUS316の適用に際しては、鉄鋼メーカ、研究機関、大学等の協力を得てSUS316の改良を重ね、より高温強度と耐スエリング特性に優れたSUS316相当ステンレス鋼（316相当鋼）を開発した[6-7]。

316相当鋼の開発に際しては、SUS316のJIS規格では不純物扱いであるチタン（Ti）、ニオブ（Nb）、リン（P）、ホウ素（B）を規格の範囲内で微量添加することや冷間加工度を20%に増加させることにより、高温強度や耐スエリング性の改善を行った。ここで、チタンとニオブの添加は、使用中に（Ti, Nb)C の複合炭化物を形成して高温強度の改善に有効であるため、不純物範囲の上限に設定し、また、リンとホウ素の添加は、炭化物の微細分散に効果があるが、過剰の添加は溶接性を損なうため、最適値に設定した。高性能炉心材料の開発と照射後試験による挙動評価等を担った大洗工学センター照射材料試験施設（MMF: Materials Monitoring Facility）を**写真6-1**に示す。

写真6-1　照射材料試験施設（MMF）

以下に、316相当鋼の確証照射試験実績と材料特性に関して得られた知見を示す。

(1) 316相当鋼の確証照射試験実績

316相当鋼の照射試験及び照射後試験の工程を**図6-12**に示す。

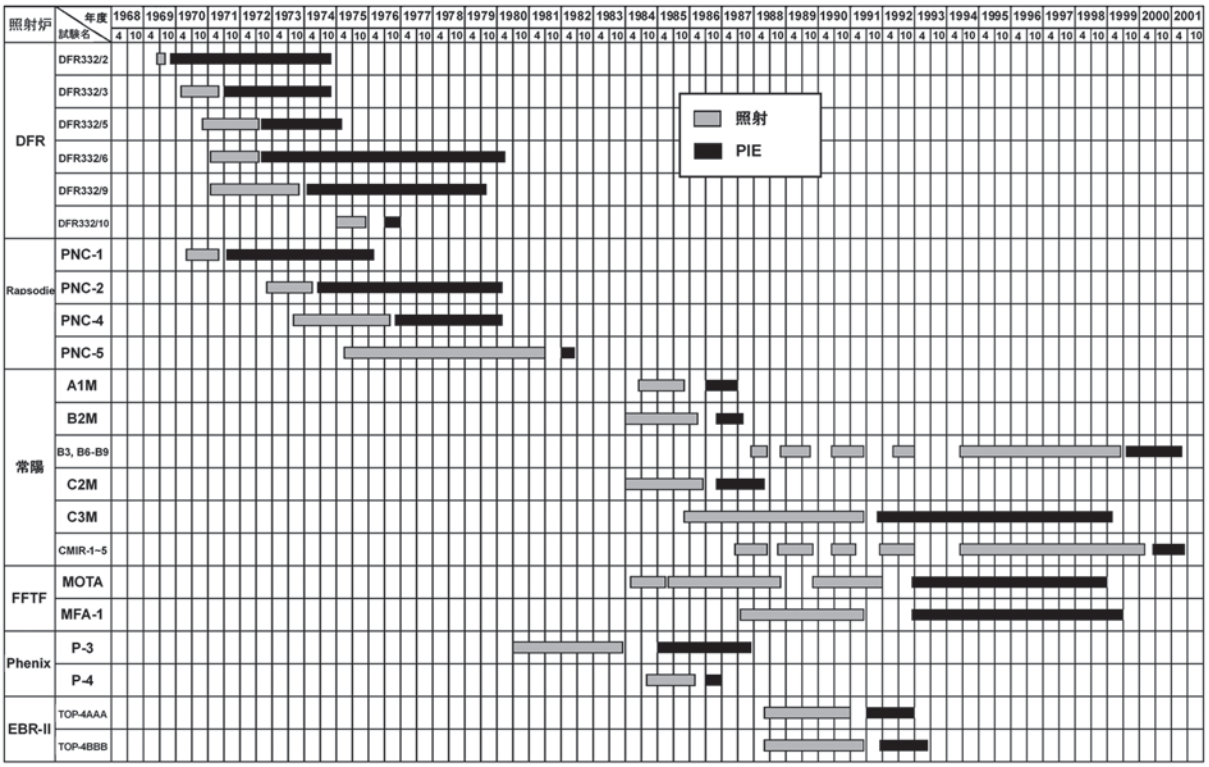


図6-12　316相当鋼の照射試験及び照射後試験工程（実績）

「もんじゅ」燃料の設計最高燃焼度は、燃料集合体最高94GWd/t（取出燃料集合体平均約80GWd/t）、燃料要素最高98GWd/t、ペレット最高130GWd/tで、高速中性子設計最大照射量は2.3×10^{23}n/cm^2（E > 0.1MeV）である。ただし、「もんじゅ」の当初の原子炉設置許可（1983年）では、その時点での被覆管材料の照射実績が限定されていたことから、316相当鋼被覆管の高速中性子照射量2.3×10^{23}n/cm^{2}までの耐スエリング性の照射データが得られるまでの間は、燃焼度を燃料集合体最高64GWd/t（取出燃料集合体平均約55GWd/t）に制限することとし、照射データを蓄積する計画とした。

被覆管（316相当鋼）のスエリングは照射量に強く依存するため、燃料要素最高燃焼度98GWd/tに相当する高速中性子照射量（2.3×10^{23}n/cm^2）までの照射による健全性確認が必要となる。被覆管材料照射については米国FFTF炉を用いた材料照射試験（MOTA）により高速中性子照射量約3.0×10^{23}n/cm^{2}までのデータを取得した。燃料要素照射及び燃料集合体照射については、「常陽」MK-II炉心（C3M試験）で約1.8×10^{23}n/cm^{2}までの実績を得ており、また、FFTF炉のMFA-1試験では、316相当鋼被覆管を使用した燃料要素を目標照射量に近い2.1×10^{23}n/m^{2}まで照射して、健全性を確認した。

(2) 照射316相当鋼の材料特性

① スエリング特性

被覆管材の高速中性子照射試験では、試験片形状の材料照射試験だけではなく、燃料要素、燃料集合体での照射試験を実施した。FFTF炉で燃料集合体照射された被覆管のスエリング量を材料照射被覆管の結果と比較して**図6-13**に示す。これより、材料照射に比べて燃料集合体照射試験等では相対的に低い照射量でもスエリングが始まることが認められ、高速炉用炉心材料の材料特性に関しては、実機条件に則した照射試験での確認が必要であることが示唆された[6-8]。このような差異が生じる原因は、燃料集合体照射では、照射中の温度変化等によってスエリングを促進する析出物の早期生成と、逆にスエリングを抑制するリン化物の早期消失といった析出物の安定性と密接に関連していることが明らかになった。この知見は316相当鋼の材料仕様の改善に反映した。なお、**写真6-2**に、材料の微細組織や結晶構造像の観察、及び材料の元素分析に供した電界放射型透過電子顕微鏡（FE-TEM）を示す。

② 機械強度特性

316相当鋼の機械的強度特性については、まず、炉外・大気中での多様な温度条件で取得した幅広い試験データを基に評価し、さらに炉内でのナトリウム環境効果及び高速中性子の照射効果を考慮して評価した。

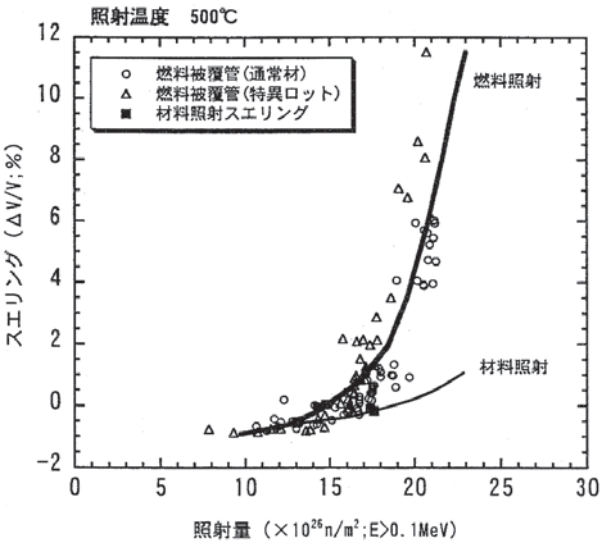
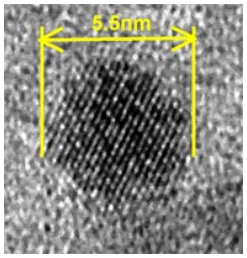


図6-13　材料照射と燃料照射のスエリング挙動比較[6-8]



[結晶構造観察]

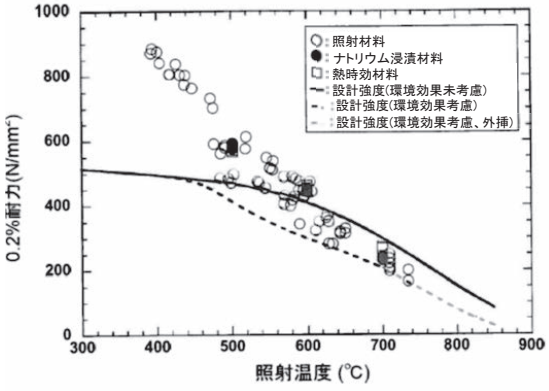
写真6-2　電界放射型透過電子顕微鏡（FE-TEM）による組織観察

高速炉では冷却系の圧力が低く、燃料要素内圧が高くなるために被覆管内外圧力差が大きくなり、また、高温環境下にあるため、被覆管のクリープ損傷に対して十分な配慮が必要になる。これらを踏まえ、316相当鋼の開発においては、MOTA試験に供した内圧封入型試験片を用いてFFTF炉でのクリープ破断試験を実施し、実機環境下でのクリープ強度データを取得した。この際に、冷間加工で与えていた転位の回復、金属炭化物析出物の粗大化が中性子照射によって促進されること、クリープ強度を高めていた微量元素（B、P等）がナトリウム中へ溶出することなどから、炉内でのクリープ強度は、大気中でのクリープ強度に比べて低下する傾向を確認した。燃料設計においては、これらの効果を環境効果として安全側に考慮した。

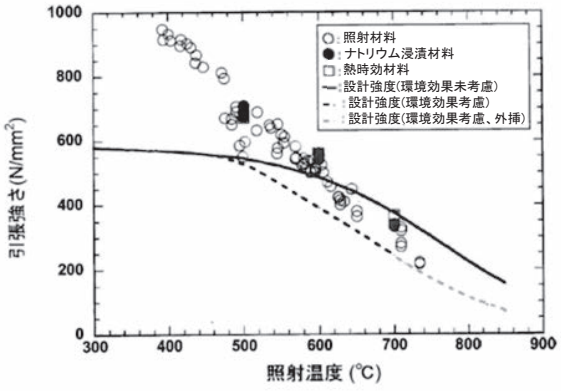
同様に、引張強さ、0.2%耐力等の、いわゆる短時間強度については、大気中強度データに加えて、材料照射試験後の試験片を用いた強度データや、燃料要素照射試験の照射後試験において燃料ペレットを取り出した被覆管試験片を用いた強度データを取得した（**写真6-3**）。**図6-14**に各種環境効果を含む316相当鋼の0.2%耐力及び引張強度の測定データを示す。

大気中強度データに基づく強度評価式に比べて、照射環境及びナトリウム環境の影響を受けた材料の強度は、低温側では照射硬化の影響で増加し、高温側では炭素の溶出等による影響で低下する。しかしながら、316相当鋼の短時間強度は、高速中性子照射量2.1×10^{23}n/cm^{2}までの範囲において顕著な低下は示されず、設計上考慮する範囲内にあることを確認した。

以上のように、「もんじゅ」用に開発された316相当鋼は、被覆管材等として、耐スエリング性、クリープ破断強度、短時間強度等について、いずれも十分な性能を有することを炉外試験だけでなく、炉内での材料照射試験及び燃料要素・燃料集合体照射試験を通じて確認した。



(a) 0.2%耐力の温度依存性



(b) 引張強さの温度依存性

図6-14　316相当鋼照射材料の引張試験結果
(温度依存性)

写真6-3　引張試験機

—参考文献—

6-1) Inoue, M. et al., Power-to-Melts of Uranium-Plutonium Oxide Fuel Pins at a Beginning-of-Life Condition in the Experimental Fast Reactor JOYO, J. Nucl. Mater., Vol.323, No.1, 2003, pp.108-122.

6-2) Tsai, H. et al., Behavior of Mixed-Oxide Fuel Elements during an Overpower Transient, J. Nucl. Mater., Vol.204, 1993, pp.217-227.

6-3) Uwaba, T. et al., Study on the Mechanism of Diametral Cladding Strain and Mixed-Oxide Fuel Element Breaching in Slow-Ramp Extended Overpower Transients, J. Nucl. Mater., Vol.429, No.1-3, 2012, pp.149-158.

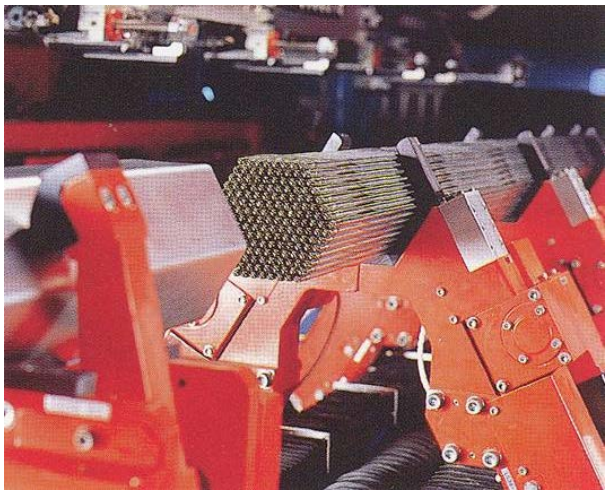
6-4) Kato, M. et al., Solidus and Liquidus Temperatures in the UO_2–PuO_2 System, J. Nucl. Mater., Vol.373, No.1-3, 2008, pp.237-245.

6-5) Morimoto, K. et al., Thermal Conductivities of Hypo-stoichiometric (U, Pu, Am)O_{2-x} Oxide, J. Nucl. Mater., Vol.374, No.3, 2008, pp.378 -385.

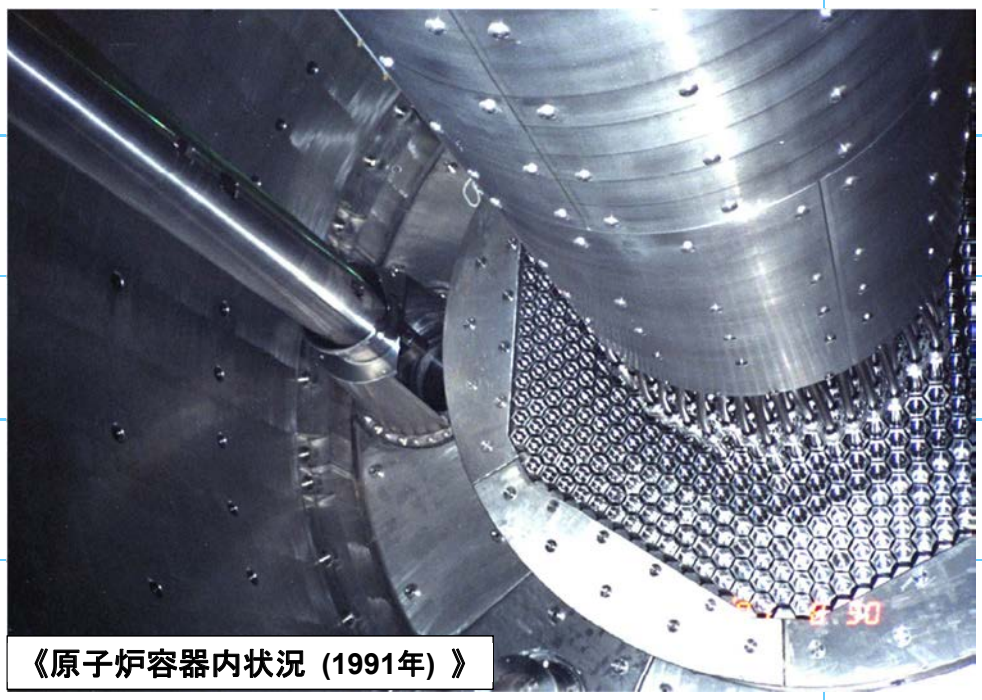
6-6) Morimoto, K. et al., Thermal Conductivity of (U, Pu, Am)O_2 Solid Solution, J. Alloys and Compounds, Vol.452, No.1, 2008, pp.54-60.

6-7) 立石嘉徳ほか, 高速炉炉心材料用改良SUS316ステンレス鋼の開発, 日本原子力学会誌, Vol.30, No.11, 1988, pp.1005-1019.

6-8) 堂野前貴子ほか, PNC316鋼被覆管のスエリング挙動 －FFTF/MFA-1、常陽C3M、常陽/B8データに基づく検討－, JNC-TN9400 2001-092, 2001, 40p.



7. 原子炉設備



《原子炉容器内状況（1991年）》

○ 「もんじゅ」は、ループ型FBRとして、ホットベッセル方式の原子炉容器、高所水平引回しの1次主冷却系配管及びヘリカルコイル方式の蒸気発生器等を採用し、安全性及び信頼性を確保しつつ簡素化と高効率を兼ね備えたシステム構成を実現した。

○ 主要ナトリウム機器は、運転時の圧力が低く温度が高い、熱過渡時の熱荷重が大きいなどの特徴を考慮して設計し、モックアップ試験等による動作試験や伝熱・流動試験を行い、改良を重ねて開発した。同時に、ナトリウム伝熱・流動挙動、狭隘部の対流発生、温度成層化現象、温度ストライピング現象等の課題解明に取り組んで挙動を把握し、評価手法を開発した。

○ 原子炉容器は大型薄肉円筒容器で、海外でも類を見ない大型縦置き加工設備により、低ひずみ管理の下で製作、据付を行うなど、主要機器は試作経験を活かしながら高精度で計画どおりに製作と現地据付を行った。

○ 原子炉設備は、40%出力試験までの試運転を通じて、設計どおりの性能と健全性を有していることを確認し、その設計、製作技術を確立した。

7.1 プラント概要

「もんじゅ」の原子炉及び冷却系系統を図7-1に示す。「もんじゅ」は、ループ型の原子炉であり、炉心で発生する熱は独立した3系統のナトリウム冷却系によって取り出される。各系統は1次主冷却系及び2次主冷却系から構成され、蒸気発生器を介して1系統の水・蒸気系の発電用蒸気タービンへと熱が伝達される。

1次系ナトリウムは、約397℃で原子炉容器の下方胴部から流入し、原子炉で加熱された後、約529℃で原子炉容器の上方胴部から流出して、中間熱交換器において2次系ナトリウムと熱交換する。2次系ナトリウムは、約325℃から約505℃に昇温され、蒸気発生器において水・蒸気との熱交換により約127kg/cm²G、約483℃の過熱蒸気が作られてタービン発電機へ送られる。

原子炉構造は、炉心を内包しかつ冷却材流路を構成する原子炉容器、万一の冷却材漏えいに備えたガードベッセル、炉心からの放射線と熱をしゃへいしナトリウム液面上をアルゴンガス雰囲気に保つしゃへいプラグ、炉心を支持し各炉心構成への流量配分を行う炉内構造物、制御棒駆動機構及び炉心計装ウェル等を支持する炉心上部機構、炉心上部機構に組み込まれ炉心反応度を制御するために制御棒を挿入・引抜する制御棒駆動機構等から構成される。

冷却系設備は、1次主冷却系設備（1次主冷却系循環ポンプ、中間熱交換器、ガードベッセル等）、2次主冷却系設備（2次主冷却系循環ポンプ、蒸気発生器等）、補助冷却設備（空気冷却器等）、ナトリウム・水反応生成物収納設備、原子炉冷却系補助設備（1次ナトリウム補助設備、2次ナトリウム補助設備、メンテナンス冷却系設備及び1次アルゴンガス系設備、2次アルゴンガス系設備等）及び蒸気タービンを含む水・蒸気系設備からなる。

燃料取扱及び貯蔵設備は、燃料交換設備、燃料出入設備、炉外燃料貯蔵設備、燃料処理設備、水中燃料貯蔵設備等から構成される。

ここでは、「もんじゅ」の主要な系統及び機器のうち、重要かつ「もんじゅ」に特徴的な設備について、その設計上の特徴、研究開発及び製作・据付実績等を述べる。

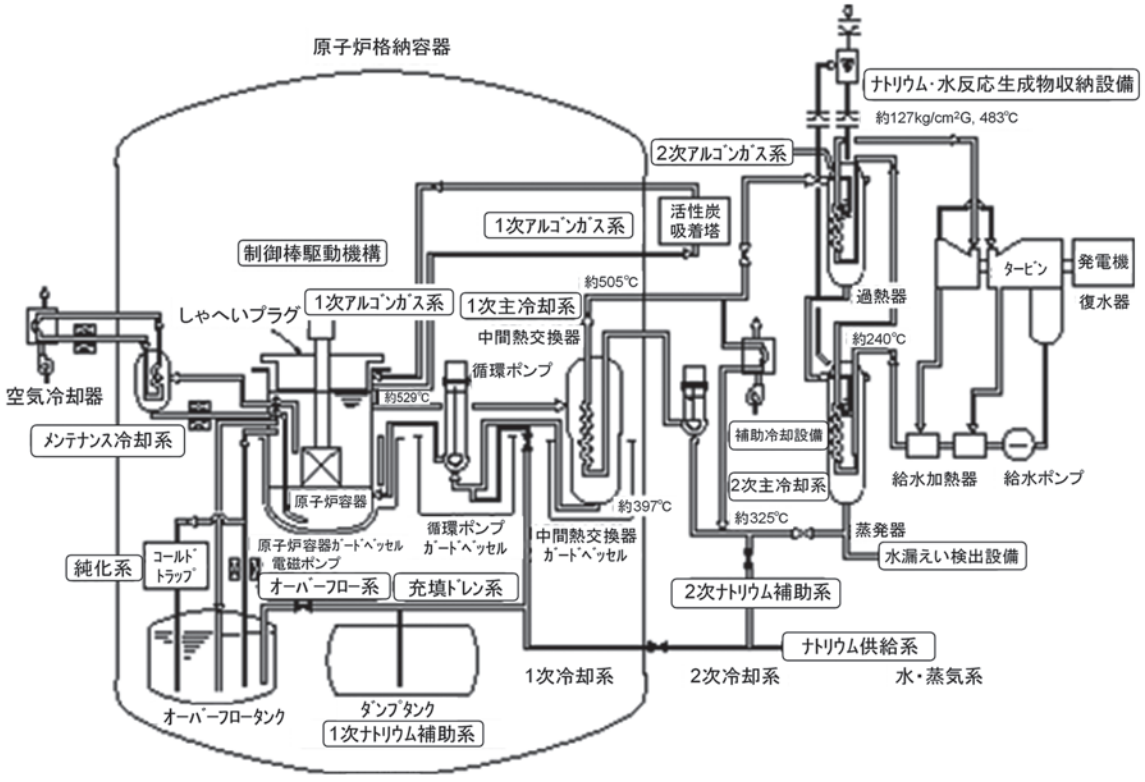


図7-1 「もんじゅ」の原子炉及び冷却系系統

7.2 原子炉構造

原子炉構造の全体概要を図7-2に、炉内構造物の構造概要を図7-3に示す。

原子炉構造は、炉心とそれを支持する炉内構造物、それらを内包する原子炉容器、上部のしゃへいプラグ（固定プラグ、回転プラグ）、原子炉容器及び低所の1次主冷却系配管を囲む原子炉容器ガードベッセル等で構成される。しゃへいプラグ上には制御棒駆動機構等を搭載する炉心上部機構、燃料交換設備等を設置している。ガードベッセルは、1次主冷却系配管等から、万一ナトリウムが漏えいした場合にも、安全に炉心の冷却を行うために必要な液位を確保するために設置された容器である。

7.2.1 原子炉容器

原子炉容器は、表7-1に主要仕様を示すように、外径約7m、高さ約18m、材質SUSF304（鍛造材）、胴部肉厚50mmの大型薄肉の底部鏡板付円筒たて型容器で、上部フランジにて支持され、また、底部鏡板に地震時の振れ止めを有する。炉内構造物（材質：SUS304、SUSF304）は、原子炉容器内部の圧力及び温度の境界（上部プレナム部は高温・低圧、下部プレナム部は低温・高圧）を形成し、燃料集合体等の炉心構成要素に冷却材を供給するための流路を構成する（図7-4）。各炉心構成要素の冷却に必要な流量は、高圧又は低圧プレナムから供給

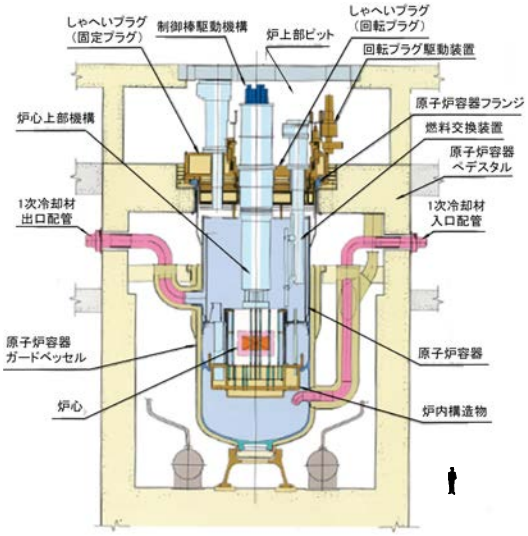


図7-2 原子炉構造の全体概要

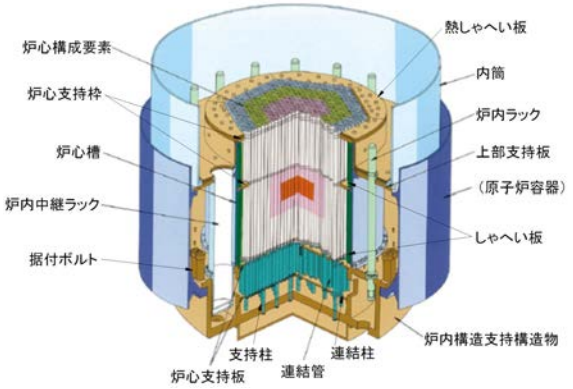


図7-3 炉内構造物の概要

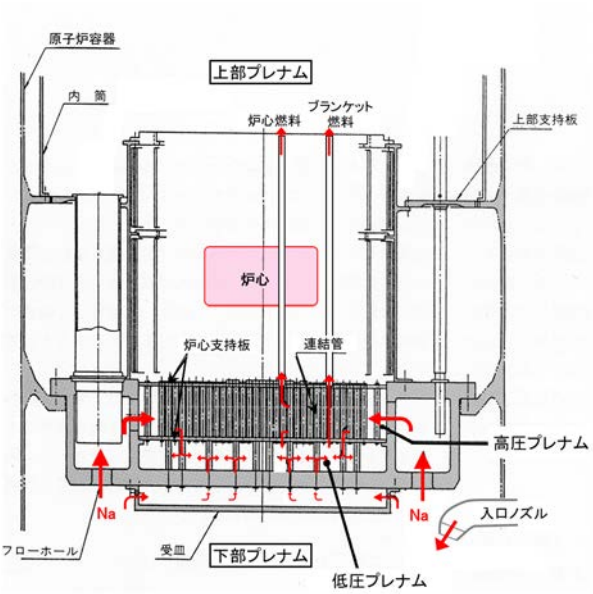


図7-4 原子炉容器内冷却材流路構成

表7-1 原子炉容器の主要仕様

型式	底部鏡板付円筒たて型容器
最高使用圧力及び最高使用温度 下部圧力 下部温度 上部圧力 上部温度	 10 kg/cm²G 420 °C 2 kg/cm²G 550 °C
運転圧力（定格出力時） 原子炉容器入口 原子炉容器出口	 約6 kg/cm²G 約1 kg/cm²G
運転温度（定格出力時） 原子炉容器入口 原子炉容器出口	 約397 °C 約529 °C
主要寸法 内径 全高 胴部肉厚	 約7.1 m 約17.8 m 50 mm
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼（SUSF304）

される。定格運転時の原子炉容器入口及び出口の冷却材温度はそれぞれ約397℃及び約529℃である。原子炉容器内のナトリウム液面より上はアルゴンガス雰囲気に保たれ、ナトリウム液位は、1次ナトリウムオーバフロー系によって所定の範囲内に維持される。

(1) 原子炉容器等の設計上の特徴

「もんじゅ」の原子炉容器の設計では、軽水炉に比べて、極めて低圧である、使用温度が高い（原子炉容器出口で約529℃）などの特徴を考慮することが必要である。特に、プラント熱過渡時の熱荷重が厳しくなることから、熱荷重に対する構造設計上の対策を講ずるとともに、耐震性の観点から十分な剛性を確保する必要がある。このため、両者の設計の調和を図り、十分な構造健全性を有した信頼性の高い設計を行うことが重要な課題であった。

また、「もんじゅ」は、タンク型炉で採用している原子炉容器壁を冷却する方式ではなく、構造の単純化と炉容器のコンパクト化を実現するため、原子炉容器壁を冷却しない「ホットベッセル方式」を採用した。

このため、熱流動、耐震、材料強度等に関わる研究開発を実施し、設計手法を確立するとともに構造の最適化を図った。

以下に、主な研究開発の成果と「もんじゅ」への反映についてまとめる。

① 構造材料の選定

原子炉容器は主要な荷重が熱応力であり、熱応力の影響による過大な非弾性変形及びクリープ疲労破損を防ぐため、高温強度特性（クリープ強度、クリープ疲労強度等）に優れ、ナトリウム中での耐食性や耐中性子照射性にも優れたオーステナイト系ステンレス鋼（SUSF304）を採用した。

② 液面近傍部における熱過渡対策

プラント起動・停止時等に炉心の出口冷却材温度が急激に変化すると、カバーガス層では温度変化が小さく、かつ原子炉容器との熱伝達も小さいことから、原子炉容器のナトリウム接液部分からカバーガス雰囲気にかけての液面近傍部には、軸方向の急峻な温度勾配による大きな熱応力が発生する。この熱応力によるクリープ疲労損傷を防止する対策としてナトリウム液面の2液位方式による対策を採用した（図7-5）。

この対策では、原子炉起動の途中で、原子炉容器内のプロテクションライナの外側のナトリウム液位を内側よりも約0.6m低くして、原子炉容器壁の液面近傍部の軸方向温度勾配を小さくすることにより、原子炉容器壁における過度な熱応力の発生を抑制する。また、起動時前半で生じる熱応力を高い方の液位の上部胴で受け、それ以外の時の熱応力を約0.6m低い方の液位の上部胴で受けることにより、熱荷重条件の緩和を図る。

③ 熱衝撃対策

原子炉トリップ時の炉心出口ナトリウム温度の急激な低下による原子炉容器壁や出口ノズルへの直接の熱衝撃を緩和するため、上部プレナム部に内筒を設置するとともに、原子炉容器壁には、プロテクションライナ内側上端から内筒取付台上部までの全面を熱しゃへい板で覆う対策を採用した。また、中間プレナム部では、ガス抜き孔を通じて、下部プレナム部からのバイパスフローを設けることにより原子炉容器壁の軸方向温度分布等を滑らかにする対策を採用した（図7-5）。

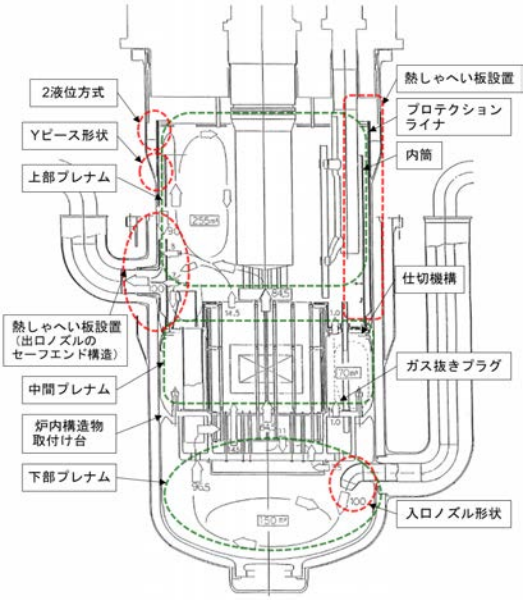


図7-5　熱衝撃対策等の代表例

④ 熱膨張を考慮した耐震支持機構

原子炉容器には、耐震性向上のため、底部鏡板に下部サポートを設け、ガードベッセル下部サポートとともに原子炉容器室床上に設置された下部支持構造物と嵌合させることで、地震による原子炉容器の水平方向変位を抑制する構造とした（図7-6）。これらの耐震支持機構は、出力上昇等に伴う熱膨張変位を適切に吸収するように設計した。

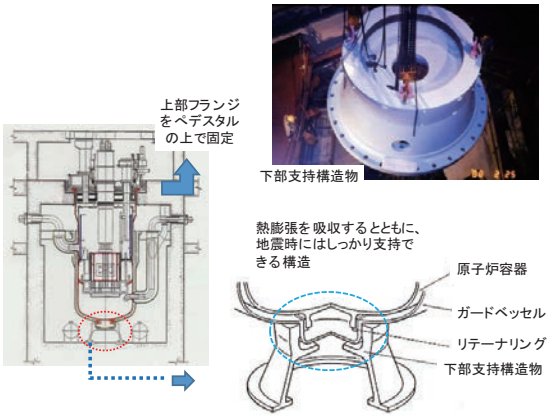


図7-6　下部支持構造物の耐震構造

⑤ 炉心燃料集合体の浮上り防止対策

炉心燃料集合体が冷却材の流れにより浮き上がることを防ぐため、図7-4に示すように、炉心燃料集合体に冷却材を供給する高圧プレナムを低圧プレナムの上に設けて下方向へのホールドダウン力を確保した。

(2) 原子炉容器等に係る研究開発

原子炉トリップ直後、炉心流量が定格の約10%に低下すると、炉心からの低温ナトリウムが、原子炉容器上部プレナム内で滞留している高温ナトリウム領域に下方から低速で流入し、高温と低温のナトリウムが徐々に混合して温度差をもったナトリウムが層を形成しながらその界面が上昇していく。これは、「温度成層化現象（ストラティフィケーション）」（図7-7）と呼ばれ、温度成層界面における温度勾配と界面の上昇により厳しい熱応力が発生する。この温度成層化現象は、原子炉出口ノズルでも見られ、出口ノズルの上層部に高温ナトリウムの滞流域が、下層部には内筒フローホールからの低温ナトリウムの流れが生じ、出口ノズル内の高さ方向に層をなす温度分布が発生する。

そこで、これらの現象を水及びナトリウム熱流動試験により確認した上で熱境界データを取得し、得られた熱的解析条件を用いて「もんじゅ」設計の改良（内筒高さを1m立上げることによる原子炉容器のYピース部の応力緩和、汲上げナトリウムにより旋回流を生じさせることによる上部プレナムでの温度成層化の早期解消、及び内筒フローホールを2段にすることによる出口ノズルでの局部的な温度成層化の影響緩和等）を行った。

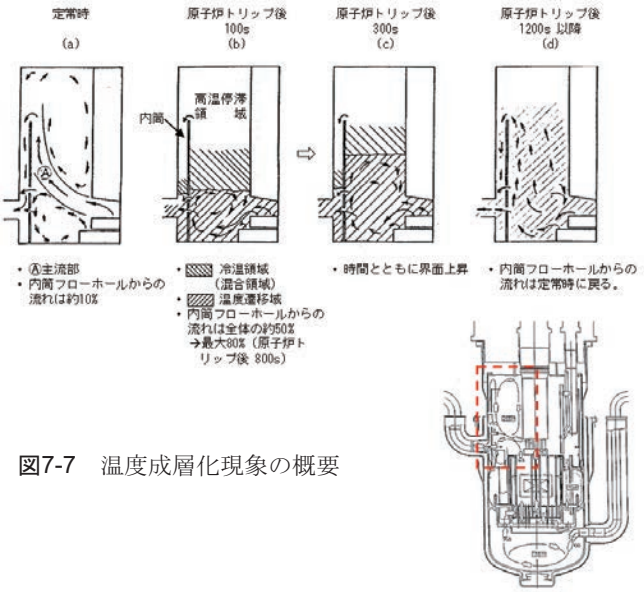


図7-7　温度成層化現象の概要

(3) 原子炉容器の製作・据付

原子炉容器胴部には、特に熱応力が大きいナトリウム液面近傍部に長手方向の溶接線を設けないこと、供用期間中検査や信頼性等の観点から溶接線を可能な限り少なくすること、及び真円度等寸法精度が得やすいことを考慮し、リング鍛造品を採用した。

大口径薄肉胴の鍛鋼品の製作は、実績のない大型部材の製作であり、従前の最大実績である120tに対して約2倍のステンレス鋼塊の製作が必要であった。鋼塊素材は製品の品質に大きな影響を与えるため、合わせ湯（凝固に伴う鋼塊内部への溶質の濃縮を希釈するために溶質の濃度を順次下げた複数のヒートの溶鋼を注入する方法）による高清浄度大型鋼塊の製作技術をさらに高

度化して高品質鋼の製作に成功した。

原子炉容器の溶接組立てに際しては、変形が最も少なく溶接作業性のよい縦置き組立工法を採用するとともに、高品質、低ひずみの自動溶接を可能とする大型溶接装置を開発・適用し、所定の製作精度及び据付精度を十分に満足する精度を実現した（**写真7-1**）。

原子炉容器（全長約18m）の据付後の真直度は、支持フランジ中心と下部サポート中心間で1mm以内であった。また、制御棒挿入性の観点から重要となる炉内構造物の据付精度は、最外周の制御棒案内管における上部炉心支持枠レベルでの芯ずれ量が1.9mmであり、計画値を十分に満足した。**写真7-2**に内筒据付後の炉内状況を示す。

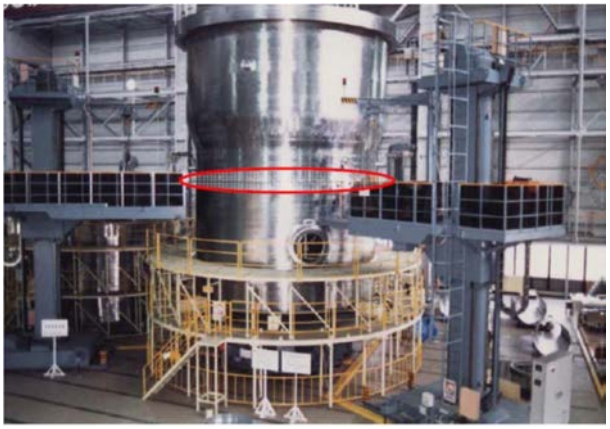


写真7-1　大型部材の高品質溶接

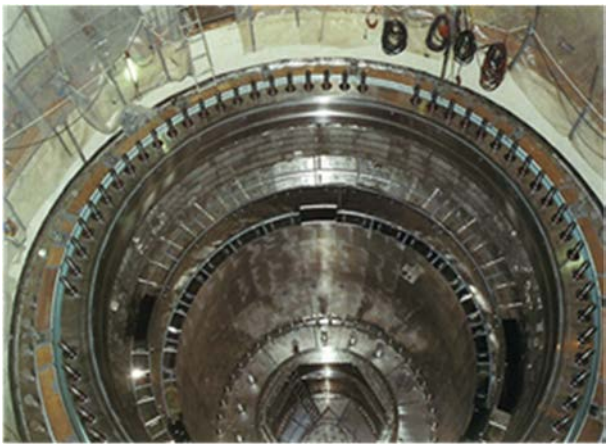


写真7-2　内筒据付後の炉内状況

(4) 性能試験による設計の妥当性確認

温度成層化現象については、「もんじゅ」初期炉心の性能試験において、40%出力からの原子炉トリップ試験（1995年）で炉上部プレナム内の軸方向温度分布を測定し、原子炉トリップ後の温度は、下部側ほど低い温度分布を形成すること、解析によりその傾向を再現できること、及び設計段階で想定した上部プレナムの温度成層化条件の想定範囲内であることを確認した（**図7-8**）。取得データはIAEAのベンチマーク解析で国際的にも活用された[7-1)]。

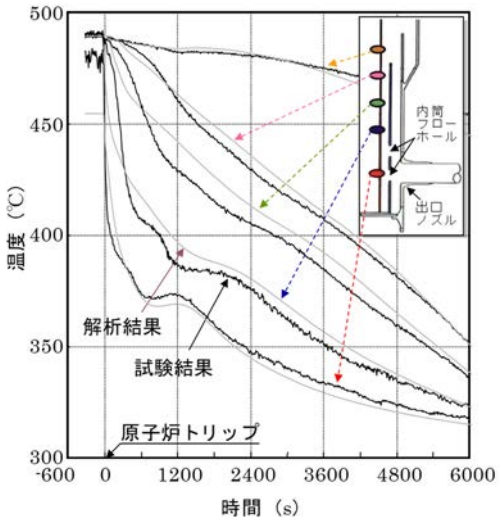


図7-8　原子炉トリップ後の炉上部プレナム内温度変化

7.2.2　しゃへいプラグ

しゃへいプラグは、その構造概要を**図7-9**に、主要仕様を**表7-2**に示すように、単回転プラグ形式で、固定プラグ、回転プラグ、回転プラグ駆動装置、回転部シール等から構成され、原子炉容器上部に設置される。また、固定プラグ及び回転プラグは、上板、しゃへい胴及びディッププレート（出力運転時の原子炉容器内ナトリウム液面の波立ちを抑制）等から構成される。固定プラグは径約9.5m、全高約2.0mである。

しゃへいプラグの中心位置には、炉心上部機構（**図7-10**）が据え付けられる。炉心上部機構は、制御棒駆動機構及び計装ウェル等を支持・案内する、全高約14m、直径約2.6mの上部支持円筒型で、上板、しゃへ

い部胴、継胴、整流装置、制御棒駆動機構案内管、計装ウェル等から構成される。

(1) しゃへいプラグの設計上の特徴

① 原子炉カバーガス等のバウンダリ機能

1次主冷却系配管は高所引回しとしたため、定常運転時に負圧にならないように、カバーガス圧を高く5,500±500 mmAq (54±5 kPa) に設定している。回転プラグ及び固定プラグにおける原子炉カバーガス等のシールバウンダリには、1次シールとして低融点合金（融点125℃のフリーズシールメタル)、バックアップシールとしてインフレタブルチューブシール（エラストマシール）を用いている。フリーズシールメタルは、酸化や凝固時の偏析が生じ難く、構造材への濡れ性や付着性に優れ、要求されるシール性能を満足するように開発したものである。原子炉運転時のように回転プラグを運転しない時は、フリーズシールメタルを凝固させた状態でシール性を持たせ、回転プラグを運転する時は、これを融解し、シール機能を保ったまま回転させることが可能である。

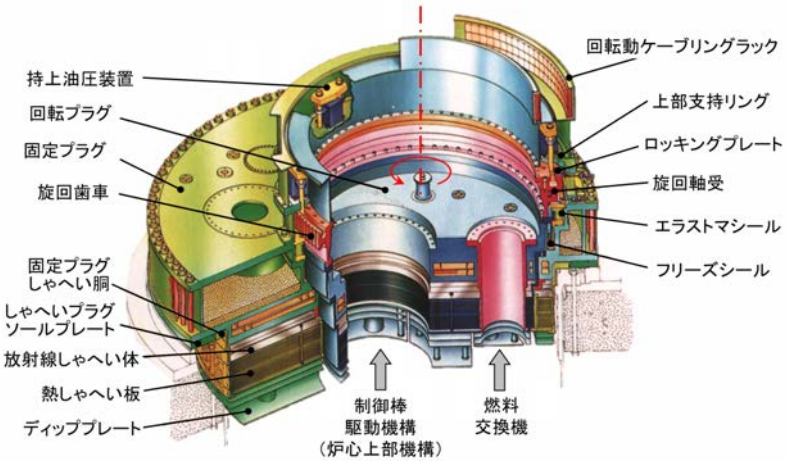


図7-9　しゃへいプラグの構造概要

表7-2　しゃへいプラグの主要仕様

	固定プラグ	回転プラグ
(1) 型式	単回転プラグ	
(2) 主要寸法（上板）		
① 外径（m）	約9.5	約5.3
② 胴板厚（mm）	約70	約60
③ 全高（m）	約2.0	約1.5
(3) プラグ重量（t）	約570	約270
(4) 主要材料		
① 上板	SVG42, SM41B	SFVQ1A, SM41B, SVG42
② しゃへい胴	SUS304, SFVQ1A	
③ しゃへい層	SUS304, SM41B, SS41	
④ 熱しゃへい層	SUS304	
⑤ ディッププレート	SUS304	
(5) シール方式	低融点合金 合成ゴム（エラストマシール）	
(6) 回転プラグ 回転速度（rpm）	—	約0.1

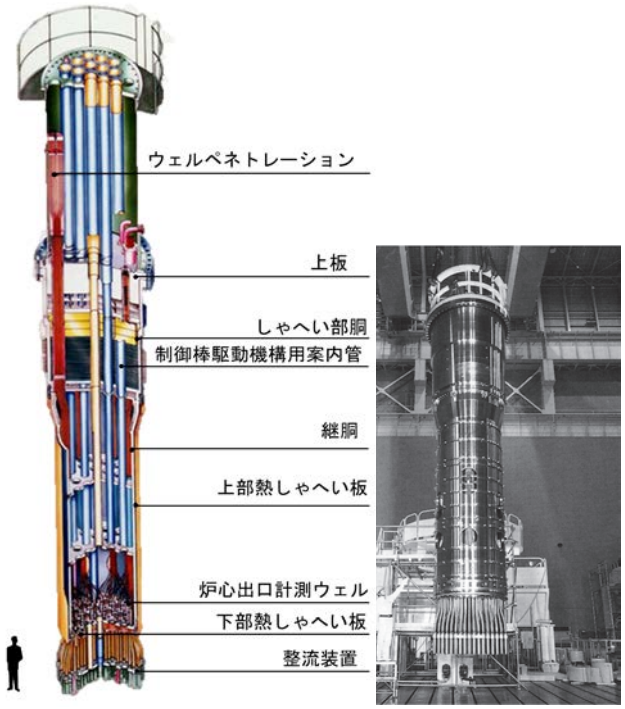


図7-10　炉心上部機構の構造概要

② 炉心からの放射線及び熱しゃへい機能

しゃへいプラグは、炉心からの放射線をしゃへいするため、図7-11に示すように、ステンレス鋼、炭素鋼及びポリエチレン等からなる薄板積層構造とするとともに、放射線ストリーミング対策として、固定プラグと回転プラグの隙間部、搭載機器の貫通部等は段付き構造（オフセット構造）とした。また、熱しゃへい機能としては、原子炉上部への放熱をできるだけ小さく抑え、しゃへいプラグ上面の温度を70℃以下に保つことを目的として、ガス層による断熱効果を適用してステンレス鋼の薄板を積層した構造を採用するとともに、窒素ガスを強制循環する冷却層を設けた。ガス層が厚いと自然対流が生じて断熱効果が低下し、逆に薄過ぎるとナトリウム蒸着によるブリッジが生じて断熱効果がなくなるため、研究開発により適切な積層板間隔とした。

③ 機器搭載機能

しゃへいプラグは、大口径平板構造で、自重の他、炉心上部機構、燃料交換装置、炉内中継装置等の重量機器を搭載・支持することから、強度及び耐震剛性を確保するため、固定プラグ上板には箱型構造を、回転プラグ上板には厚板構造を採用した。

④ 燃料交換のための回転機能

燃料交換方式は単回転プラグ・固定アーム方式であり、回転プラグと燃料交換装置の回転により、燃料交換装置グリッパを炉心、炉心ラック又は炉内中継装置の任意の位置に移動できる機能を有している。そのため、回転プラグ回転時の変形を防止し、良好な位置決め精度が得られるような支持方法を採用する、回転時の偏心量を小さくするなどの工夫を行った。

⑤ 炉心上部機構のサーマルストライピング対策

燃料集合体と制御棒集合体の出口部の冷却材温度には最大約160℃の温度差が生じ、それらが混合する過程で温度ゆらぎが発生する（サーマルストライピング現象）ため、炉心上部に位置する炉心上部機構の表面近傍は高サイクルの熱応力を受ける。そのため、整流装置の管板及び制御棒上部案内管等のSUS304の強度部材を、高サイクル疲労強度に優れたAlloy718の保護板で覆う鎧構造とした。

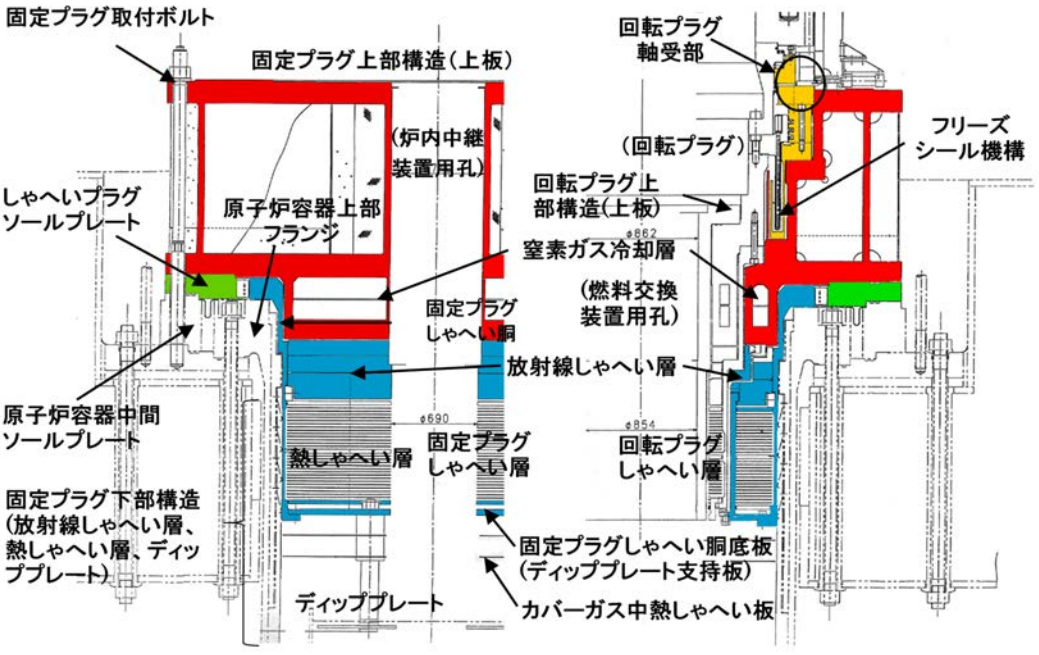


図7-11　しゃへいプラグの構造

(2) しゃへいプラグに係る研究開発

しゃへいプラグ、原子炉容器及びペデスタルについて、軸方向は実寸大、径方向は1/2.5縮尺で模擬したモックアップ試験装置を用いて、熱しゃへい機能に係る断熱性能試験を実施し、温度分布、熱伝達係数及び放熱量を確認した。また、原子炉容器カバーガス部の自然対流に係る総合断熱試験により、カバーガスのアニュラス部で生じる自然対流に起因する周方向温度分布を確認し、試験結果に基づいて自然対流防止板等の効果を確証した上で実機に採用した。さらに、水及びナトリウムを使用した各種流動試験によりサーマルストライピング現象を詳細に把握、評価することにより、炉心上部機構下部構造のサーマルストライピング対策に反映した。

(3) しゃへいプラグ等の製作・据付

しゃへいプラグ等には、地震時の制御棒挿入性を確保し、また、燃料交換設備の取扱い性の観点から炉内構造物との芯ずれを抑制するため、高い製作・組立・据付精度が要求された。

地震時の制御棒挿入性に係る据付精度については、制御棒上部案内管下端中心（しゃへいプラグ・炉心上部機構側）と制御棒案内管中心との炉心支持枠レベル（原子炉容器・炉内構造物側）での芯ずれ量は、最大2.51mm、回転プラグの停止誤差及びジャッキアップ・ダウン時の移動による芯ずれ量を考慮しても5.51mmであり、原子炉構造全体としての総合製作据付精度の目標値を十分に満足するものであった。また、水平度については、最大径の固定プラグ上板の据付において、回転プラグ搭載面の傾きが目標値（0.12mm/m）に対し、0.03mm/mという絶対水平に近い状態であることを確認した（**写真7-3、写真7-4**）。

(4) 性能試験による設計の妥当性確認

原子炉熱出力39%時において、炉上部ピット室内の中性子及びガンマ線線量当量率を測定した結果、測定値は検出器の検出下限値未満であり、十分な放射線しゃへいが講じられていること、及びしゃへいプラグの間隙部及び機器貫通部のオフセット構造の採用による中性子ストリーミング対策が有効であることを確認した。

写真7-3　固定プラグの吊込写真

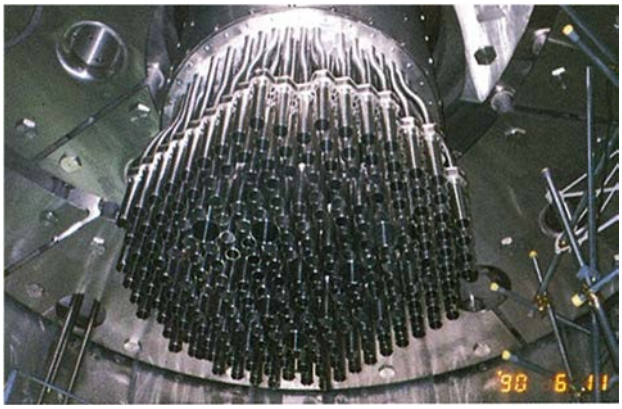


写真7-4　炉心上部機構吊込写真（下から撮影）

7.2.3　制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は、炉心上部機構に組み込み据え付けられており、通常運転時の制御棒挿入・引抜駆動機能、緊急時のスクラム機能及び燃料交換時の制御棒切離し機能を有する。

通常の原子炉の起動、停止、出力制御は微調整棒（FCR）及び粗調整棒（CCR）により行い、原子炉の緊急停止（原子炉停止機能）は、安全保護系の信号を受けた主炉停止系（FCR及びCCR）と後備炉停止系（BCR）によって行う。各停止系の制御棒駆動機構の主要仕様及び構造概念を、それぞれ**表7-3**及び**図7-12**に示す。

主炉停止系と後備炉停止系は、安全保護系を含めて、互いに独立しており、スクラ

ム時の加速方式、制御棒の切離し方式が異なり（製造メーカも異なる）多様性を持たせた構造としている。各制御棒は、それぞれ独立した制御棒駆動機構を持ち、微調整棒駆動機構（FCRD、3基)、粗調整棒駆動機構（CCRD、10基)、後備炉停止棒駆動機構(BCRD、6基)がある。制御棒駆動機構は、駆動部、上部案内管、延長管部等から構成され、原子炉容器カバーガスとのシールは上部案内管部内のベローズ等により形成される。

(1) 制御棒駆動機構の設計上の特徴

制御棒駆動機構については、モックアップ試作と試験研究を次のモックアップの製作設計に反映するという方法で、設計とモックアップ試作・試験研究とを一体化して行った。

FCRD及びCCRDで用いるベローズは、スクラム時に1秒間に1m以上の長いストロークを伸びるという厳しい条件で使用するため、ベローズの溶接法の改良やベローズのフランジ部及び端部のつなぎ構造の改良に関する要素試験を行い、高い信頼性を有する長ストロークベローズを開発した。また、ナトリウム中の摺動部は、高温ナトリウム中に長時間浸漬するなどの厳しい環境にあることから、着脱部の自己融着・固着及び摺動部の焼付きやカジリを防止するため、ステライト、Alloy718等による表面硬化処理を施した。

(2) 制御棒駆動機構に係る研究開発

制御棒駆動機構は、「原子炉運転中の反応度制御及び異常時の原子炉停止」という極めて重要な機能を有する動的機器であることから、これら機能が十分に満足されるよう、設計段階から試作機による研究開発を行い、信頼性確保に十分な配慮を払った。

モックアップの試作は3次にわたって段階的に改良を重ね、各段階で、水中機能試験、ナトリウム中機能試験、ナトリウム中耐久試験（実機30年作動回数の3倍の試験）及び水中振動試験（地震時の性能確認、構造健全性確認、スクラム性能確認等）を実施した。試作機により16,200回を超えるスクラム試験を実施した結果、制御棒の挿入失敗はなかった。また、一部のモックアップを用いてナトリウム中ホールド耐久試験も行い、高温ナトリウム中での実機の長期間停止後の間欠的作動を模擬して可動部分の自己融着、固着、かじり等の有無、カバーガス中に接する部分でのナトリウム固着の有無、ベローズの健全性等を確認した。取得した結果は、実機の設計・製作に反映するとともに、許認可用信頼性データとして蓄積した。

表7-3　「もんじゅ」制御棒駆動機構の主要仕様

	主炉停止系		後備炉停止系
	FCR & FCRD	CCR & CCRD	BCR & BCRD
(1) 機能等	・出力制御 (自動 / 手動) ・原子炉トリップ	・出力制御 ・燃焼補償 ・原子炉トリップ	・原子炉トリップ
(2) 数量	3	10	6
(3) 駆動方法	・通常時: ボールスクリュ方式 ・原子炉トリップ時: 重力落下ガス加速方式		・通常時: ボールスクリュ方式 ・原子炉トリップ時: 重力落下バネ加速方式
(4) 駆動速度	・手動: 12 cm/min ・手動: 3～30 cm/min	・手動: 12 cm/min	・手動: 18 cm/min
(5) 挿入時間 (スクラム時)	1.2秒以下（トリップ遮断器「開」後、85%挿入まで）		
(6) 主要寸法	9,799 mm (CRラッチ機構伸張時)	9,879 mm (CRラッチ機構伸張時)	10,000 mm (CRラッチ機構伸張時)
(7) 主要材料	SUS304, SUS304TP (上部案内管（上）)		熱間加工ステンレス鋼（JISG4003）を中ぐり加工
(8) 長ストローク ベローズ	・溶接ベローズ ・低温Arガス中 ・高速伸張	・溶接ベローズ ・高温Na中 ・高速伸張	・溶接ベローズ ・高温Arガス中 ・低速伸張

(3) 性能試験による設計の妥当性確認

性能試験におけるナトリウム中作動試験では、原子炉容器にナトリウムを充てんし、模擬炉心を構成した状態で、3種類の制御棒駆動機構それぞれについて、制御棒ラッチ・デラッチ試験、常駆動試験、スクラム特性試験及び駆動軸伸び量確認試験を実施した。制御棒駆動機構に安全上要求されるスクラム機能については、定格冷却材流量時における試験を行い、規定のスクラム時間(1.2秒以内)に制御棒が炉心に挿入できることを確認した(図7-13)[7-2]。

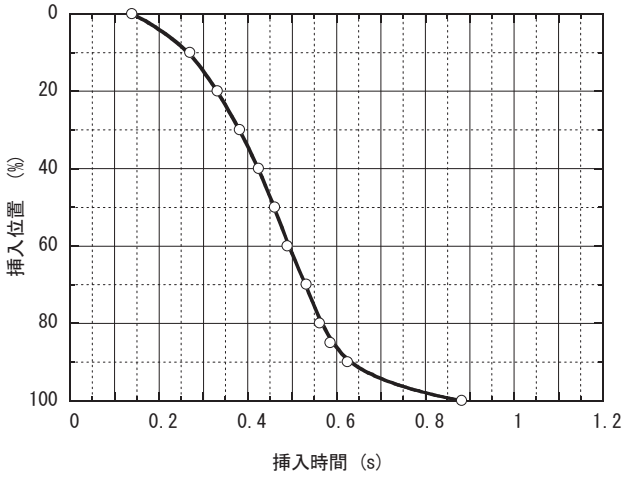


図7-13　スクラム特性試験の結果(FCRD)

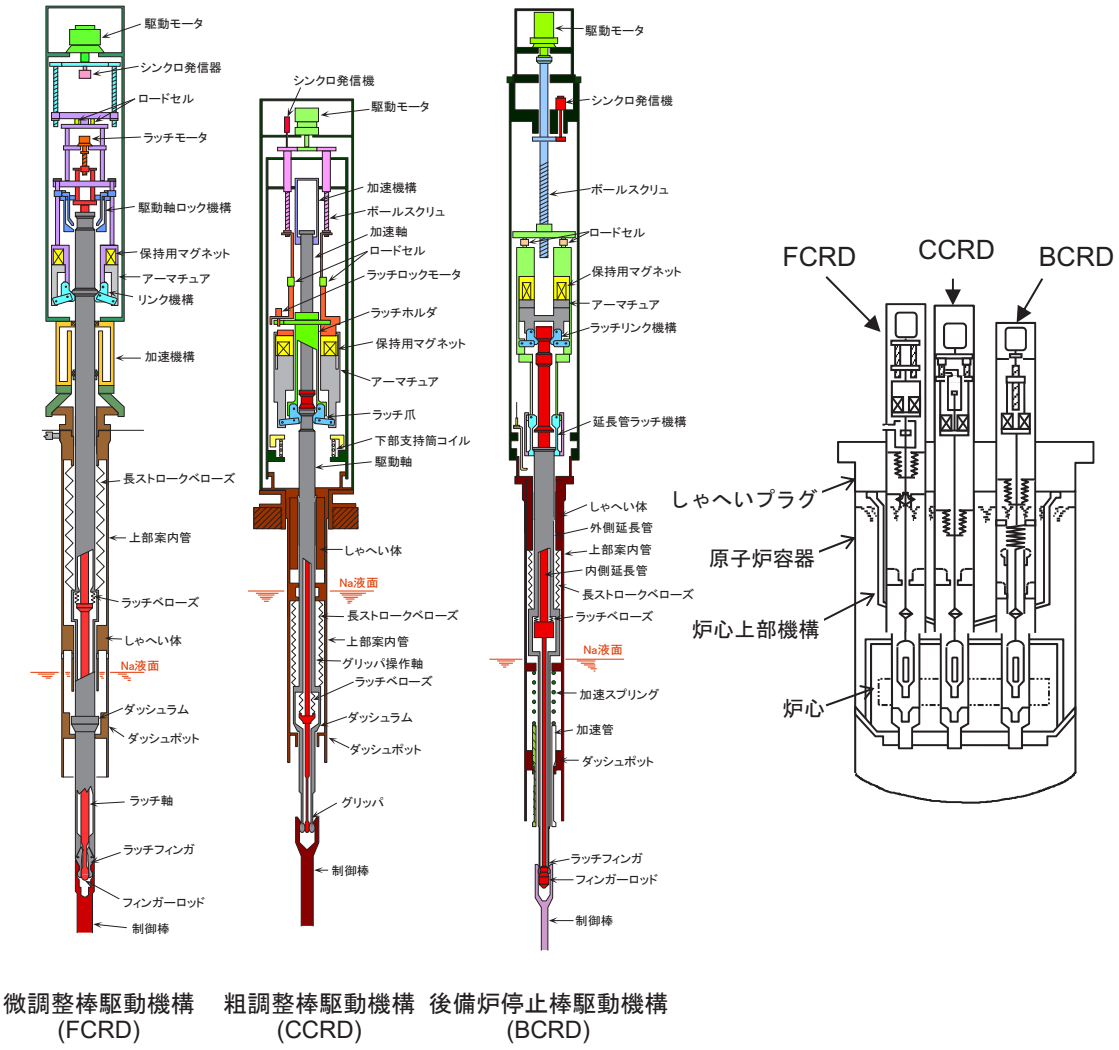


図7-12　制御棒駆動機構の構造概念

7.3 冷却系

「もんじゅ」の冷却系系統図を**図7-14**に示す。

1次主冷却系は、独立した3ループからなり、各ループは中間熱交換器、1次主冷却系循環ポンプ、1次主冷却系循環ポンプオーバフローコラム、配管、弁類等から構成される。1次主冷却系配管は高所引回し方式を採用するとともに、中間熱交換器及び1次主冷却系循環ポンプには、これらを接続する低所の主配管を含めて、ガードベッセルを設ける。これらの採用により、1次主冷却系配管からの万一のナトリウム漏えいを想定しても炉心冷却に必要な原子炉容器内液位を確保できる。

2次主冷却系は、蒸発器、過熱器、2次主冷却系循環ポンプ、2次主冷却系循環ポンプオーバフローコラム、補助冷却設備、配管、弁類等から構成される、互いに独立した3ループからなる。補助冷却設備は、原子炉トリップ後の崩壊熱除去運転時、及び燃料交換時等の長期にわたる原子炉停止時の炉心崩壊熱の除去を行う。

7.3.1 1次主冷却系循環ポンプ[7-3)]

1次主冷却系循環ポンプ（主循環ポンプ）は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、炉心発生熱、崩壊熱及び他の残留熱の冷却に必要な冷却材流量を供給する安全上重要な動的機器である。主循環ポンプの構造概要を**図7-15**に、主要仕様を**表7-4**に示す。

ポンプ本体は、胴部直径1.75m、高さ（上部軸封部を含む）約10mである。出力運転時の冷却材循環は主モータ（2,000kW）により行い、原子炉停止後の崩壊熱除去運転時はポニーモータ（22kW）により行う。また、原子炉出力に応じて原子炉容器出入口温度差をほぼ一定に保つため、主循環ポンプMGセット（可変周波数電源設備）により循環流量を48.6%～100%の範囲で制御することができる。

(1) 主循環ポンプの設計上の特徴

主循環ポンプは、ポンプ本体と本体を収めた外ケーシングからなり、メンテナンスを考慮して配管に溶接した外ケーシングからポンプ本体のみを引き出すことができる構造としている。

ポンプの液面上部のカバーガス（アルゴンガス）部においては内外ケーシングの隙間に上下方向の自然対流が発生する（**図7-16**）。このため周方向に温度差が生じ、ケーシングの熱変形が起こり、ポンプの駆動系に過大な負荷が発生する可能性がある。これを防止するため、生体しゃへい部及び熱しゃへい部に自然対流防止板（短冊状仕切板）を設置した。また、シャフト内部には封入アルゴンガスの対流による軸の曲がりを防止するため、傘状の対流防止板を設けた。

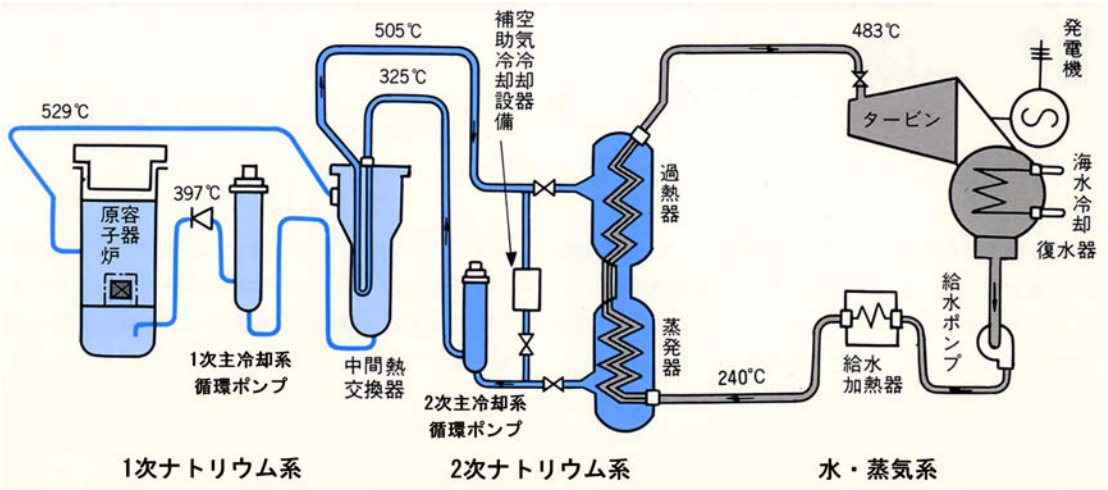


図7-14 「もんじゅ」の冷却系統図

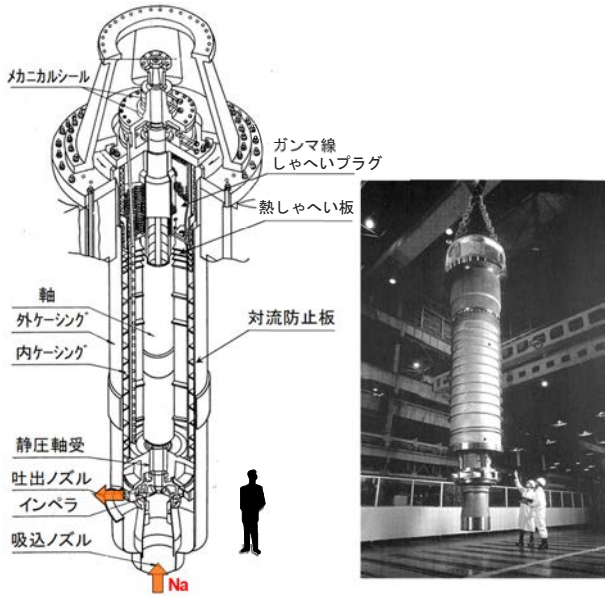


図7-15　1次系主循環ポンプの構造概要

表7-4　1次系主循環ポンプの主要仕様

項　目		仕　様
型　式		機械式たて型自由液面遠心式
容　量		約100 m³/min
揚　程		約92 mNa
定格回転数		約840 rpm
運転温度		約400 °C
主要寸法	胴外径	約1.8 m
	全　高	約10.5 m
主要材料		オーステナイト系ステンレス鋼(SUS304)
基　数		3

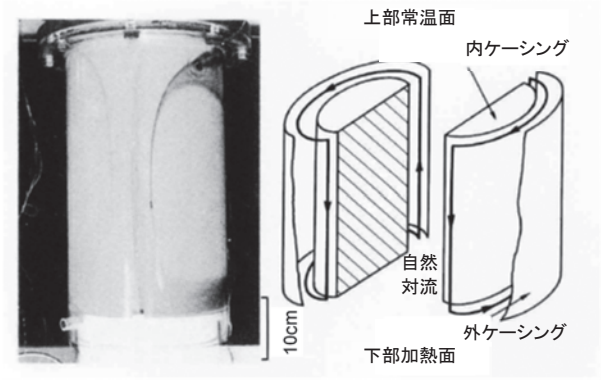


図7-16　アニュラス状空間の自然対流パターン（縮小可視モデル実験）

(2) 主循環ポンプに係る研究開発

主循環ポンプは、高温の放射性ナトリウムを直接取り扱う唯一の回転機器であり、高信頼性、大容量化を目指して、自主技術開発によりスケールアップを実施した。**図7-17**に主循環ポンプのスケールアップの概要を示す。1966年に国産初号機の試作ポンプ（約1m³/min）を製作した後、約5m³/minのナトリウムポンプ、「常陽」主循環ポンプモックアップ（約21m³/min）の設計・製作・試験等を経て、「常陽」の実機ポンプを開発した。「もんじゅ」の主循環ポンプは、「常陽」の約5倍であり、その研究開発は、軸受・軸封部の開発試験と主循環ポンプの実寸大モックアップ試験を中心に実施し、実機ポンプの設計・製作に反映した。

これまで実施された各種研究開発成果の「もんじゅ」主循環ポンプへの反映を**図7-18**に示す。

① 軸受・軸封部の開発試験

軸受については、モックアップ用の部品試験（水中試験、ナトリウム中試験や軸受にとって厳しい低速試験等）を実施して、実機への外挿が可能な設計データを取得した。軸受の表面硬化材には、放射線被ばく低減の観点から、放射性腐食生成物の発生源となるコバルト含有量の少ないコルモノイ合金（Ni-Cr合金にホウ素や炭素を添加させた表面硬化材）を採用した。

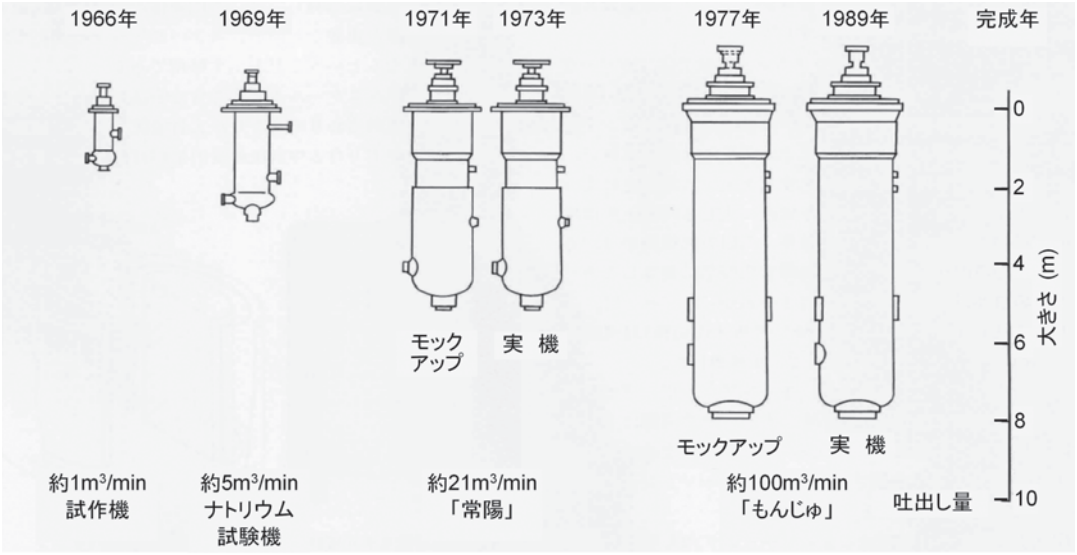


図7-17　高速増殖炉用ナトリウムポンプの大きさと容量の変遷

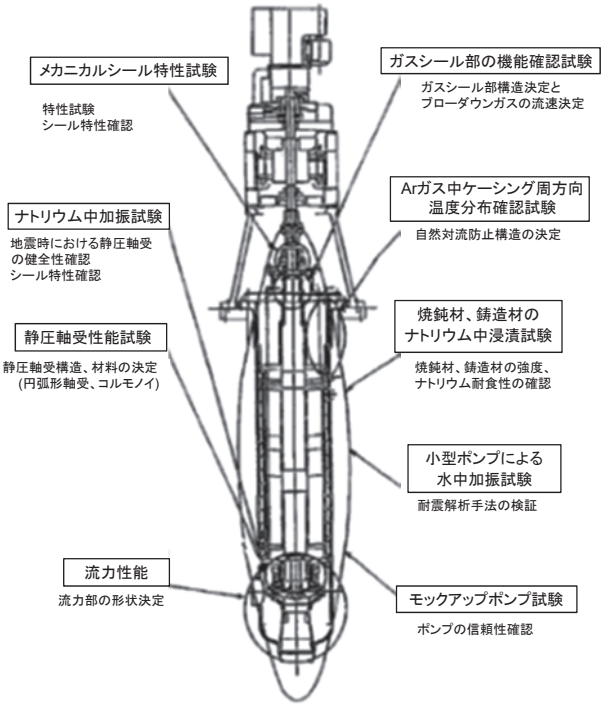


図7-18　研究開発と「もんじゅ」主循環ポンプへの反映

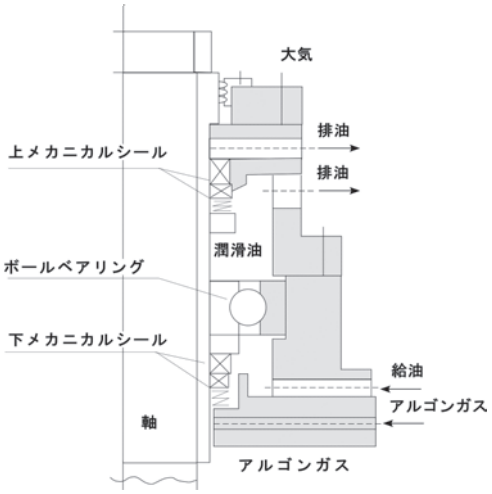


図7-19　主循環ポンプの上部軸封部構造

ポンプ上部軸封部（図7-19）のアルゴンカバーガスのシールには、2段のメカニカルシールを使用し、その挟まれた空間に高圧の潤滑油を充たして、カバーガスの外部への漏えいを防止する構造とした。また、ガス空間部をナトリウム蒸気が上昇してナトリウムが付着することによる軸固着を防止するため、アルゴンガスをパージするアルゴンガス拡散シールも併用した。軸径の増大に伴い使用条件が厳しくなるため、実機の軸封部の試験体を用いたモックアップ部品試験を実施した。特に、アルゴンガス拡散シールについては、部品試験によりパージガスの流量・圧力等の影響を把握して実機に反映した。

② 主循環ポンプのモックアップ試験

実寸大のモックアップ試験は、水試験によりポンプの流力的特性を確認し、続いてナトリウム試験（特殊インペラによる部分流量）により高温かつナトリウム環境における機械構造的な信頼性・耐久性を確認した。主な試験の内容とその成果を表7-5に示す。

一例として、ポンプの内外ケーシングのアニュラス状カバーガス空間での自然対流防止対策を講じるため、モックアップポンプで確認した周方向温度差の軸方向分布を図7-20に示す。当該アニュラス状空間部に対流防止板を設けた結果、外ケーシングの円周方向の最大温度差は設置前の74℃から約10℃まで低減し、それに伴いケーシングの熱変形量も大幅に低減することができた。

アニュラス状空間部での自然対流によるケーシングの変形は、「常陽」から「もんじゅ」へのスケールアップによりその影響が顕著に現れたものであり、高温機器の開発において、温度条件を模擬したナトリウムモックアップ試験が重要なこと、スケールアップで初めて問題が発生する可能性があることなどを示す好例であった。また、カバーガス空間内にアニュラス状空間を有する原子炉機器の設計へも適用できる貴重な知見となった。

表7-5 「もんじゅ」モックアップポンプ試験と成果

試験	試験内容	成果	備考
水中試験	流力性能試験 回転数 10～100% 連続運転試験 6 h 分解調査	流力性能データ採取 (Q, H, η等) 異常摺動のないことを確認 各部品の健全性を確認	
Na中試験	流力性能試験 Na温度 200～400 ℃ 低温運転試験 Na温度 180 ℃ 起動・停止試験 Na温度 200、400 ℃ 停止間隔 0.5～5 h 低液位運転試験 Na温度 400 ℃ 液位 静圧軸受上 100 mm 分解調査 累積運転時間 18,500 h	水中試験との一致を確認 ケーシング周方向温度差、変位を測定し高温Na中より小さいことを確認 再起動時の静止トルクを測定し、停止時の軸曲がりを確認 ↓ ターニング装置の設置（実機反映） ケーシング周方向温度差・変異を測定し問題ないことを確認 耐久性、健全性を確認 Na付着量及びNa洗浄方法の確認	調整運転時、カバーガスの自然対流によりケーシングが変形し静圧軸受の固着発生 ↓ 対策R&D実施 ↓ 対流防止板の設置 ↓ モックアップによる再試験・確認 ↓ 実機反映

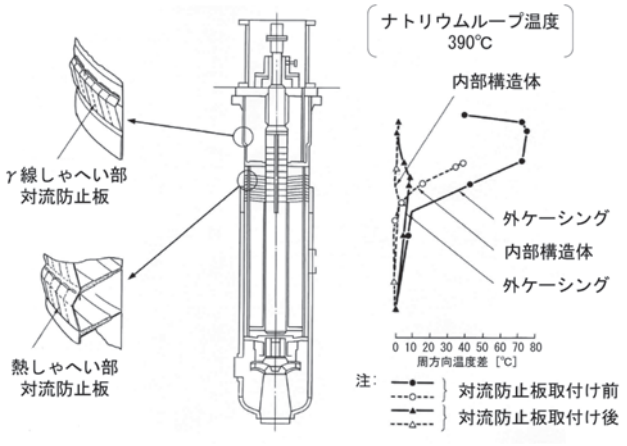


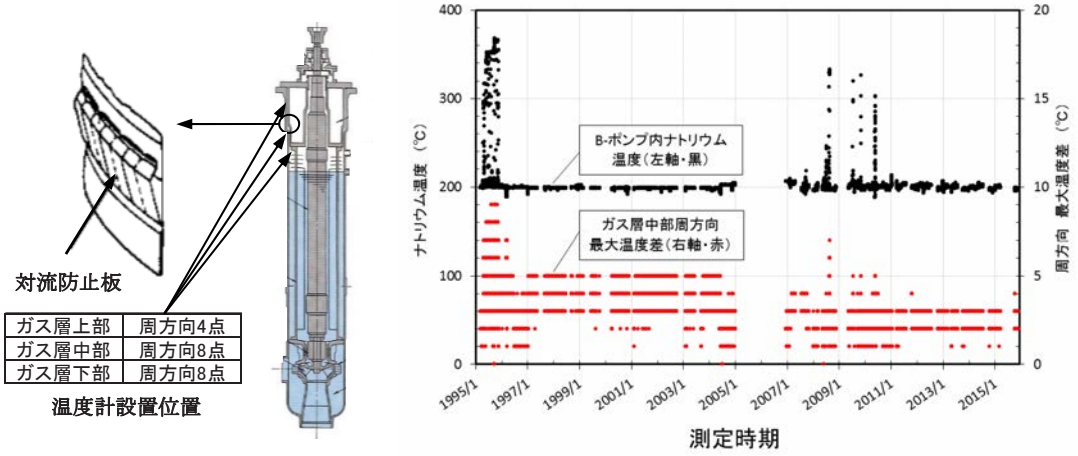
図7-20 モックアップポンプでの周方向温度差の軸方向分布

(3) 主循環ポンプの製作・据付

ポンプ軸は、ポンプ配置がコールドレグ配置となっており、液面変動幅が大きいこと、及びガンマ線しゃへい体（長さ約1.4m）が必要なことから、相当の長尺（軸長約8.5m）となる。重量を低減するとともに、共振現象によりポンプに振動が発生する共振回転速度を高く設定するため、軸の上、中、下に中空鍛鋼部品（直径約550mm、厚さ20mm）を溶接接続した。ポンプ軸には高精度のバランスが要求されるため、その加工にあたっては、各部の振れを自動計測しながら支持台を最適位置にセットした上で、運転温度と同一の高温環境下（約400℃）で軸振れ試験を実施するなど、曲がりについて細心の注意を払った。なお、加工時には中空部の偏肉精度を厳しくして高精度のバランスを確保し、軸方向に数ヶ所の厚肉部を設け不釣合の修正を容易にした。

(4) 運転データに基づく設計の妥当性確認

1次主冷却系は原子炉停止中も稼働状態にあり、20年間以上にわたって運転データを蓄積した。図7-21に主循環ポンプのポンプガス層周方向温度の測定データから得たナトリウム温度と周方向最大温度差（ガス層中部）の関係を示す。ガス層上部の最大温度差は6℃（設計の許容範囲: 10℃）、ガス層中部及び下部の最大温度差は12℃（同15℃）であった。これより、自然対流防止板は有効に機能していることが確認できた。



(a) 周方向温度計測点数　　(b) 周方向最大温度差（ガス層中部）等の測定

図7-21　ナトリウム温度と周方向最大温度差（ガス層中部）の関係

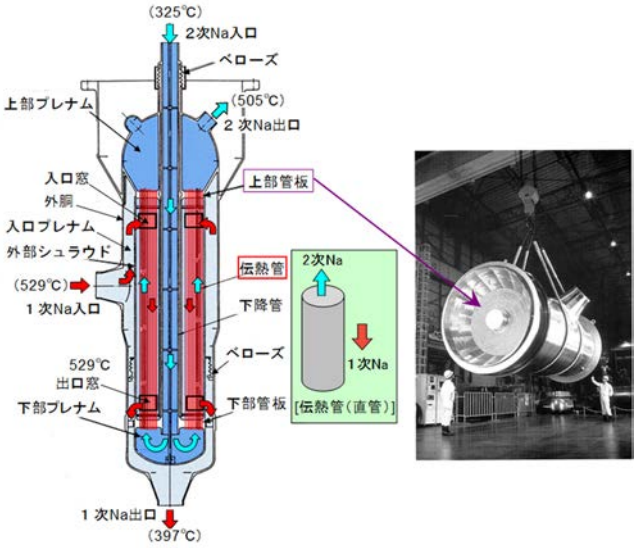


図7-22　中間熱交換器（IHX）の内部構造

表7-6　IHX の主要仕様

型　式		たて型無液面平行向流型
数　量		3基（1基/ループ）
定格伝熱量		238 MW/基（2.05×10⁸ kcal/h/基）
定格流量	1次側	5.12×10⁶ kg/h/基
	2次側	3.74×10⁶ kg/h/基
定格温度	1次側入口/出口	529 °C / 397 °C
	2次側入口/出口	325 °C / 505 °C
有効伝熱面積（外径基準）		1,093 m²/基
主要寸法		胴内径2.94 m × 高さ12.1 m × 板厚30 mm
主要材料		SUS304, SUSF304, SUS304TB
伝熱管	寸法	外径21.7 mm × 板厚1.2 mm
	本数	3,294本
	配列、総数	円周配列、23層
	配列ピッチ	半径方向30 mm × 円周方向31.4 mm

7.3.2　1次主冷却系中間熱交換器

1次主冷却系中間熱交換器（IHX: Intermediate Heat Exchanger）は、放射能を帯びた1次系ナトリウムから非放射性の2次系ナトリウムへ熱を伝える「たて型無液面直管平行向流型」の熱交換器である。その構造を図7-22に、主要目を表7-6に示す。

529℃の1次系ナトリウムは、入口ノズルから流入して入口プレナム部外胴と外側シュラウドの間を上昇し、入口窓から伝熱管束部に流入する。管束部では管束の隙間を流下しながら、伝熱管内を流れる2次系ナトリウムと熱交換し、出口窓を通って出口ノズルから397℃で流出する。また、2次系ナトリウムは325℃で2次ナトリウム入口から流入して下降管内を流下し、下部プレナムで反転して伝熱管内に流入した後、伝熱管内を上昇しながら管外の1次系ナトリウムとの熱交換により505℃まで加熱され、上部プレナムを通って2次ナトリウム出口ノズルから流出する。

(1) IHXの設計上の特徴

IHXは、主循環ポンプの吸込圧を確保するため圧力損失が大きい管側を2次冷却材側とし、胴側を1次冷却材側とした。これらの境界となる伝熱管が万一破損したとしても2次側への1次側放射性ナトリウムの漏えいを防止するため、1次側圧力は2次側圧力より低くした。

IHXは、材料のクリープ挙動が顕著な温

度領域で運転され、高温ナトリウムによる厳しい熱衝撃条件の下で使用されるため、十分な熱応力緩和対策を講じた。急激な熱過渡による機器の損傷を防止するため、1次側入口ノズル、支持スカート、上・下管板部及び2次側上部プレナム部には熱しゃへい板を設けた（図7-23）。

(2) IHXに係る研究開発

「もんじゅ」のIHXは、交換熱量238MW、伝熱管3,294本及び1次側入口温度529℃であるが、これらの仕様を「常陽」と比べると、交換熱量の大型化（約5倍）、運転温度の高温化、無液面化という特徴を有する。

IHXの設計では熱応力の緩和対策が必要であり、また、性能確保の面から機器内での均一流動分布を得るための構造上の配慮が必要であることから、伝熱・流動、材料、構造強度、製作技術等の研究開発を実施した。

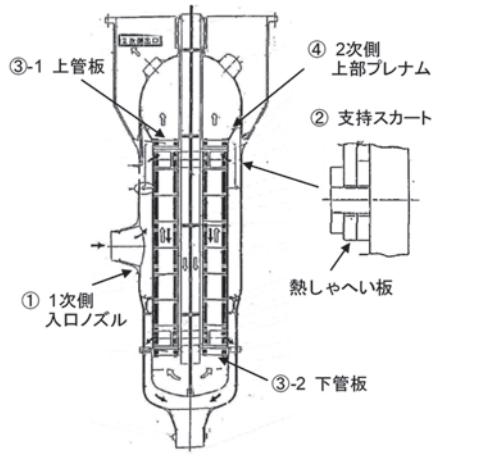


図7-23　IHX の熱しゃへい板取付け

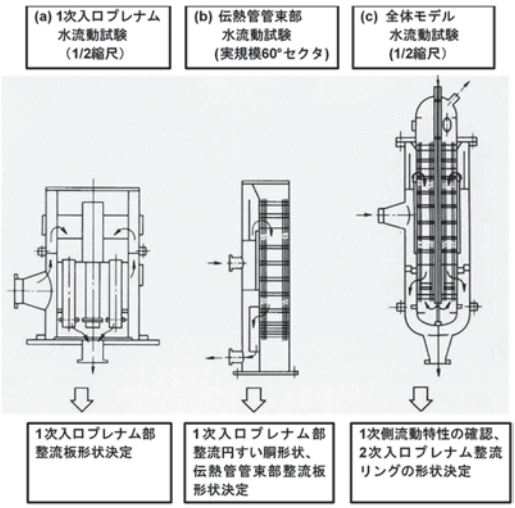


図7-24　IHX に関する水流動試験体[7-4)]

① 流動特性

伝熱部の流動を極力均一にすることは、熱交換器の性能向上に加えて、伝熱管相互の温度差を制限して構造信頼性を確保する観点から重要である。そのため、実寸大部分モデルや縮小全体モデルを使った水流動試験[7-4)]を実施し、IHX内部の流路形状、整流板、バッフル形状等を調整し、偏流が適切に抑制できることを確認した。すなわち、無液面型IHXを対象に、図7-24に示すように、「1次入口プレナム部（1/2縮尺）」、「伝熱管管束部（実寸大1/6セクタ）」及び「全体（1/2縮尺）」を対象とした試験体（モデル）を製作し水流動試験を実施した。その結果、図7-25に示すように、実規模（60°セクタ）の伝熱管管束部モデルにおいてほぼ均一な流速分布を得ることができた。

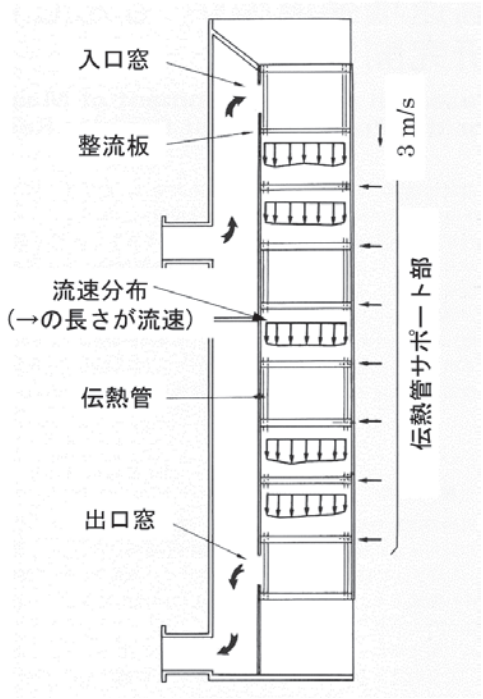


図7-25　IHX 管束部の流速分布（管軸方向）[7-5)]

② 材料[7-4)]

IHXの主要材料は、耐食性・高温強度に優れたオーステナイト系ステンレス鋼(SUS304)とし、熱荷重が厳しいことから、特に高温不連続部に使用する鍛造材は、炭素と窒素を約0.1%以下に制限することによりクリープ破断強度を向上させたSUS304鋼を使用した。また、溶接材料は、母材と同様の主要元素の組成範囲を基本とし、微量元素(ニオブ、バナジウム等)の混入割合について高温強度への影響等を実験的に確認した上で最適化を図った。

③ 管板部等の高温強度健全性[7-5)]

IHXは原子炉容器の出口側にホットレグ配管を介して直接接続されているため、原子炉トリップ、1次主循環ポンプトリップ、2次主循環ポンプトリップ等の熱過渡時には大きな熱衝撃が加わる。特に、内外シュラウドと上管板接合部、管ー管板接合部、1次系ノズル等はその影響が大きいと考えられるため、実機の1/2.5縮小モデルの試験体を用いて熱衝撃試験を実施した。試験体各部のナトリウム温度の計測から中間熱交換器各部における熱流動挙動を把握した。

④ 伝熱管の耐圧縮座屈健全性

IHXの管束は、上下2枚の管板の間に、直管式伝熱管を約3,000本溶接した構造である。管束部のナトリウムの流れが不均一となって伝熱管間に温度差が発生した場合、相対的に高温になった伝熱管には軸圧縮荷重が加わり、座屈挙動を呈する可能性がある。このため、実機を模擬した試験体により検証試験を行い、実機で考えられる荷重条件下では、ひずみ及び横たわみが十分に小さいことを確認した。

⑤ ベローズの構造健全性

IHXには、2 次側下降管と管束部の熱膨張差を吸収するためのベローズ、及び外胴と管束部の熱膨張差を吸収するためのベローズを設けており、前者は、原子炉冷却材バウンダリの一部を形成する。それらベローズについて、ベローズ基礎試験(ベローズ山型選定等)、ベローズ応力測定試験、疲労耐久試験、ナトリウム浸漬試験及び応力解析を実施して健全性を確認した。

⑥ 管ー管板溶接法

熱交換器の管ー管板溶接法には、伝熱管が密集しているため、製作性と信頼性の観点から完全差込型の溶接法を選択した。また、クレビス部(管と管板の間の隙間)で発生する可能性のある隙間腐食については、ナトリウム機器の使用実績、運転データ等からその発生のおそれがないことを裏付けた。

(3) IHXの製作・据付

IHXの製作・組立は、湿度及び温度を管理できるステンレス製品専用の工場で、実用原子炉品質体系に「もんじゅ」の特徴を取り込んだ品質管理の下で行い、要求される全ての寸法を公差内で製作した。また、IHXは、その下部耐震振止がガードベッセルの支持構造に合うように据付けられた。

7.3.3 蒸気発生器

蒸気発生器(SG: Steam Generator)は、原子炉から輸送されてきたナトリウムの熱で水を加熱して高温高圧の水蒸気を発生させる機器である。海外の先行高速炉のSGでは多くのトラブルを経験しており、プラントの安全確保の観点から重要であるとともに、その性能はプラント稼働率の鍵を握る。

「もんじゅ」用SGの開発にあたっては、大洗工学センターにおいて基礎試験から実証試験に至る広範な研究開発を実施し、伝熱流動特性、動特性、安定制御性、耐久性等の試験データと運転実績を蓄積し、実機の設計、製作、運転等に反映した。

(1) SG設計の特徴

「もんじゅ」SGの主要目を**表7-7**に、構造を**図7-26**、**写真7-5**に示す。

① 構造・材料上の特徴

- 蒸気を作る蒸発域に求められる耐応力腐食性と過熱蒸気を作る過熱域に求められる高温強度を併せ持った材料が「もんじゅ」の設計当時は開発途上であったこと、水側の流動不安定性の発生が懸念されたことなどから、蒸発器

(EV: EVaporator) 及び過熱器 (SH: Super-Heater) からなる分離型を採用した。

- 伝熱管材料としては、EV側にはボイラでの使用実績や応力腐食対策を考慮して低合金鋼 (2-1/4Cr-1Mo鋼) を、SH側には高温強度に優れたステンレス鋼 (SUS321鋼) を採用した。
- 伝熱管形式については、伝熱性能が良く、熱膨張を吸収しやすく、コンパクトなヘリカルコイル型をEV及びSHの両方に採用した。
- EVの蒸気の再循環については、熱効率の観点からは利点があり、初期の設計で検討したが、海外先行プラントの経験等を参考に、信頼性及び運転制御性の点からこれを採用せず、最終的には貫流型 (非再熱サイクル) とした。
- SG内部は、ナトリウム液面を有し、給水出入口管板がナトリウムに接しない構造とし、管板部の熱衝撃及び万一のナトリウム・水反応発生時の圧力上昇を緩和した。
- 管束部は、引き抜いて点検・補修できるように上部平板又は上部胴から吊り下げた構造とした。

高温 (約469℃) のナトリウムはEV上部の入口ナトリウムリングヘッダを通って流入し、伝熱管の間を下降し、下端から流出する。被加熱体である水は上部の給水リングヘッダを通って流入し、下降管内を降下し、その後ヘリカルコイル型伝熱管内を上昇しながら加熱され、過熱蒸気となって蒸気出口プレナムを通して流出する。蒸気はSHでさらに加熱され、タービンへ送られる。

写真7-5 蒸気発生器過熱器管束部

表7-7 「もんじゅ」蒸気発生器の主要仕様

項目		蒸発器	過熱器
型式		分離貫流ヘリカルコイル型	同左
基数		3基 (1基 / ループ)	同左
交換熱量		191 MW	47 MW
伝熱面積		900 m^2	424 m^2
伝熱管	本数	140 本	147 本
	外径	31.8 mm	31.8 mm
	肉厚	3.8 mm	3.5 mm
胴部	外径	約3 m	約3 m
	全高	約15 m	約12 m
ナトリウム	入口温度	469 °C	505 °C
	出口温度	325 °C	469 °C
	流量	3.7×10^3 kg/h	3.7×10^3 kg/h
蒸気条件	圧力	146 kg/cm^2G	127 kg/cm^2G
	温度	369 °C	487 °C
給水 (蒸気) 入口温度		240 °C	367 °C
水・蒸気流量		3.8×10^2 kg/h	3.8×10^2 kg/h
伝熱管材料		2-1/4Cr-1Mo 鋼	SUS321

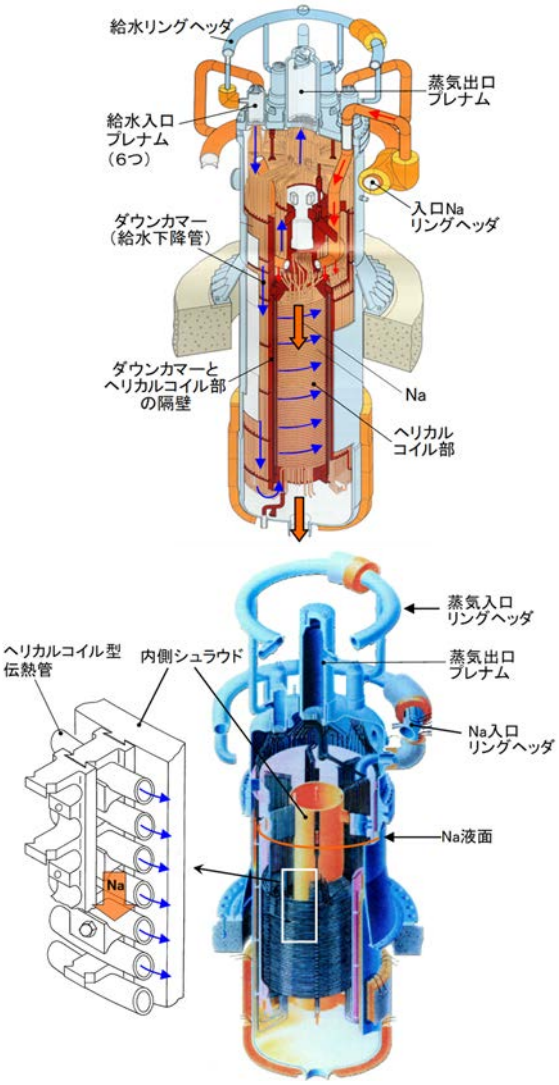


図7-26 蒸気発生器の構造
(上図: 蒸発器、下図: 過熱器)

② 水漏えい対策

SG伝熱管は、ナトリウムと水・蒸気の境界を形成している機器であり、運転中の健全性確保及び伝熱管破損時の対策に特に注意を払った。以下に主な内容を示す。

- 伝熱管内側（水・蒸気側）は、隙間腐食防止の観点からクレビス部（狭隘部）を設けない構造とする。
- ナトリウム中及びカバーガス中に水素計を設置して小規模の水漏えいを検出する。
- 大規模な水漏えいに対しては、圧力開放板を設け、過度な圧力を開放する。また、反応生成物収納設備を設置して外気への影響を抑制する。
- ナトリウム・水反応で発生する水素は大気へ放出・燃焼処理し、施設内に蓄積することを防止する。
- 胴内面にライナを設け、万一のナトリウム・水反応時のウェステージ腐食を抑制する。

(2) SGに係る研究開発

1MW蒸気発生器試験施設及び50MW蒸気発生器試験施設において、1MW SG、ITR (Instability Test Rig) 及び50MW SGの各試験体を用いて伝熱特性や信頼性の評価試験を実施した[7-6), 7-7), 7-8)]。実施した試験の概要を以下に記す。ナトリウム・水反応に係る研究開発については4.6.3に記載している。

① 試験概要

a) 1MW SG試験体を用いた試験

1MW SG試験体は熱交換容量1MWの試験体で、伝熱管の構造、寸法等は、「もんじゅ」で当初計画されていた一体貫流ヘリカルコイル型SGと同一の仕様で製作した。1971年から1972年にかけて約6,000時間の試験運転を行い、伝熱管の伝熱流動特性の把握、構造信頼性の確認、伝熱管材の特性変化の把握等を行った。

b) ITR 試験体を用いた試験

ITR試験体も熱交換容量1MWの一体貫流ヘリカルコイル型SGの試験体で、水側流動不安定現象の解明のために製作したものである。ドライアウト現象の詳細試験や水側温度分布等、SG内部の状態量の動的挙動の評価試験等にも使用した。ITR試験体では、装置の特徴から過渡時における水・蒸気側温度の軸方向分布の変化に関する実験データを取得し、動特性解析コードの検証及びSG内部状態量の動的特性の把握を行った。

c) 50MW SG試験体を用いた試験

50MW SG試験体は、「もんじゅ」の分離貫流ヘリカルコイル型SGと同一の仕様で2基製作した（図7-27）。

1号機は1973年に試験運転を開始し、静特性、水側流動安定性、動特性等の特性評価、冷却系を対象とした制御性、熱過渡特性及び事故時特性に関する一連の試験を実施した。2号機は1976年に試験運転を開始し1号機と同様な試験の他、水素挙動評価試験、水漏えい検出実証試験等を行った。1980年には、試験体を用いて管束部の引抜き、洗浄、伝熱管の検査、伝熱管施栓、ヘリカルコイル最外層伝熱管の交換等のメンテナンス実証試験を実施した。

1号機及び2号機の合計運転時間は通水運転時間で約19,500時間、SGナトリウム側の運転時間で約31,300時間に達した。この間、伝熱管破損は1度も発生することなく、我が国で製作されたSGの高い性能と信頼性を実証した。

② 伝熱流動評価式の整備

伝熱流動評価式の整備は、SG設計上、最も基本的かつ重要な事項であった。このため、圧力、温度、負荷レベル等をパラメータとして1MW SG試験体と50MW SG試験体を用いた特性試験を実施し、伝熱流動評価式（水・蒸気側熱伝達率、ナトリウム側熱伝達率）の評価・検証を通じ、「もんじゅ」SGの設計式として確立した。

③ 水側流動不安定現象の対策

水側流動不安定現象は、伝熱管内で水が沸騰する際の気液二相流の圧力損失の変動に起因して生じる可能性がある。二相流の流動安定性を評価するための解析コードの開発・検証を行い、不安定現象の発生が確

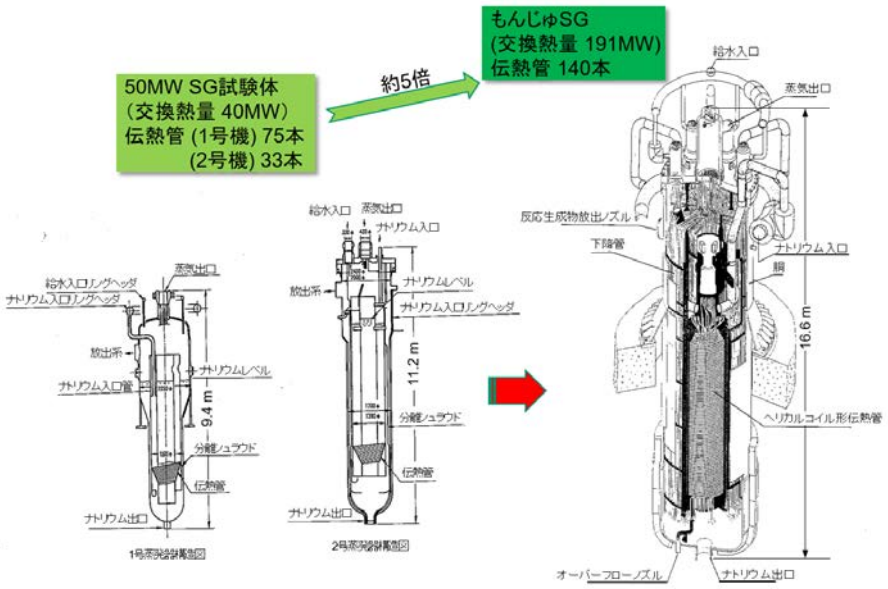


図7-27　50MW SG試験体ともんじゅSGとの比較（EV）

実に排除できる運転条件の範囲を安定判別マップとして整備した。このマップを使用して実機の安定運転の範囲を決定し、「もんじゅ」SGの設計に反映した。

④ 管内ドライアウト現象の挙動把握

SGの伝熱管を流れる水は、ナトリウムにより加熱され沸騰し二相流となる。加熱が進み蒸気の割合（クオリティ）が増加すると、ある位置で伝熱管の内表面が乾いた状態（ドライアウト）が発生する。ドライアウトの発生を境として沸騰熱伝達の形態が核沸騰領域から膜沸騰領域に遷移し、熱伝達率が急激に低下する。このため、伝熱性能の確保には、クオリティを高い精度で評価する必要がある。また、ドライアウト点近傍での管壁温度の振動は、伝熱管に付加される熱応力及び熱疲労の観点からも重要である。

これらの課題の解決を目的としてITR試験体の一部を改造してドライアウトに焦点を絞った試験を実施し、ヘリカルコイル型ナトリウム加熱SGでのドライアウト現象を解明し、ドライアウトクオリティや熱疲労の評価法を確立し、設計に反映した。

⑤ 材料特性・強度の確認

高温強度に優れているが、使用条件によっては応力腐食割れが懸念されるSHの材料に関しては、数種のオーステナイトステンレス鋼について実際のプラント条件下での試験、湿り蒸気の流入、及び溶存酸素の増加を仮定した加速試験を行い、いずれについても想定される運転条件の範囲においては応力腐食割れが発生しないことを確認した。

材料特性の経年変化については、1MW SG及び50MW SGの各試験体の運転終了後に伝熱管の一部を切り出して、詳細な材料試験を行い、ナトリウム側の脱浸炭、腐食等、水側のスケール（水垢）生成状況、材料強度の変化等を調査した。その結果、伝熱管材料は、最長約16,000時間の運転においても異常が認められず経年劣化がないことを確認した。

(3) SGの設計・製作

海外のSGにおけるトラブル事例の中でも、伝熱管の溶接部に起因したものが数多くあるため、伝熱管の溶接については特に注意を払った。主な留意点を以下に示す。

- 管と管板の溶接は、管板を削出し加工を行い、伝熱管との溶接は体積検査が可能な突合せ溶接とした。
- 伝熱管は、溶接箇所を極力少なくする観点から、長尺（EV: 約21.5m、SH: 約32m）の素管を採用した。
- EV伝熱管は、工場での水圧試験後は腐食抑制ため、ヒドラジンを入れた満水保管とした。

7.4 燃料取扱及び貯蔵設備

「もんじゅ」の燃料取扱及び貯蔵設備は、「常陽」で実証された技術を高度化し実用化に向け開発したものである。実用化の課題であった大型化傾向にある原子炉回りの小型化については、「常陽」の直動式燃料交換機を高度化した固定アーム式燃料交換装置の開発、及び炉外燃料貯蔵槽（EVST: Ex-Vessel fuel Storage Tank）を設置して炉内貯蔵を廃止することにより実現した。燃料交換期間の短縮については、原子炉とEVST間のみの移動で燃料交換することとし、燃料出入機が原子炉格納容器内外を走行する設計として達成した（図7-28）。

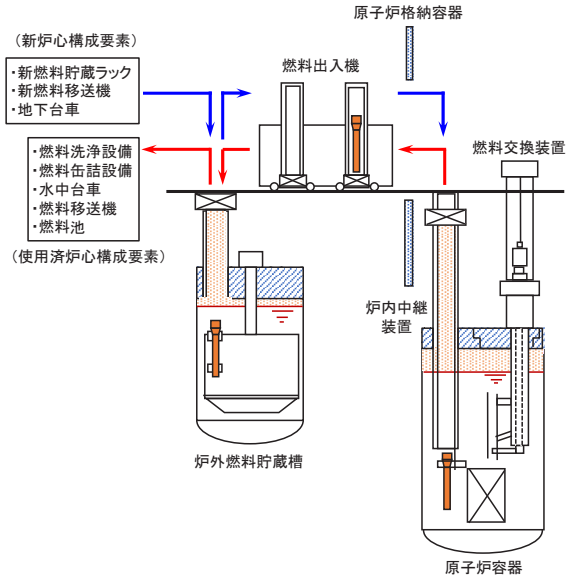


図7-28 燃料取扱・貯蔵の概要

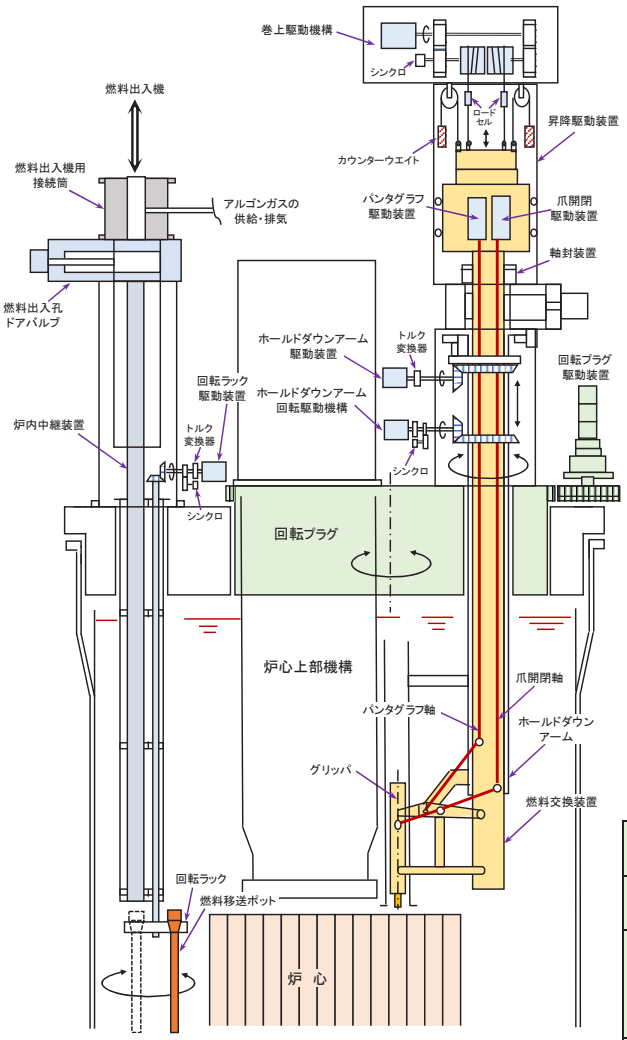


図7-29 燃料交換設備の設備概要

7.4.1 燃料交換設備

燃料交換設備の主要仕様を表7-8に、設備概要を図7-29に示す。

「もんじゅ」の燃料交換方式は、回転プラグの比較的小型化が可能であり、実用炉への外挿性を有すること、また、設備利用率、信頼性、運転保守の容易さ、安全性等の面から、単回転プラグ・固定アーム方式を採用した。

燃料交換装置の設計と並行して、モックアップ装置等を用いて空気中及びナトリウム中での開発試験を行い、「もんじゅ」の燃料交換装置として、パンタグラフ方式が構造的、機能的及び材料的にも十分使用可能であることを立証した。また、フルモックアップ装置を用いて位置決め精度、模擬燃料の挿入・引抜性、偏心動作、セルフオリエンテーション機能、耐久性等を確認した。

表7-8 燃料交換設備主要仕様

	燃料交換装置本体	ホールドダウンアーム及び駆動機構	炉内中継装置本体
型式	パンタグラフ開閉式	固定アーム式(炉内設置式)	回転ラック方式
主要寸法	全長: 約14.2 m ストローク: 約4.3～4.6 m	全長: 約11.4 m アーム長: 約1.7 m 上下ストローク: 燃料交換時50 mm	全長: 約12 m 外径: 約0.5 m
主要材料	SUS304	SUS304、炭素鋼	SUS304

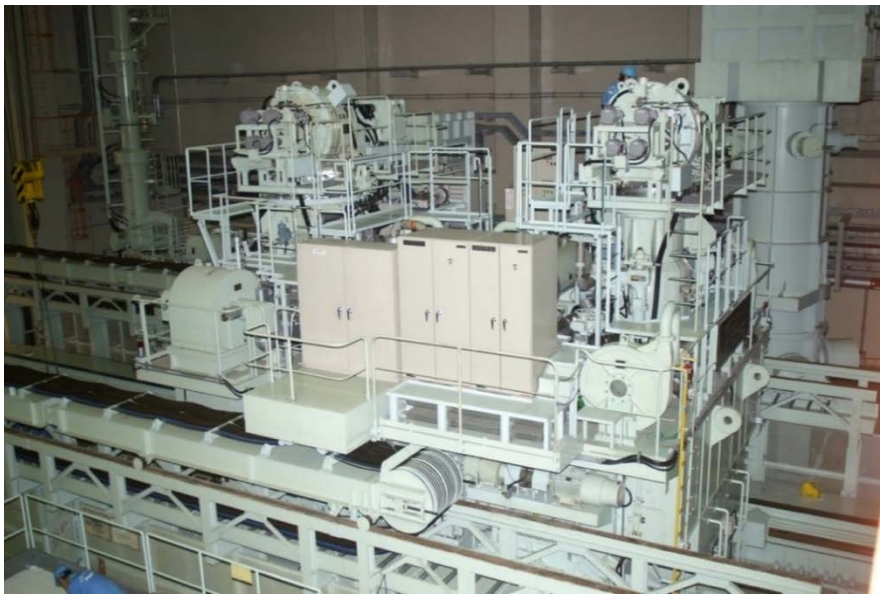


写真7-6　燃料出入機概観

7.4.2　燃料出入機

燃料出入機の主要仕様を**表7-9**に、概観を**写真7-6**に示す。

表7-9　燃料出入機主要仕様

	燃料出入機本体A	燃料出入機本体B
型　式	2対テープ駆動式 (アダプタ着脱式)	2対テープ駆動式
取　扱 対象物	燃料移送ポット、 炉心構成要素単体、 ドリップパン	炉心構成要素単体、 ドリップパン、他
主要寸法	外径: 約1.2 m × 高さ: 約8.1 m	外径: 約1.1 m × 高さ: 約8.1 m
冷却方式	直接・間接冷却	直接冷却

(1) グリッパ及びグリッパ駆動装置

燃料出入機のグリッパ駆動装置は、「常陽」で開発されたステンレス製テープ方式を採用した。燃料出入機は本体Aと本体Bで構成される。本体Aグリッパの概略構造を**図7-30**に示す。

- 「もんじゅ」の炉心構成要素は、「常陽」より大型化、かつ取扱数量も増大するため、吊上げ荷重と作動回数を条件にテープ及び巻取ドラムの引張り及び曲げ強度試験等を実施して、グリッパ駆動装置設計の妥当性を確認した。
- グリッパ駆動装置は、2対のテープ駆動方式を採用し、テープ破損時の燃料落下防止や事故時の対応操作が可能となるよう、より安全な設計とした。
- 燃料移送系機器削減のため、ハンドリングヘッドの形状が異なる燃料移送ポットや炉心構成要素を取り扱えるようアダプタ方式のグリッパを考案し、ナトリウム中試験で実証した。
- 通常の着脱に使用するアダプタの爪が操作できなくなった場合にも、グリッパ本体の爪を操作して、アダプタとともに炉心構成要素を受渡し設備内で緊急に切り離すことを可能とした。

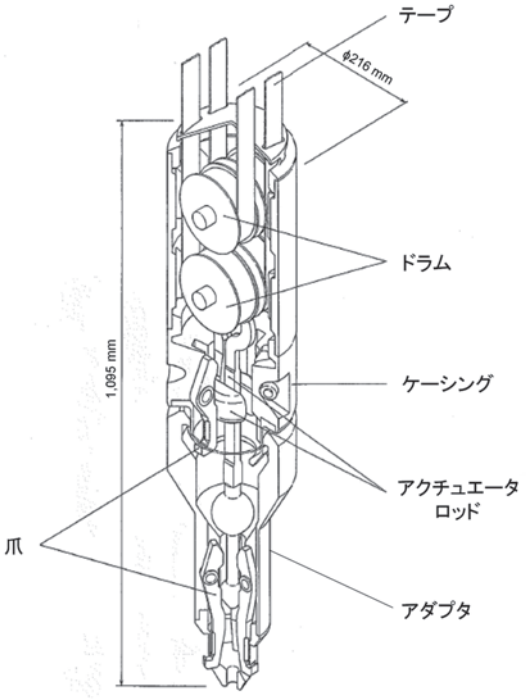


図7-30　燃料出入機本体Aグリッパ

(2) 滴下ナトリウム対策

「もんじゅ」は、「常陽」と比べて炉心構成要素の取扱いで滴下するナトリウム量も大幅に増大する。そのため、

- ドアバルブ内に設ける滴下ナトリウム受け容器（ドリップパン）を大型化し効率的に回収できるようにした。
- ドリップパンは、燃料取扱期間中に定期的に交換する必要があるため、グリッパにドリップパンアダプタを取り付けて遠隔自動運転で短時間に取り扱えるようにした。
- ドリップパンにサイフォン機構を設け、回収したナトリウムをEVST内のナトリウム中で出し入れすることによって自然に排出できるようにした。

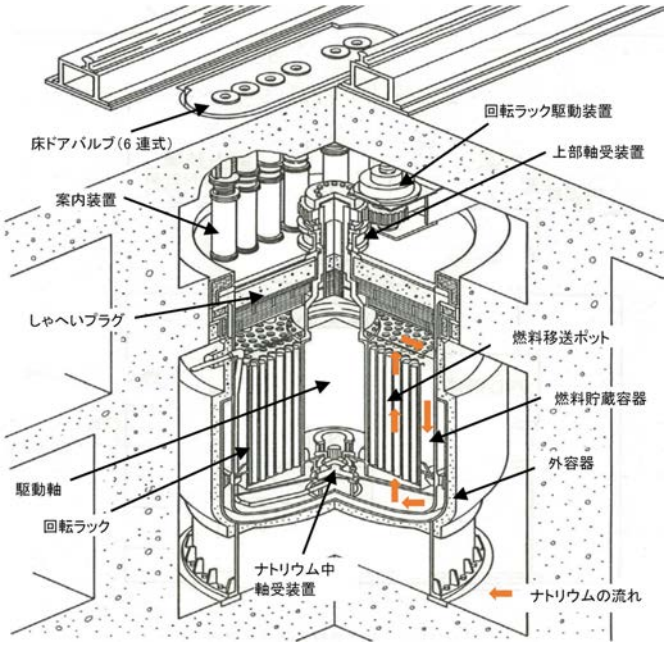


図7-31　EVST概略構造

(3) 燃料出入機冷却装置

燃料出入機本体A間接冷却系は、冷却空気を本体内部の二重円筒間に供給し燃料集合体を間接的に冷却する。このため、内側円筒の内面側には冷却上必要な熱輻射率を確保するためのコーティングを施した。このコーティングについては、ナトリウムが付着した状態でも必要な輻射率が得られることを開発試験により確認した。

また、ナトリウムが付着した燃料集合体を直接冷却する燃料出入機本体A直接冷却系は、高い気密性が要求されるため、高気密ブロワを開発し、試作試験及び燃料出入機のモックアップに組み込んで直接冷却系ブロワとしての適合性を確認した。

7.4.3　炉外燃料貯蔵設備

炉外燃料貯蔵設備の主要仕様を**表 7-10**に、EVST の概略構造を**図 7-31** に示す。

(1) EVST冷却系

EVSTの冷却は、当初1次ナトリウムを循環（1次冷却系）して2次冷却系で冷却する方式を検討したが、合理化の観点で1次冷却系を廃止し、燃料貯蔵容器内に設けた直浸コイル（冷却管）を介して2次冷却系で直接冷却する方式とした。

EVSTに貯蔵する燃料集合体はEVST内のナトリウムの自然循環で冷却するため、回転ラック外筒の内側と外側の両方にナトリウムの循環流路を確保する必要がある。そのため、回転ラック外筒の内側は、回転ラック上板、中板、下板のそれぞれに流路となる開口を設け、ナトリウムが回転ラック下部から上部へ上昇するようにした。燃料貯蔵容器内のナトリウムの自然循環冷却については、水流動試験により検証した解析コードにより冷却性能を確認した。

表7-10　炉外燃料貯蔵設備主要仕様

	EVST	回転ラック	冷却管
型式	燃料貯蔵容器: 底部鏡板付縦置き円筒形 外容器: 縦置き円筒形 しゃへいプラグ: 円筒箱形ビームコンクリート内蔵型	貯蔵方式: 同心6列1段積み 支持方式: 吊下式	ヘリカルコイル式
主要寸法	燃料貯蔵容器: 胴内径: 約6.1 m × 高さ: 約8.7m	外径: 約5.2 m × 高さ: 約4.5 m	ϕ 88.9 × t3.2mm
主要材料	SUS304、SUSF304、炭素鋼、コンクリート	SUS304、SUSF304	SUS304TB
貯蔵容量	炉心構成要素入り燃料移送ポット: 250体 空燃料移送ポット: 1体、ドリップパン: 1箇所（10段積み）		

(2) 回転ラック及び駆動装置

回転ラックは、大型構造物であるため、しゃへいプラグ上のスラスト軸受とラジアル軸受のみで支持することは困難である。そのため、燃料貯蔵容器底部のナトリウム中に回転ラック下端の振止めのためのラジアル軸受を設けることとした。

この軸受は、ナトリウム中で無潤滑（ナトリウムのみの潤滑）で使用でき、保守・点検なしに30年間、2万回転の使用に耐えられることが要求されるため、ナトリウム中試験で確認して実機に採用した。また、念のため、この軸受が故障した場合にも交換が可能なよう、ハンドリングヘッドを設け、回転ラック駆動軸を中空にして交換のための接近ルートが確保できる設計とした。

(3) 6連式床ドアバルブ

EVSTの床ドアバルブは、当初は実績のあるゲート弁式床ドアバルブを回転ラックの各列に設置して6基製作する計画であったが、回転ラックの貯蔵ピッチで決まるスペースに十分なしゃへい体の設置が困難であった。そのため、費用低減も考慮して床ドアバルブを1基とし、必要な位置に移設して使用することとした。

しかしながら、試運転の結果、この移設に要する負荷が大きいため、移設作業を排除できる6連式床ドアバルブを開発して設置することとした。このドアバルブは弁体をロータリ式にしてしゃへい欠損をなくすもので、その概略構造を図7-32に示す。

(4) 共通配管室の窒素雰囲気化

EVST冷却系共通配管室は、EVST内に設置した常備の冷却管のうち、1系統が破損した場合、破損した系統の冷却管を予備の冷却管に切り替えるための場所として設けたものである。共通配管室の雰囲気については、建設時には、万一のナトリウム漏えい時にも温度上昇が小さく、室内の他の機器（配管、弁等）への影響が少ないと判断し、空気雰囲気としていた。

2次主冷却系ナトリウム漏えい事故を踏まえて、EVST冷却系についてもナトリウム漏えい対策の強化を行うこととし、共通配管室の雰囲気については、ナトリウム漏えい後の影響緩和（燃焼抑制）の観点から、点検時を除き窒素雰囲気に変更した(図7-33)。

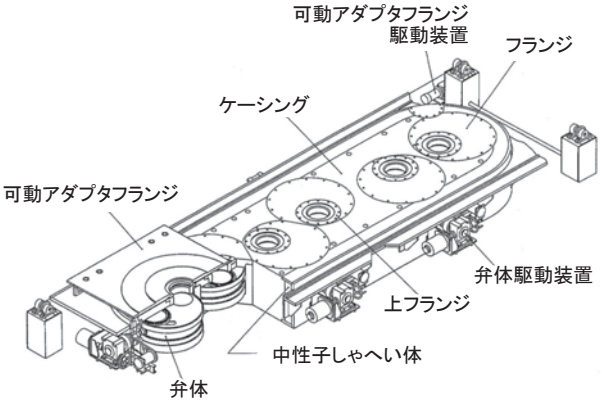


図7-32　6連式ドアバルブ概略構造

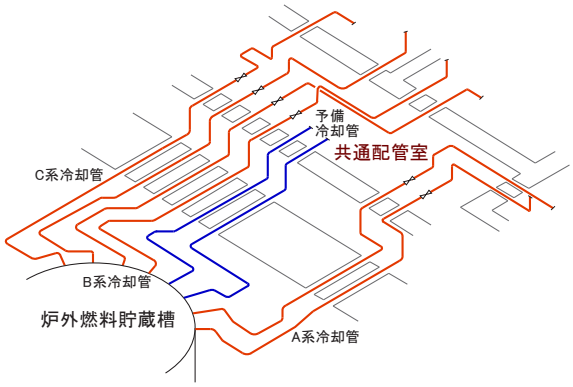


図7-33　冷却系配管概略配置

7.4.4　試運転結果と課題

燃料取扱及び貯蔵設備は、設備ごとに据付試験、単体機能試験、大気中総合機能試験及びナトリウム中総合機能試験を実施して各設備の機械系及び電気・制御系が所期の機能及び性能を有していることを確認した上で、自動運転による連続運転試験を行い、設備間の連携が円滑で炉心構成要素の所在管理を含めた運転監視が十分であることを確認した。また、系統設計上の要求条件である速度（燃料交換運転: 10体 / 16時間、燃料処理貯蔵運転: 2体 / 16時間）が満足できることを確認した。

しかし、プラントとしての運転開始に至らなかったため、高い崩壊熱と放射線量を有する使用済燃料の取扱実績を積むことはできなかった。

7.5 計測設備

高速炉用の計測設備については、ナトリウム環境下での使用等の特徴を十分に踏まえて開発を行った。特に中性子計装、破損燃料検出・位置決め計装等の原子炉計装に開発の力点を置くとともに、「常陽」と比べて計測諸量が増大することを考慮して広範囲にわたる研究開発を展開し、「もんじゅ」に必要な計装をほぼ全て自主技術として開発し、実用化を図った。

「もんじゅ」の試運転・試験によりこれら開発した計測設備の機能・性能を確認し、一部については所要の成果を確認できたが、将来に向けての課題を残しているものもある。

7.5.1 中性子計装

中性子計装の種類及び特徴を**表7-11**に、概略配置を**図7-34**に示す。

中性子束検出器の開発は、①燃料装荷系を含む線源領域系用としての比例計数管、②広域系としての核分裂計数管、③出力領域系としてのガンマ線補償型電離箱の3種類の検出器について実施した。

線源領域系については、当初、中性子検出感度10cps/nv以上の性能を有し、1年以上の使用寿命を持つB-10塗布比例計数管を開発した。その後、

- 線源領域系を事故時監視計装としても使用する。
- 軽水炉においても、事故時監視計装としてBF-3比例計数管の開発を実施しており、その開発経緯から「もんじゅ」に適用可能な検出器があった。

ことから、要求条件を満足するBF-3比例計数管を試作し、照射耐性試験及び耐久試験を実施し良好な結果を得た。一方、B-10塗布比例計数管は、照射寿命試験の結果から、「もんじゅ」の設置条件で使用する場合、適切な期間ごとにパルス系のゲイン調整が必要であった。これにより、「もんじゅ」に

表7-11 中性子計装の種類及び特徴

名 称	個数	測定範囲(原子炉出力)	検出器種類	主な機能
線源領域系(SRM)	2	約10^{-8}%～約10^{-3}%	BF-3比例計数管	・原子炉停止中の未臨界状態の監視、事故時監視計装 ・原子炉起動、停止時の中性子束レベルの監視
広域系(WRM)	3	約10^{-6}%～120%	核分裂計数管	・原子炉起動、停止時及び出力運転時の中性子束レベルの監視、出力領域系のバックアップ
出力領域系(PRM)	5	約1%～120%	ガンマ線補償型電離箱	・出力運転時の中性子束レベル及び変化率の監視 ・安全保護系及び計測制御系用

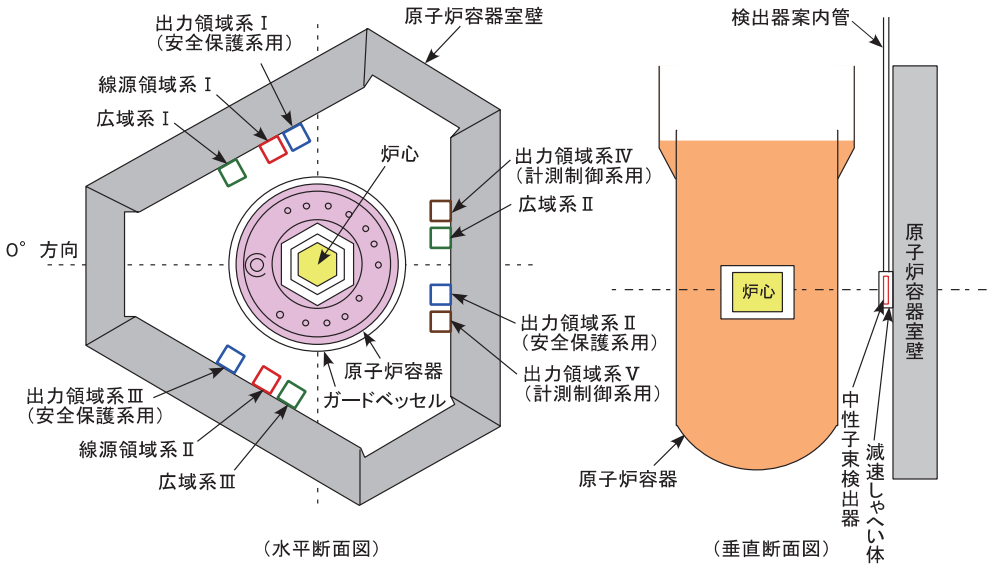


図7-34 中性子計装概略配置

おいては、BF-3比例計数管を線源領域系に使用（4本束ねて、中性子検出感度約30cps/nvを確保）することとした。

広域系には中性子感度0.3cps/nvの高感度の検出器が要求されるため、核分裂計数管を採用し、ガンマ線及び中性子環境下の高温照射試験により耐久性を確認した。核分裂計数管は、当初、中間領域系2チャンネルとしていたが、出力運転時の反応度挿入事故に対する原子炉トリップ項目に多様性を持たせるため、3チャンネルの広域系に変更し、電流モードを追加して原子炉出力の10%～120%をカバーすることとした。

出力領域系では、特に検出器位置でのガンマ線のバックグランド（BG）が高いために高温下でこれを補償するガンマ線補償型電離箱の開発を行い、電圧補償型のガンマ線補償型電離箱を試作し、「常陽」で実用耐久試験を行い良好な結果を得て「もんじゅ」に採用した。

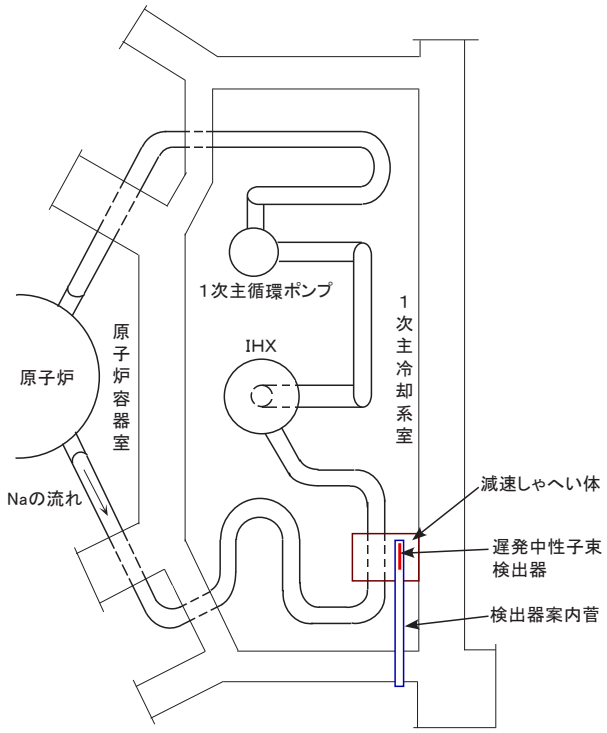
7.5.2 破損燃料検出装置

(1) 遅発中性子法破損燃料検出装置

遅発中性子法破損燃料検出装置（DN法: Delayed Neutron）については、安全保護系の計装として、破損燃料から放出される核分裂生成物先行核の原子炉容器上部プレナムでの移行遅れ時間やミキシングによる希釈効果を水流動試験により検証し、検出器の設定位置の妥当性を確認した。

DN法の通常運転時のBG計数率は、コンクリート壁からの光中性子、原子炉からの中性子、燃料ピン表面汚染等の寄与を考慮して、設計時に約45cpsと予測していた。しかしながら、1995年の40%出力試験時の結果から、定格出力運転時の想定BGは、設計時のBGの1/50程度になることが判明した。そのため、誤警報発生防止やDN法の動作確認のためのBG計数率確保の観点から、DN法各検出器の先端に中性子源（Am-Be）を設置して、BGとして常に有意な計数率（10数cps程度）が得られるような改善を図った。

DN法設備の配置を**図7-35**に示す。また、改善後のDN法検出器（BF-3比例計数管）の概略を**図7-36**に示す。



注）本図は1ループのみを示す。

図7-35 DN法破損燃料検出装置配置図

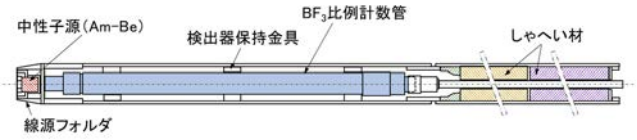


図7-36 遅発中性子束検出器概略図

(2) カバーガス法破損燃料検出装置

カバーガス法破損燃料検出装置（CG法: Cover Gas）は、破損燃料から放出される希ガス（クリプトン、キセノン）からの放射線を検出するプレシピテータ法とガンマ線検出法がある。

プレシピテータ法については、検出器の高感度化、高信頼性、保守点検の容易さ等の観点から、「ガス置換型プレシピテータ」を開発した。「もんじゅ」で使用するにあたって試作・改良して、最終的に原研の研究炉JRR-3を用いた耐久試験により性能を確認した。ガンマ線検出法については、直接希ガスからのガンマ線を測定し、プレシピテータが分担する破損規模よりも少し大きい規模の破損を検知するNaIシンチレータをカバーガス系に設置した。

2010年の炉心確認試験時において、「プレシピテータ計数率高」警報が頻発した。

原因は、他作業で発生した金属微粉末がプレシピテータの検出器内部に混入したことによるものと推定され、系統内のガスブローによる異物除去、検出器入口での異物除去のためのアルゴンガスフィルタの設置及び検出器（3本）の交換等を実施した。しかしながら、処置後の試運転では、ノイズ対策に係る一定の効果は確認できたが、計数率の低減は確認できず、その後、運転が中断されたため、原因究明には至っていない。

一方、ガンマ線検出法について、1995年の40%出力試験時の結果から、BG計数率が定格出力時の設計値（約340cps）に対して、十分に低い値であることが判明した。このため、プレシピテータの検出要求である特に微少な破損についても、ガンマ線検出法で検出可能であることを確認した。

プレシピテータ検出器単体の概略を図7-37に、系統図を図7-38に示す。

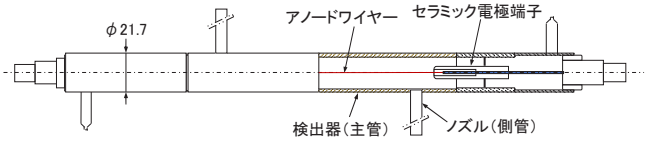


図7-37　プレシピテータ概略図

(3) タギング法破損燃料検出装置

運転中に破損した燃料の位置決めを行う破損燃料位置決め計装は、セレクタバルブ法及びタギング法の2つの方式が検討された。「もんじゅ」では、設計の進展に伴い炉上部機構の配置調整、諸外国における経験を踏まえて、タギング法破損燃料検出装置（FFDL: Failed Fuel Detection & Location）を採用した(図7-38)。

タギング法は、燃料集合体ごとに異なる組成のクリプトン（Kr）及びキセノン（Xe）の安定同位体混合ガス（タグガス）を各燃料要素に封入し、燃料破損時にこのガスを検知・分析して破損位置を同定する。米国やフランスで開発が先行していたが、いくつかの課題があり、ガスの移行挙動、小型濃縮分離装置、タグガスの燃焼生成計算を行う解析コードの開発、燃料要素に封入するタグガスカプセルの開発等を重点的に実施した。

このうち、タグガスカプセルについては、形状記憶合金を用いた新方式の開発を行い実用化の見通しを得た。タグガスの濃縮分離装置の開発は、小規模の活性炭吸着床を使用して、ガス回収・脱着時の温度、時間、キャリアガス流量等に関する基礎的なデー

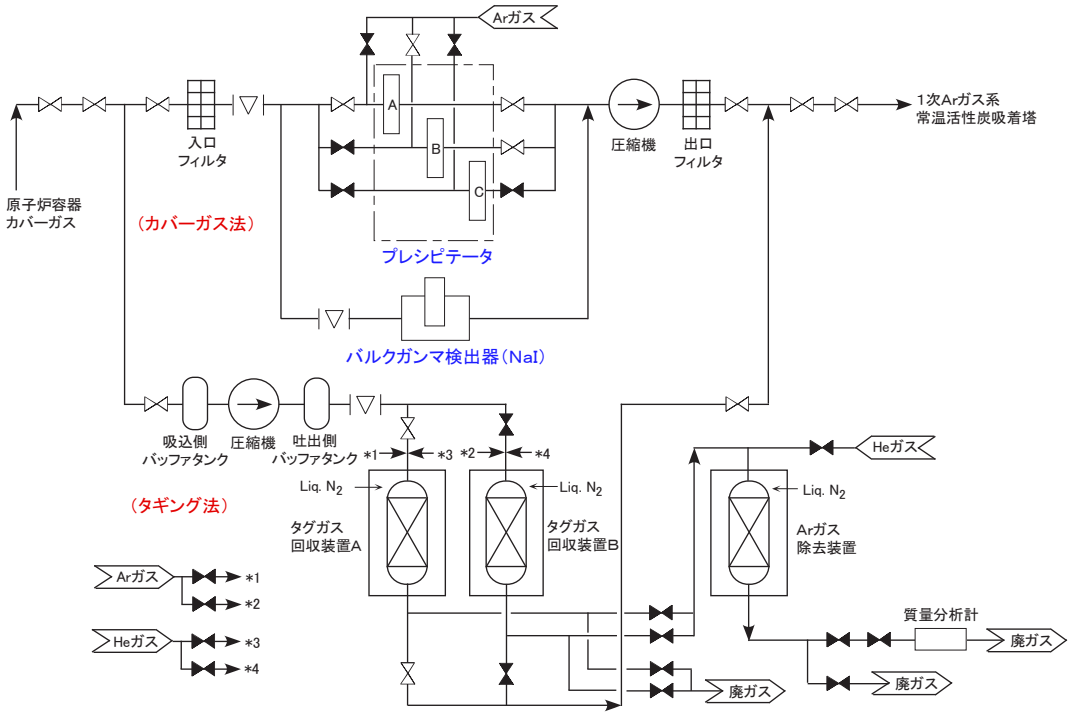


図7-38　カバーガス法及びタギング法破損燃料検出装置系統図

タを得て、ガス回収率が100%になるとの見通しを得た。

一方、「もんじゅ」の設計においてFFDLのタグガス回収時間を見直し、大型の活性炭吸着床の開発を行うことになったが、キセノンに対してクリプトンの回収率が低く、100%のガス回収に到達しなかった。これは、活性炭の熱伝導率が小さく太径の吸着床では内部まで昇温しきれないことから、希ガス脱着に要する時間が長くなりすぎたことが原因と考えられた。そこで、吸着床外径を従来どおりとし、長さを倍にしてU字型にしたものを実機に採用した。

その後、総合機能試験及び性能試験においては、活性炭の温度を十分制御することができなかったため、タグガス回収率が所定の値に到達しなかった（特にクリプトンは約2桁程度低い)。

このため、質量分析計への試料ガス導入方法の変更、液体窒素供給弁の調節弁への変更等の改善を行い、その後の試験等によりタグガス回収率の向上を確認した。

しかしながら、安定した性能を確認するには至っておらず、液体窒素による活性炭吸着床の温度制御方法の確立のために複数回の確認運転や試験の継続が必要である。また、「もんじゅ」の1次アルゴンガス系はタグガスと同じ希ガス核種のBGが高く、1次アルゴンガス系の新鮮アルゴンガスによるパージ期間の確保やパージ手順の検討が必要と考えられる。

7.5.3 ナトリウム漏えい検出器

表7-12にナトリウム漏えい検出器の用途と種類を示す。ナトリウム漏えい検出器の開発は、微少漏えいを検出するガスサンプリング型ナトリウム漏えい検出器を中心に進めた。漏えい検出システムとして成立させるための開発項目には、検出器以外に、エアロゾルの発生とその減衰特性、セルフプラグ、漏えいによる腐食、サンプリング方法等があり、1次系及び2次系ともにシステム全体として、最終的には100g/hの漏えいを24時間以内に検出することが可能であることを確認・検証した。なお、EVST及びEVST冷却系の漏えい検出器については、系統温度が低くエアロゾルの発生が少ないことから、検出目標として100g/hの漏えいを150時間以内に検出できることを確認した。

主な微少・小漏えい検出器の種類と原理を**表7-13**に示す。これまでの試運転経験等から以下に示す改善を行った。

- SIDに使用しているフィラメントは含有不純物によりBG指示値が上昇することが確認され、純度99.999%白金フィラメントを使用することとした。
- RIDは、当初は絶対値で警報設定を行う予定であったが、RID出力信号は雰囲気温度に依存する(温度が高くなると出力が減少し、低くなると出力は増加する)こと、及びAm-241の電離に伴う信号のゆらぎが顕著であったことから、その対策として、信号をデジタル処

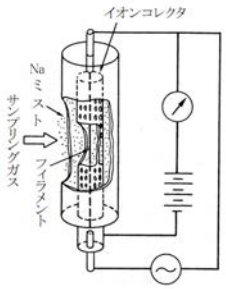
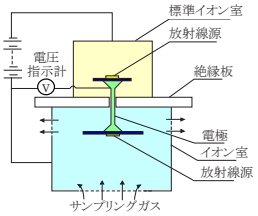
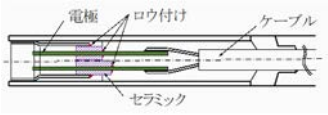
表7-12 ナトリウム漏えい検出器の用途と種類

検出対象	信号用途	検出器	主な取付箇所	検出手段	備 考
機器・配管の微少・小漏えい	警報	ガスサンプリング型Na漏えい検出器 SID: ナトリウムイオン化式 DPD: 差圧式 RID: 放射線イオン化式	1次系、2次系の主要な機器(R/V、ポンプ、中間熱交換器)、配管と保温材の間※1	機器・配管から漏れたナトリウムエアロゾル（ガス状）をサンプリングして検出※2	※1…ガスサンプリングポイント ※2…検出目標は100 g/hのNa漏えいを24 h以内に検出
			1次主冷却系室（上記監視の後備）※1		
		接触型Na漏えい検出器	タンク底部、弁のベローズシール近傍、配管の下部	機器・配管から漏れたNaを直接検出	
	警報 換気空調設備の自動停止	空気雰囲気セルモニタ ・煙感知器 ・熱感知器	2次ナトリウムを内包する機器・配管が設置される空気雰囲気室	保温構造外に及ぶ2次ナトリウムの漏えいに伴う燃焼を検出	空気雰囲気下で、保温構造外へ10kg/h以上のNa漏えい燃焼を検知
機器・配管の中・大漏えい	格納容器隔離及び原子炉トリップ	Na液面計 (Na漏えい検出用)	原子炉容器、ポンプ、IHXの各ガードベッセル内	ガードベッセルにたまる漏えいナトリウムの液位を検出	安全保護系
		温度計 (Na漏えい検出用)	1次冷却系室床	床にたまる漏えいナトリウムの温度を検出	安全保護系

理して移動平均法による信号処理システムを追加した。

- 高温となる場所で用いる銀ロウ付の密閉型CLDにおいて、絶縁低下や漏えい警報の発報が生じた。原因は、銀ロウのイオン・マイグレーション（電極間をイオン化した金属が移動し短絡が生じる現象）による絶縁低下や短絡によるものであった。このため、銀ロウ付からイオン・マイグレーションの発生し難い金ロウ付のCLDに変更した。

表7-13　漏えい検出器の種類と原理

検出器種類と原理		検出器概要図
ガスサンプリング型漏えい検出器	ナトリウムイオン化式検出器 (SID: Sodium Ionization Detector) 検出器に導かれたサンプリングガスの中のナトリウムエアロゾルは、高温に保たれたフィラメントにより電離、イオン化され、フィラメントコレクタ間にイオン電流が流れる。このイオン電流を検知することにより微少ナトリウム漏えいを検出する。	
	放射線イオン化式検出器 (RID: Radiative Ionization Detector) 検出器に導かれたサンプリングガス中のナトリウムエアロゾルはAm-241によりイオン化されたガスに付着し、外部から電界を加えた電極間に流れる電流が減少する。この電流変化を標準イオン室側との電位差で検知することにより微少ナトリウム漏えいを検出する。	
接触型ナトリウム漏えい検出器 (CLD: Contact Leak Detector) ナトリウムが導電性であることを利用したもので、検出器の電極間あるいは、電極－アース間に漏えいナトリウムが付着すると電流が流れる。この電気的短絡を検知することによりナトリウム漏えいを検出する。		 密閉型CLD

—参考文献—

7-1) IAEA, Benchmark Analyses of Sodium Natural Convection in the Upper Plenum of the Monju Reactor Vessel, IAEA-TECDOC-1754, 2014, 180p.

7-2) 広井博ほか, 高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について, 動燃技報, No.100, PNC-TN1340 96-004, 1996, pp.49-68.

7-3) 山崖佳昭ほか, 高速増殖炉もんじゅ発電所 1次主冷却系循環ポンプの設計・製作, 日立評論, Vol.71, No.10, 1989, pp.23-30.

7-4) 井上達也ほか, 高速増殖炉もんじゅ発電所 1次主冷却系中間熱交換器の設計・製作, 日立評論, Vol.71, No.10, 1989, pp.15-22.

7-5) 河原愈ほか, 高速増殖原型炉「もんじゅ」用冷却系機器の研究開発, 日立評論, Vol.64, No.8, 1982, pp.73-78.

7-6) 高橋忠雄, ナトリウム加熱蒸気発生器の開発, 日本機械学会誌, Vol.81, No.711, 1978, pp.151-156.

7-7) 土屋毎雄, 高速炉用蒸気発生器開発の現状, 日本原子力学会誌, Vol.25, No.5, 1983, pp.320-328.

7-8) 福田達, 高速増殖炉技術開発の最近の動向(3) －高速増殖炉用蒸気発生器－, 原子力工業, Vol.31, No.1, 1985.

8. ナトリウム技術

○ 高速炉では、冷却材として、沸点が高く、不透明で化学的に活性な液体金属ナトリウムを使用する。「もんじゅ」においてナトリウムを安全に使用するための取扱技術、保守技術等に係る研究開発を通じて経験と技術を蓄積した。

○ ナトリウム試験施設の運転・試験及び「もんじゅ」の試運転を通して、ナトリウム純度管理技術を確立するとともに、実機プラントでのナトリウム取扱技術の基盤を構築した。

○ 「もんじゅ」の供用期間中検査の基本的な考え方を整理し、高速炉固有の条件に適用し得る検査手法や検査技術を開発し、「もんじゅ」に適用して各種データを取得することにより、高速炉の供用期間中検査の技術基盤を確立した。

○ 保守点検時の作業員被ばく低減に向け、コバルトフリー材の使用などにより放射性腐食生成物の発生を抑制するとともに、放射線源の挙動、除去及び線量率分布解析コードを開発した。

8.1 ナトリウム取扱技術の開発[8-1)]

(1) ナトリウム純度管理技術

冷却材に使用するナトリウムは、機器・配管の構造材や燃料被覆管の腐食防止等の観点から適切に純度管理を行う必要がある。また、1次冷却系では、放射性腐食生成物（CP: Corrosion Product）による被ばく低減のため、2次冷却系では、蒸気発生器（SG: Steam Generator）伝熱管からの水漏えい検出性能向上のために、ナトリウム中の不純物濃度（1次冷却系では酸素、2次冷却系では水素に着目）を低く抑えるよう設計する。

ナトリウムの純度は、不純物を除去する（ナトリウムを精製する）コールドトラップ（CT: Cold Trap）と不純物濃度を測定するプラギング（PL: PLugging）計により、常時、所定の範囲に維持・管理する。CT及びPL計は、不純物のナトリウム中飽和溶解度が温度の低下とともに減少する原理を利用するもので、大洗工学センターの各種ナトリウム試験装置で性能を確認し、運転方法を確立した。なお、ナトリウムの初期純化運転に際しては、機器・配管表面に付着した不純物が多いため、CT回りの配管低温部等で閉塞が起こらないよう留意する必要がある。

図8-1 ナトリウム洗浄治工具類の例（物理的方法）

(2) ナトリウム洗浄技術[8-2)]

ナトリウムは、化学的に活性で、空気中では燃焼し、水とは激しく反応するため、高速炉プラントやナトリウム試験施設の補修・改造時には、機器・配管に付着したナトリウムを除去する必要がある。ナトリウム洗浄方法は、対象物の大きさと形状、ナトリウム付着量、放射性ナトリウムの有無、ナトリウム洗浄後の検査内容、再利用可能性等を考慮して決める必要がある。ナトリウムの洗浄には、大別して物理的方法と化学的方法がある。物理的方法は、削り落とすなどの方法であるが、完全に除去できないため化学的方法の前段作業として実施するケースが多い（図8-1）。化学的方法は、これまでの洗浄経験から、概ね以下のとおり整理できる。

- 水洗浄（温水、温水減圧沸騰等を含む）
  ナトリウム付着量が少なく、複雑形状や隙間形状に効果があるため最後の仕上げに用いる。
- 水蒸気洗浄（不活性雰囲気、不活性ガスとの混合ガスを含む）
  水洗浄に比べナトリウムとの反応が緩やかであり完全に洗浄でき、実績が豊富である。ただし、洗浄廃液による腐食に留意する必要がある。
- アルコール洗浄
  ナトリウムとの反応が極めて緩やかであり、対象物を洗浄後に材料試験に供する場合等に用いる。アルコールの引火に留意が必要である。
- 炭酸ガス処理
  大型で複雑な構造を有する機器に適用される。ナトリウムを炭酸ナトリウムに安定化させる方法であり、モックアップ試験で使用した50MW SGの管束部の洗浄に適用した例がある。

(3) ナトリウム用消火剤の開発

ナトリウムを取り扱う場合は、作業者の防護に加え、ナトリウム火災に対する備え（消火）が重要である。ナトリウムは、消防法による危険物第3類に分類されており、消防法上は乾燥砂等が消火剤として認められている。しかし、乾燥砂は、乾燥状態

の維持管理が必要であり、また、液体ナトリウムより重いため窒息効果が期待できない場合があり、多量の液体ナトリウム火災の消火には適さない。このため、消火器メーカと共同で無水炭酸ソーダ粉末を主成分とする消火剤（商品名：ナトレックス）を開発し、消防庁消防研究所（現、消防研究センター）で、各種消火実験を行い、ナトリウム火災の消火剤として使用が認められた。これを受け、大洗工学センターのナトリウム試験施設、「常陽」及び「もんじゅ」には、ナトレックスを消火剤として配備している（**写真8-1**）。

写真8-1　「もんじゅ」の各種ナトレックス消火器

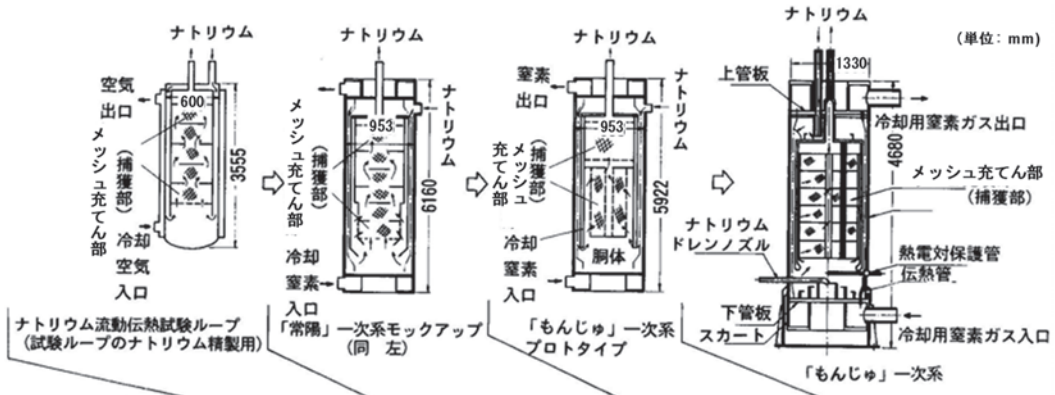
8.2 ナトリウム機器の開発

(1) コールドトラップの開発

CTは、ナトリウムの温度を下げる（通常120℃～150℃）ことによりナトリウム中の酸素、水素等を過飽和析出させてステンレス製のメッシュで捕獲し、ナトリウムを精製する機器であり、通常はナトリウムの主循環系から分岐させた純化系に設置する。CTは、長期間運転を継続するとメッシュ部が不純物で目詰まりすることから、メッシュ部において不純物を均一に捕獲することが開発課題の一つであった。

大洗工学センターのナトリウム試験施設の各種試験や「常陽」の運転経験を通して、CT内温度分布の平坦化、局部閉塞を抑制するためのメッシュ部流入面積の拡大及びメッシュ充てん密度の最適化に関する知見を得た。これらは、「もんじゅ」のCTの設計に反映した（**図8-2**）。

なお、2次冷却系に使用するCTは、プラント運転中にSG伝熱管から水素が透過するため、不純物による負荷が大きく、プラント寿命中にCTの交換が必要となる。このため、廃棄物低減の観点から2次系CTの再生技術に関する研究開発を実施し、実機プラントへの適用性を検討した。



不純物捕獲容量	—— kg－O_2	16 kg－O_2	26 kg－O_2	70 kg－O_2
試験検査項目	純化特性、温度分布、運転特性 不純物の捕獲容量・捕獲分布（解体検査）			解析コード等による設計評価
主要構造	・メッシュ部ナトリウム流路：ナトリウム流入面積小、長流路 ・メッシュ内温度分布：流れに沿って温度上昇有 ・メッシュ高充てん率 200kg/m³		・ナトリウム流入面積大、短流路 ・均一（断熱ガス層を設置） ・メッシュ高充てん率 200kg/m³	・同左 ・同左 ・メッシュ低充てん率 100kg/m³
成果（反映事項）	・不純物捕獲に有効なメッシュは低温ナトリウム流入部 ・メッシュ内温度を均一にして、純化効率、捕獲容量増が可能 ・解析コード（CTRAP）の開発 ・純化特性のシミュレーションが可能 ・コールドトラップ設計指針		・設計改良の妥当性を確認 ・解析コードの検証 ・メッシュ充てん率を下げさらに不純物捕獲容量増が可能	・同種のコールドトラップを「常陽」一次系の改良系として設置し、既に順調な運転実績を得ている。

図8-2　「もんじゅ」1次冷却系コールドトラップの開発経緯

(2) プラギング計の開発

PL計は、ナトリウム中の不純物を連続して計測する比較的簡便な計測器である。測定原理は、ナトリウム中の不純物がその飽和温度以下の温度で析出する性質を利用して、ナトリウムの温度を測定し、温度と不純物の飽和溶解度との関係からナトリウム中の不純物濃度を評価するものである。諸外国の高速炉はもとより、大洗工学センターのナトリウム試験施設及び「常陽」で数多く使用され豊富な実績がある。ただし、PL計の使用においては、飽和溶解度が異なる複数の不純物が混在する場合には物質によってプラギングの仕方が異なる（多重ブレーク現象）ので留意する必要がある。

(3) ナトリウム弁及びベローズ

「もんじゅ」は、ナトリウム及びナトリウム蒸気を含む系統にはナトリウム弁を使用する。ナトリウム弁には、高温（200℃～550℃）、厳しい熱過渡条件、シール性、耐食性等が要求される。特に、シール部からのナトリウムの漏えいを防止するために、軸封機構については特別の配慮が必要であり、各種技術開発を行ってベローズシール法及びフリーズシール法を採用した。

ナトリウム弁は、ナトリウム試験施設や「常陽」で使用しており、製作、使用経験等の知見を高速炉用ナトリウム弁に関する総合技術指針として取りまとめた。主冷却系統に設置される大型弁については、弁メーカやプラントメーカの協力を得て詳細な構造解析、試作品の製作、機能試験等を行い、慎重な開発を行った。

「もんじゅ」では大小様々なベローズを用いるが、使用箇所に応じて異なるベローズを開発した。2次主冷却系の格納容器貫通部には大型のベローズを用い、制御棒駆動機構やナトリウム弁にはシール用ベローズを用いた。作動回数が多い弁や、ストロークや作動速度の大きい制御棒駆動機構のベローズについては、繰り返し疲労試験等を行い、信頼性の高いベローズを開発した。

これらナトリウム弁及びベローズは、一般産業での需要がほとんどなく、製造技術の継承が今後の課題である。

8.3 「もんじゅ」試運転における成果

(1) ナトリウムの純度管理

図8-3は、「もんじゅ」の試運転期間中（約20年間）の1次冷却系ナトリウム中酸素濃度（PL計測定値）の推移である。1次冷却系のCTは、酸素濃度が3ppm以下となるよう130℃（初期純化時を除く）で運転している。酸素濃度は、運転初期において、温度上昇に伴い構造物表面に付着した酸素が溶出したことによる一時的な濃度上昇が観測されたが、それ以降は適切に管理さ

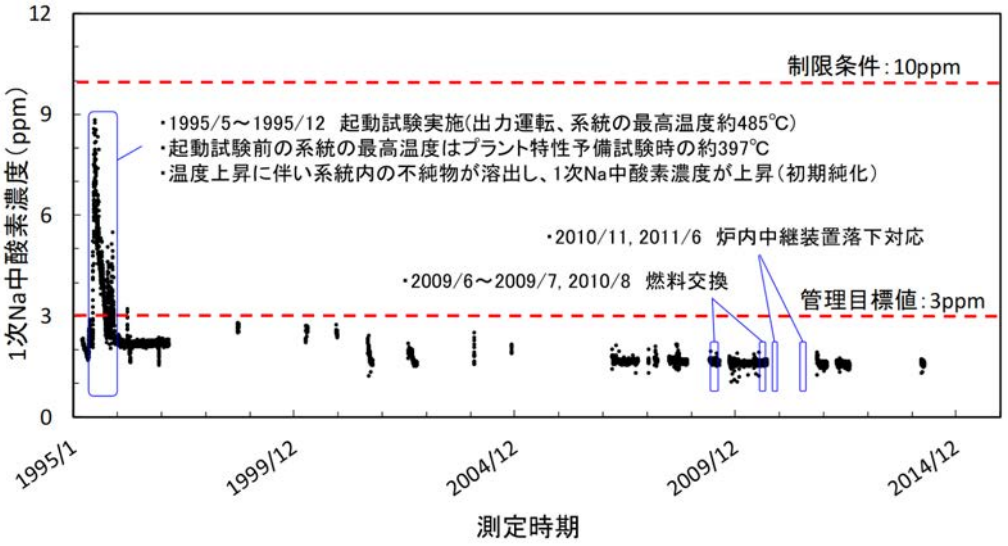


図8-3 「もんじゅ」試運転期間中の1次冷却系ナトリウム中酸素濃度の推移

れ、CT及びPL計が所定の性能を果たしていることが確認できた。また、2次冷却系のナトリウム純度についても、1次冷却系と同様に適切に管理できることを確認した。

(2) CTの性能確認

図8-4には、「もんじゅ」2次系のCT運転温度を変更させた場合の水素濃度の変化(ランプ応答) を示す。2次冷却系は、万一のSG伝熱管からの水漏えいを早期かつ確実に検出するため、通常運転時にはバックグランドとなる水素濃度を低く維持することが重要である。このため、2次系CTには純化効率0.7の設計条件を設定した。図8-4においては、CT運転温度に応じた飽和水素濃度の計算値と水素濃度の実測値の応答曲線を比較して、純化効率を約0.85とした場合の計算値が実測値と合致していることが示された。純化効率0.85は設計条件を十分に満足するものであった。

なお、1次系CT及び2次系CTは共に初期純化運転の段階で一時的に不純物を除去できない事象が発生した。この事象は、メッシュ部のナトリウム濡れ性がごく初期には十分でなかったことが影響したものと推察された。

(3) ナトリウム洗浄経験の蓄積

「もんじゅ」には、3つの洗浄設備（燃料洗浄設備、1次系機器等の洗浄設備、及び2次系機器洗浄設備）を設置しており、水蒸気洗浄（不活性ガスとの混合）と水洗浄の組合せでナトリウム洗浄を行ってきた。ただし、2次主冷却系ナトリウム漏えい事故

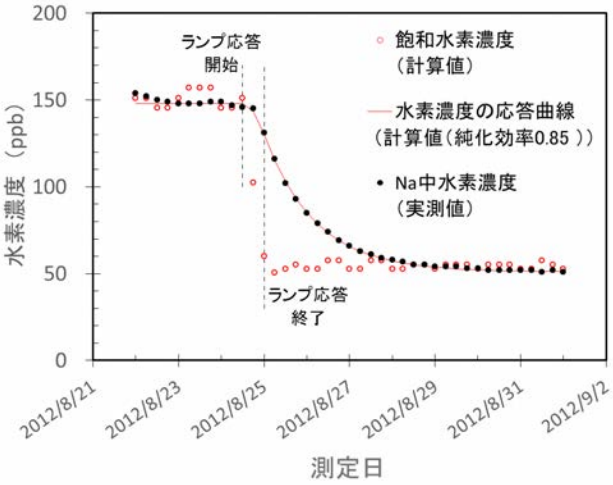


図8-4　「もんじゅ」2次系コールドトラップの純化効率

の原因となった温度計さやを切り出して原因究明のための材料試験に供する際にはアルコール洗浄を行った。

表8-1に「もんじゅ」での洗浄実績を示す。これまでに、燃料洗浄設備等で不具合を経験し、設備の改善を図ってきた。これらの洗浄経験を通して、プラントレベルのナトリウム洗浄技術の基盤を構築した。

8.4　供用期間中検査（ISI）技術の開発

8.4.1　ISIの方針及び計画の策定

(1) ISIの基本方針

「もんじゅ」の供用期間中検査（ISI: In-Service Inspection）の基本方針として、原子炉冷却材バウンダリの健全性確認については、主要な機器、配管等に対して、溶接部の肉眼試験を主とした試験と供用期間中を通じたナトリウム漏えい監視を行

表8-1　「もんじゅ」の主要なナトリウム洗浄経験（～2011年7月）

被洗浄体	数量	洗浄方法	備考
FCRD上部案内管	3	湿潤窒素ガス洗浄＋水洗浄＋温水減圧洗浄	
模擬燃料集合体等	203体	湿潤アルゴンガス洗浄＋脱塩水洗浄	
炉内中継装置	一式	湿潤アルゴンガス洗浄＋脱塩水洗浄	
仮設ストレーナ	3	蒸気洗浄	
損傷温度計さや	1	アルコール洗浄	原因調査のための材料試験に供した。
撤去した2次系ナトリウム配管・弁	一式	湿潤窒素ガス洗浄＋水洗浄＋温水循環洗浄	
2次系漏えいナトリウム	一式	湿潤窒素ガス洗浄＋水洗浄＋温水循環洗浄	配管室に堆積していたナトリウム
過熱器用圧力開放板	1	アルコール洗浄	原因調査のための材料試験に供した。

うことを基本としている。原子炉カバーガス等のバウンダリについては、放射性カバーガスモニタによる漏えい監視を行う。なお、一部の構造材については、材料監視片による試験を行い、必要に応じて材料に対する環境効果を評価する。

(2) ISI計画の策定

「もんじゅ」のISI計画は、 ISI基本方針に従って、米国のASME Boiler & Pressure Vessel Code Case Sec. XI, Div.3 (液体金属冷却原子炉のISIに関する規定) を参考に策定した。**表8-2**に「もんじゅ」のISI計画の概要を示す。この計画には、原子炉容器 (RV: Reactor Vessel) 回りの肉眼試験用検査機器及び1次主冷却系配管の体積試験用検査機器の研究開発の成果や「常陽」及び軽水炉の検査計画とその実績を踏まえるとともに、「もんじゅ」の特徴を適切に考慮した。

8.4.2 検査装置の開発

(1) RV回りの検査装置

RV本体及びRV入口配管の肉眼試験は、高温、高放射線かつガードベッセル内の狭隘な空間で行うため前例がなく、「もんじゅ」用に新たに耐環境性の遠隔肉眼試験用センサを搭載した遠隔操作型の検査機を開発した。また、RV本体回りについては、RVの板厚貫通以前の欠陥検出について、研究開発の位置付けで体積検査用の電磁超音波探触子 (EMAT: Electromagnetic Acoustic Transducer) センサを搭載した遠隔操作型の検査機も併せて開発した。

開発した検査機を用いて、「もんじゅ」の供用前検査 (PSI: Pre-service Inspection) として肉眼試験を実施し、有意な欠陥がないことを確認するとともに、検査機運用上の改善事項を摘出した。

RV回り検査装置については、開発当初の試験によって得られた知見を踏まえ、狭隘部へのアクセス性の改善、CCDカメラ搭載による視野の拡大、搭載部品の耐久性向上によるメンテナンス時間の削減等により、検査時間の短縮と信頼性・耐久性の向上を目指した検査機の改良を行った。**図8-5**に狭隘部でのアクセス性の改善内容を示す。これらについては、モックアップ設備を用いた機能試験において、要求機能を概ね満足することを確認した。

一方、EMATについては、加速器分野で使用されている技術の採用により信号強度の向上と小型・軽量化を進め、センサ単体では板厚比20%深さの欠陥検出性を達成した。ただし、検査機搭載状態では電気ノイズの影響を受けるなどの課題があり、実用化にはさらなる改善が必要である。

(2) 1次主冷却系配管の検査装置

1次主冷却系配管の検査は、肉眼試験と体積試験である。肉眼試験装置には既存技術を適用できるため、体積試験装置の開発

表8-2 「もんじゅ」のISI計画の概要

機器	対象部分	検査等の方法
原子炉容器	ガードベッセルに囲まれた部分	肉眼、ナトリウム漏えい監視、材料監視
	ガードベッセル外	ナトリウム漏えい監視、放射性カバーガスモニタ
しゃへいプラグ	原子炉カバーガス等のバウンダリ	肉眼、ナトリウム漏えい監視、放射性カバーガスモニタ
1次主冷却系循環ポンプ	外ケーシング	肉眼、ナトリウム漏えい監視、放射性カバーガスモニタ
1次主冷却系中間熱交換器	胴体	肉眼、ナトリウム漏えい監視
	伝熱管	漏えい監視
1次主冷却配管	配管	肉眼、ナトリウム漏えい監視、体積
1次主冷却系逆止弁	弁箱	ナトリウム漏えい監視
ガードベッセル	胴体	肉眼、 (材料監視)
炉心支持構造物	炉心支持板、炉心槽	材料監視
1次補助ナトリウム系配管	配管	ナトリウム漏えい監視
2次主冷却系循環ポンプ	外ケーシング	肉眼、ナトリウム漏えい監視
蒸気発生器	胴体	肉眼、ナトリウム漏えい監視
	伝熱管	体積
2次主冷却配管	配管	肉眼、ナトリウム漏えい監視、体積
補助冷却設備空気冷却器	伝熱管	ナトリウム漏えい監視
炉外燃料貯蔵設備	ナトリウムバウンダリ	ナトリウム漏えい監視

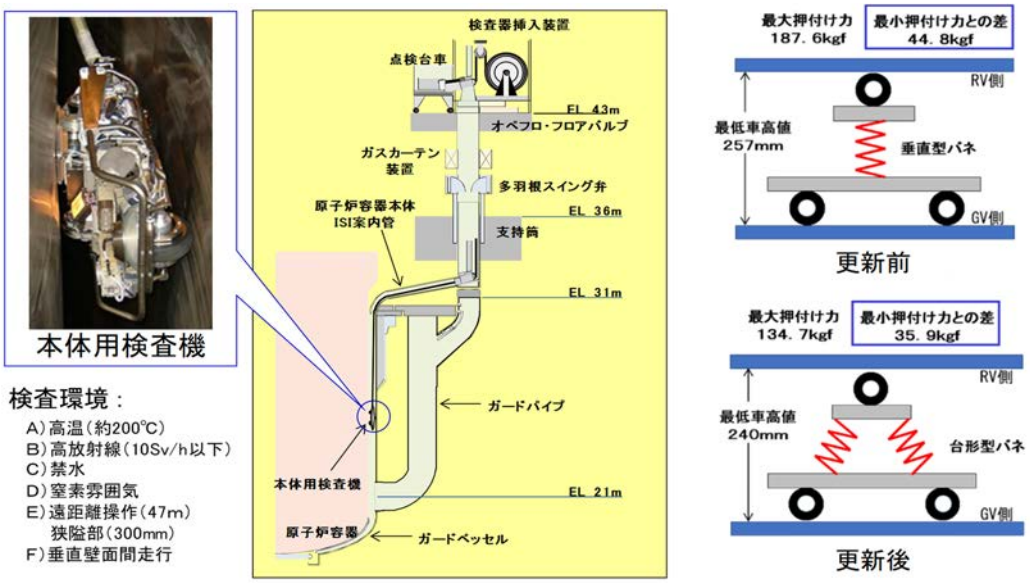


図8-5　狭隘部でのアクセス性の改善

を行った。体積試験装置は、軽水炉用に開発された技術をベースに、高速炉が薄肉大口径配管であることを踏まえて開発した。

主な特徴として、超音波探触子へのタイヤ型の採用があり、作業員の被ばくを低減するために、接触媒質を使用しないノンカプラント探触子（垂直用と斜角用）を使用して、連続的な探傷ができるようにした。

1次主冷却系配管体積検査装置を用いた機器作動試験及びPSIにおいて、検査手順の簡素化、経年劣化による感度低下等の課題は残ったものの、走行、探傷及びデータ収録機能などの検査機の性能は良好であった。

その後、タイヤ型探触子及びスキャナの改良、並びに制御装置及びデータ収録装置等の更新を行い、モックアップによる機能試験及び実際に「もんじゅ」の配管に取り付けた動作確認を実施した。取得したデータを基にタイヤ型探触子の感度等を改善した。

(3) SG伝熱管検査装置

SG伝熱管は、長尺ヘリカルコイル状（蒸発器伝熱管全長の場合、最大約85m）で、構造が複雑である。また、蒸発器の材質は一般的な渦電流探傷手法の適用が難しい磁性体であり、かつ渦電流や磁場が浸透し難い厚肉構造である。したがって、軽水炉で実績のある検査技術をそのまま適用することができない。このため、伝熱管への挿入技術の開発及び強磁性・厚肉管材への渦電流探傷技術に着目した検査装置の開発を行った。検査装置の機能試験及びPSIにおいて、装置の搬入組立性、据付性、調整及び探傷に関わる一連の作動性能等に関する情報を得るとともに、ISI時の探傷データ評価のために蒸発器及び過熱器の全伝熱管の探傷データを採取した。

SG伝熱管検査装置については、欠陥検出性能の向上、ノイズ低減、調芯機構の改良及び多重周波数演算法の開発を行った。SG伝熱管の外面にナトリウムが付着した際の支持構造物（サポート）下部の欠陥検出性を向上させるための改良を行い、プラント確認試験時に採取した蒸発器伝熱管の探傷データを用いて安定した検出性と欠陥検出性能の向上を確認した（図8-6）。

8.4.3「もんじゅ」SG伝熱管の健全性確認

「もんじゅ」は、ナトリウム漏えい対策工事後の運転再開に向けて、長期保管状態にあったSG伝熱管の健全性を確認する必要があった。このため、2007年11月から約5ヶ月かけてSG伝熱管の検査を実施した。

検査は、全ループのSG伝熱管を対象に渦流探傷試験（全数）、漏えい試験（全数）、目視試験（抜取り）を行い、これらの結果から総合的にSG伝熱管の健全性を確認した。なお、漏えい試験及び目視試験は、長期保

管の影響がないことを確認するために自主的に実施したものである。図8-7に渦流探傷試験装置の構成を、図8-8に蒸発器伝熱管内面写真の一例を示す。伝熱管内面には、一部にスケールが付着しているものの、有意な腐食、その他の欠陥はなかった。

8.5 CPに関する研究開発

高速炉におけるCPは、炉心材料に含まれる鉄、マンガン等が放射化され、溶出し、1次系の機器・配管に移行し、沈着及び付着する。燃料交換及び1次系機器の分解検査、修理等の際には、燃料洗浄設備、液体廃棄物処理設備等に移行する。CPは、放射線源となり、これら設備の保守点検時における被ばくの主要な原因となるため、CPに対する総合的な対策が必要である。

このため、各種試験研究や「常陽」デー

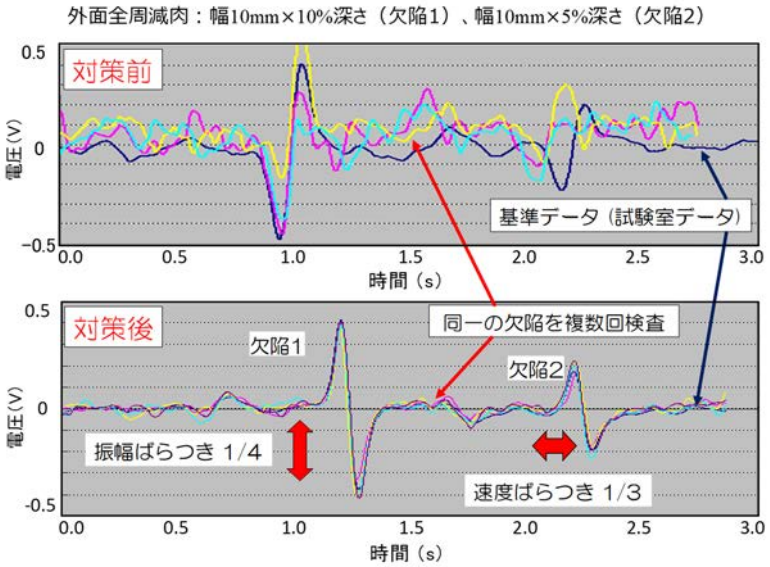


図8-6　振動対策前後の欠陥検出性（モックアップ試験）

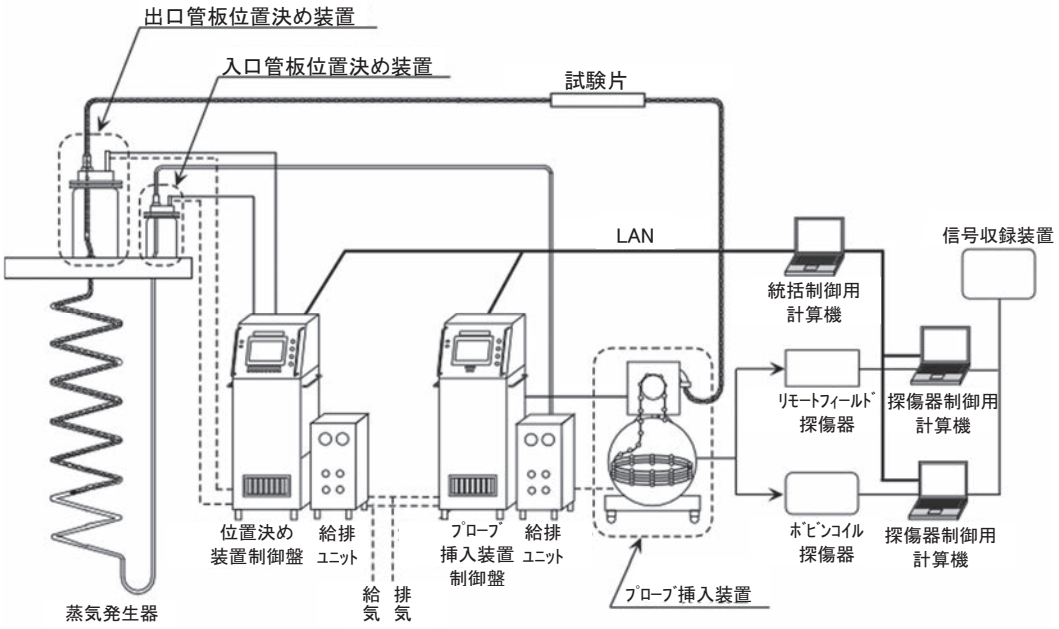


図8-7　渦流探傷試験装置の構成

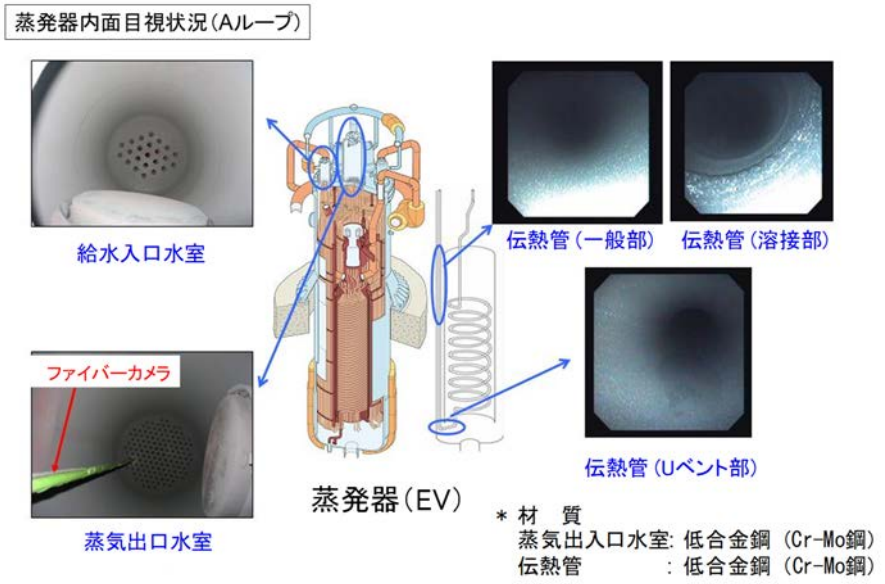


図8-8　蒸発器内面目視状況

タの分析等を行い、CP挙動解析技術やCP抑制技術を開発した。また、施設外へ持ち出される機器や配管内に沈着及び付着したCPの除去技術を開発した。

(1) CP挙動解析技術

CPの溶解・沈着などの移行過程をモデル化したCP挙動解析コードPSYCHE/JOANDARCを開発し、「常陽」1次主冷却系配管の表面線量率分布及びCP沈着密度の測定結果との比較によりその妥当性を確認した。この結果を踏まえて、「もんじゅ」CP分布挙動の予測解析を実施するとともに、CP低減対策の効果を評価した。また、「もんじゅ」の運転管理に利用するため、線量マップを可視化できる高速炉保修線量評価システムDOREを整備した。なお、DOREシステムには、その後、高速炉トリチウム挙動解析コードTTT及びFP挙動解析コードSAFFIREを組み込んで、保守点検時の放射線量評価手法として統合した。

図8-9に、DOREを用いた「もんじゅ」定格運転時の1次冷却系のCP沈着分布及び冷却系室の線量率分布の予測評価、並びに飽和線源に対する線量率マップの可視化結果を示す。また、図8-10には、1次主冷却系ホットレグ配管（HL）及びコールドレグ配管（CL）のスナバ部の配管保温材表面での線量率推移の予測結果を示す。線量率は、原子炉積算出力約2,000GWd（定格運転13年経過）までにほぼ飽和に達すると予測されており、飽和線量率は、CLが3mSv/hとなりHLの2mSv/hより高い。線量率に対する核種の寄与はHLではMn-54とCo-60がほぼ同等であるのに対し、CLではMn-54が支配的となった。こうした技術開発の結果、保守点検時の線量率を精度よく予測するとともに、被ばく低減対策の立案に必要な放射線状況を包括的かつ直感的に把握できるようになった。

(2) CP抑制技術

CP抑制技術の開発では、発生源そのものの低減化とCPトラップ技術の開発を目指し、前者については1次冷却系内へのコバルト持込みを制限し、被ばくの主要核種であるCo-60の発生源そのものを抑制する必要がある。一般に、機器の摺動部（ポンプの軸受等）には、耐摩耗性を向上させるため、表面硬化材としてステライト合金が溶接肉盛される。この合金は50%以上のコバルトを含有しているため、これを1次系機器に使用した場合、Co-60の発生源となって保守点検時の被ばくの原因となる。このため、「もんじゅ」においては非コバルト基（コバルトフリー）表面硬化材を開発し、適用した。また、発生源対策が難しいMn-54の低減については、ニッケルゲッター材を

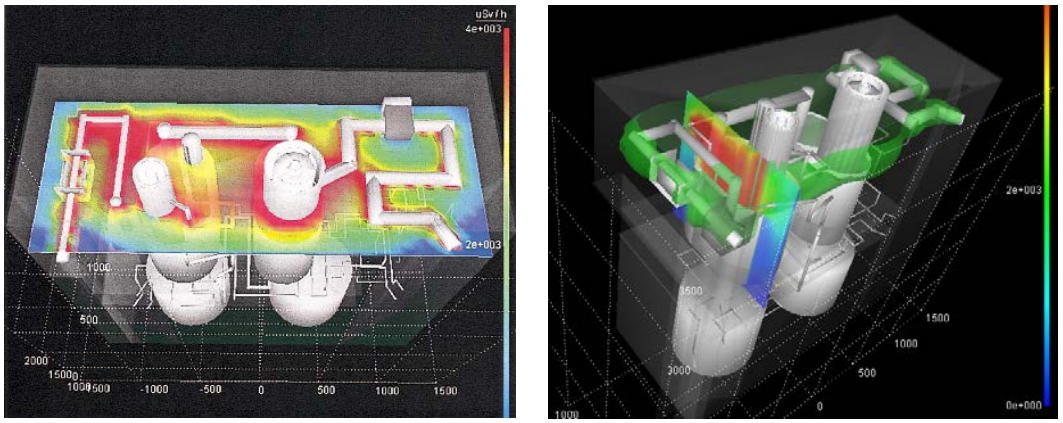


図8-9　「もんじゅ」1次主冷却系室の飽和線量率マップ[8-3)]

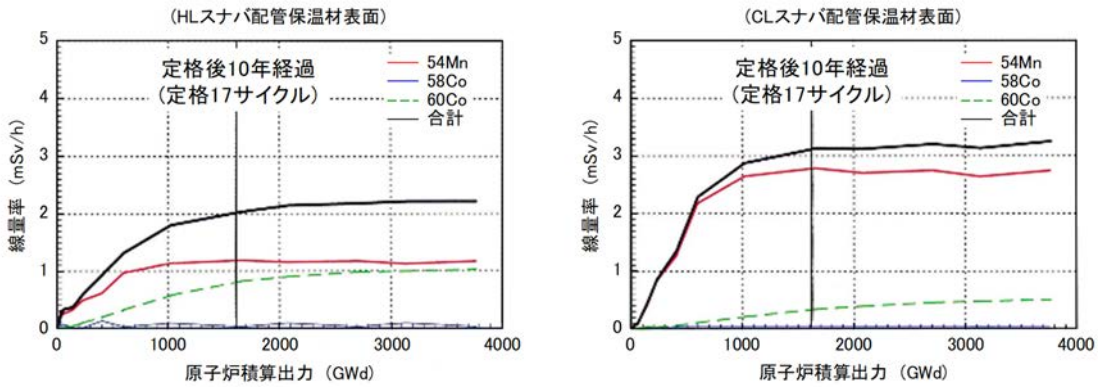


図8-10　「もんじゅ」定格運転線量率推移予測

用いたCPトラップ試験体を製作し、炉外試験及び「常陽」での検証試験を実施し、「もんじゅ」への適用の見通しを得ることができた。

(3) CP除染技術

除染技術開発では、大洗工学センター内の照射燃料集合体試験施設及び「常陽」の燃料洗浄設備を用いて、基礎試験及び小規模試験を経て実機除染試験を実施し、所要の除染係数値を得るとともに線量率の低減に寄与した。また、燃料洗浄設備に付着したCPの化学除染技術を開発するため、実機配管を用いて最適な除染剤と除染条件を選定し、炉外ループを用いた小規模試験と「常陽」における実機試験を実施した。その結果、配管・機器表面線量率を半減させることができた。これらを通して、高速炉の燃料洗浄設備に適用できる化学除染技術を確立した。

(4) CP除去技術

CP除去技術開発では、「常陽」燃料及び機器洗浄廃液の性状分析を行ってその基本的な諸性状を明らかにした。また、「常陽」燃料の洗浄廃液処理設備の改造と運転評価を通してガラス状固化方式によるCP除去システムの有効性を実証した。

—参考文献—

8-1) 動力炉・核燃料開発事業団, 高速増殖炉技術読本, PNC-TN9520 91-006, 1991.

8-2) 吉田英一ほか, ナトリウム洗浄処理技術に関する経験・知見の整理, JAEA-Technology 2012-033, 2012, 177p.

8-3) 飯沢克幸ほか, 高速炉保修線量評価システムの開発, サイクル機構技報, No.12, JNC-TN1340 2001-007, 2001, pp.21-36.

9. 構造・材料

《構造物強度確性試験装置（TTS）》

○ ナトリウム冷却型高速炉の特徴を踏まえ、また、原型炉として実験炉からの機器の大型化及び高温化への対応と経済性向上を図るため、弾性解析に基づく構造設計評価手法をベースとする「高温構造設計方針」を策定し、米国の基準と比べて合理的な設計を可能とした。

○ 材料の高温強度の把握・評価のため、国産材料について体系的な材料試験を実施し、ナトリウム環境や中性子環境効果をも包含した「材料強度基準等」を策定した。また、材料試験データベースを構築した。

○ 汎用非線形構造解析コードを開発し、「もんじゅ」の設計に適用した。

○ 構造物の強度試験により「高温構造設計方針」の策定と検証及び破損形態の把握を行うとともに、構造物試験データベースを構築した。

○ 高速炉特有な機器・構造について、メーカへの委託研究により耐震試験を実施し、設計解析評価法の確立及び耐震強度や機能の確認を行った。

9.1 「高温構造設計方針」の策定

ナトリウム冷却型高速炉は、軽水炉と比較して、運転温度が高い、運転圧力が低い、過渡的熱応力が大きいなどの特徴を有し、これらの特徴を踏まえた構造設計を行う必要がある。「もんじゅ」は、発電設備を有する高速増殖原型炉であり、実験炉からの機器の大型化及び高温化への対応と安全性を確保した上での経済性向上が技術開発上のニーズと課題であった。

「もんじゅ」は、原子炉容器出入口温度が529/397℃であることから、軽水炉とは異なり構造材料のクリープ特性（物体に一定の応力が働いている時のひずみの時間的変化）を考慮して構造設計を行うことが必要である。すなわち、図9-1に示すように、軽水炉の主要機器では、延性破断、過大な変形、疲労破損及び弾塑性座屈が生じないことを確認するのに対して、「もんじゅ」では、それらに加えてさらに、クリープ破断、過大なクリープ変形、クリープ疲労破損及びクリープ座屈が生じないことを確認することが必要である。

また、軽水炉（PWR）では運転圧力が15.4MPaと高く内圧による応力が主要な応力となる場合が多いのに対して、「もんじゅ」は運転圧力が1MPa未満と低いこと、及び原子炉出入口温度差が約130℃と大きくナトリウムの伝熱特性が優れていることから、定常的・過渡的熱応力が主要な応力になる場合が多い。「もんじゅ」における熱応力には、構造部位、熱過渡条件等によって様々な形態が起こり得る（図9-2）。

「もんじゅ」は、「常陽」に比べて運転温度が高く、設計寿命も長く、発電用高速炉のひな型となる高速増殖原型炉であることから、機器・構造の設計及び健全性評価の基準となる技術体系を整備する必要があった。また、実用化に向けたプラント設計寿命の長期化のため、合理的な高温構造設計手法の開発が求められた。そこで、米国機械学会（ASME）設計基準を参酌しながら、高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針[9-1]を自主的に策定するとともに、「もんじゅ」構造材料について、環境効果も含めた系統的な材料試験を行い、材料強度基準等[9-2]を定めた。

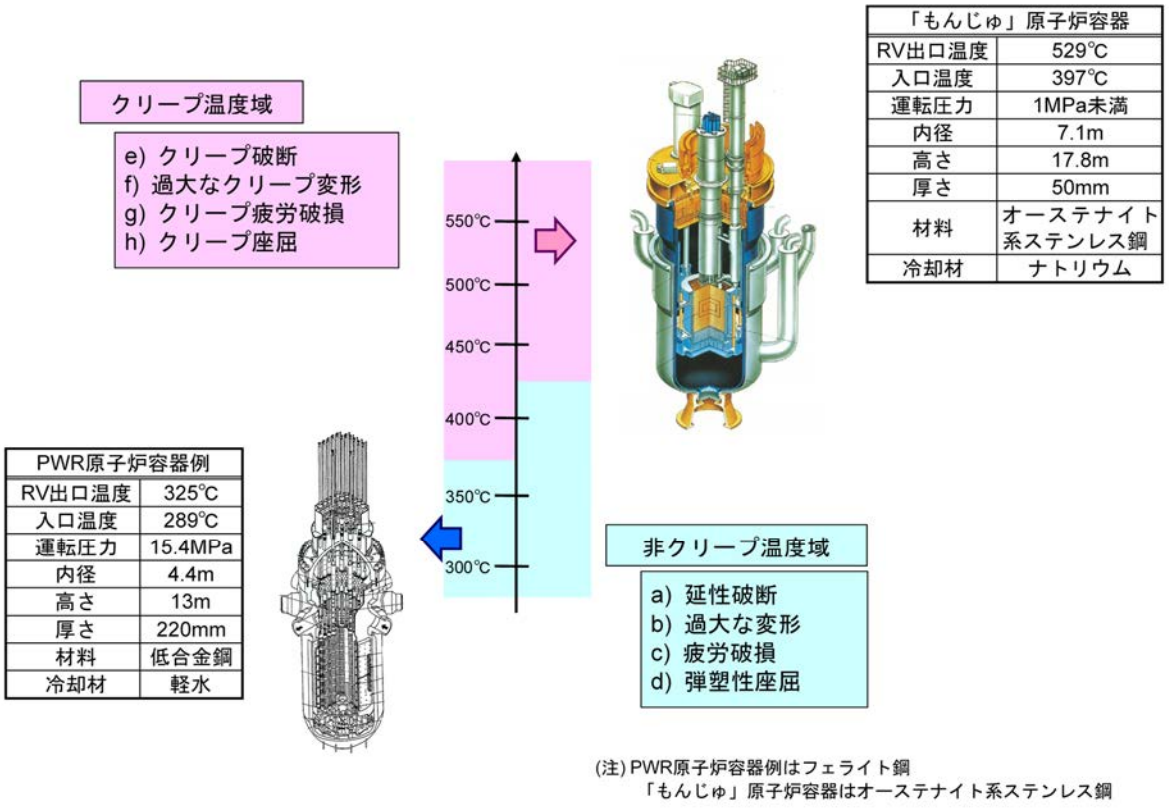


図9-1　高速炉主要機器の構造設計の特徴

「もんじゅ」の設計では、詳細設計に先立ち、数次にわたり設計の合理化を行った。その代表的なものに、1次主冷却系ホットレグ配管引回しの簡素化がある。1977年段階では、1次主冷却系ホットレグ配管に、図9-3の（A）に示すように2ヶ所の立下り部を設けた設計としていた。これは、弾性解析の下で当時参照したASME設計基準の高温構造設計基準を満足するためには、配管系の熱膨張応力をかなり低いレベルに抑える必要があることによるものであった。配管系の長さの増加は、配管自体の重量はもとより、保温・予熱設備、自重・耐震サポート、冷却材漏えい対策設備、換気空調設備、さらには建屋への影響等、多大なプラント物量の増大につながる。そこで、「もんじゅ」の設計をさらに合理化するために、米国で策定され世界的に使用されている高速炉を対象にした構造設計基準であるASME Code Case N-47の基本的体系は踏襲しながらも、材料のクリープによる損傷の評価手法に、時間とともに応力が緩和する効果を採り入れるなど、高速炉の熱応力を主体とする荷重の性質をより合理的に評価できる「高温構造設計方針」を独自に策定することで、図9-3の（B）に示すように1次主冷却系ホットレグ配管から、2ヶ所の立下り部を削除し、高所水平引回しを実現した。これにより、万一の配管破断時にも原子炉冷却材液位を確保できるとともに、物量を削減して経済性の向上を図ることが可能となった。なお、表9-1に、「もんじゅ」用高温構造設計方針とASME Code Case N-47の特徴を対比して示す。「高温構造設計方針」及び「材料強度基準等」は、その後、大学、研究機関、学会等の専門家からの多くの助言を経て最終的には国の指針（「高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針」及び「高速原型炉高温構造設計指針 材料強度基準等」）となり、「もんじゅ」のみならず、その後、電気事業者により実証炉計画が検討された際に、その設計及び実証炉用基準策定のベースとなった。さらに、現在では、日本機械学会から「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第Ⅱ編 高速炉規格」として発行されている。また、フランスの高速炉規格であるRCC-MRの規定の一部にも、我が国で検討された概念の一部が取り入れられた。

なお、「高温構造設計方針」は、日本の高温工学試験研究炉（HTTR: High Temperature engineering Test Reactor）の設計にも反映され、特に、「材料強度基準等」はそのままの形で適用された。

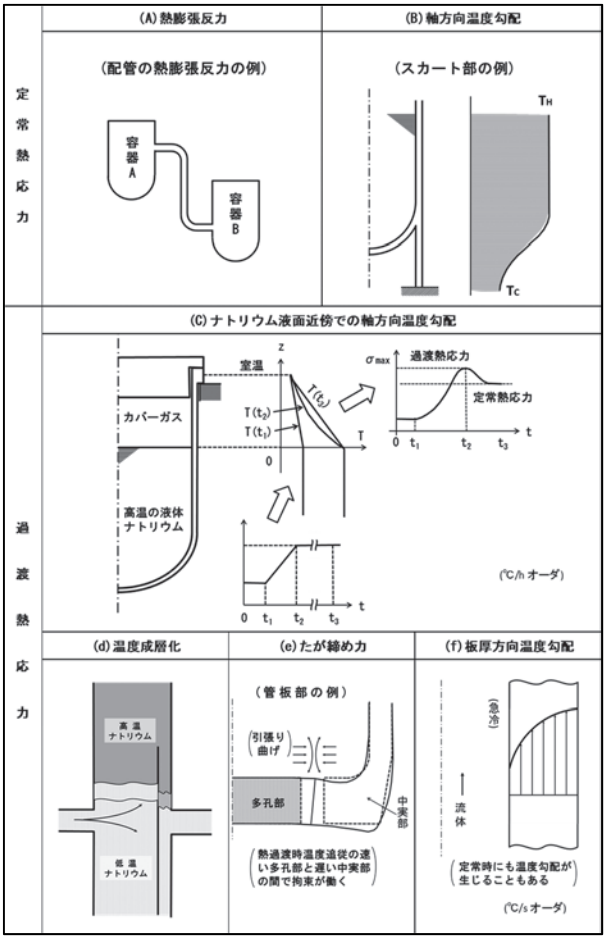
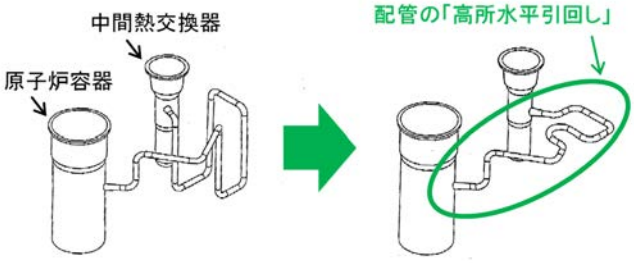


図9-2 「もんじゅ」における熱応力の代表例[9-3)]



(A) ASME Code Case N-47（先行基準）による設計

(B) 設計方針策定後

図9-3 「もんじゅ」用高温構造設計方針策定による1次主冷却系ホットレグ配管引回しの簡素化

表9-1　「もんじゅ高温構造設計方針」とASME Code Case N-47の主要対比

	「もんじゅ高温構造設計方針」	ASME CC N-47	備　考
範囲	高速原型炉第1種機器	ASME Sec III NBの適用温度範囲を上回る温度で使用される第1種機器	
対象材料	SUS304、SUS316、SUS321、$2^1/_4$Cr-1Mo	Type304SS、Type316SS、Alloy800H、$2^1/_4$Cr-1Mo、(Alloy718)	N-47 における Alloy718はボルト材としてのみ適用
温度上限	SUS304、SUS316、SUS321：650 °C $2^1/_4$Cr-1Mo　：550 °C	304SS、316SS：1500 °F (816 °C) Alloy800H　：1400 °F (760 °C) $2^1/_4$Cr-1Mo　：1200 °F (649 °C)	N-47における温度上限は許容値により異なる。
環境効果	ナトリウム環境効果・中性子照射効果の評価方法を規定	規定せず	
評価方法	○長期荷重・短期荷重を区分 ○弾性追従の判定法を規定 ○ひずみの制限・クリープ疲労損傷の制限は 1) 一般規定 2) 長期1次応力が低い場合 3) クリープ効果が顕著でない場合 に区分して規定 ○ひずみ速度効果を含む設計疲労線図（保持時間効果はクリープ損傷として評価）	○長期荷重と短期荷重の区分は部分的(クリープ損傷評価) ○弾性追従の具体的評価方法なし ○ひずみの制限・クリープ疲労損傷の制限は 1) 一般規定 2) クリープ効果が顕著でない場合(Test No.4) に区分して規定 ○保持時間効果を含む弾性解析用設計疲労線図（保持時間効果は疲労損傷として評価）	

9.2　「材料強度基準等」の策定

(1) クリープ効果

高速炉機器ではクリープ効果を考慮する必要がある。クリープは基本的に速度効果であり、時間とともに進行し、強度の低下をもたらすという特徴がある。しかも、この時間依存効果は、高温になるほど顕著になることから、時間－温度効果として評価しなければならず、この点でクリープを考慮する必要がない軽水炉機器とは大きく異なり、高速炉の構造設計を複雑で難しいものとする。

「もんじゅ」高温構造設計方針の材料強度基準の策定やクリープ損傷係数の算定に必要となる高温材料特性は、**表9-2**に示すとおり多岐にわたるため、相当規模の材料試験データを揃えなければならないことも高速炉高温構造設計の特徴である。

「もんじゅ」の高温構造設計方針に適用される設計許容応力等の策定は、当初、ASME Code Case N-47の設計許容応力等を、国産材料に対する試験データで検証して、そのまま適用することを方針とした。しかし、蒸気発生器の過熱器材料のSUS321 や、蒸発器材料の2-1/4Cr-1Mo鋼焼きならし焼きもどし材（NT材）の基準値は、Case N-47 では規定されていなかった。また、軽水炉の分野でも設計引張強さ(Su) 等を、国産材料データで策定する動きが始まっていた。そこで、「もんじゅ」が国家プロジェクトによる自主開発であることを考慮して、高速炉の設計許容応力等は、国産材料データを拡充・整備した上で、そのデータの統計解析に基づいて国産技術として独自に策定する方針に変更した。

既存データで著しく不足していたのが、クリープ曲線、応力緩和曲線等の材料の非弾性ひずみ挙動に関わるデータ、及びひずみ保持効果、ひずみ速度効果等のクリープ疲労強度評価に係るデータであり、その拡充が大きな課題であった。そこで、大気中構造材料試験に基づく「もんじゅ」構造材料の高温強度に関する研究開発を、産官学の専門家によるオールジャパンの協力体制の下で短期間に集中的に実施した。

クリープ強度データについては、既存のデータを活用してデータを補完できたのに対し、クリープ挙動データは、信頼できる既存データが少なかったため、多くのデータを新規に取得した。また、ASMEの手法を参考に、国産材料データに基づき疲労寿命をひずみ範囲、温度及びひずみ速度をパラメータとして定式化することにより、我が国独自の設計疲労線図を策定した。得られた最適疲労破損式を用いると、温度、ひずみ速度及びひずみ範囲をパラメータ

表9-2　材料強度基準とその策定に必要な材料特性との関係一覧

材料強度試験の種類	高温材料特性の項目	材料強度基準等											本文付録		
		最大許容応力強さ	設計応力強さ	設計応力強さ	設計降伏点	設計クリープ破断応力強さ	設計引張強さ	設計緩和強さ	許容ひずみ範囲(A)	許容ひずみ範囲(B)	許容ひずみ範囲(C)	等時応力 ― ひずみ線図	累積クリープ疲労損傷係数の制限値	1次＋2次応力に関する緩和クリープ損傷係数	ピーク応力に関する緩和クリープ損傷係数
									ひずみ速度 (s^{-1})						
									10^{-3}	10^{-6}	10^{-8}				
		So	Sm	St	Sy	S_R	Su	Sr	ε_t	ε_t	ε_t		D	D*	D**
高温引張試験	0.2%耐力	○	○		○										
	引張強さ	○	○				○								
	引張応力―ひずみ曲線			○		○						○			
クリープ試験	クリープ破断強さ	○		○										○	○
	定常クリープ速度	○		○											
	クリープひずみ曲線			○				○				○		○	
疲労試験	疲労強度								○	○	○				
	動的応力―ひずみ曲線														○
リラクゼーション試験	単調応力緩和曲線							△						△	
クリープ疲労試験	クリープ疲労強度												○		△
	繰返し応力緩和曲線														△

として、疲労寿命（破損繰返し数）を予測することができる。温度450℃～600℃、ひずみ速度0.001/sの条件での疲労寿命の予測値と実測値の対応関係は、図9-4に示すように、95%信頼度幅の範囲内でファクタ2の範囲に収まった。

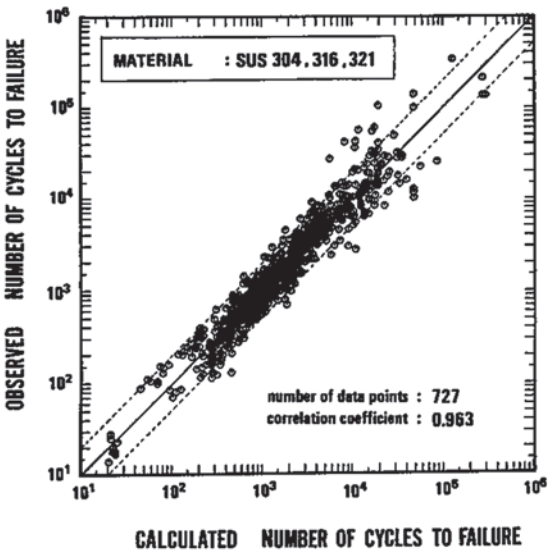


図9-4　SUS304, 316, 321の疲労寿命予測幅[9-4)]

(2) ナトリウム環境効果

ナトリウム環境効果については、1次系を構成するSUS304において腐食減肉と質量移行現象（ニッケル、クロム、マンガン等の溶出）の影響を確認するとともに、2次系におけるフェライト系の2-1/4Cr-1Mo鋼製の蒸発器の高温部での脱炭とSUS304製の中間熱交換器での浸炭の影響を確認するため、ナトリウム中構造材料試験を実施した。腐食・質量移行現象は、実際の流動ナトリウム中で国産のSUS304 に対して系統的な試験を実施し、「もんじゅ」の条件では数mmを超える部材では寸法公差程度の微小の表面効果にとどまることを確認した。また、流動ナトリウム中における強度低下の有無を確認するため、浸漬後の引張試験、ナトリウム中でのクリープ試験と疲労・クリープ疲労試験を実施した。疲労試験の結果を図9-5に示す。SUS304を代表とするオーステナイト系ステンレス鋼は、ナトリウム環境との共存性に優れている

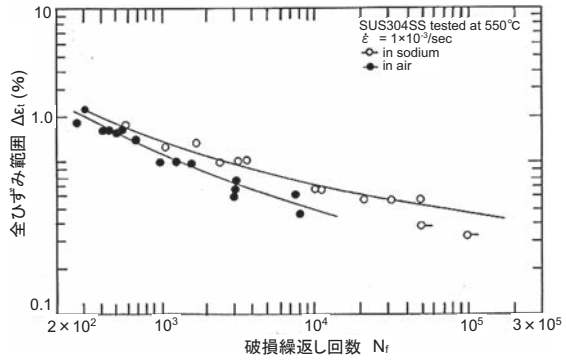


図9-5　SUS304の疲労強度に及ぼすナトリウム環境効果[9-5)]

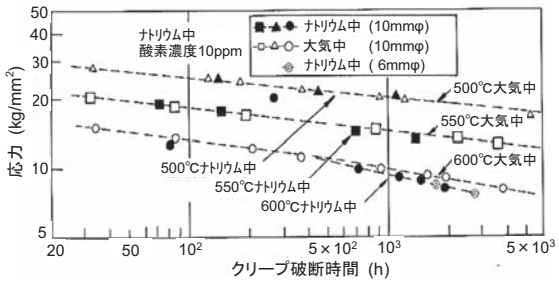


図9-6　2-1/4Cr-1Mo鋼の脱炭によるクリープ強度低下

ため、浸炭が生じたとしても、引張強度やクリープ強度はむしろ高まる方向であり、長時間クリープ延性は低下するがクリープ疲労強度には影響を与えないことなどを確認した。一方で、2次系を模擬したナトリウム試験ループについては、2-1/4Cr-1Mo鋼の材料試験片を浸漬し、脱浸炭の深さ方向分布を定量的に評価した上で、脱炭が引張強度に及ぼす影響を試験で確認した。その結果、**図9-6**に示すように、550℃までは熱時効効果と同等の強度の低下であったが、600℃の高温長時間域では脱炭によるクリープ強度の低下が確認されたため、強度補正係数を定めて脱炭の影響を設計に反映した。

(3) 中性子照射効果

中性子照射効果については、「常陽」及びJMTR (Japan Materials Testing Reactor)の照射後試験データだけでは不十分であったため、海外炉での照射後試験データも活用して、限界値又は強度低減係数を定めた。高速中性子照射（E＞0.1MeV）による

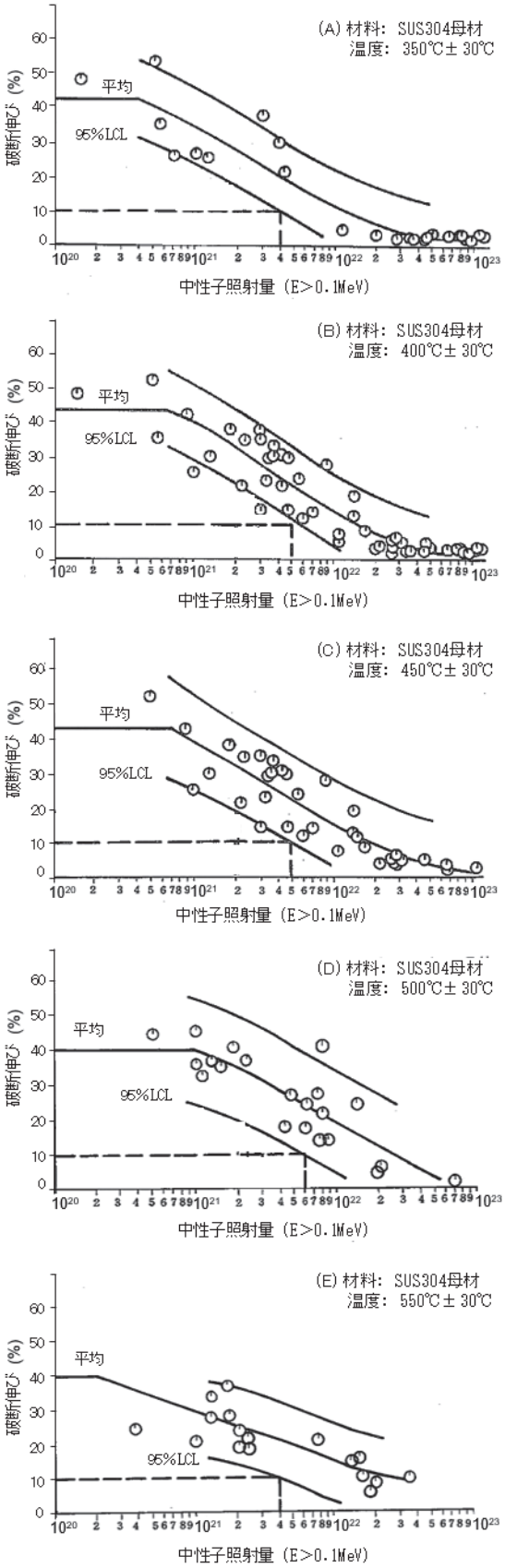


図9-7　高速中性子照射量と破断伸びの関係

限界照射量は、図9-7に示す累積中性子照射量と破断伸びとの関係から、95%信頼度幅下限（95%LCL（Lower Confidence Limit））を目安とした。熱中性子照射（E＜0.4eV）によるクリープ破断時間の低下は、図9-8に示すように、累積中性子照射量とクリープ破断時間の低減率の関係から、95%LCLを最小値の目安とした。

(4) データベース

「材料強度基準等」の策定に係る多種多様な材料試験データについては、データベースシステムSMATに収納し、利用しやすい形に集約した。

9.3 構造解析法の開発

高速炉の構造設計の特徴は、運転温度が高くクリープ温度域になること、及び熱応力とりわけ過渡的熱応力が大きく、塑性変形を生じる構造部があることである。このため、クリープ変形と塑性変形を取り扱うことのできる新しい解析技術、すなわち非弾性解析手法を開発する必要があった。

1975年頃、国内では汎用構造解析コードは開発されておらず、米国で開発された商用コードを使用せざるを得ない状況であった。「もんじゅ」の設計を進める中で、検証可能でより多様な機能が必要となり、我が国初の非弾性解析を中心とする汎用構造解析コードの開発を動燃が自ら行うこととなった。

汎用構造解析コードの開発では、先端的な解析手法の開発、検証、改良、拡張、応用等を積み重ねて、順次機能を追加することにより、実用に供し得る汎用非線形構造解析コードFINAS（Finite Element Nonlinear Structural Analysis System）として完成させることができた[9-6]。FINASの開発経過を図9-9に、また、FINASの解析機能（解析の種類）を表9-3に示す。

FINASは、「もんじゅ」の構造設計に使用されたほか、「高温構造設計方針」の開発、構造物試験の解析・評価等にも力を発揮した。また、国際ベンチマーク問題を対象に検証が行われた。

「もんじゅ」の機器・配管の設計に係る諸問題について、FINAS独自の解析法の検証を行った事例を以下に2つ示す。

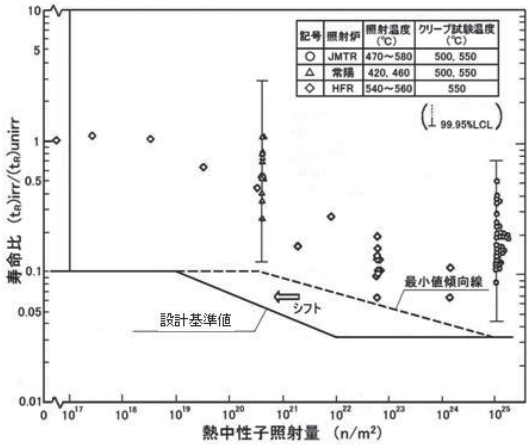


図9-8 熱中性子照射量とクリープ破断時間低下率（寿命比）の関係

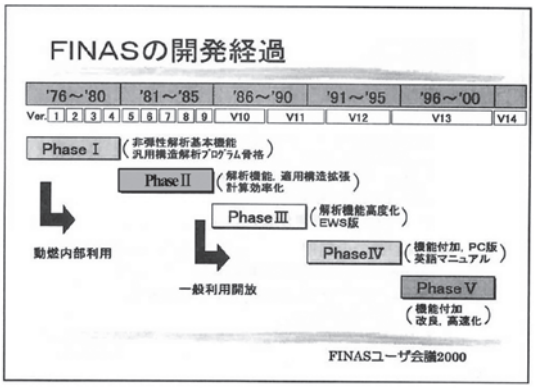


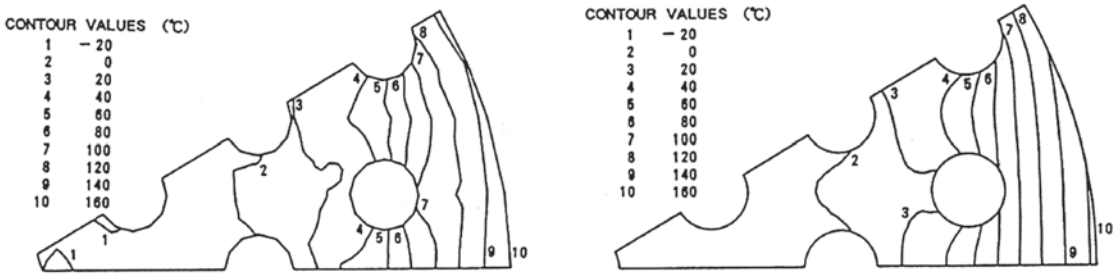
図9-9 FINASの開発経過

(1) 管板構造物の簡易2次元温度解析法

高速炉の熱交換器に用いられる管板構造は、原子炉トリップ等の熱過渡時に多孔領域と周辺領域との間に大きな温度差が生じるため、設計が難しい構造物の1つである。大洗工学センターの空気冷却熱過渡試験施設（ATTF: Air-Cooling Thermal Transient Test Facility）での「もんじゅ」蒸気発生器管板の1/2スケール試験体の熱過渡試験で得られた温度測定データを用いて、FINASによる簡易2次元温度解析法の検証を行った。図9-10に示すように、蒸気発生器管板構造モデル試験体の管板表面温度の解析値は、実験値と概ね一致した[9-7]。

表9-3　FINASの解析機能（解析の種類）

静的解析	・弾性解析、熱弾性解析、非軸対称荷重解析、多荷重並列処理解析 ・弾塑性解析、熱弾塑性解析 ・弾性クリープ解析、弾塑性クリープ解析、熱弾塑性クリープ解析 ・スエリング解析 ・大変形解析、大変形非弾性解析 ・線形座屈荷重解析、非線形座屈荷重解析、非軸対称座屈解析 ・破壊力学解析（仮想亀裂進展法） ・点接触問題解析、面接触問題解析
動的解析	・モーダル応答解析、スペクトル応答解析、周波数応答解析 ・線形直接積分解析、非線形直接積分解析 ・流体－構造連成解析 ・接触－衝突解析
温度解析	・定常熱伝導解析 ・非定常熱伝導解析 ・輻射解析



実験による温度分布　　簡易2次元解析による温度分布

図9-10　蒸気発生器管板構造モデル試験体の管板表面温度の実験と解析の比較

(2) 軸対称容器内のスロッシング解析

高速炉の原子炉容器は比較的薄肉大口径で、自由液面を有する大量の液体ナトリウムを内包しており、また、炉内に炉心構造物等の安全上重要な機器等が配置され複雑な構造となる。このような原子炉構造等の耐震安全性を評価する場合、自由液面のスロッシング（液面揺動）応答、容器壁の圧力荷重、流体と構造物の動的相互作用の影響を精度よく予測できる動的応答解析手法が必要となる。そこで、「もんじゅ」の原子炉容器を模擬した円筒容器モデルを用いたスロッシング試験の試験データに基づき、FINASの解析手法の検証を行った。原子炉容器の内部構造を含まない円筒容器モデルに対して共振正弦波3周期分を入力した場合の解析と試験結果の液面波高の応答時刻履歴を図9-11に、また、波高が最大となった時刻での波高のモードと圧力の比較を図9-12に示すが、解析は試験結果をほぼ表現できている[9-8]。

FINASは、外部の一般利用にも積極的に開放したことにより、原子力、機械、電機、自動車等の様々な分野でメーカ、大学等に導入され利用されている。

9.4　構造物試験

構造物試験は以下の目的を有している。

- 構造物の変形挙動に関する構造解析法の妥当性の検証と「高温構造設計方針」への反映
- 構造物の強度に関する「高温構造設計方針」の規定の妥当性の検証
- 構造物の破損挙動の把握

1970年頃、国内外を問わず、設計基準に直接関わる構造物試験はほとんど実施されていなかったため、初期の構造物試験は、簡単な配管要素を用いて、ASME Section IIIの領域の低サイクル疲労試験や熱ラチェット試験から開始した。その後、「高温構造設計方針」の策定に反映することを目的として、配管要素モデルを用いた試験、続いて配管系としてクリープ域での熱荷重を機械的荷重に置き換えた試験や

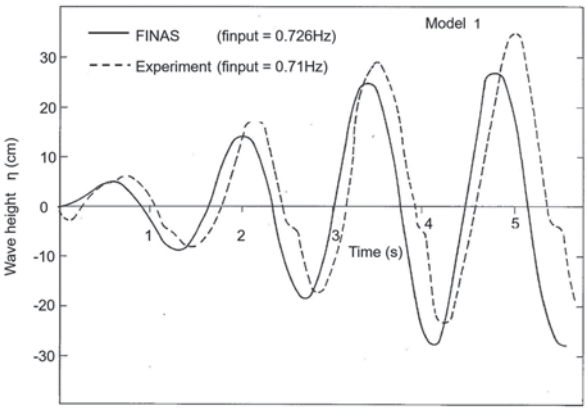


図9-11　共振正弦3波に対する波高の応答時刻歴

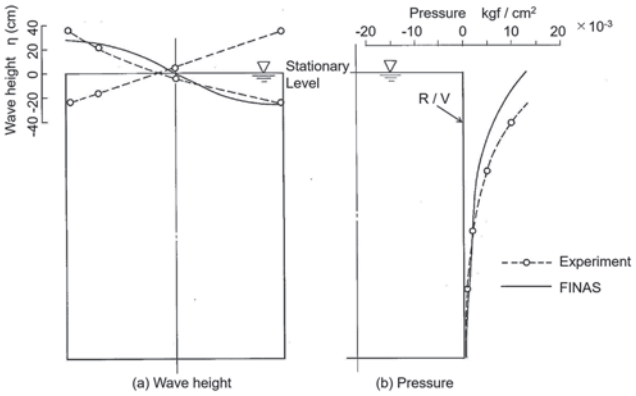


図9-12　スロッシング応答の波高プロフィールと圧力分布

熱クリープラチェット試験を実施した。設計において考慮すべき各種熱応力が明確化され、「高温構造設計方針」を策定していく過程では、より多様な構造と熱応力条件の下でのクリープ疲労試験を実施した。この種の試験体の設計においては、「高温構造設計方針」の策定過程で確立した強度評価手法及び基礎的な試験経験の蓄積が有効となった。これらの構造物試験のデータと関連解析評価は「高温構造設計方針」の策定と検証に活用した。また、各種強度データは構造物試験データベースSTARとして集約し、検索・利用できるように整備した。

3種類の構造物試験を以下に例示する。

(1) 1次主冷却系ホットレグ配管系の弾性追従試験

高温に保持された配管系の高応力部では、クリープによる応力緩和過程で低応力部の弾性変形量の減少に伴うひずみ増分が上乗せされ、ひずみが増大する。この現象を「弾性追従」という。「もんじゅ」の「高温構造設計方針」では、この弾性追従ひずみを算出する具体的方法も規定した。この手法の開発には、多数の配管要素の高温試験で検証された配管簡易非弾性解析を用いたが、実際の構造物において弾性追従ひずみがどのような挙動を示すのかを確認する必要があった。また、「もんじゅ」の1次主冷却系ホットレグ配管系は「高所水平引回し配管」という新たな概念で設計した構造物であり、配管系全体としての挙動を総合的に確認する必要があった。そこで、**写真9-1**に示すような「もんじゅ」の1次主冷却系ホットレグ配管（原子炉容器出口から中間熱交換器入口に至る配管）の1/4 縮尺モデルを用いた高温（600℃）での弾性追従試験を実施し、以下の結果を得た。

- 「もんじゅ」1次主冷却系ホットレグ配管では熱膨張応力による弾性追従ひずみは小さく、熱膨張応力は2次応力に分類できることが分かった。
- 「高温構造設計方針」の「熱膨張応力に関する弾性追従判定法」が安全側であることを確認した。
- 開発した簡易非弾性（弾クリープ解析）コードの妥当性を検証した。
- 配管系全体が設計で想定したとおりの挙動を示すことを確認した。

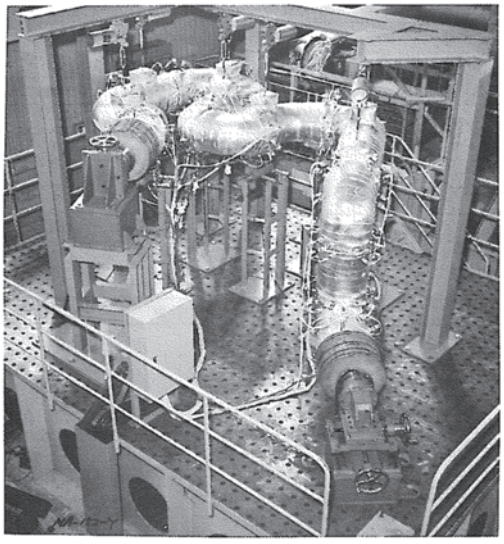


写真9-1　1次主冷却系ホットレグ配管系の弾性追従試験

(2) SUS304鋼配管溶接継手の熱疲労試験

溶接継手の疲労あるいはクリープ疲労強度評価においては、溶接変形及び溶接余盛（溶接熱による垂れ込み）による幾何学的構造の不連続並びに母材、熱影響部及び溶接金属の間の材質の相違により生じる材質的不連続の考慮が必要である。また、残留応力の影響も考えられる。そこで、SUS304鋼配管溶接継手の熱疲労試験を行った。試験は、高温と低温のナトリウムを交互に試験体内に流入させて熱過渡サイクルを繰り返す方法で行った。

写真9-2は試験体内面に発生した亀裂の状況である。(a) の亀裂は熱影響部の配管内面のカウンタボア（座ぐり）加工と溶接余盛によってできたなだらかな凹部から生じており、(b) の亀裂は溶接金属の熱収縮により生じた凹部が起点となっていることが分かる。配管の溶接継手の熱疲労破損については、このような形状不整の影響を考慮した安全係数（応力集中係数）を取り入れる必要があるとの結論を得た。

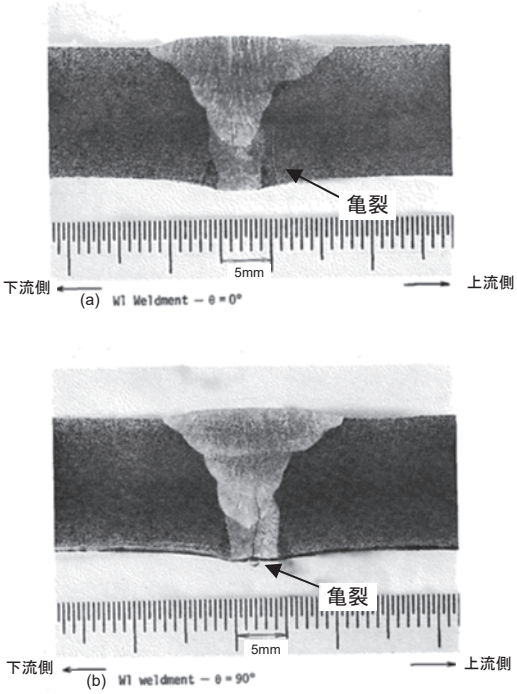


写真9-2　SUS304溶接継手の熱疲労試験後の亀裂

(3) 総合的構造物試験

「高温構造設計方針」は、実際の機器が繰り返し熱過渡を受けた場合のクリープ疲労損傷を防止するものでなければならない。この破損防止基準の総合的妥当性を確認するため、中規模の構造物モデルを用いて、実機で想定される以上の大きさと繰返し回数の熱過渡荷重を加えた破損試験、すなわち、有意な亀裂を発生するまでの試験を「構造物強度確性試験装置」（TTS: Thermal Transient Test Facility for Structures）（**写真9-3**）という熱過渡強度試験施設を用いて実施した。

本装置は、高温・低温2系統のナトリウムループから成り、試験モデルに対して高温・低温ナトリウムを交互に繰り返し流すことにより、破損に至るまでのクリープ疲労試験を実施して、強度データを取得することができる。試験モデルは、実機の機器・構造物の中で構造強度上着目すべき代表的構造部位を組み込み、実機同様の施工法を適用したものである。

試験の結果を**図9-13**に示す[9-9]。図中の縦の線は計測された亀裂深さであり、線のないものは亀裂が生じなかったことを示す。本試験から、「高温構造設計方針」の弾性解析ベースのクリープ疲労強度法は大きな安全余裕（原子炉容器出口ノズル部の完全溶け込み溶接部（GTAW、図中の記号J1）で50倍、その他の部位ではそれ以上の安全余裕）を有することが確認できた。また、非弾性解析により安全余裕の一層の合理化が可能であるとの見通しを得た。さら

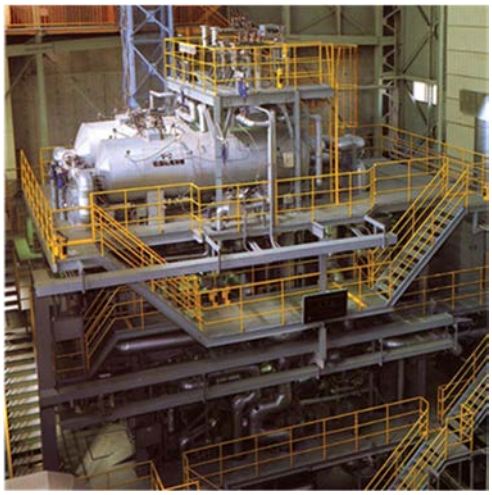


写真9-3　構造物強度確性試験装置（TTS）

に、熱しゃへい板は過渡的熱応力を大幅に緩和する効果を有することが明らかになった。これは多層のしゃへい板の間に存在するナトリウムが接している金属表面の温度変化を緩やかにするためである。

9.5 耐震試験

「もんじゅ」の機器の設計・建設にあたり、機器・構造の耐震性の確保は高温構造設計の問題と並んで重要な課題であった。そのため、主要な機器・構造について供試体による振動特性の把握と構造強度の確認のための耐震構造試験、及び機器の動的機能が地震時に維持されることを確認するための地震時機能維持試験を行った。これらの試験結果と得られた知見は機器・構造の耐震性の評価、設計の妥当性の確認及び耐震解析手法の検証に反映した。

代表例としては、炉心構成要素の群振動試験、原子炉容器の振動試験及びスロッシング試験、原子炉格納容器の振動試験及び座屈試験、1次主冷却系配管の振動試験、並びに地震時制御棒挿入性確認試験が挙げられる。

一例として、炉心構成要素群の振動試験について述べる。「もんじゅ」の炉心構成要素（燃料集合体等）はパッド部で0.7mm～1.0mmの間隔を保ち、炉心支持板上に密に装荷されているため、地震発生時には衝突を伴う複雑な非線形振動が生じる。このような炉内構造物の挙動を把握して耐震設計手法の確立を図るため、実機模擬炉心構成要素の単体、単列4体、単列29体及び複数列37体の地震波加振実験を実施し、構成要素の振動特性、変形、衝突荷重及び炉心支持構造物の反力を把握するとともに、炉心構成要素群の衝突振動挙動を解析できる計算コードの開発と検証を行った。**写真9-4**に37体体系の試験体を示す。一連の試験結果の分析と計算コードの使用により、「もんじゅ」の炉心の耐震設計の技術基盤を形成した。

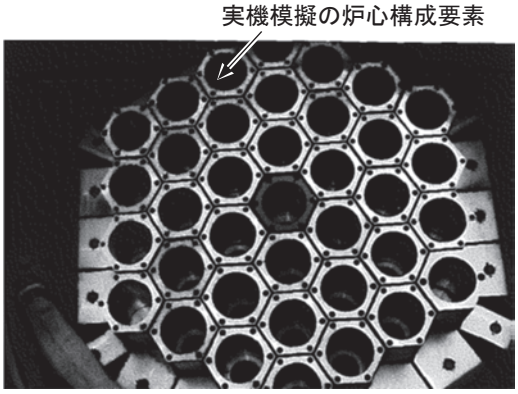


写真9-4 振動試験用水槽に装荷された37体炉心構成要素集合体群試験体

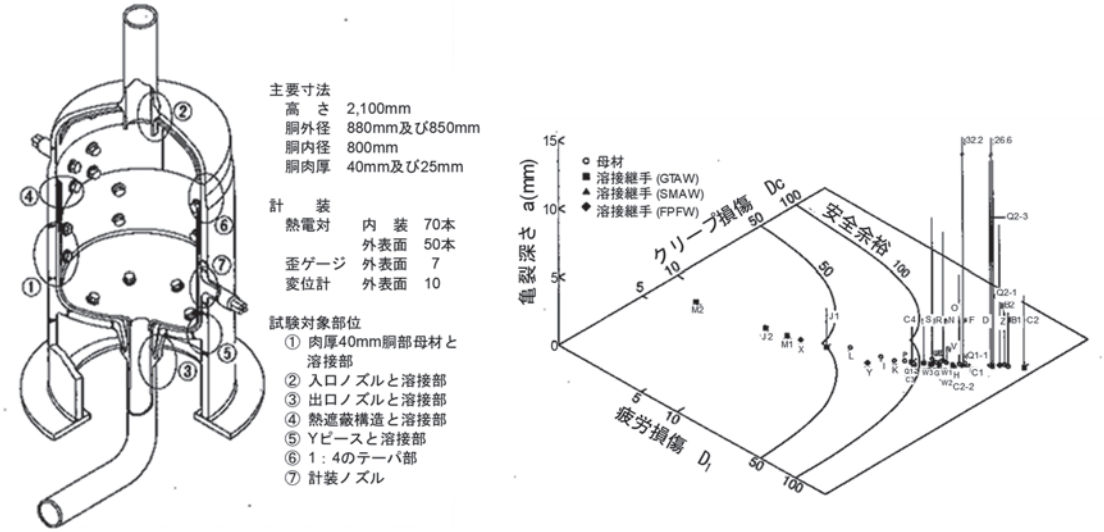


図9-13 原子炉容器の試験モデルと弾性解析に基づく評価結果（縦の線は亀裂の深さを表す）

—参考文献—

9-1) 動力炉・核燃料開発事業団, 高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針, PNC-TN241 84-08 (1), 1984, 115p.

9-2) 動力炉・核燃料開発事業団, 高速原型炉高温構造設計方針 材料強度基準等, PNC-TN241 84-08 (2), 1984, 117p.

9-3) 今津彰, 高速増殖炉における高温構造設計技術, 日本機械学会誌, Vol.89, No.810, 1986, pp.542-548.

9-4) Wada, Y. et al., Statistical Approach to Fatigue Life Prediction for SUS304, 316 and 321 Austenitic Stainless Steels, ASME PVP Vol.123, Book No.G00369, 1987, pp.37-42.

9-5) 加藤信一郎ほか, SUS304鋼の高温流動ナトリウム中における低サイクル疲労特性, 材料, Vol.37, No.414, 1988, pp.328-333.

9-6) 岩田耕司ほか, 高速炉非弾性構造解析システムFINAS開発の現状, 動力炉技報, No.40, PNC-TN134 81-04, 1981, pp.63-92.

9-7) Kasahara, N. et al., High Temperature Design Methods for Tube Sheet Structures with Validation by Thermal Transient Testing, Trans. SMiRT-10, E, 1989, pp.1-12.

9-8) 岩田耕司ほか, 汎用構造解析プログラムFINASによる流体－構造連成解析 － スロッシング問題への適用と検証, 構造工学における数値解析法シンポジウム論文集 (第12回), 日本鋼構造協会, 1988, pp.353-358.

9-9) Watashi, K. et al., Creep-Fatigue Test of a Thick-Walled Vessel under Thermal Transient Loadings, Nucl. Eng. Des., Vol.116, No.3, 1989, pp.423-441.

10. 運転・保守

《シミュレータによる運転訓練》

○「もんじゅ」は、発電設備を備えた日本で初めての高速炉プラントであり、電力各社の協力を得て運転体制の整備に取り組み、試運転に向け運転員養成を計画的に実施して、初臨界、初送電及び40%出力試験でのプラント運転操作を確実に行うことができた。

○ 運転訓練シミュレータを導入して教育・訓練体系を整備し、試運転等を踏まえて、徴候ベースを含む運転手順書等の内容の拡充を図った。

○ 試運転以降25年を超える保守・補修経験を蓄積し、将来炉の設計及び運転保守に極めて有益となる知見を得た。

○ 研究開発段階の高速炉プラントとして保全プログラムを導入したが、運用の中で保守管理等の課題が明らかとなった。その経験を踏まえ、保守管理の在り方を検討した。

10.1 運転

「もんじゅ」の運転は、軽水炉と比較して以下の特徴を有している。

- 原子炉の制御は制御棒のみ、ナトリウム系は温度制御主体で、圧力制御がなく運転操作が比較的簡便
- プラント出力40%～100%は自動運転で制御
- プラントの起動・停止操作には、高温運転に伴う機器の熱過渡緩和のために時間が必要
- 原子炉停止中も、プラント維持のため、予熱設備や換気空調設備など運転が必要な設備が多い

このため「もんじゅ」の試運転開始に向けて、

- 運転体制の整備
- 運転訓練シミュレータの導入と教育・訓練体系の整備
- 運転手順書の整備

を行い、運転員養成を計画的に実施した。また、総合機能試験等で運転員のプラント運転習熟を図った。その結果、初臨界、初送電及び40%出力試験でのプラント運転操作を確実に行うことができた（**写真10-1**）。「もんじゅ」プラント起動曲線の概略を**図10-1**に示す。

その後、1995年の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故により長期停止となったが、炉心確認試験、1F事故等の経験を踏まえて、運転操作方法の向上、運転手順書の充実及びシミュレータ訓練等による教育・訓練の高度化などを継続的に行った。

写真10-1　中央制御室運転操作（初送電）

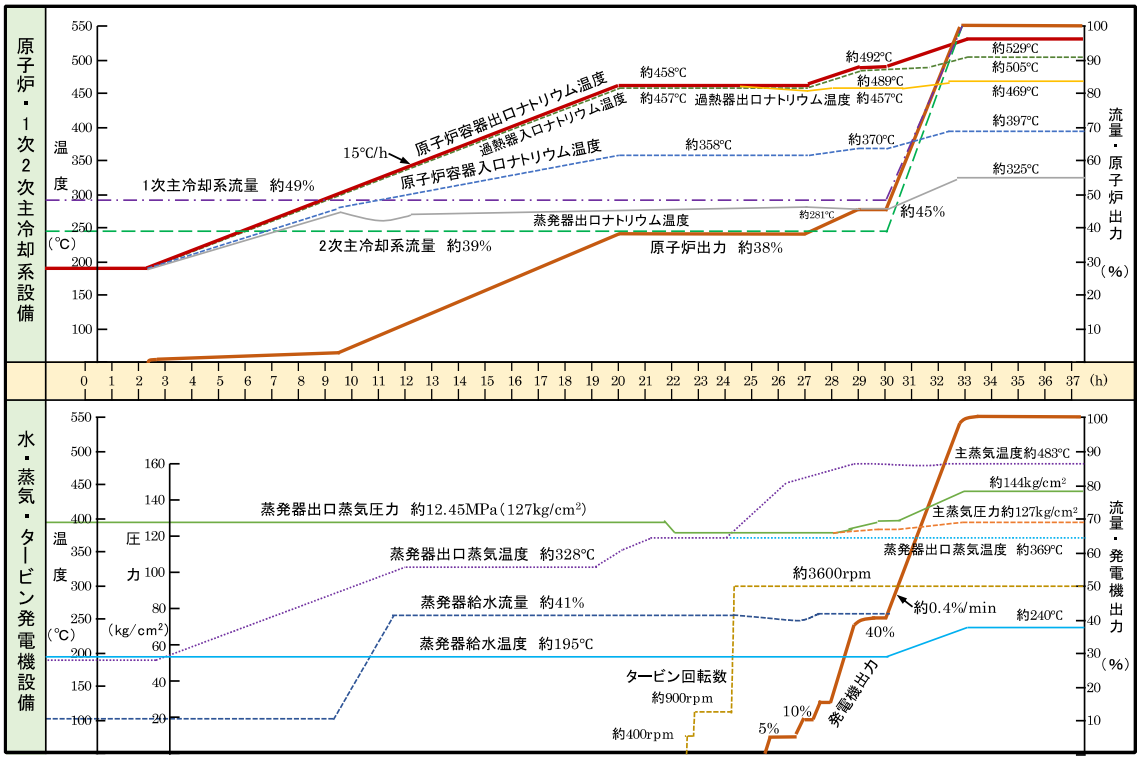


図10-1　「もんじゅ」プラント起動曲線（概略）

10.1.1 プラント運転実績[10-1)]

これまでの主な運転実績を表10-1、1995年の40%出力試験時の運転実績を図10-2に示す。また、原子炉運転時間及び発電電力量を以下に示す。

- 原子炉運転時間　5,300時間45分
  (初臨界～炉心確認試験終了まで)
- 発電電力量　102,325MWh
  (発電時間883時間)

表10-1　「もんじゅ」運転実績一覧

年	月　日	運転実績
1993(平成5)年	10月13日	炉心燃料装荷開始
1994(平成6)年	4月5日	初臨界達成
	5月21日	炉物理試験開始
	11月15日	炉物理試験終了
1995(平成7)年	2月16日	起動試験（40%出力試験）開始
	5月22日	給水ポンプトリップによる原子炉トリップ
	7月9日	主タービン初通気
	8月29日	初送電達成（電気出力14MW)
	12月1日	40%出力プラントトリップ試験
	12月8日	2次主冷却系ナトリウム漏えいによる原子炉手動トリップ
2010(平成22)年	5月6日	性能試験再開、炉心確認試験開始
	5月8日	臨界到達
	7月22日	炉心確認試験終了

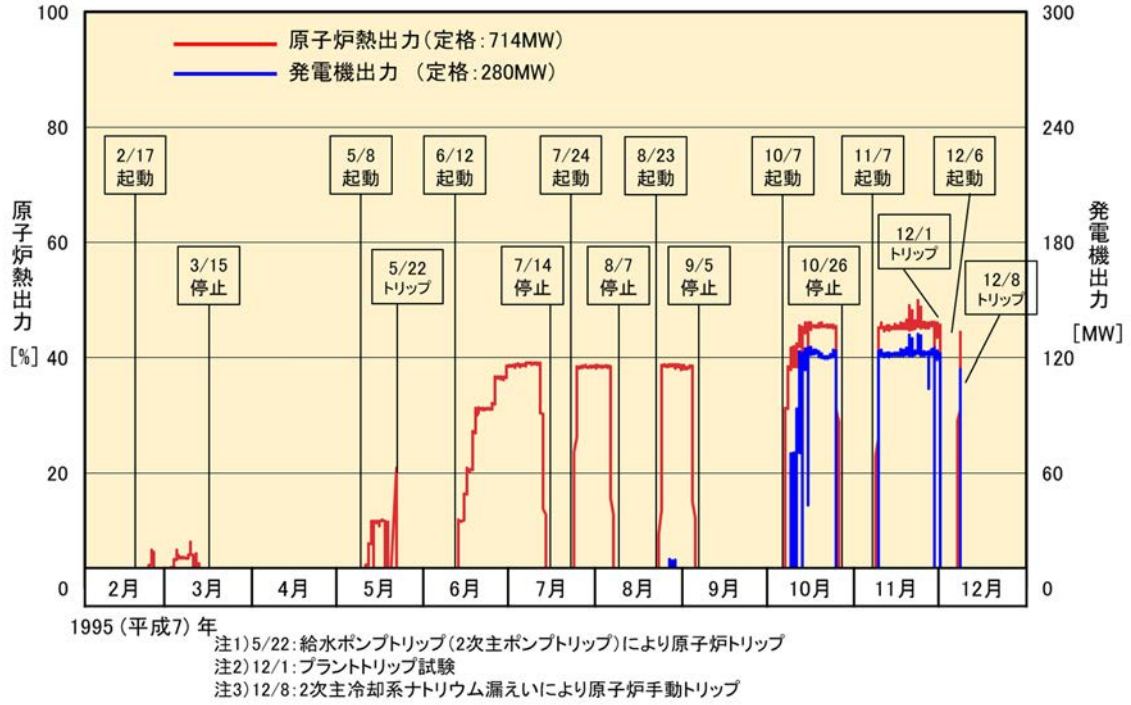


図10-2　40%出力試験時のプラント運転実績

10.1.2 運転体制の確立[10-2)]

(1) 運転体制の整備

試運転に向けて1989年10月に運転準備室を発足した。1991年5月には、運転準備室から運転を担当するプラント第1課が発足し、総合機能試験を開始し、1993年には約70名の要員を確保した。要員の内訳は、「もんじゅ」の設計担当者、「常陽」出身者及び「ふげん」出身者のプロパー約30名、電力会社からの出向者約40名であった。

炉心燃料装荷開始に備えて、1993年夏には運転直のサイクルとして5班3交替による本格的運転体制を構築した。各運転直は当直長、当直長補佐、上級運転員、中級運転員、初級運転員及び訓練運転員の11～12名で構成し、このうち4名は、燃料取扱設備の運転操作を担当した。1993年10月には原子炉施設保安規定の運用を開始し、炉心燃料装荷、炉物理試験及び出力試験の運転業務に従事した。

1995年の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故以降は、原子炉低温停止中は、各運転直の運転員数を約6名とし、燃料取扱設備の運転操作は、業務分担の変更によりプラント第3課（現、燃料環境課）に移管した。

2009年4月から、運転員の教育・訓練の充実を図るため、運転直のサイクルを5班2交替に変更し、運転直勤務を外れる期間を「研修直」として、教育・訓練期間を明確にした。**図10-3**に運転体制変更前後の教育・訓練時間の比較を示す。

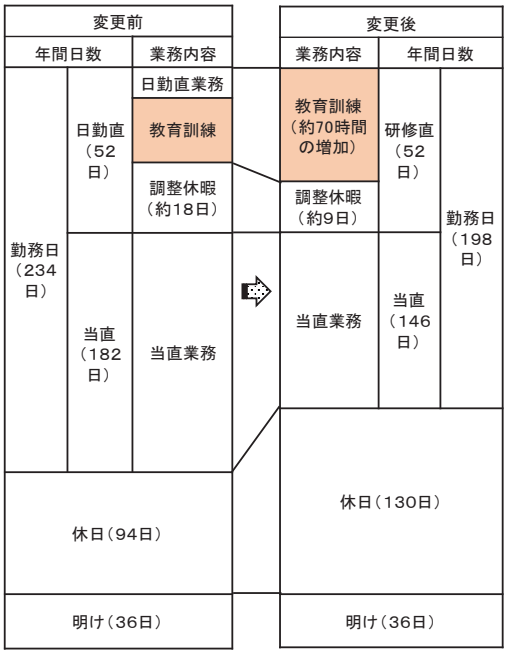
炉心確認試験も含めた運転体制の推移を**表10-2**に示す。

(2) 運転員の力量評価

運転員の力量評価と資格審査については、軽水炉と異なりゼロから体系を構築する必要があり、「原子力発電所運転員の教育・訓練指針（JEAG4802-2002）」に準じてマニュアルを制定し、運転員の申請資格及び資格基準審査の実施方法等を規定した。

資格基準審査では、運転経験年数を満足し、各運転員レベルで必要な教育・訓練を実施後、当直長が申請資格を満足していることを確認し、プラント第1課内の課長を含めた管理職による口頭試験を行い、資格基準審査に合格した者にプラント第1課長が運転員資格を付与した。

当直長については「運転責任者の認定に関する要領」を定めて、運転責任者の資格基準審査を実施した。プラント第1課長が申請資格を満足していることを確認し、所長、原子炉主任技術者、その他の幹部等で構成される運転責任者認定委員会による実技試験及び口頭試験を行い、審査に合格した者に所長が運転責任者資格を付与した。



注記）5班2交替導入により勤務日は少なくなるが、勤務時間は同じ。

図10-3　教育・訓練時間の比較

表10-2　運転体制の推移

期　間	運転体制と主要業務	特記事項
1989年 10月～	運転準備室発足、運転体制整備開始	
1991年 5月～	プラント第1課発足 数名による保安直業務と総合機能試験等を担当	
1993年 夏～	運転直5班3交替による本格運転体制を構築 1班当たりの運転員数は11～12名 燃料取扱設備の運転操作も担当し、炉心燃料装荷操作と炉物理試験及び40%出力試験の運転を担当	1993年10月に原子炉施設保安規定本格運用開始
1996年 1月～	原子炉停止に伴い、1班当たりの運転員数を6名に減員 運転直以外の運転員については、点検作業管理・試験管理、プラント運営管理及び運転手順書検討を担当	
2000年 12月～	原子炉施設保安規定に、運転員数が規定され、原子炉運転中の場合は当直長1名を含めて運転直1班当たり7名以上、原子炉停止中の場合は5名以上とした	燃料取扱設備の運転はプラント第3課(燃料環境課)に移管
2007年 7月～	運転直5班2交替の試行開始 運転直勤務を外れる期間を「研修直」として、教育・訓練期間を明確にし、評価を行って2009年4月から正式運用	1班当たり約70時間の教育・訓練時間増加
2010年 5月～	水・蒸気系を運転しないことから、1班当たりの運転員数を8～9名で炉心確認試験の運転を担当	

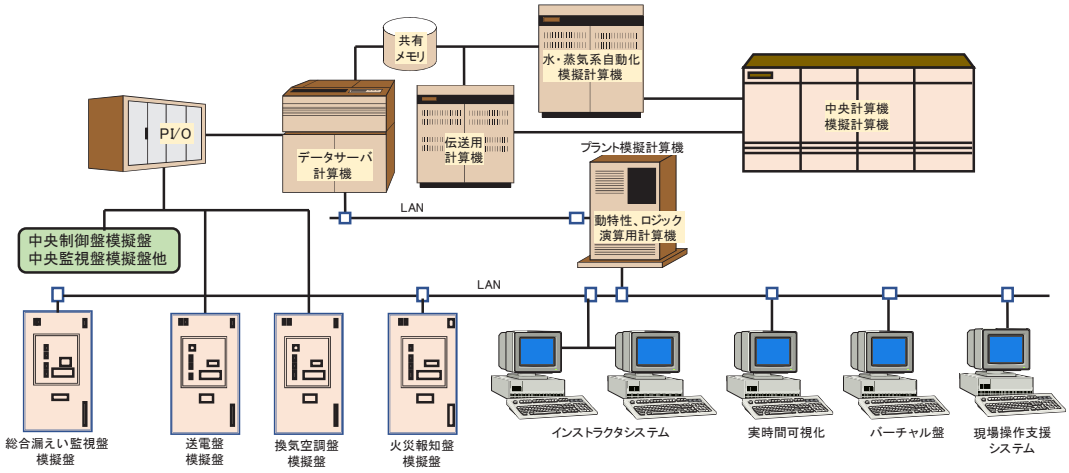


図10-4　シミュレータシステム構成図

10.1.3　シミュレータの導入[10-3), 10-4)]

高速増殖炉原型炉もんじゅシミュレータ（MARS: Monju Advanced Reactor Simulator）は、高速増殖炉発電プラントを模擬した世界初のフルスコープシミュレータである。MARSは、「もんじゅ」の制御性能の評価・確認及び運転員の教育訓練を効果的に進めるために「もんじゅ」サイト内に設置し、「もんじゅ」の試運転に先立ち1991年4月に運用を開始した。

MARSの目的は、通常時及び異常・故障時の運転操作訓練に加えて「もんじゅ」の運転操作手順、制御特性、運転性能等の評価・検証、並びに運転制御機能の高度化を目指した運転支援システムの開発支援であり、これらの目的を達成するため、以下の基本設計方針を基に設計・製作を行った。

- プラント主要系統は、エネルギー保存則等の基本原理に基づく物理モデルにより模擬
- プラント低温停止から出力運転状態まで連続的に実時間でプラント模擬が可能
- 実機と同等の中央制御盤及び中央監視盤並びに現場模擬盤を設けて十分な臨場感を有し、機器等の故障を模擬するためのマルファンクション機能を設ける設計

MARSでは、2次主冷却系ナトリウム漏えい事故等の教訓を踏まえて、機能及び教育訓練効果の向上を目指した改造を行ってきた。改造後のシステム構成を**図10-4**に示す。主な改善点を以下に示す。

- 現場模擬範囲の拡大のため、ナトリウム漏えいの判断に必要な「現場での白煙発生」の模擬映像表示及びバーチャル現場制御盤を追加
- より実際に即した訓練とするため、「火災報知盤」、「換気空調制御盤」、「もんじゅ」改造工事に伴う「総合漏えい監視盤模擬盤」及び「緊急ドレン機能」を追加

シミュレータ訓練の様子を**写真10-2**に示す。

写真10-2　シミュレータ訓練（全交流電源喪失模擬）

10.1.4　教育・訓練体系の整備・改善[10-2)]

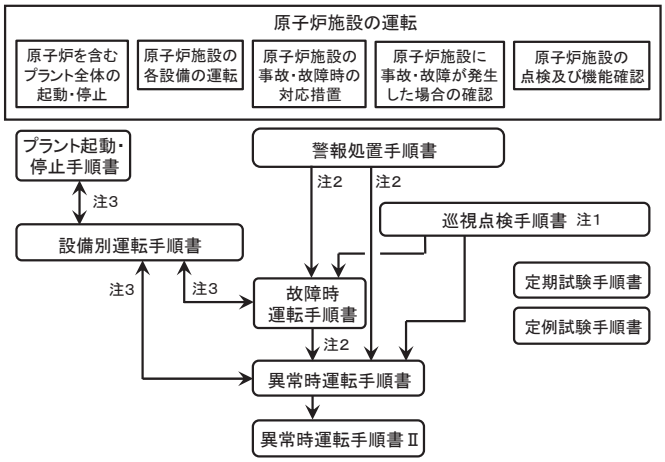
1992年より運転員に必要とされる机上教育や実技訓練などを、教育・訓練の体

系・内容を定めて、計画的に実施してきた。1995年の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故時の対応における問題点については、安全総点検での軽水炉での教育・訓練内容の調査結果を踏まえ、教育・訓練の見直しに反映した。

ナトリウム漏えい事故を踏まえて、ナトリウム漏えい、基礎知識習得、反復教育、当直長及び補佐向け教育などの改善を行った。**表10-3**に主な運転員教育・訓練内容を示す。

表10-3　運転員教育・訓練の改善

対象・項目		主な教育・訓練内容
訓練運転員	机上	• 系統設備学習コース:「もんじゅ」の系統や設備に関する机上教育を実施 • 初級机上教育の追加: 系統設備以外の基礎知識の習得
	実技	• 初級コース: シミュレータを用いた、「もんじゅ」通常起動・停止操作訓練
初級運転員	机上	• 「安全評価教育」の新設（原子炉設置許可申請書の安全解析の概要）
	実技	• 中級コース: シミュレータを用いた、「もんじゅ」異常時対応操作訓練 • 2次系ナトリウム漏えいの訓練方法変更（現場での白煙確認模擬、緊急ドレン操作等）
中級運転員	机上	• 運転上遵守すべき規則の教育
	実技	• 上級コース: シミュレータを用いた、「もんじゅ」異常時対応操作訓練 • 異常時運転手順書Ⅱ訓練の追加
上級運転員	机上	• 「法令教育」の新設（運転管理に関わる法令）
	実技	• 当直長補佐コース: シミュレータを用いた、「もんじゅ」異常時対応操作訓練 • 異常時対応操作指揮訓練の追加
当直長・補佐	机上	• 「運転管理者教育」の新設（運転管理上遵守すべき事項） • 当直長セミナーの新設
	実技	• 「運転責任者コース」の新設及び反復訓練の追加



注1:事故・故障発生時の対応を迅速に行えるように、発生の判断に必要な機器、パラメータを日頃の巡視点検から確認しておく。
注2:事故・故障の状況、推移によって、異常時又は故障時運転手順書に移行する。
注3:運転操作内容によっては、設備別運転手順書にて補完する。

図10-5　運転手順書全体の相互関係

さらに、新潟県中越沖地震や1F事故を踏まえて、以下の訓練を新たに導入した。

- 「外部電源喪失」、「地震・津波」等の想定される事象を重ね合わせた複合事象の対応訓練
- 「地震・津波＋複合事象」に、全交流電源喪失を加えた全交流電源喪失の対応訓練
- 全交流電源喪失時の現場操作訓練等のシビアアクシデント対応訓練

10.1.5　運転手順書の整備・改善[10-2)]

(1) 安全総点検を踏まえた改善

① 異常時・故障時運転手順書の改善

事故・故障時の対応に用いる異常時及び故障時運転手順書について、類似事象の整理、異常事象の想定範囲の追加を行い、運転手順書の体系を見直した。

「もんじゅ」の運転手順書は通常運転時に用いるプラント起動・停止手順書及び設備別運転手順書等と事故・故障時の対応に用いる異常時及び故障時運転手順書とで構成される。全体の相互関係を**図10-5**に示す。また、見直し後の異常時及び故障時運転手順書の構成を**表10-4**に示す。

表10-4　異常時・故障時運転手順書の構成

【異常時運転手順書】 1 原子炉トリップ・タービントリップ 2 外部電源喪失 3 反応度異常 4 燃料破損 5 1次主冷却系流量異常 6 2次主冷却系流量異常 7 1次冷却材漏えい 8 2次冷却材漏えい 9 中間熱交換器伝熱管漏えい 10 蒸気発生器伝熱管破損 11 EVST系ナトリウム漏えい 12 1次アルゴンガス漏えい 13 燃料取替取扱事故 14 気体廃棄物処理設備破損	5 補助冷却設備制御系故障 6 気水分離器ドレン弁故障 7 過熱器バイパス弁誤開 8 主給水ポンプ1台トリップ 9 給水調節弁故障 10 給水調節弁差圧制御故障 11 給水加熱系故障 12 主蒸気圧力制御系故障 13 発電機負荷しゃ断 14 復水器細管漏えい 15 復水器真空度低下 16 循環水ポンプ1台故障 17 原子炉補機冷却系故障 18 制御用圧縮空気喪失 19 燃料池水冷却浄化装置故障 20 中性子計装故障 21 直流電源喪失 22 交流無停電電源喪失 23 一般計装電源喪失 24 非常用メタクラ電源1系統喪失 25 特高開閉所碍子過汚損 26 火災 27 中央制御室外原子炉停止 28 地震・津波 29 取水口異常
【異常時運転手順書Ⅱ】 1 反応度制御 2 炉心冷却 3 原子炉液位確保	
【故障時運転手順書】 1 1次ナトリウムオーバフロー系故障 2 蒸発器オーバフロー止め弁誤閉 3 2次ナトリウム純化系流量低 4 過熱器液面制御系故障	

② 徴候ベースの運転手順書の導入

安全総点検の結果を踏まえ、徴候ベース(設計基準事象を超える事象)の運転手順書の導入を計画的に進めることとした。軽水炉の動向も踏まえ、1989年から検討作業を開始し、確率論的リスク評価の知見による事故シーケンスの分析等を行い、対象とする事象の選定と分類並びに対応措置の摘出及び検討を行った。

この検討に基づき、「もんじゅ」では徴候ベースの運転手順書の導入計画を進め、手順書体系上の名称を軽水炉に準じて「異常時運転手順書Ⅱ」として2004年に制定した。

(2) AMの整備と運転手順書の充実

「もんじゅ」の安全性を一層向上させるためのアクシデントマネジメント(AM: Accident Management)の整備を進め、実施体制、手順書類及び教育計画を含めた運用のための「AMガイドライン」を整備し、2008年3月に軽水炉と同様に「AM整備報告書」として当時の規制行政庁であった原子力安全・保安院に提出した。行政庁における審議は、終了直前に1F事故が発生したため中断となったが、AMの整備自体については、「AMガイドライン」を反映して「異常時運転手順書Ⅱ」の充実を図った。概略全体フローを**図10-6**に示す。

- 「炉心冷却」に、全ループの1・2次系、補助冷却設備機器等の故障及び全交流電源喪失による崩壊熱除去機能喪失時の対応手順(炉外燃料貯蔵槽冷却系、燃料池含む)を記載していたが、運転手順書の使いやすさの観点から、「炉心冷却」と「全交流電源喪失」の対応手順を分離した。
- 確率論的リスク評価結果を踏まえて、使用済燃料を冷却する炉外燃料貯蔵槽冷却系、燃料池水冷却系循環ポンプ故障等による崩壊熱除去機能喪失時の対応手順を追加した。

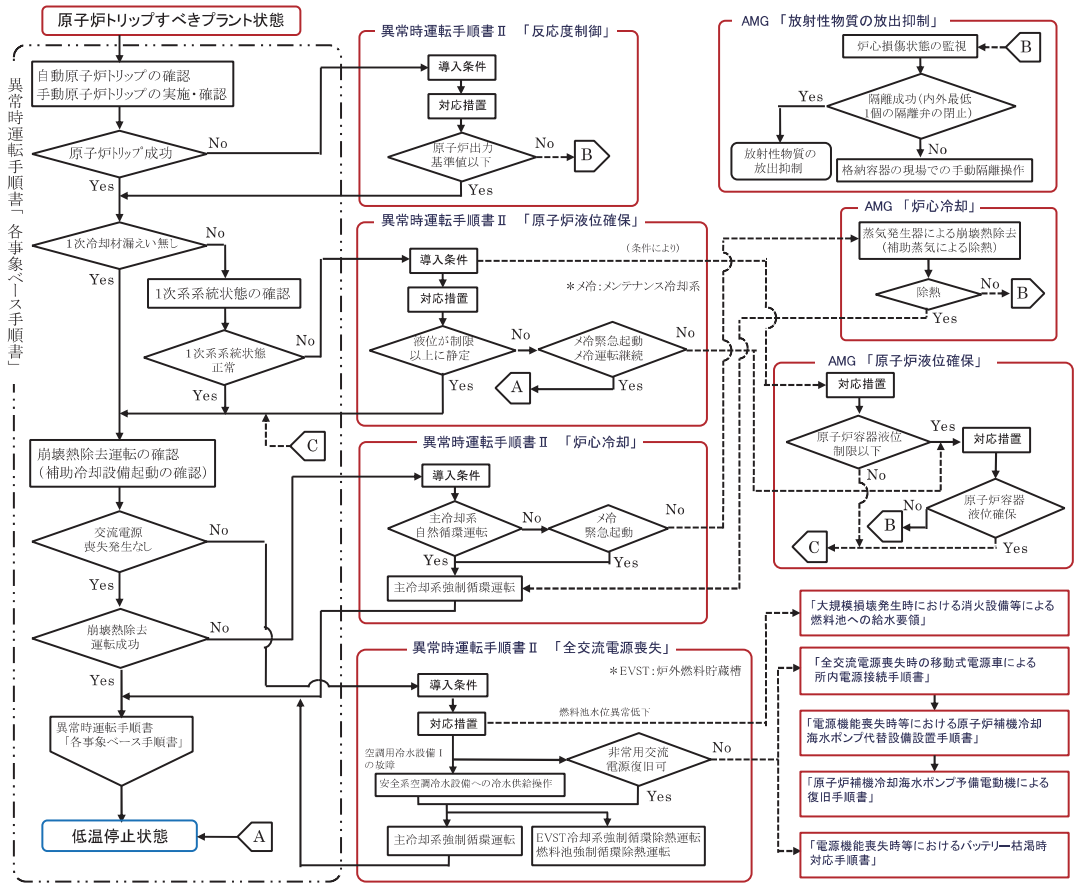


図10-6 異常時運転手順書Ⅱ全体フロー概略図

10.2 保守

10.2.1 保守管理技術の構築と課題

(1) 保全プログラム導入前の保守管理

「もんじゅ」の保全活動は、総合機能試験実施後に開始した。この時期は、本格運転に先駆けて行う性能試験の準備段階にあり、試験の工程や試験で使用する設備の使用計画を踏まえて性能試験を確実に遂行する上で必要な設備点検を行った。また、長期に停止状態にある使用前検査対象機器については、規制当局（当初は科学技術庁、2001年以降は原子力安全・保安院）による復旧状態確認検査を受け、使用前検査に合格した状態が維持されていることの確認を受けた。

1995年の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故後は、プラントが長期停止したことから、保全活動についても、停止中の原子炉施設の保安確保のために必要な最小限の系統（崩壊熱除去、放射性物質の拡散防止等に必要な系統）のみを対象とした設備点検を実施した。

ナトリウム漏えい対策工事に関する許認可を経て、2005年2月に地元自治体の事前了解を受けた後は、保全活動の重点は、漏えい対策工事及びプラント再起動に向けた設備の健全性の確認に移行した。この時期には、接触型漏えい検出器の誤警報、アニュラス排気ダクトの腐食孔等のトラブルが発生し、プラント再起動に向けた設備の健全性の確認とトラブル対応を並行して実施する必要があった。

(2) 「もんじゅ」の保全プログラムの策定

実用発電用原子炉の保守管理に関して、2008年8月に関係法令が改正され、プラントごとの保全活動の充実と保安活動における安全活動の一層の徹底等を目指した検査制度の見直しが行われた。同時に、研究開発段階の発電炉に関する法令も改正され、「もんじゅ」に対しても実用炉と同様の検査制度が適用され、保全プログラムの導入が要求された。「もんじゅ」の保全プログラムは、2008年8月から策定のための準備・検討を開始し、実質的には同年11月から約2ヶ月のごく短期間で策定し、2009年1月には運用を開始した。「もんじゅ」は、供用運転サイクルを通した運転保守の経験が皆無であったことから、「原子力発電所の保守管理規程/同指針(JEAC4209/JEAG4210)」を参考に、「常陽」、軽水炉等の知見を有効に活用し、予防保全を基本とする保全計画とした。なお、ナトリウム機器は、ナトリウム環境での劣化はほぼ無視できるため（**写真10-3**）、開放点検や分解点検は行わず、機能確認及び外観点検を主体とした。

保全プログラムで策定する「もんじゅ」の供用開始前の保全計画は、ゼロ出力での炉心確認試験、40%及び100%出力プラント確認試験でそれぞれ必要となる設備について、順次作成し、3つのステップ（供用前保全サイクル）に分けて策定することとした。

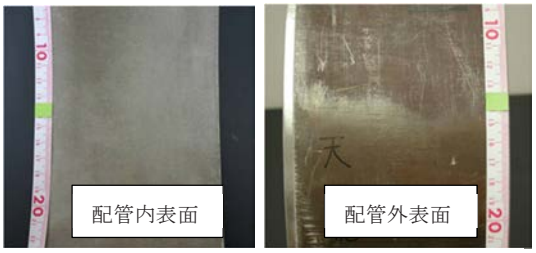


写真10-3 2次主冷却系（C）に使用したナトリウム配管（内外面ともに有意な腐食等なし）

(3) 保全プログラムに基づく保守管理

供用前第1保全サイクル（2009年1月1日～2010年7月22日）では、炉心確認試験に必要な設備の点検及び水・蒸気系設備の健全性確認を行い、ほぼ計画どおりに保全活動を実施した。

2009年5月、規制当局は、(1) に述べたトラブル等への対策や品質マネジメントの改善が進展したことを踏まえて、「試運転再開に当たっての安全確認の考え方」を示し、試運転再開を開始するに当たって、安全確保の体制が十分であると評価した。これを受けて、原子力機構は2010年5月に性能試験を再開し、第1段階の炉心確認試験を実施した。

供用前第2保全サイクル（2010年7月23日～）の保全計画は、供用前第1サイクルの保全の有効性評価等を反映した保全計画

とした。供用前第2保全サイクルは、40%出力プラント確認試験に必要な設備の健全性を確認するために、1次及び2次冷却系設備等については、点検計画に基づき点検を実施し、長期間保管状態にあった水・蒸気系設備については、特別な保全計画*に基づき、設備の健全性を確認した。これらの点検及び健全性確認では、適宜、使用前検査又は立入検査により規制当局の確認を受けた。

2010年8月に発生した炉内中継装置(IVTM: In-Vessel Transfer Machine)の落下、同年12月に発生したディーゼル発電機C号機シリンダライナーひび割れなどのトラブルの影響で、数回にわたりプラント工程が延伸しプラント停止期間が長期化した。

また、2011年の1F事故を踏まえて、「もんじゅ」においても緊急安全対策(電源の多様化など)を優先的に実施し、再起動に向けた作業を中断した。その結果、プラント停止状態がさらに長期化し、供用前第2保全サイクル終了時期が未定となった。このような状況下で保守管理上の不備が発生した。

*: 地震等で長期停止を伴った場合に対する特別な措置として定める計画

(4) 保守管理上の不備の教訓

保守管理の不備は、プラント工程の変更等に伴い、保全計画で定めた点検時期を超えて点検する場合は、不適合管理を行うべきところを適切に実施しておらず、その結果、点検時期超過機器が多数存在することとなった。原子力規制委員会は、これを保安規定違反と判定し、2012年12月に原子力機構に未点検機器の早急な点検と保全計画の見直しの保安措置命令を発出した。

この措置命令等に対し、直接原因及び根本原因の分析結果と、それに基づく対策をまとめた報告書を原子力規制庁に提出した。その後も保安検査で違反や監視が繰り返し指摘され、原子力機構は、保全計画や組織的背後要因等の見直しを行ったが、根本的な課題への対応が十分でなく、保守管理の不備を解消できなかった。

原子力機構は、電力・メーカの協力を得てオールジャパン体制により解決に向けた取組みをさらに強化することとしたが、2015年11月、原子力規制委員会から文部科学省に「もんじゅ」の運営主体あるいは「もんじゅ」の在り方を見直すよう勧告がなされるに至った。

規制要求から保全プログラムを導入し、供用中のプラントとほぼ同等の保守管理を目指したものの、保全プログラム導入時の準備不足、同プログラムの運用や見直しに係る経験不足等が、供用開始前の段階でのマネジメントシステムが未成熟であったことなどと相まって、保守管理上の不備を招いた要因であったと考えられる。

10.2.2 高速炉の保守管理の在り方検討

将来の高速炉に向け、10.2.1に示す保守管理の経験を踏まえ、保守管理及び保全の在り方について検討した(**図10-7**)。

保守管理の基本的な考え方に関しては、高速炉と軽水炉で大きな差はなく、軽水炉用に規格化された保守管理規程(JEAC 4209)は、高速炉にも基本的には適用可能である。ただし、「もんじゅ」は研究開発段階であることから、実用化に向けた運転保守データを取得することが重要な役割の一つであった。特に、高速炉特有機器は、運転・保守経験が乏しいことを補うために設計段階で大きな裕度を設けており、設計の妥当性を確認する観点からもデータ取得が保守管理において必要であった。

一方、保全に関し、ナトリウムを冷却材として用いる「もんじゅ」の特徴から、ナトリウムを内包する機器の点検は、分解・開放点検ではなく、ナトリウムの連続漏えい監視を主体とする保全が合理的といえる。

これらの特徴を踏まえた「もんじゅ」の教訓を将来の高速炉の保守管理及び保全に反映するための情報は、参考文献10-5にまとめている。

保全計画の策定では、点検対象の劣化メカニズムを想定し、その劣化を検知するための点検内容を整理しておく必要がある。「もんじゅ」は、極めて短期間で保全計画を策定せざるを得なかったことから、劣化

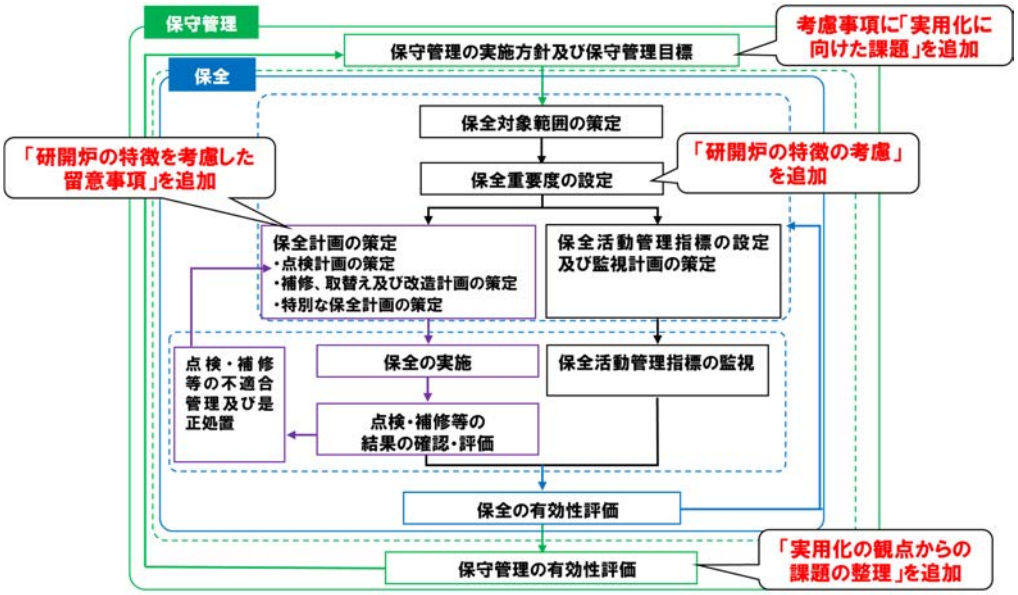


図10-7　研究開発段階の高速炉の保守管理で考慮すべき事項

メカニズムの整理が必ずしも十分ではなかったが、保守管理不備への対応の一環として、関連する研究開発、設計・建設、「常陽」等の先行炉の知見等に基づき、劣化メカニズムの整理を行った。この「劣化メカニズム整理表」は、今後、その妥当性を検証する必要はあるものの、将来の高速炉保全計画の策定に役立つ貴重な成果といえる。

10.2.3　定期点検工程の短縮化の取組み

「もんじゅ」の設計段階における点検期間は、低燃焼度炉心では4ヶ月運転（高燃焼度炉心は5ヶ月運転）→1ヶ月燃料交換→4ヶ月運転（高燃焼度炉心は5ヶ月運転）→1ヶ月燃料交換＋2ヶ月点検を基本パターンに設定されていた。すなわち、定期点検工程は3ヶ月を目標工程としていた。

「もんじゅ」のプラント状態は、性能試験期間の一部を除き低温停止状態であった。この間、設備の維持のため定期的に実施した点検の実績では、点検期間は、概ね6ヶ月程度であった。しかし、この点検には、燃料交換や格納容器全体漏えい率試験（CV-LRT: Containment Vessel Leak Rate Test）等は含まれておらず、運転再開以降の定期点検期間は、さらに長期化する懸念があった。「もんじゅ」の定期点検工程が長期化する理由は、高速炉特有の使用環境が挙げられる。すなわち、「もんじゅ」のナトリウム系では機器の点検及び点検後の機能を確認する場合は、系統の降温及び昇温が必要となる。また、1次冷却系室は、ナトリウム漏えいによる燃焼抑制の観点から窒素雰囲気に維持されているため、点検時にはナトリウムをドレンし空気雰囲気に置換する必要がある。点検ループのタンク内のナトリウムは、他ループのタンクへ移送し残留ナトリウムを固化するため、点検前の準備に多くの時間を要することとなる。

高速炉の実用化に向けては、定期点検工程の大幅な短縮を図る必要があり、主なものとして以下の方策が考えられる。

- 点検を行うためのナトリウム固化やその温度といった制約条件の緩和又は排除
- CV-LRTで使用する露点計の改良による有効期限の延伸
- 点検期間が長い機器の予備品の確保
- 大型機器の予熱及び降温時間の短縮化

10.2.4　保守・補修経験から得られた知見の例

1991年5月の機器据付完了から設備の維持管理が行われ、多くの保守・補修経験を

蓄積してきた。これらの保守・補修経験は、各種資料としてまとめている。表10-5は、2017年3月末までに蓄積したデータから、将来炉の設計等に役立つ、あるいは参考となる主要な不具合事象等の情報（第11章記載の事故・トラブルを除く）を整理したものである。また、図10-8には日々の業務で得られた保修データの設備別割合を示す。

以下に代表的な事例（表10-5には省略）の概要を述べる。

表10-5　もんじゅにおける主要な不具合事象等の一覧表

No.	発生年月	件　名	概　要
1	1995.2	燃料洗浄時の脱湿不良	【内容】: ナトリウム洗浄作業時の燃料出入機グリッパの動作不良 【原因】: 洗浄後の乾燥不十分による残留湿分とナトリウムの反応生成物がグリッパ摺動部の動きを阻害（推定） 【対策】: 湿分が残留しやすい燃料洗浄槽廻り配管部へのヒータ設置及び洗浄手順に減圧乾燥工程を追加
2	1995.2	フラッシュタンク圧力調節弁の振動・騒音	【内容】: プラント起動・停止過程の起動バイパス系のフラッシュタンク圧力調節弁回りに振動・騒音が発生 【原因】: 原因は、当該弁の2次側圧力が臨界圧力以下となり超音速領域が現れ、これが減速される過程で衝撃波が発生（推定） 【対策】: 当該弁を低騒音弁に交換及び当該弁回りの配管を改造（配管の太径化、2系列化、減圧機構の設置）
3	1995.6	気水分離器ドレン弁容量の不足	【内容】: 水・蒸気系起動バイパス系統試験中、気水分離器ドレン弁の開度が90%を超え、試験手順を一部変更し試験を継続 【原因】: 蒸気二相流に対して弁メーカのCV値計算式の適用不可（推定） 【対策】: 弁のストロークを40mmから50mmに変更
4	1996.8	2次主循環ポンプA号機ポニーモータへの油浸入	【内容】: 2次主冷却系循環ポンプA号機ポニーモータの運転中にケーシング温度が上昇 【原因】: モータ軸製造時に形成された研磨痕のねじポンプ作用で油がモータ内部に浸入 【対策】: モータ軸の取替及びモータ軸とオイルシール抑えの構造変更（隙間を小さくする）等の改造
5	1998～	建屋内の結露	【内容】: 例年6月ごろから9月ごろに、多くの部屋で結露が発生 【原因】: 雰囲気温度（機器表面温度）の低い部屋に湿度の高い空気の流入 【対策】: スポットクーラの設置、防滴カバーの設置及び防止施工の実施等
6	2001.3	液体廃棄物処理設備苛性ソーダタンクからの苛性ソーダの析出	【内容】: 液体廃棄物処理系苛性ソーダタンク（非管理区域）溶接部付近からの苛性ソーダ析出 【原因】: 塩化物による外面からの応力腐食割れ（推定） 【対策】: 炭素量の少ないオーステナイト系ステンレス鋼（SUS304→SUS304L）を使用したタンクに取替（外面溶接部は塗装施工）
7	2007.9	冬場の荒天による原子炉補機冷却海水系ストレーナの詰まり	【内容】: 例年、冬季に原子炉補機冷却海水系ストレーナ（以下、海水系ストレーナ）の詰まり（差圧上昇）が頻発 【原因】: 日本海特有の冬季の荒天により、漁網及び落ち葉等が海水とともに取水 【対策】: 取水口への防塵ネットの設置

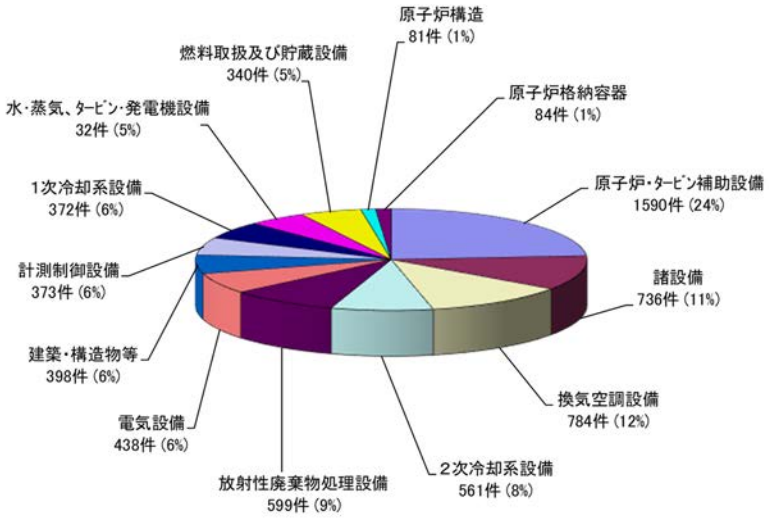


図10-8　設備別保修票の集計

(1) 微調整棒駆動機構の荷重増加事象

総合機能試験及び性能試験期間中において、微調整棒駆動機構（FCRD）の2号機において荷重異常の警報が3回発生した。分解調査の結果、上部案内管のしゃへい体と駆動軸の隙間にナトリウム化合物が付着していた（図10-9）。原因は、初期ナトリウム充てん時の汚れ（ナトリウム液面に膜状に浮遊した不純物）とナトリウムが滞留する構造が相まって荷重増加に至ったものと推定した。対策として、上部案内管部の接液部に流動孔を追加しナトリウム純化を促進できる構造変更等を実施した。この事象は、初期充てん時のみならず、ナトリウムバウンダリ開放工事後のナトリウム充てん時にも注意が必要である。これらのリスクを低減するためには、工事中のナトリウム系統内への不純物（空気）混入を抑制する工事工法の採用が重要となる。

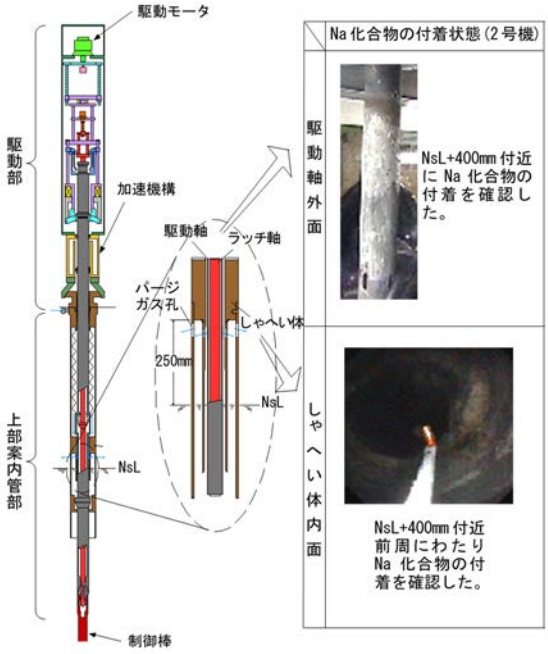


図10-9　FCRD（2号機）のナトリウム化合物付着状況

(2) 過熱器用圧力開放板（A）の損傷

1998年3月、計画的な圧力開放板交換作業において、過熱器用圧力開放板（A）の2次側（窒素ガス雰囲気）に微量のナトリウムが付着していることを確認した（図10-10）。原因は、圧力開放板の製造過程で吸湿した湿分と使用環境中のナトリウムとの反応により生成した苛性ソーダが、系統の温度上昇に伴い溶融し、応力腐食割れが発生したものと推定した。試験により、多量のナトリウム蒸気環境下では、苛性ソーダがナトリウムと反応し、酸化ナトリウムに変化するため応力腐食割れが発生しないことを確認した。この事象は、バキュームサポートとディスクに挟まれた狭隘部で十分なナトリウム蒸気が供給されず、苛性ソーダの状態で保持されていた極めてまれな事象と思われる。対策として、バキュームサポートの研磨方法を変更した。

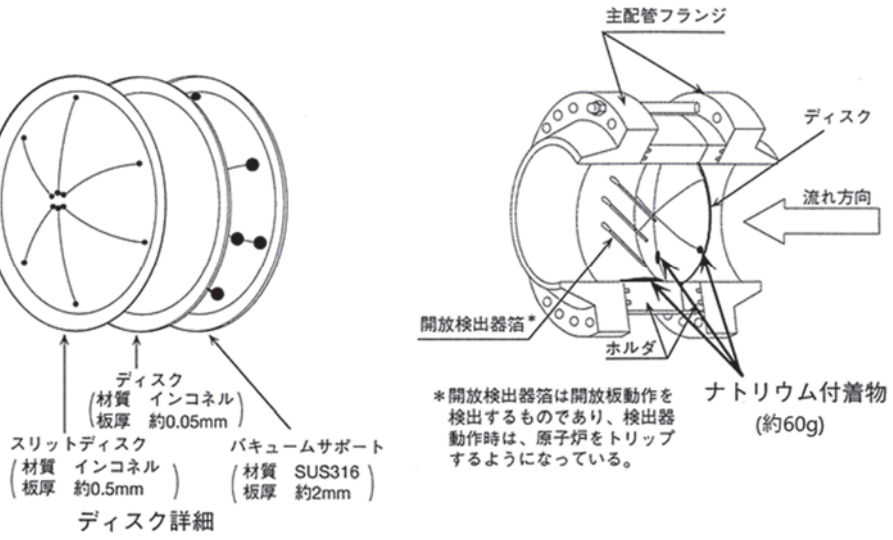


図10-10　過熱器用圧力開放板（A）のナトリウム付着状況

(3) 1次アルゴンガス系圧力損失増加事象

性能試験期間中の1995年10月の原子炉起動以降、ナトリウム温度上昇に対応して原子炉容器ベーパトラップ出口と圧縮機サージタンク間の差圧が増加する事象が発生した。原因は、ベーパトラップ下流側の弁等へのナトリウム蒸気の付着による詰まりであった（図10-11）。対策として、ベーパトラップ出口に焼結フィルタ2系統及びHEPAフィルタ1系統を追設した。残念ながら、廃炉決定により対策の妥当性は確認できていない。

原子炉容器のベーパトラップには、カバーガス中の高濃度のナトリウム蒸気を効率的に除去するためにミストトラップによるミスト捕獲とベーパトラップによる凝縮捕獲の2段階方式を採用したが、必ずしも十分な性能が得られなかった。

将来炉においては「もんじゅ」の経験を踏まえてベーパトラップの設計を行う必要がある。

(4) CV-LRT時のSID挙動

2008年8月、ナトリウム漏えい対策工事後のプラント確認試験において、CV-LRTを行った。この時、格納容器を昇圧する過程でナトリウム漏えい検出設備のサンプリングポンプの電流値がサーマル設定値近傍まで上昇し、同ポンプがトリップするリスクが高まったため、所定の圧力まで昇圧することができなかった。この原因は、ナトリウム漏えい検出設備の設計要求事項にCV-LRTの試験条件が考慮されていなかったことによるものであった。対策として、サンプリングポンプのモータを高効率タイプに取り替えた。

(5) CV-LRT時に使用する露点検出器の長期検証試験

「もんじゅ」では、CV-LRTに用いる露点検出器に塩化リチウム式露点検出器を使用している。この塩化リチウム式露点検出器は、感湿部に塗布する塩化リチウム溶液に有効期限があり、「もんじゅ」のプラント運転工程が制約される問題点があった。塩化リチウムの有効期限は、使用環境

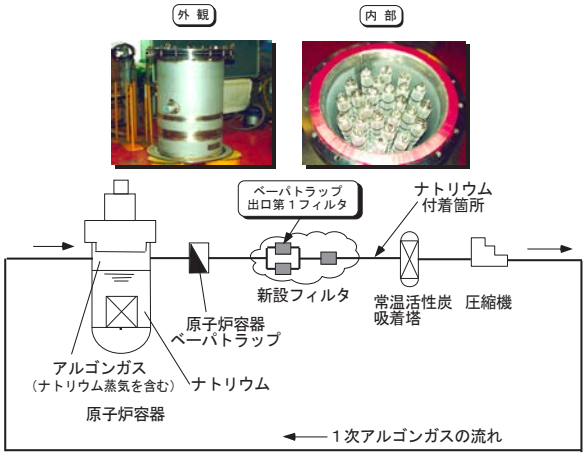


図10-11　1次アルゴンガス系圧力損失増加事象

により異なるが3ヶ月～6ヶ月である（メーカ推奨）。このため、「もんじゅ」を含めPWRプラントにおいては、塩化リチウム溶液の塗布期限を安全側に3ヶ月としていた。一方、「もんじゅ」の原子炉格納容器内の1次冷却系ナトリウム機器設置エリアは、通常、窒素雰囲気であり、作業員が立ち入ることができない。このため、塩化リチウムの塗布作業は、プラント点検のために1次冷却系ナトリウムをドレンし、空気置換する時に合わせて行う必要がある。

そこで、塩化リチウム溶液を塗布しない代替露点検出器として、静電容量式露点検出器を選定し、「もんじゅ」の原子炉格納容器内に設置し、「CV-LRT条件下における検証試験」及び「長期（2年）検証試験」を実施した。その結果、CV-LRT条件下において、塩化リチウム式露点検出器と比較して有意な差がないことを確認した。また、2年の長期検証試験を実施して、「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203-2008）」が要求する計器精度を満足することを確認した。これらのことから、静電容量式露点検出器は、塩化リチウム式露点検出器の代替品として適用できることがわかった。

10.2.5　ナトリウム機器の補修技術の確立

2次主冷却系ナトリウム漏えい事故、IVTMの落下の対策及び復旧作業等を通して、ナトリウム機器の補修技術やナトリウム取扱技術を蓄積することができた。ここ

では、ナトリウム漏えい対策工事及びIVTMの工事で得られた知見を記載する。

(1) ナトリウム漏えい対策工事

① ナトリウム機器の補修方法

ナトリウム機器の補修において、特に考慮すべき事項は系統内への空気混入防止である。工法選定に当たっては、フランスの原型炉Phenixでの工事工法（空気混入防止治具（プラバッグ）を用いない）及び「常陽」MK-Ⅲへ改造する際の工事工法を参考にした。ナトリウム漏えい対策工事は、ナトリウムバウンダリ開放時にプラバッグを用いるプラバッグ工法を基本とするが、開口面積を小さく制限できる場合は、プラバッグを用いない工法（シール工法）を採用した。図10-12にプラバッグ工法とシール工法の概念図を示す。

これらの工法の選定にあたっては、事前に確認試験を行い工法の妥当性を確認した。また、ナトリウム付着配管の溶接健全性についても、事前に溶接施工性の確認試験を実施した。写真10-4にナトリウム配管工事状況を示す。

② 工事中の作業管理

a) プラバッグ内の酸素濃度管理

プラバッグを用いる際は、プラバッグ内部をアルゴンガス置換し、酸素濃度が2%以下（実績は0.5%以下）にした後、各作業を実施した。なお、ガス置換時には、プラバッグ内に収納している資機材等の容器のふたを開けるなど、空気だまりが生じないよう留意した。

また、水分が系統内に混入すると、付着ナトリウムと反応して苛性ソーダが生成

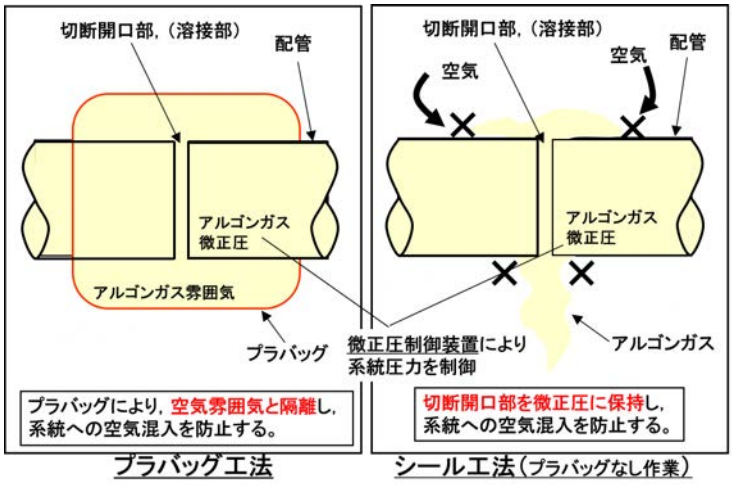
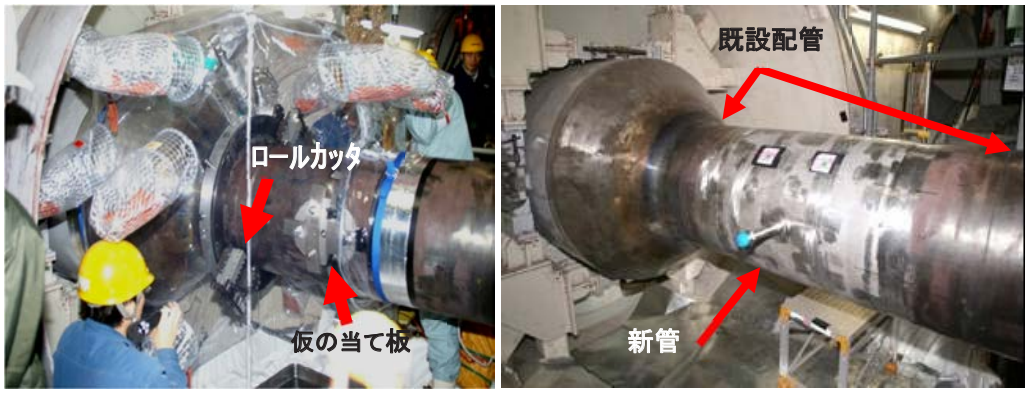


図10-12　プラバッグ工法とシール工法の概念図



既設配管切断　　新管（改良型）温度計さや付きへの交換

写真10-4　2次ナトリウム系漏えい対策工事状況

し、構造材料の腐食につながるため、プラバッグ内の湿分濃度を確認した。

以上の管理に加え、工事期間中は、系統内のカバーガスの純度（水素濃度等）を既設のガスクロマトグラフにて監視した。

b) カバーガス（アルゴンガス）圧力管理

2次冷却系統内のカバーガスの圧力は、通常98kPa±10% (gage) で制御している。しかし、この圧力では、プラバッグ作業や溶接作業ができないため、漏えい対策工事専用に微正圧制御装置を設置した。工事期間中は、切断箇所の圧力を約100Pa、溶接箇所の圧力が約20Paとなるよう、アルゴンガスの空気に対する比重を考慮し、各作業箇所のレベルに応じて微正圧制御装置の圧力設定を変更し、配管の切断・溶接作業を行った。

c) 溶接作業の管理

既設のナトリウム配管には、微量のナトリウムが付着又は残留しており、配管の溶接熱により溶融する可能性がある。したがって、配管溶接部の近傍に仮設の温度計を取付け、上限温度（70℃）を超えないよう監視しながら溶接作業を行った。また、溶接箇所の圧力は、溶接部の健全性の観点から微正圧にする必要があり、天候による気圧変動の影響を受けるため、工程管理にも気を配る必要があった。

③ 系統内に混入した酸素量

系統内に混入した酸素量は、工事前後の2次系のプラギング温度から評価し約1.6gであった。主な酸素の混入源は、プラバッグ内に残存する空気と新設の配管、弁の内面に付着している不純物が挙げられる。

④ 撤去した配管等に付着したナトリウム量

写真10-5には、2次主冷却系配管内部のナトリウム付着状況を示す。

漏えい対策工事で撤去した配管は、ナトリウム洗浄を行った。ナトリウム洗浄前後の重量差から配管に付着していたナトリウム量を算出した結果、約82kg (全ループ合計）であった。なお、Cループは、他のループに比べナトリウム付着量が多かった。これは、ナトリウムのドレン直後に予熱ヒータを「切」としたため、ナトリウムドレン後の予熱保持時間が短かったことによるものと思われる。

すなわち、系統内に残留するナトリウム量は、ナトリウムドレン後の予熱保持時間に大きく依存し、予熱保持時間が短ければ残留ナトリウム量は多くなる。ナトリウムバウンダリを開放するような作業が計画されている場合は、ナトリウムドレン後の予熱保持時間を通常より長めにすることが望ましい。過去のR&D結果では、高温でのナトリウムドレンは、残留ナトリウム量を低減でき、400℃では200℃の場合の約1/7になるとの報告がある。

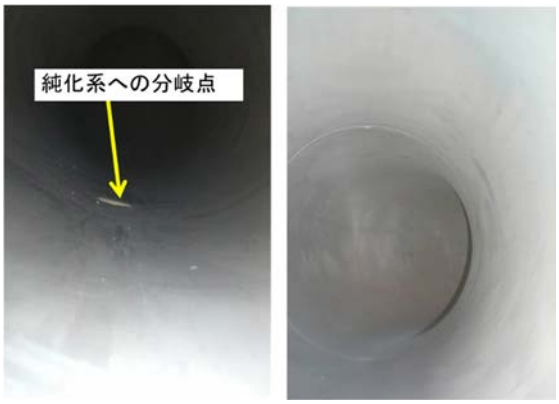


写真10-5　2次主冷却系配管(C)のナトリウム付着状況

(2) IVTMの引抜、復旧工事

この工事は、漏えい対策工事と比べ放射化された環境（ただし、放射線量は極めて低い）で大型のナトリウム機器を取り扱う点が異なっている。**写真10-6**にIVTMの引抜工事の状況を示す。これらの工事を通して得られた成果を以下に示す。

- 微正圧制御技術及びカバーガス圧力制御技術の構築
- 作業手順（作業時間短縮化を含む）の適正化
- 大型プラバッグのアルゴンガス置換技術の構築

これらの技術は、ナトリウム機器の補修技術として貴重であり、将来炉における保

守、補修、取替等にも適用できる汎用的な技術である。また、この技術は、「常陽」の原子炉容器内で損傷した計測線付実験装置の引抜き及びこれに伴う炉心上部機構の交換作業においても参考にされた。

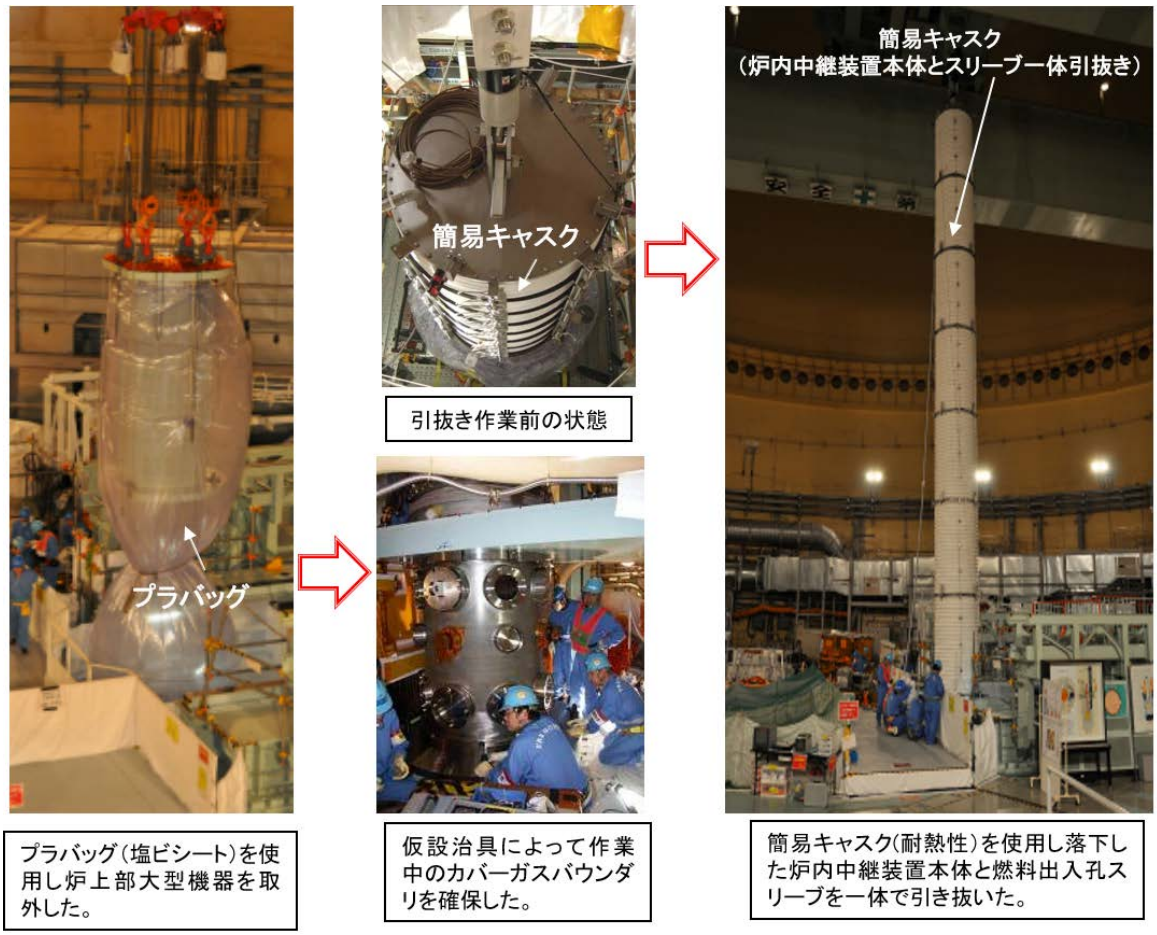


写真10-6　IVTM引抜き工事状況

—参考文献—

10-1) 宮川明ほか, 高速増殖原型炉もんじゅ性能試験報告書 <臨界試験～起動試験（40%出力)>, JNC-TN2410 2005-002, 2005, 278p.

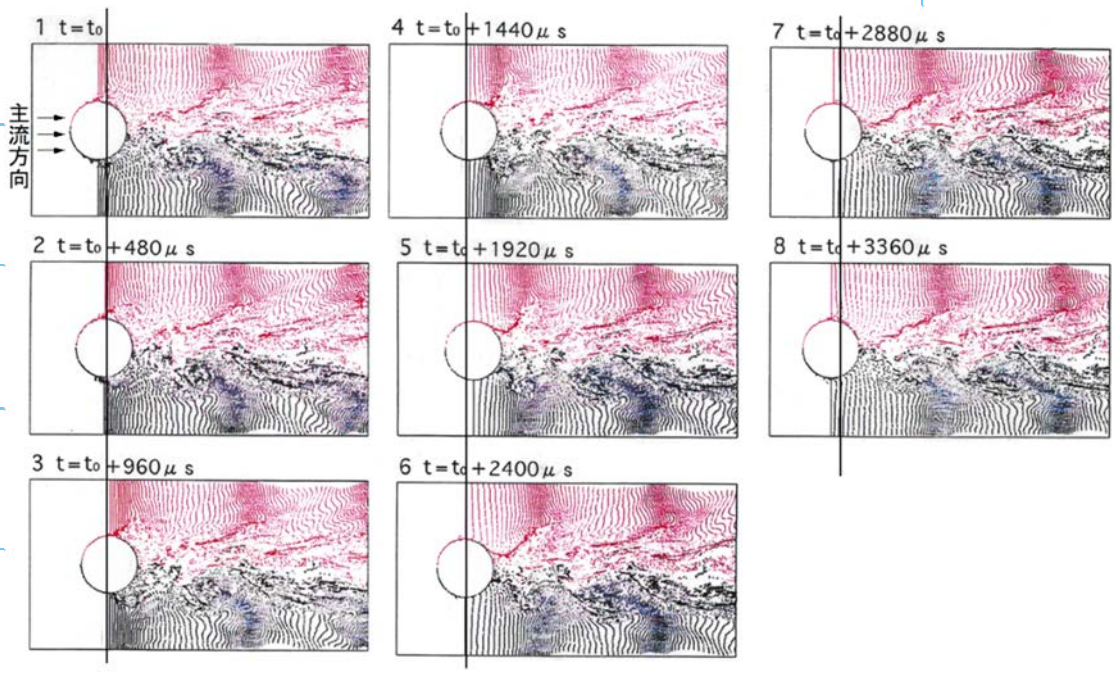
10-2) 日本原子力研究開発機構, 高速増殖原型炉もんじゅ安全性総点検に係る対処及び報告について（第5回報告の補正), 2010.

10-3) 大内一利ほか,もんじゅシミュレータ「MARS」の設計、製作および据付, 動燃技報, No.77, PNC-TN1340 91-001, 1991, pp.88-91.

10-4) 小屋越直喜ほか, 「もんじゅ」シミュレータ訓練の変遷と運転再開に向けたシミュレータの高度化, JNC-TN4410 2002-001, 2002, 67p.

10-5) 髙屋茂ほか, 研究開発段階発電用原子炉施設の保守管理, JAEA-Research 2016-006, 2016, 66p.

11. 事故・トラブル経験



《温度計さやの流力振動解析》

○ 「もんじゅ」は、ナトリウム冷却型高速炉に特徴的なものも含めていくつかの事故・トラブルを経験した。その経験を通じて高速炉の安全性向上に資することができた。

○ 1995年の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故は、「もんじゅ」プロジェクトに大きな影響を及ぼしたが、例えば、ナトリウムと鉄の特殊環境下での腐食機構の解明、温度計さやの流力振動の解明に基づく「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」の策定等の重要な技術的成果も得た。また、技術的課題に加えて、「もんじゅ」の開発意義や役割について地元をはじめ国民の理解を得て進める重要性も大きな教訓となった。

○ 事故・トラブルの原因究明と再発防止への対応は、まさに貴重な経験であり、多くの知見・教訓を含んでいる。これらを今後の技術開発、将来炉の設計・製作・建設に活かすことが非常に重要である。

11.1 「もんじゅ」で発生した事故・トラブル

「もんじゅ」の安全上重要な事故・トラブル（ここでは、事故、トラブル、故障、不具合、異常等を「事故・トラブル」と総称する）には、「法令に基づいて報告する事故故障」と「安全協定に基づいて報告する異常」がある。前者の法令に基づく報告は、「もんじゅ」が適用対象となる「研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に定められたものであり、発生した場合には直ちに原子力規制委員会に報告しなければならない。また、その後、より詳しい状況及び処置を十日以内に報告することとなっている。後者の安全協定に基づく報告は、立地自治体との間で締結された「高速増殖原型炉もんじゅ周辺環境の安全確保等に関する協定書」（「安全協定」）に定められたものであり、発生後直ちに立地自治体に連絡しなければならない。

さらに、上記の安全上重要な事故・トラブルとしては定められていない「軽微なトラブル」があり、これも、積極的に公表してきている。

(1) 安全上重要な事故・トラブル

「もんじゅ」の機器据付けが完了した1991年度から「もんじゅ」の廃止措置への移行が決定した2016年度までの期間に、「もんじゅ」で発生した安全上重要な事故・トラブルについて、その発生年月、件名及び概要を**表11-1**に示す。同表に記載した17件は、安全協定に基づき報告した事象(安全協定締結以前の1991年の異常1件を含む）であり、うち9件は、法令に基づき報告した事象にも該当する。

(2) 事故・トラブルの内容及び原因

上記17件の事象の内容は、14件の故障と3件の人の障害に区分できる。14件の故障の原因は、設計段階のミス（ここでは、過誤、知識・経験不足、配慮不足等による設計の不具合・失敗を「ミス」と総称する）8件と運転・保守段階のミス6件に区分できる。そのうち、設計段階のミスについては、経験不足による評価ミスが3件、新知見の反映不足が1件、ネジ回転防止に対する検討不足が1件、暴風雪や落雷など自然現象に対する配慮不足が3件であった。また、運転・保守段階のミスについては、作業・操作ミスが4件、認識不足によるミスが2件であった。なお、17件の事象のうち、国際原子力事象評価尺度（INES: International Nuclear and Radiological Event Scale）（レベル0（尺度以下）からレベル7（深刻な事故）までの8段階で評価）のレベル1以上に該当する事故故障は、「レベル1（逸脱）」と評価された2次主冷却系ナトリウム漏えいのみであった。

特に留意すべきは、例えば、温度計さやの折損は軽水炉でも発生していた事象であるが、開発段階の原子炉であり、初のナトリウム漏えいとして社会の注目を集めることになった。

(3) 事故・トラブルの発生頻度

原子力規制庁から公表されている、実用発電炉と研究開発段階炉（「もんじゅ」）の法令に基づき報告された「事故故障」件数の推移（1992年度～2015年度）を**図11-1**に示す。実用発電炉の1基当たりの年間報告件数は0.8～0.1件/年であるのに対して、「もんじゅ」は0.4件/年であり、発生頻度に大きな違いは認められない。

安全協定に基づき報告された「異常」については、福井県内の原子力発電所に係る「発電所の運転・建設年報」[11-1]によれば、「もんじゅ」が安全協定に基づく報告を開始した1992年度から2016年度までの25年間の報告累積件数で見ると、福井県内の原子力施設15基の1基当たりの平均件数が27件であるのに対して、「もんじゅ」は16件であり、15基の中では3番目に少ない。

以上の統計データから、「もんじゅ」は軽水炉と比較して「事故故障」や「異常」の発生件数は決して多くはないことは明らかであるが、その一方で「もんじゅ」の事故・トラブルが報道等で大きく取り上げられてきたのは、「もんじゅ」が新型の原子炉であって社会から大きな関心を寄せられていたことが背景にあると考えられる。

表11-1　安全協定に基づいて報告した安全上重要な事故・トラブル

No.	発生年月	件　名	概　要
1	1991.6	2 次主冷却系配管の熱変位	【内容】2 次主冷却ナトリウム配管予備昇温時に 120℃で C ループ IHX 近傍配管が異常に熱変位（RV 側に 36mm、IHX 側に 5.5mm） 【原因】設計時に格納容器貫通部の伸縮継手のバネ定数を過小評価 【対策】格納容器貫通部伸縮継手の 2 層構造から 1 層構造（柔らかい伸縮継手）への変更等の熱変位の阻害抑制対策
2	1995.2	水・蒸気系統のフラッシュタンクの圧力低下	【内容】原子炉出力を約 2%から約 10%に上昇させる段階で水・蒸気系のバイパス系統のフラッシュタンク圧力が低下 【原因】蒸気巻き込みで流動抵抗増加（設計時の圧力損失の過小評価） 【対策】フラッシュタンクの蒸気巻込み抑制構造の改良と脱気器へのドレン配管の改良
3	1995.5 *	給水制御系試験中の給水流量変動に伴う原子炉自動停止	【内容】20%出力にて水・蒸気系バイパス系統の給水調整弁の制御特性試験中、弁の制御を手動から自動に切り替えたところ、2 次主循環ポンプが自動停止、原子炉もトリップ 【原因】設計時の自動制御定数の設定ミス 【対策】弁特性の測定結果を反映した解析結果を踏まえての制御定数の適正化
4	1995.12 *	40%出力試験中における 2 次主冷却系ナトリウム漏えい	【内容】電気出力約 40%での運転中に 2 次主冷却系配管室内の IHX 出口配管の温度計さや管よりナトリウムが漏えい 【原因】温度計さや管の設計ミス、流力振動に係る新知見見落とし 【対策】ナトリウムのドレン時間短縮等の冷却系改造、安全総点検で広範の再発防止
5	1997.1	受電設備（電源開閉装置）の動作異常	【内容】暴風雪のため送電線碍子への着氷による保護継電器の動作不良で受電不可 【原因】送電線遮断器と保護継電器装置の取合部の設計不整合 【対策】特高開閉所の遮風壁設置及び碍子洗浄方法の改善等の着氷・塩害防止対策
6	1997.1	「格納容器床上雰囲気放射能高」警報による格納容器隔離の作動	【内容】落雷時に「格納容器床上雰囲気放射能高」の警報が発報 【原因】モニタリングステーションの受電用分電盤内に誘導雷を受けたことの影響 【対策】モニタリングポスト、ステーションの中央制御室側の絶縁処理、導線部のノンメタル化、端末箱設置等の耐雷対策
7	1997.6	1 次アルゴンガス系収納施設の隔離	【内容】「1 次 Ar ガス系流量高」等の警報が発報し、1 次 Ar ガス系の隔離弁が閉止 【原因】作業指示の伝達の不正確により誤信号が発生 【対策】作業指示の文書化の徹底
8	1998.1 *	メンテナンス・廃棄物処理建物での作業員の負傷	【内容】メンテナンス台車を所定の位置に戻す作業中、足を滑らせ落下し、左大腿骨大転子を骨折（約 1 ヵ月の加療） 【原因】作業員のミス 【対策】安全統一ルール遵守の再徹底
9	1998.10 *	高圧母線点検作業時の作業員の負傷	【内容】タービン建物の高圧母線の点検作業中、閃電し中程度の火傷及び顔面の負傷 【原因】作業員のミス 【対策】充電部等の明記（作業要領書）、防護具着用等の再徹底
10	1999.4 *	原子炉補助建物における職員の右手負傷	【内容】原子炉補助建物の炉外燃料貯蔵設備冷却系配管室の扉（約 10t）の開操作時に右手を挟まれ負傷（指切断） 【原因】職員のミス 【対策】扉開閉の操作性向上のための専用治具の設置等
11	2008.4	送電線落雷・瞬時電圧低下による 2 次系ポニーモータ停止	【内容】落雷により瞬時電圧低下が発生して 2 次主循環ポンプポニーモータ A、B が自動停止し、運転上の制限を逸脱 【原因】設計における自然現象の配慮不足 【対策】瞬時電圧低下後も確実に自動再起動するように 2 次系ポニーモータの起動回路を改造
12	2008.9 *	屋外排気ダクトの腐食孔	【内容】原子炉補助建物の屋上に設置している屋外排気ダクトに腐食孔が発生 【原因】長時間湿潤雰囲気であったことによる腐食が進行 【対策】屋外排気ダクトの全体取替えの実施、施設保全の計画的実施
13	2009.12	非常用ディーゼル発電機の自動負荷投入確認時の空気冷却器用送風機の不動作	【内容】非常用母線を停電させて非常用ディーゼル発電機を起動し、安全上重要な機器への自動負荷投入確認を行った際、補助冷却設備空気冷却器用送風機が不起動 【原因】送風機に電源を供給する遮断器の動作不良（接点部分に粉塵混入） 【対策】起動前点検における安全保護系の遮断器の作動確認の徹底
14	2010.8 *	燃料交換片付け作業中における炉内中継装置の落下	【内容】燃料交換後、炉内中継装置（IVTM）の取出し時にグリッパの爪を開閉するロッドのネジ部が緩んで爪が外れて落下し IVTM の変形 【原因】爪開閉ロッド回転防止に関わる設計・施工ミス 【対策】爪開閉ロッドが回転しない溶接一体構造等への変更と IVTM の交換
15	2010.12 *	非常用ディーゼル発電機 C 号機シリンダライナのひび割れ	【内容】ディーゼル発電機の点検後の負荷試験時に一つのシリンダライナにひび割れ発生 【原因】油圧管理を行わずに作業したことによるシリンダの過圧 【対策】シリンダライナ取外し時の油圧管理の徹底、過大な圧力が付加される作業の作業手順の明確化
16	2013.4	ディーゼル発電機試運転時における運転上の制限の逸脱	【内容】C ディーゼル発電機からの排気で火災警報が発報し当該発電機を停止、B 号機が点検中であったため「運転上の制限の逸脱」を宣言 【原因】運転員によるコックの誤操作と他の運転員によるチェック不足 【対策】「開閉方向」や「合マーク」の表示、「開」・「閉」専用の治具の使用、ダブルチェック
17	2015.7 *	非常用ディーゼル発電機シリンダヘッドインジケータコックの変形	【内容】B ディーゼル発電機の分解点検においてシリンダヘッド（450kg）の吊り上げ時に落下させ、シリンダヘッドのインジケータコック及び潤滑油配管が変形 【原因】新しい治具を未習熟のまま使用、クレーンの操作ミス 【対策】従来と異なる治具の使用を重要な管理項目として追加（所内ルールに明記）

*: 法令に基づいて報告した事故故障にも該当。No.9は電気事業法に基づく報告（図11-1には含まれない）。

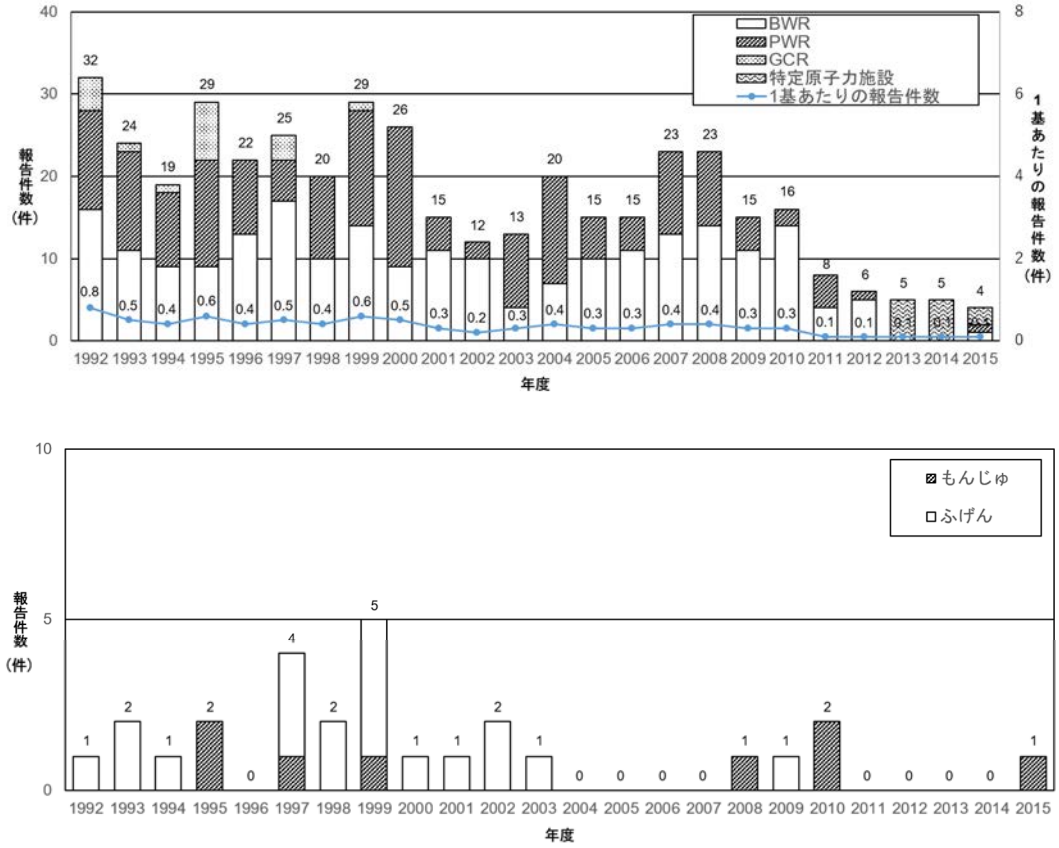


図11-1　原子力規制委員会に報告された実用発電炉と研究開発段階炉の事故故障件数

(4)「軽微なトラブル」

「軽微なトラブル」の年度ごとの件数を図11-2に示す。1996年度から2016年度の「軽微なトラブル」の総数は111件であり、年平均では5.3件/年であった。

特に、ナトリウム漏えい検出器の軽微な故障による警報発報は、漏えい対策工事が完了した2007年度に4件発生し、その後、2008年度に5件、2009年度に3件と連続的に発生している。いずれもナトリウム漏えいの発生はなく誤報であったが、誤報の原因は、外気温の変動、塗料の揮発成分、落雷等による電気的変動、作業ミス等、多様であり、これらは高感度のナトリウム漏えい検出器を実機プラントで使用する際の貴重な知見・経験となった。

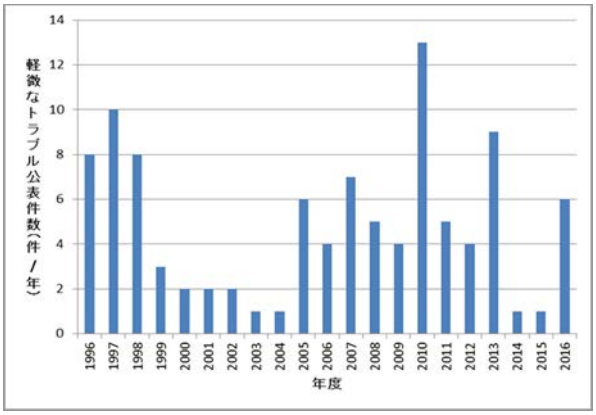


図11-2　もんじゅで発生した軽微なトラブルの件数

11.2　ナトリウム冷却型高速炉の特徴的なトラブルと得られた知見・教訓

「もんじゅ」で経験したナトリウム冷却高速炉の特徴的なトラブルに着目し、その概要と、そこで得られた成果、教訓、将来炉の設計に有益な知見等について、以下に示す。

(1) 2次主冷却系配管の熱変位

1991年6月、総合機能試験において、2次主冷却系ナトリウム配管の予備昇温試験を実施していたところ、120℃に昇温した

時点で、Cループの中間熱交換器近傍配管が原子炉容器側に向かって変位（約36mm）するとともに、一部が予測とは異なる中間熱交換器方向に変位（約5.5mm）したことを確認した。

これは、原子炉格納容器貫通部伸縮継手のバネ定数が設計値の約3倍であったこと及び窒素ガスシール部伸縮継手のバネ定数が設計値と比較して若干高めとなっていたことにより、配管の熱変位を阻害したことが原因であった。

対策として、原子炉格納容器貫通部伸縮継手を2層構造から１層構造に変更して柔らかい伸縮継手に交換し、ガスシール部伸縮継手を強化ラバー製シールに変更した。また、配管支持装置の追加設置等を行った。

なお、原因となった原子炉格納容器貫通部伸縮継手については、従来使用される伸縮継手より山の並びの間隔に対して山の高さが大きいものであったため、2層の伸縮継手が互いに干渉（あたかも１層の伸縮継手のように挙動）してバネ定数が設計値の約3倍の値になっていたものであり、吸収すべき熱変位量が大きい伸縮継手の設計・製作に反映できる技術的成果である。

本事象は、運転初期における2次主冷却系配管の変位が設計予測値内にあることをあらかじめ把握する目的で実施した試験により確認できたものであり、試運転段階におけるこの種の試験の重要性を改めて認識した。

(2) 水・蒸気系フラッシュタンクの圧力低下

原子炉起動試験中の1995年2月、原子炉出力を約2%から約10%に上昇させる段階で、水・蒸気系の起動バイパス系統にあるフラッシュタンクの出口圧力が一時的に低下する現象が発生した。

原因は、フラッシュタンク内での熱水の旋回流による蒸気の巻込みにより流動抵抗が増加して脱気器への熱回収が少なくなり、蒸気消費量が増加してフラッシュタンクの圧力が低下したことであった。

対策として、フラッシュタンク内での蒸気の巻き込みを抑えるための改良及び脱気器へのドレン配管の大口径化を行い、実機での試験により、熱回収が正常に行われることを確認した（図11-3）。

水・蒸気系の起動バイパス系統は、過熱器通気までの間、3ループの蒸発器で生成される排熱を1つの系統にまとめて回収し、効率的に給水加熱に利用するという先進的なシステムとして導入したものであったが、フラッシュタンクに3方向から流入する配管の角度とタンク内で発生する旋回流の大きさに関して、実験による検証や解析評価を実施していなかったことから、蒸気の巻き込みが予測できていなかった。水・蒸気の系統において実績のある汎用的技術の延長ではあっても、合理化・効率化を目指した先進的なシステム設計を採用するような場合には設計の検証が必要であるという教訓を得た。

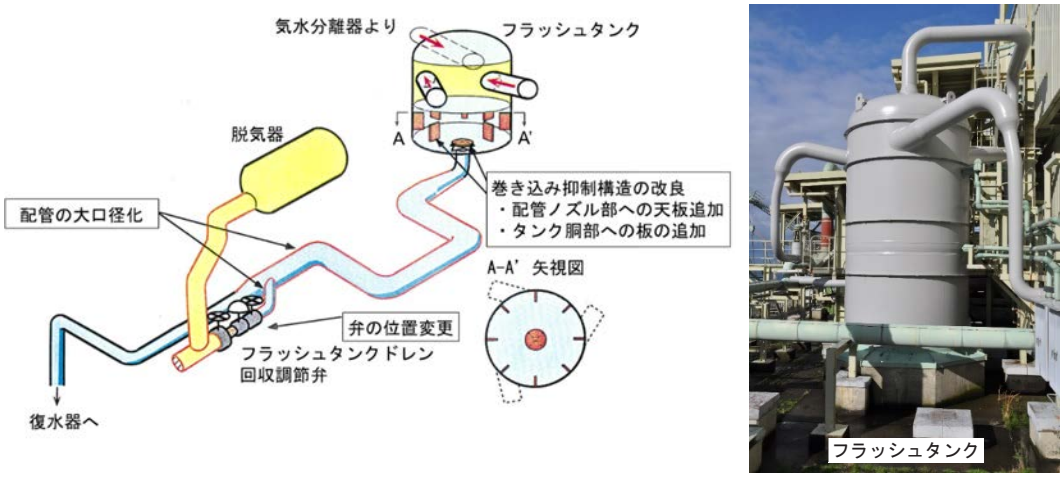


図11-3　水・蒸気系フラッシュタンク及びドレン配管（改造後）

(3) 2次主冷却系ナトリウム漏えい[11-2), 11-3)]

40%出力試験中の1995年12月、原子炉出力約43%（電気出力約40%）において、「中間熱交換器C 2次主冷却系出口ナトリウム温度高」警報と火災報知器が同時に発報し、引き続き「2次主冷却系ナトリウム漏えい」警報も発報した。2次主冷却系Cループの配管室の扉から内部を確認した結果、白煙が確認されたため、原子炉出力降下後、原子炉を手動停止した。詳細調査の結果、2次主冷却系Cループ中間熱交換器出口配管に取り付けている温度計のさやが折損し、ナトリウムが破損口からさやを通って、コネクタ下端部から室内雰囲気に約640kg流出したことを確認した（図11-4）。

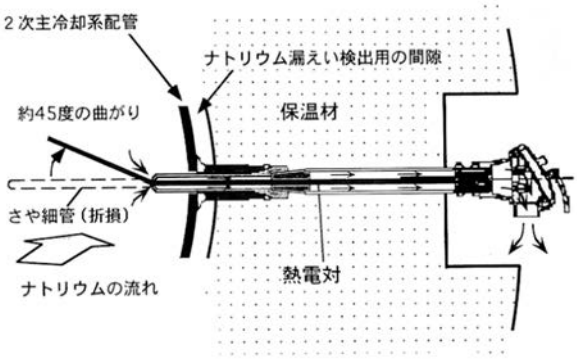


図11-4　温度計の破損状況とナトリウムの漏えい経路

図11-5に示すように、漏えい箇所の下に配置された換気ダクト及び鉄製足場に穴が開いており、床面には漏えいしたナトリウムが直径約3mの半楕円形で約1m³程度の塊となって堆積した。また、空気中でナトリウムが燃焼する際に発生したナトリウム化合物（ナトリウムエアロゾル）が、換気空調系によって2次主冷却系Cループの各部屋及び屋外に拡散した。

さやの折損メカニズムの解明を各種試験と解析により進め、さや折損の原因は、段付き構造の温度計のさや細管部が、配管内を流れるナトリウムにより発生した対称渦の流体力で振動し、さや段付き部で高サイクル疲労が生じたことを明らかにした。解析により得られた対称な渦放出と温度計の振動の様子（温度計の中心線が左右に変位している）を図11-6に示す。温度計が静止している時は交互渦が生成され、流れ場との連成振動を考慮すると対称渦が生成される。

また、原因究明においては、漏えいナトリウムの燃焼の影響調査、破損した構造物の分析等も進めた。漏えい発生からの事象の時間的推移を考察し、現場の調査結果を総合的に理解するため、事故条件を再現した炉外のナトリウム漏えい燃焼実験及び各種計算コードによる現象解析を行った。

図11-5　2次主冷却系（Cループ）配管室のナトリウム漏えい状況

燃焼実験の結果、それまで知られていなかった2種類の鋼材腐食機構（NaFe複合酸化型腐食及び溶融塩型腐食）を明らかにし、ナトリウム漏えい時の鋼製の床ライナの腐食減肉量の評価手法を見直した（**図11-7**）。NaFe複合酸化型腐食は、酸化ナトリウムと鉄が反応して複合酸化物を作る腐食機構で、「もんじゅ」事故時に実際に発生した床ライナの腐食機構である。一方、燃焼実験で明らかになったもう一つの腐食機構である溶融塩型腐食は、水酸化ナトリウム中に溶融した過酸化物イオンによる腐食で、NaFe複合酸化型腐食に比べて腐食速度が5倍程度早い。

以上の原因究明の結果を踏まえて、再発防止のため以下のナトリウム漏えい対策を講じた。

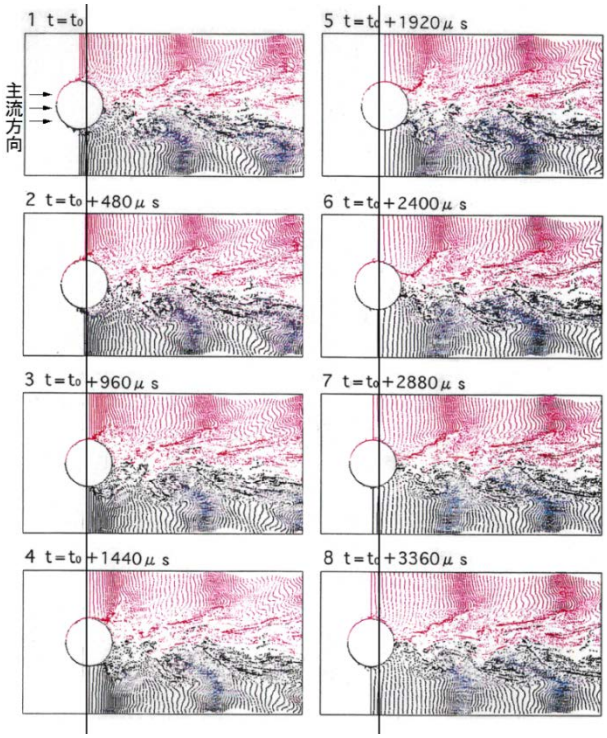
- 温度計の交換

  温度計の流力振動による折損を防止するため、さやの長さを短く、段付き部のないテーパ形状に改良した。また、温度計数を48本から42本に削減した（**図11-8**）。

- ナトリウム漏えいの早期検知

  各部屋に、小規模漏えいに対して感度の高い煙感知器と中規模漏えいで顕著な室温の上昇をとらえる熱感知器で構成される検知システム（セルモニタ）を設置し、中央制御室に警報を発するとともに、換気空調設備が自動停止するようにした（**図11-9**）。また、**写真11-1**に示すように、ナトリウム漏えいに関する情報を一括表示し、運転員を支援する総合漏えい監視システムを中央制御室に設置した。

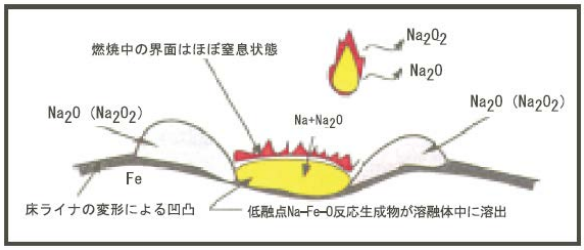
写真11-1　総合漏えい監視システム



（注）実線は円柱の中立点を示す。8枚の図は、ほぼ1周期に相当する。

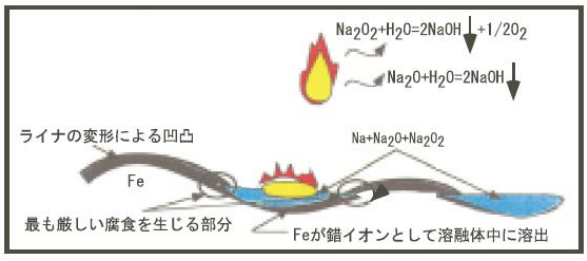
図11-6　温度計さやの両側面より対称に放出される渦の様子

《NaFe複合酸化型腐食》



酸化ナトリウムが床ライナ（鉄）と反応して複合酸化物を形成する腐食で、床ライナ温度が高い場合（700℃以上）に複合酸化物が溶融するため腐食が進行する。

《溶融塩型腐食》



水酸化ナトリウム中に溶融した過酸化物イオンが強力な酸化剤となって床ライナ（鉄）を腐食させ、腐食生成物は溶融体中に溶出するため、急速に腐食が進行する。

図11-7　床ライナの腐食機構の概念

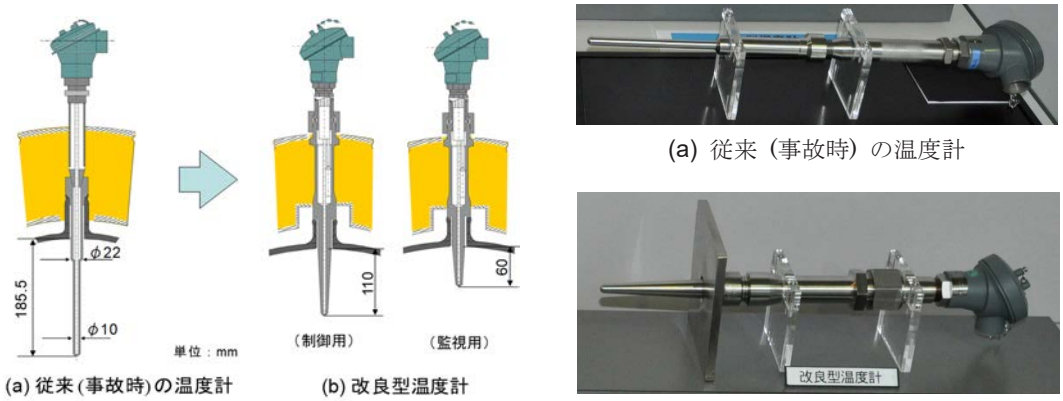
• ナトリウム漏えい量の抑制（ドレン時間の短縮）

ナトリウム漏えい発生時に、ナトリウムを早くドレンする（抜き取る）ため、ナトリウムドレン配管の追加、既設ドレン配管の大口径化、ドレン弁の多重化・電動化、ナトリウムドレンに関わる一連の弁の一括操作等の改造を実施した（図11-9）。

•ナトリウム漏えいの影響緩和

燃焼抑制対策として、2次主冷却系室等に窒素ガスを注入できるようにした。また、燃焼抑制を効果的に行うため、容積の大きい2次冷却系は、ループごとに建物内を区画化した（図11-9）。

以上の設備改造に加え、ナトリウム漏えい事故発生時の運転について、原子炉を緊急停止する、ナトリウムを緊急ドレンす



(a) 従来（事故時）の温度計

(b) 改良型温度計

図11-8　温度計の交換

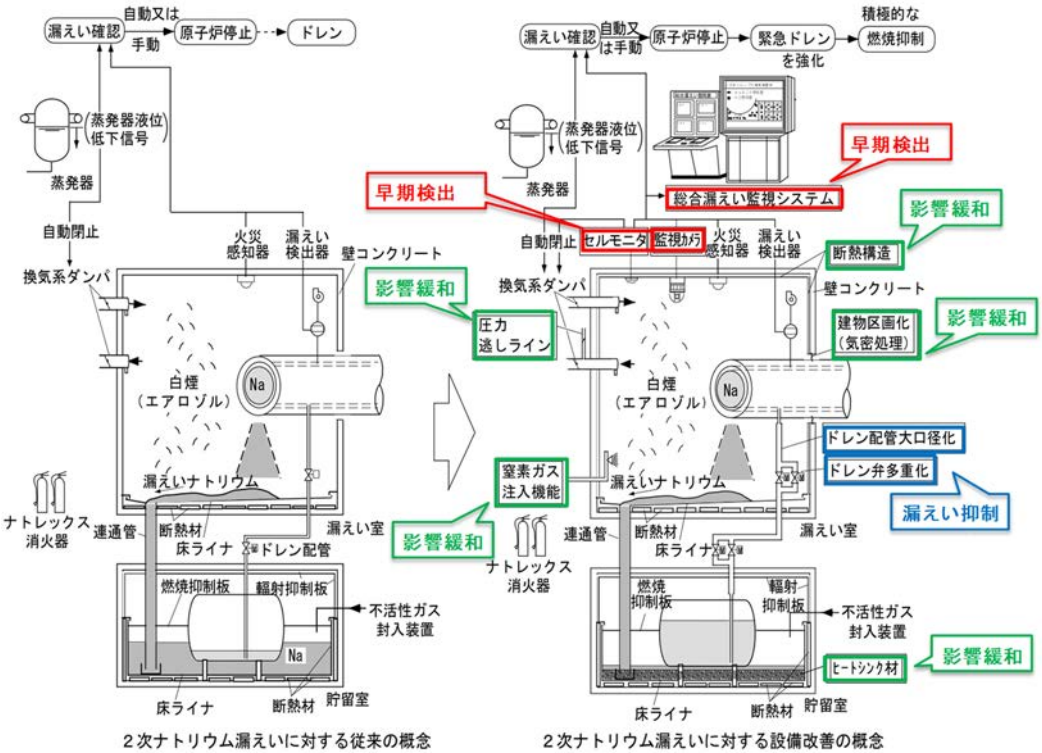


図11-9　2次主冷却系ナトリウム漏えいに対する設備改善の概要

る、換気系を直ちに運転停止するなど、事故の早期収束及びナトリウムエアロゾルの拡散防止の観点から、運転手順書を改訂・整備した。

2次主冷却系ナトリウム漏えい事故によって炉心の冷却機能は損なわれることはなく、建物の健全性や外部環境への影響もなかったが、本事故は高速炉の技術的基盤の一つであるナトリウム技術に関わるものであることから重要な事故であった。また、事故発生後の情報の不適切な取扱いのため、広く社会から厳しい非難を受けた。これは、組織を挙げて徹底した情報公開に取り組む契機となった。

なお、温度計さやの流力振動試験の知見を基に、汎用技術として「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」が日本機械学会基準: JSME S 012-1998として策定された。

(4) 燃料交換後の片付け作業中における炉内中継装置の落下[11-4)]

2010年8月、燃料交換後の片付け作業として、原子炉機器輸送ケーシング（AHM: Auxiliary Handling Machine）を用い、炉内中継装置（IVTM: In-Vessel Transfer Machine）本体を吊り上げ、原子炉容器内から取り出す作業を行っていたところ、IVTM本体を据付位置から約2m吊り上げた位置から落下させた（図11-10）。

落下の原因は、IVTMをつかむAHMグリッパの爪が正常に開かない状態でIVTM本体を吊り上げたことにより、途中で爪が外れて落下したものであった。AHMグリッパの爪開閉ロッドは回転防止を考慮しなければならない平板形状をしているが、その設計、製造及び取替えの段階において爪開閉ロッドの回転防止に対する適切な配慮がなされておらず、使用している間に部品金具のねじが徐々に緩んで爪開閉ロッドが回転し、IVTM本体が片吊り状態となって落下を招くことになった。対策として、AHMグリッパ爪開閉ロッドの回転を確実に防止できる溶接一体構造等に変更するとともに、吊り・不吊り判定の機能強化を図った。

なお、落下したIVTM本体の炉内観察のために、新たに炉内観察装置を開発した。炉内状態を模擬した実物大の試験を実施し、観察用鏡部へヒータの取付け、照明光の選定、カメラ設定の確認を行った後、炉内へ挿入し、IVTM本体の変形状況を観察することができた（図11-11）。その結果、IVTM本体内側案内管の上部隙間が初期値

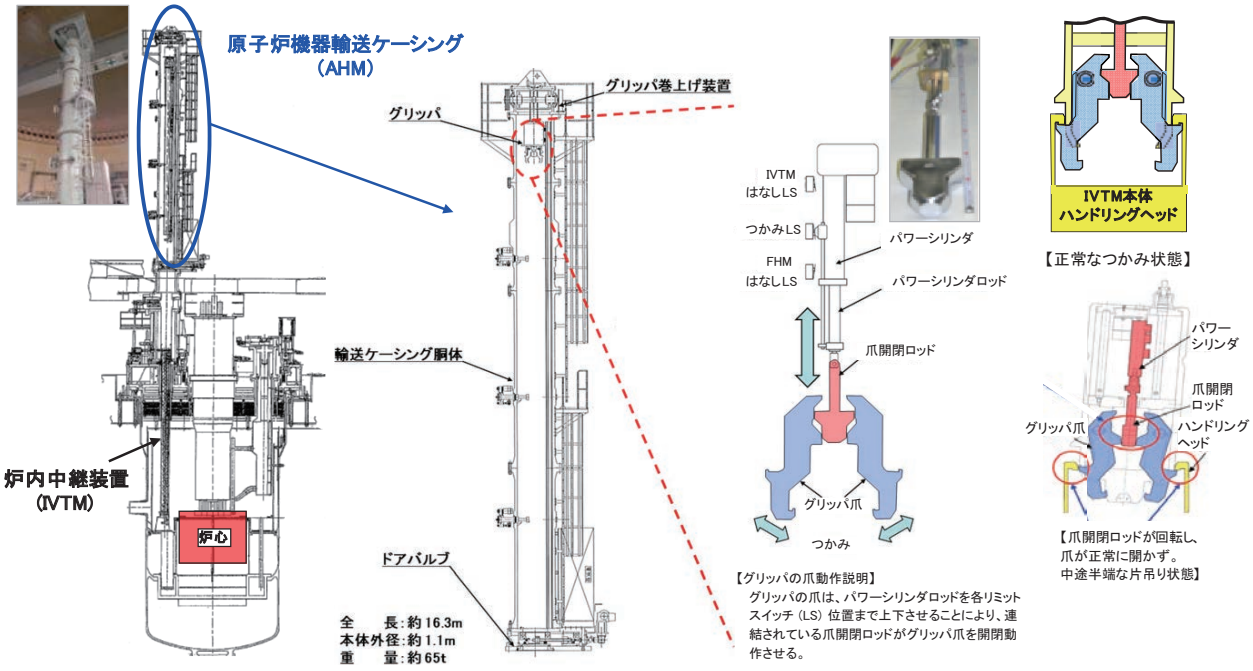


図11-10　炉内中継装置（IVTM）及び原子炉容器輸送ケーシング（AHM）の概念図

から拡大（約5mm張出し）しており、燃料出入孔スリーブ内面と干渉することから通常の方法ではIVTM本体を引き抜けないと判断した。この炉内観察技術は、「高温アルゴンガス・ナトリウム蒸気雰囲気での目視観察技術」として、今後のナトリウム取扱い技術に役立つものである。

(5) ナトリウム漏えい検出器の誤警報事象

ナトリウム漏えい検出器はナトリウム冷却型高速炉の特徴的な設備であり、ナトリウムが系統に充てんされた状態での容器、配管、弁等の健全性を常時監視する機能を有する。ここでは、ナトリウム漏えい検出器で発生した2件の誤警報事象について述べる。

「1次メンテナンス冷却系における接触型ナトリウム漏えい検出器の誤警報」事象は、2008年3月、1次メンテナンス冷却系の原子炉容器入口1次止め弁に取り付けた接触型ナトリウム漏えい検出器（CLD）からナトリウム漏えい警報が発報した。原因は、CLDを弁に取り付ける際、検出器先端を決められた位置に挿入・固定する金具（シーラント）の取り付け不良により、CLDが過挿入になったためであった。対策として、シーラント型のCLDをスウェージロックタイプの固定法に全数変更した。

また、「2次主冷却系Cループのナトリウム漏えいの誤警報」事象では、2009年1月、2次主冷却系Cループにおけるガスサンプリング型の微少ナトリウム漏えい検出器（放射線イオン化式検出器（RID））のナトリウム漏えい警報が発報した。原因は、タービン屋上での塗装作業時に発生した揮発性ガスがRIDに吸引された影響により指示値が上昇したものと推定した。対策として、塗装作業時はRID指示値の監視強化を行うとともに、RID監視区域での塗装作業は、系統ナトリウムのドレン中に行うこととした。

「もんじゅ」において経験したナトリウム漏えい検出器に係る不具合・故障等の経験から、施工管理に関する知見、性能劣化の要因と設備改善に関する知見を蓄積した。また、運用面では、過去の誤警報要因を徹底的に調査・抽出し、摘出した各要因によって影響を受ける検出器を明確化した上で、誤警報を発報させないための対応策を強化した（表11-2）。

なお、ナトリウム漏えいは社会的にも関心が高く誤警報といえども原子炉安全に不安を招くことになる。将来炉で微少漏えい検出器を設置する際には、必要となる安全上の要求機能と検出器の信頼性を踏まえるのが適切である。

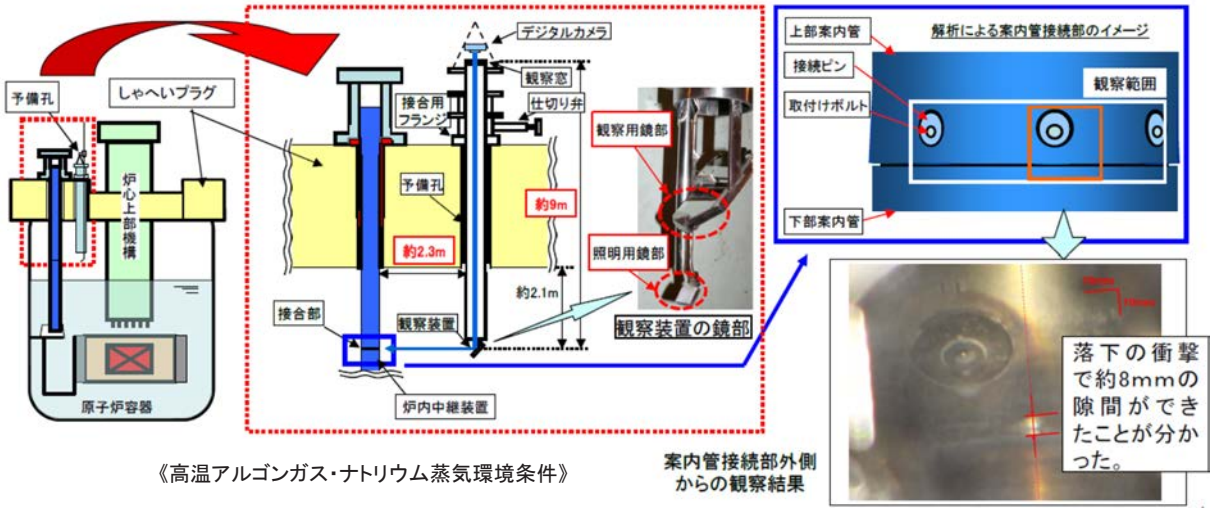


図11-11　炉内中継装置の目視観察概念図

11.3 事故・トラブルのお知らせ

「法令に基づく事故故障」や「安全協定に基づく異常」等の異常事象を確認した場合は、「直ちに」に連絡する（「通報連絡情報」）。また、「異常」に至る可能性があるかもしれない事象についても、地元住民との関係に責任を有する自治体等に「直ちに」情報を連絡することが必要不可欠であることから、「もんじゅ」では、これを「直ちに連絡する情報」と定義して情報連絡を実施してきた。軽微なトラブルと判断できる場合についても、「速やかに」を原則として連絡先の直近の勤務時間に連絡することとし、これまで「速やかに連絡する情報」として情報連絡を実施してきた。さらに、原子力が地元と共生していくには、何よりも地元からの信頼を得ることが重要であるとの観点から、より軽微な事象や出来事についても連絡すべきとして、「軽微な（出来事）情報」として情報連絡を実施してきた。

一方、報道機関に対しては、「通報連絡情報」は、速やかにプレス発表・説明を行うとともに、それ以外の「直ちに連絡する情報」及び「速やかに連絡する情報」は、原則として、運転等の状況報告を「週報」等の媒体を活用して公表し、さらに「軽微な(出来事) 情報」は事象に応じて公表してきた。

「週報」は、2次主冷却系ナトリウム漏えい事故後、失った「もんじゅ」の信頼回復のため、徹底した情報公開の一環として始めたものであり、その後も20年以上にわたり継続している。

11.4 トラブル事例集によるリスクコミュニケーション

「もんじゅ」の運転にあたっては、事故・トラブル等について、どのようなものを想定し、どのような防止策を取っているか、発生した場合にどのように対処するのかなどを、地元住民、自治体・消防・救急等の方々、及び報道関係の方々にあらかじめご理解いただくことが重要である。そこで、「もんじゅ」において想定される事故・トラブル等の代表的な事例について、その概要をはじめ、影響、対応、復旧期間、公表区分、事前防止策、国際原子力事象評価尺度、発生場所の概略図等の情報をトラブル事例集として取りまとめて広く配布するとともに、地元の方々とのリスクコミュニケーションの素材として活用した（**写真11-2**）。

表11-2 ナトリウム漏えい誤警報発報の要因と影響

No.	誤警報発報の要因	影響が及ぶ検出器					過去の発報の有無	特記事項
		SID	DPD	RID	CLD	空気雰囲気セルモニタ		
1	外気温度の変化、換気空調設備の起動・停止による雰囲気温度変化			○			有	警報監視を24時間偏差→1時間偏差へ変更
2	保温材の揮発成分			○			有	系統温度昇温率を5℃/hに制限
3	塗料の揮発成分			○			有	塗装作業の管理、RID指示値の監視の徹底
4	埃・塵埃		○	○		○	有	空気雰囲気セルモニタの多重性
5	電源系統の周波数変動			○			有	—
6	落雷、電源切替等による電気的ノイズ	○	○	○			有	—
7	サンプリングポンプ・ブロワの起動、サンプリング流量調整	○	○	○			有	操作時に警報が発報しないように十分な注意
8	RIDフィルタの脱着・通気(訓練を含む)、DPDフィルタ交換作業		○	○			有	作業時に警報が発報しないように十分な注意
9	作業等による信号ケーブルの短絡・開放・断線				○		有	作業時に警報が発報しないように十分な注意
10	金属粉・細片				○		無	交換・点検時の清浄度管理
11	溶接作業等による発煙			○		○	無	作業区域はナトリウムドレンして作業を実施
12	換気空調設備の起動・停止等による雰囲気圧力の変動			○			無	操作時に警報が発報しないように十分な注意
13	格納容器全体漏えい率試験時の昇圧による雰囲気圧力の変化	○					無	作業時に警報が発報しないように十分な注意

（注）SID: ナトリウムイオン化式検出器、DPD: 差圧式検出器、
RID: 放射線イオン化式検出器、CLD: 接触型ナトリウム漏えい検出器

写真11-2 事故・トラブル等の事例とその対応集

11. 事故・トラブル経験

事例の選定にあたっては、「もんじゅ」、「常陽」をはじめ、海外高速炉や国内軽水炉等における過去の事故・トラブルの事例、及び「もんじゅ」の安全審査等で想定した安全評価事象等の約900件の事故・トラブル事例の中から、「もんじゅ」で想定される事例として絞り込み、2008年2月に122件の事例集として取りまとめた。さらに、2009年10月には、炉心確認試験実施時に想定されるトラブルや2008年2月以降に発生したトラブル等の計16件のトラブル事例を追加して、事例集の追補版を発行した（表11-3）。

表11-3 事故・トラブル等の対応事例件数

区　　分	件数
ナトリウム漏えい（1次・2次系ナトリウム、炉外燃料貯蔵槽ナトリウム）	16
ナトリウムの固着・閉塞、ナトリウム中への異物混入	14
計測・制御系の故障	14
機器の故障・動作不良	14
蒸気・水等の漏れ（蒸気、海水、水、薬品、油）	9
構造物変形破壊（容器、配管、燃料集合体、伝熱管）	8
放射能漏れ（気体、液体、固体）	8
工事確認試験、プラント確認試験、性能試験中	4
火災（電気、タービン油、管理区域、溶接）	4
電気系の故障（ディーゼル、発電設備、電動機）	4
ナトリウム-水反応（小漏えい、大中漏えい）	2
燃料破損	2
その他（人身事故、外部事象、人的過誤）	23
小計（2008（平成20）年2月時点）	122
「もんじゅ」の炉心確認試験実施時に想定されるもの	4
国内プラントで2008年2月以降に発生したトラブル	5
「もんじゅ」燃料交換時に想定されるもの	1
「もんじゅ」で2008年2月以降に発生したトラブル	6
小計（2009（平成21）年10月時点の追加分）	16

—参考文献—

11-1) 福井県原子力安全対策課, 発電所の運転・建設年報 平成28年度（2016).

11-2) 動力炉・核燃料開発事業団, 40%出力試験中における2次主冷却系ナトリウム漏えい事故について（第5報報告書), PNC-TN2440 97-017, 1997, 339p.

11-3) 伊藤和元ほか,「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故に関する技術報告, 日本原子力学会誌, Vol.39, No.9, 1997, pp.704-732.

11-4) 日本原子力研究開発機構, 高速増殖炉研究開発センター（高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設）炉内中継装置の落下による変形について, 2012, https://www.jaea.go.jp/04/turuga/jturuga/press/posirase/1203/o120312.pdf（参照: 2019年3月1日).

おわりに ― 将来へのメッセージ ―

「もんじゅ」の開発は半世紀に及んだ。『動燃十年史』などを紐解くと、当初の高速増殖炉開発にかける期待と情熱が今も鮮明に伝わってくる。「もんじゅ」は我が国の安定したエネルギー供給を確保するため、国を挙げての体制で開発に着手した。清成迪元動燃理事長は、開発着手に際して、「明治以降、技術後進性を常に伴う技術導入という易業道に別れをつげ、自主開発という技術開発上の不確定要因に伴う試行錯誤や設計変更などが考えられ、根底には国産技術に対する不信感が拭えず、再び技術導入へ傾斜しようとする誘惑が絶えないという難行道である」との強い覚悟を述べられた。

「もんじゅ」開発の経緯と成果は本書で紹介したとおりである。大洗の関連研究施設や実験炉「常陽」、50MW蒸気発生器開発施設など研究開発基盤を整備し、国際協力を効果的に活用しつつ、「もんじゅ」の開発を進め、設計、建設、40%出力での試運転を達成した。これらを通じて、設計や研究開発の妥当性を確認することができ、我が国の高速炉技術が世界先進国レベルにあることが確認できたといえる。また、初めてのプラントでありながら工程どおりに製作・建設を進めることができたことは今もって誇れる成果である。

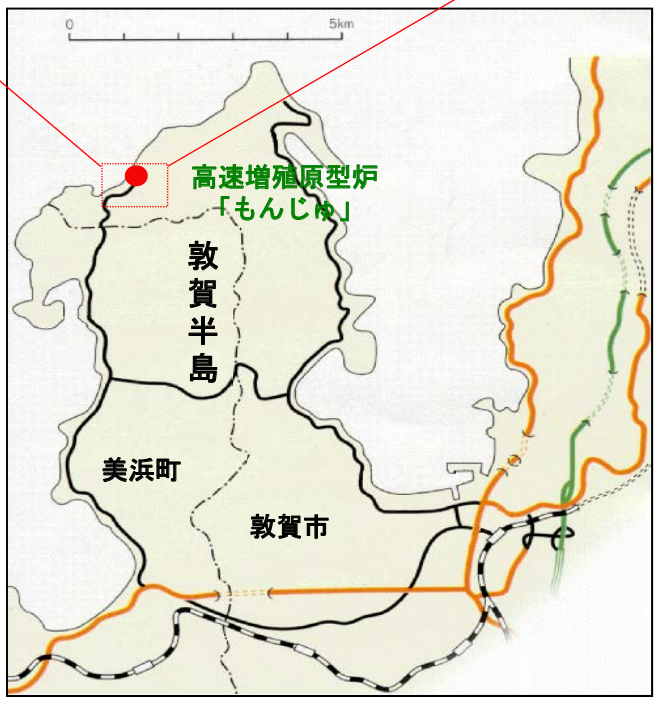
長期停止した期間は関係者にとり辛いものであった。運転を再開して高速炉の実用化に向けた研究開発に貢献するという志が支えであった。運転再開したときの皆の感激と地元記者の涙は忘れられない。

今後の高速炉開発は、取り巻くエネルギー政策等の変化を踏まえて長期化すると思われる。また、社会の技術環境はAIやロボット技術の普及など大きく変化しており、研究開発の進め方も新しいものに変わっていく。そのような変化の中であっても、あるいはそのような変化の中でこそ「もんじゅ」で得た技術や経験は貴重であり、それを活用することは重要である。「もんじゅ」の技術や経験から新しい知見や教訓を読み取ることができるのは、進取の精神を持つ専門家である。先達のFBR技術者は「百の試作より、一つの実機」と実プラントを作り上げることの難しさと貴重さを語っている。

「もんじゅ」の主要な機器は徹底的に研究開発された特注品である。経験した事故・トラブルは、これらFBRの主要機器ではなく、往々にして、一部に汎用品を取り入れて合理化したもの、汎用技術を改良して高効率化したもので生じている。将来、高速炉プラントを建設、運転する場合は、原子力は総合技術と言われるとおり、机上や研究開発施設での技術だけでなくプラントの細部にわたる重要度に応じた技術が必要である。

「もんじゅ」で得た技術や経験が、我が国が自主開発した貴重な財産として、永く活用されることを期待する。

もんじゅ梅


0
5km
高速増殖原型炉
「もんじゅ」
敦賀半島
美浜町
敦賀市

付録

1. 基本仕様の選定

2. 「もんじゅ」のあゆみ

1. 基本仕様の選定

「もんじゅ」の主な基本仕様とその選定の背景等を述べる。「もんじゅ」の基本仕様は、原型炉として実用炉への適用技術の見極めに資することを基本とし、既存の技術に技術開発の進展を見込み、先行する国外の原型炉プラントにおける仕様検討の動向を踏まえつつ、我が国独自の考え方に基づいて評価し決定した（付表1-1）。

付表1-1　「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

(1) 冷却材: ナトリウム

高速中性子を減速せずに連鎖反応に用いるため、中性子の減速作用の小さなナトリウム、NaK（ナトリウムとカリウムの合金）、鉛・ビスマス、水銀等の液体金属、及びヘリウム、炭酸ガス、水蒸気等のガスが、高速炉開発各国において広く検討された。

まず、水銀、NaK及び鉛・ビスマスについては、小型の実験炉で使用されたが、熱除去能力、沸点の高さ、構造材料との共存、化学的活性度、漏えい時の挙動等を総合的に判断して、ナトリウムを選択するのが世界的な共通認識となり、「もんじゅ」においてもナトリウムを採用した。

(2) 原子炉型式: ループ型

原型炉1次設計当時は、原型炉規模の海外炉として、英国PFRやフランスPhenixに見られるタンク型（プール型とも呼ばれる）炉が着工される一方、米国CRBRやドイツ（当時は西ドイツ）SNR300のループ型炉の設計が実施されており、これらの設計を参考にしたタンク型炉とループ型炉の両方の長所と短所の比較検討を行った。

タンク型については、タンク及びタンク内の機器の信頼性が重要であり、我が国で短期間に開発する場合に大きな技術的困難を伴うと考えられた。

例えば、タンク内の熱流動、温度分布、熱ひずみ等のデータを蓄積し、設計に活かすなどの相当規模の研究開発が必要になる。また、実用化に際してタンクが大型になることは、特に我が国のような地震国においては、耐震設計の成立性や耐震裕度の確保が大きな課題となる。応じて研究開発費もループ型に比してかなり大きなものになる。また、「もんじゅ」のような開発段階の炉では、通常の保守容易性に加えて、機器の保修、改良が必須となるが、その場合には機器への近接性の良いループ型が優れている。さらに、設計と並行して実施する機器開発の成果を取り込みやすいことなども考慮して、ループ型を原子炉型式として選定した。

(3) 熱出力: 714MW、電気出力: 280MW

「常陽」からの技術的外挿性（約5倍のスケールアップ率）及び将来の大型炉への技術的外挿性（約3～5倍のスケールアップ率）の両者を勘案すると、300MWe程度が原型炉の出力規模として最適である。

また、発電プラントとしては、後述するように蒸気条件127kg/cm²G、483℃、燃焼度8万MWd/t、燃料交換間隔6カ月程度等の諸性能が要求される。このような要求性能を満足する原子炉には300MWeあるいはそれ以上の規模が必然となる。すなわち、例えば、200MWe程度では、これらの要求性能を満足するためには、炉心により大きな過剰反応度が必要となり、そのために多数の制御棒が必要となり、出力分布等が局所的に高くなる。また、プラントとしても

蒸気条件を下げざるを得ないなど、将来の大型炉段階への技術的外挿性が低下する。

諸外国の当時の開発状況を見ると、運転中のフランスのPhenixは250MWe、英国PFR及びロシア（当時はソ連）BN350は、それぞれ250MWe及び350MWe相当であった。当時建設が開始されたドイツSNR-300は300MWe、建設間近にあった米国CRBRは380MWeであった。このように諸外国の原型炉は概ね300MWe前後であった。これらも考慮して、もんじゅの電気出力規模として300MWeが適切と判断し、ナトリウムを用いる高速炉の熱効率目標値42%から、熱出力を714MWと設定した。

なお、蒸気条件に関しては、製作準備段階の1977年に設備簡素化と運転制御の観点から非再熱サイクルに変更（熱効率が40%に低下）し、対応して電気出力を280MWに変更した。

(4) 燃料: プルトニウム・ウラン混合酸化物

高増殖性を追求するために重元素密度が高く、軽元素を含まない金属燃料も検討したが、照射に伴う大きなスエリング変形等により高燃焼度化に不向きであること、酸化物燃料は軽水炉での良好な製造・照射実績があり、高燃焼度化に適していることなどから、世界的にも主流であったプルトニウムを二酸化ウランに富化した混合酸化物燃料を採用した。

(5) 取出燃料平均燃焼度: 約8万MWd/t

実用化段階での大型高速炉の開発目標としては、一般に、平均燃焼度約10万MWd/t、最大燃焼度約15万MWd/tが目安とされたが、燃料及び被覆管のスエリングや照射試験の結果等を考慮した結果、平均燃焼度を8万MWd/tとした。なお、被覆管材料に対する高中性子照射量の照射データが充実するまでの間は、平均燃焼度を5.5万MWd/tに抑えることとした。

(6) 燃料被覆管材質: SUS316相当鋼

高速炉の燃料被覆管材料としては、ナトリウム及び燃料との共存性、高速中性子による照射損傷への耐性、高温強度等の観点から、諸外国でもオーステナイト系ステンレス鋼が多く用いられていた。「常陽」での使用実績からもステンレス鋼が十分な要求性能を有するものと評価し、SUS316ステンレス鋼を選定した。国産材による試作を重ねて、炉外及び炉内照射試験を実施した。その結果を受けて、照射に伴うスエリングを抑制するために規格組成の範囲内で添加元素を調整したSUS316ステンレス鋼（SUS316相当ステンレス鋼）を選定した。

(7) 燃料被覆管最高温度: 675℃（肉厚中心）

ステンレス鋼は高温強度、特にクリープ強度の低下が650℃～700℃以上で顕著になることが懸念されていた。当初は、技術的進歩を期待して、燃料被覆管最高温度を高めの700℃（内面）に設定していたが、設計の詳細化に伴って、炉心燃料の被覆管のクリープ強度の低下が所定の燃料燃焼度に到達するまでに大きくなると推定されたため、燃料被覆管最高温度を被覆管肉厚中心で675℃と選定した。

(8) 冷却ループ数: 3

原型炉1次設計における基本概念の選定で2、3、4ループを比較検討した結果、3ループを選定した。選定にあたっては、経済性の観点から冷却系機器は実現可能な範囲で容量の大きい方が望ましいこと、安全性の観点から1ループ停止時にも冷却系統の冗長性が確保できることなどを考慮した。2ループは機器の大型化の面からは利点が多いが、1ループ停止時に冷却系統の冗長性が確保できないことから、3ループに決定した。

(9) 主冷却系ポンプの位置: コールドレグ設置

1次主冷却系ポンプの設置位置には一長一短がある。「常陽」でも採用されたコールドレグ設置の短所としては、ポンプ軸長が長くなること、ホットレグ配管径が大きくなること、中間熱交換器が圧力損失制限により大型になることなどが挙げられる。一方で、「常陽」の開発・設計経験が利用可能

なこと、及びホットレグ設置の場合プラントの起動、停止に伴う熱衝撃対策に大規模、長期の開発が必要となることからコールドレグ設置を選択した。2次主冷却系ポンプについても、1次主冷却系ポンプの開発成果がそのまま利用できることからコールドレグ設置とした。

(10) ナトリウム系温度:

原子炉出入口温度（入口/出口）
約397℃/529℃
SG出入口温度（入口/出口）
約325℃/505℃

冷却材の原子炉出口温度は、1969年の原型炉1次設計では、550℃～580℃を志向し、当時の火力発電の蒸気条件510℃を参照値としたパラメータサーベイを実施し、540℃～550℃程度までが実現可能であろうとの見通しを得た。1971年のもんじゅ1次設計では、さらに炉心の詳細な熱流力設計、蒸気発生器構造材料の温度制限条件等を考慮して、原子炉出口温度を540℃とした。

その後、1974年からの調整設計において、目標燃焼度80,000MWd/tを達成するために被覆管許容温度を低い側に変更したため、冷却材流量増加を含めて調整した結果、原子炉出入口温度を390/540℃から397/529℃に変更した。

蒸気発生器入口ナトリウム温度は、非再熱サイクルへの変更等の結果、当初の510℃から505℃に変更し、蒸気発生器出口温度は、ヒートバランスから325℃と決定した。

(11) 主蒸気条件: 約127kg/cm^{2}G、約483℃

原型炉1次設計において、ナトリウム冷却の利点を考慮してできるだけ高温高圧とし、既存の新鋭火力発電所の蒸気タービンをそのまま、あるいは、僅かに改良して使用できること、過熱部にフェライト鋼が使用でき、火力発電所技術が使用できること、及び燃料被覆管温度700℃の想定から、主蒸気条件を圧力169kg/cm^{2}G、温度510℃とした。

その後、もんじゅ1次設計において、原子炉出口冷却材温度の変更、炉心の詳細な熱流力設計、蒸気発生器構造材料の温度制限条件等を考慮して主蒸気条件を圧力127kg/cm^{2}G、温度483℃に変更した。

(12) 蒸気発生器型式: ヘリカルコイル型式分離型

伝熱管型式としては、構造は複雑となるが、伝熱性能が良く、熱膨張を吸収し易く、コンパクトであってかつ大型化が容易であることなどから、ヘリカルコイル型式を選定した。

蒸発器と過熱器を一体型とするか、分離型とするかについては、前者が物量的に有利となるが、一体型では水側の流動不安定現象が懸念されること、過熱器側で必要な高温強度と蒸発器側で必要な耐応力腐食性の両方を満足する材料は、設計当時は開発途上であったこと、海外先行プラントでは分離型を採用していることなどを踏まえ、分離型を採用した。

(13) 蒸気発生器の配置: 集合型配置

ループ型炉では、1次冷却系各ループの形状と配置はループ間で同一であることが望ましく、原子炉を中心に放射線状に同一形状で配置されるのが一般的である。一方、タービン発電機は縦長一軸で、通常の火力発電所では矩形縦長のタービン室内に蒸気系、復水・給水系の機器、配管等を集めて配置する（集合型配置）。

「もんじゅ」では、火力発電所の集合型配置を採用し、タービン建物に隣接して3ループの蒸気発生器を集合型に配置することとした。この場合、2次主冷却系配管長がループ間で異なることとなるが、圧力損失調整機構を設けて系統圧力損失をループ間でほぼ同じになるように設計した。

(14) 燃料交換方式: 単回転プラグ・固定アーム式

炉心燃料集合体をはじめとする炉心構成要素の交換方式としては、大別してホットセルプラグ取外し方式とプラグ下操作方式の2つの方式を検討した。

ホットセルプラグ取外し方式は、不活性ガス雰囲気のホットセル中にしゃへいプラグを引上げ、窓から機器を目視しながら

燃料交換する方式である。この方針では、ナトリウム蒸気の蒸着の問題が避けられず、不活性雰囲気中での作業等の技術的困難が多く、大規模かつ長期間の開発が必要とされた。

プラグ下操作方式は、「常陽」の経験を活かし、かつ比較的小規模の研究開発で開発が可能と考えられた。「常陽」で採用されている2重回転プラグ方式や単回転プラグ・固定（可変）アーム方式などが考えられるが、実用炉へのスケールアップが容易で、外挿性も有していることから単回転プラグ方式を採用した。

(15) 燃料交換間隔: 約6ヶ月

燃料交換間隔は、軽水炉での経験も踏まえて実用炉では1年程度を目標とするが、原型炉級では燃焼用余剰反応度、制御棒本数、集合体間の出力変化、取出燃焼度、燃料交換バッチ数などの設計上の自由度を増やし、バランスを取りやすくする観点から約6ヶ月とした。

(16) 崩壊熱除去方式: 2次主冷却系分岐方式

運転停止中の崩壊熱除去方式としては、炉心に近いところから除熱する方が、最終ヒートシンクまでの関連機器が削減でき、信頼度が高いことから、当初は原子炉格納容器内の中間熱交換器に除熱コイルを内蔵するPRACS（Primary Reactor Auxiliary Cooling System）方式を検討した。しかしながら、中間熱交換器の簡素化、製作性、1次冷却材の局所熱流動に係る課題等の理由によりPRACS方式を断念し、1978年の製作準備設計において、空気による冷却器（補助冷却設備）を2次主冷却系から分岐して蒸気発生器と並列に設置するIRACS（Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System）方式に変更した。

(17) 配管破損時の冷却材確保方策: 高所配管引回しとガードベッセル方式

万一冷却材漏えい事故が発生しても、炉心の冷却に必要な冷却材レベルを確保する方策として、概念設計では、1次主冷却系配管に「常陽」と同じ二重管方式を採用したが、二重管は構造が複雑になり、製作性、検査性等に問題があること、及び構造設計方針の進展により配管引回しが可能になったことから、1972年のもんじゅ3次設計において、一重管構造の高所水平配管引回しとガードベッセル方式、すなわち、低いレベルに設置する原子炉容器等の機器及び接続配管には外側容器、すなわちガードベッセルを設置し、その他の配管等については高所引回しする方法を採用することとした。

付録

2. 「もんじゅ」のあゆみ

付表2-1 「もんじゅ」のあゆみ (1/4)

年	月	「もんじゅ」・法人	国・自治体・他
1956 (S31)	1		原子力委員会発足
	5		科学技術庁発足
1962 (S37)	8		動力炉開発専門部会設置（FBR開発の基本事項を検討）
1964 (S39)	8		第3回原子力平和利用国際会議（ジュネーブ会議）
1966 (S41)	5		原子力委:「動力炉開発の基本方針について」内定（FBRを国のプロジェクトとする）
1967 (S42)	10	動力炉・核燃料開発事業団設立	
1968 (S43)	3		政府、動燃の動力炉開発業務基本方針を決定（FBR実用炉をS60年代初期、50%を民間出資）
	4		政府、動力炉開発の第1次基本計画決定（原型炉：MOX、20～30万kW、Na冷却、S51頃臨界）
	9	原型炉予備設計5社の発注	
1970 (S45)	3	実験炉建設開始	
	4	原型炉を「もんじゅ」、実験炉を「常陽」と命名	
		動燃、建設候補地として敦賀市白木を選定	
1971 (S46)	7	英AEAと共同で「もんじゅ」実規模炉心実験(MOZART) 契約	
		「もんじゅ」用50MW蒸気発生器試験施設建設契約	
1972 (S47)	6		原子力開発利用長期計画策定（FBRは原子力発電の主流）
1975 (S50)	7		白木地区からの「もんじゅ」建設促進陳情・敦賀市議会 採択
	8		新型動力炉開発専門部会「もんじゅ」チェック&レビュー（「C&R」）開始
1976 (S51)	5	福井県に事前調査許可申請を提出	
	6		福井県: 建設予定地の事前調査許可
	8		新型動力炉開発専門部会: 原子力委へC&R報告書を提出（FBR原型炉計画は妥当）
1977 (S52)	4	「常陽」: 初臨界	
1978 (S53)	8	環境影響調査書を国、県に提出	
	10		新原子力委員会、原子力安全委員会発足
	11	環境影響調査書の地元説明会を実施	
1979 (S54)	2	自然公園法に基づく審査開始（自然環境調査報告書を県に提出）	
1980 (S55)	2		電力9社、電源開発、原電と「もんじゅ」建設協力協定締結
	4		高速炉エンジニアリング（「FBEC」）発足
			通産省、環境審査実質終了
	11		原子力安全委: 高速増殖炉の安全性評価の考え方を制定
	12		福井県、安全審査開始を了承
		原子炉設置許可申請書を提出	
1982 (S57)	2		「もんじゅ」安全性に関する地元説明会（行政庁審査結果）
	3		科技庁:「もんじゅ」建設を地元に要請（5月県知事建設同意）
	5		「もんじゅ」立地・建設を閣議了解
	7		安全委: 第2次公開ヒアリング開催
		Pu燃第三開発室建設工事開始	

付表2-1　「もんじゅ」のあゆみ（2/4）

年	月	もんじゅ・法人	国・自治体・他
1983 (S58)	1	建設準備（海岸道路）工事に着手	
	2	動燃/敦賀市漁協　漁業補償協定調印	
	3		白木トンネル工事着手 (～S60.3.20開通)
	4		原子力安全委、安全審査結果を内閣総理大臣に答申
	5		内閣総理大臣：原子炉設置許可
		建設工事等に伴う周辺環境の安全確保等に関する協定調印	
	8	もんじゅ隧道工事着手（～S60.3.20開通）	
1984 (S59)	1	機器設備第1回契約4社と締結	
	11	防波護岸工事完成	
	12	第1回設工認申請（科技庁）	
1985 (S60)	9	建設工事に係る自然公園法許可申請	
			設置許可無効確認と建設差し止め提訴
	10	県に建築確認申請	
		本格建設着工	
		「もんじゅ」起工式、「高速増殖炉もんじゅ建設所」に名称変更	
		基礎掘削開始（S61.4.30工事完了）	
	11	建築建物（原子炉建物、補助建物）契約締結	
1986 (S61)	7	CV建方開始（立柱式）(～S62.4.27建方完了)	
1987 (S62)	10	荷揚岸壁工事完了	
1989 (H元)	10	運転準備室発足	
		初装荷燃料製造開始（東海）	
1990 (H2)	4	275kV受電開始	
	7	現地従事者ピーク：3761人	
	10	総合管理棟完成（11/4移転）	
1991 (H3)	3	Na現地受け入れ開始	
		運転訓練シミュレーター完成	
		機器据付完了	
	5	総合機能試験（SKS）開始	
	7	2次系へNa移送開始	
	8	1次系へNa移送開始	
1992 (H4)	7	第1回炉心燃料輸送サイト着	
	12	CV全体漏えい率試験合格	
		性能試験（プラント特性予備試験）開始	
1993 (H5)	6	プラント特性予備試験終了	
	10	臨界試験開始	
		内側炉心燃料装荷開始、保安規定運用開始	
1994 (H6)	1	外側炉心燃料装荷開始	
	4	初臨界達成	
	5	初装荷炉心構成完了、臨界試験終了	
		炉物理試験開始（～11/15）	
1995 (H7)	2	起動試験（核加熱）開始、原子炉起動	
	5	原子炉出力10%到達	
		原子炉出力20%到達	
	6	原子炉出力30%到達	
		原子炉出力40%到達	
	8	初併入、出力試験開始	
	12	プラントトリップ時特性評価試験	
		2次系Na漏えい事故	
		科技庁に事故報告書第1報提出	
		県、市等へ異常時発生報告書（第1報）提出	

付録

付表2-1　「もんじゅ」のあゆみ（3/4）

年	月	もんじゅ・法人	国・自治体・他
1996 (H8)	1		3県知事要望書提出
	2	温度計の切出し作業終了	
	3	ISI校正建物完成	
	4	温度計さやの破損した細管部を回収	
	5		科技庁: 原因調査の中間報告書とりまとめ
	9	事故現場（配管室）一般見学開始	
	10		科技庁:「もんじゅ安全性総点検チーム」設置
	12	「もんじゅ」の安全性総点検開始	
1997 (H9)	1	WANO正式加盟	
	2		科技庁: 原因究明結果報告書
			第1回高速増殖炉懇談会開催（～11/28）
	3		科技庁: Na漏えい事故をINES「レベル1」と決定
	7		国:「もんじゅ」に1年間運転停止命令
	9	「もんじゅ」安全総点検実施状況とりまとめ	
	11		高速増殖炉懇談会:「FBR研究開発の在り方」を原子力委に提出
1998 (H10)	3		科技庁:「もんじゅ」安全性総点検結果公表
	5	国際技術センター研究棟建設着工（白木）	
	10	核燃料サイクル開発機構発足	
			原子力安全委:「もんじゅ安全性確認WG」設置
1999 (H11)	5	第1回敦賀国際エネルギーフォーラム開催	
	10	国際技術センター情報棟（MCスクエア）開設（白木）	
2000 (H12)	3		福井地裁: 行政・民事訴訟について、原告の請求を棄却（3月24日原告控訴）
	8		「もんじゅ安全性確認WG」:「もんじゅ」事故の原因究明と再発防止対策について調査報告案を公表
	12	県、市へ、Na漏えい対策等に係る工事計画の事前了解願提出	
2001 (H13)	1		文部科学省発足、経産省原子力安全・保安院発足
	6	アクアトムの開設（敦賀）	福井県、敦賀市: Na漏えい対策工事計画の設置変更許可申請を了承
		原子炉設置変更許可申請（第4回: Na漏えい対策等）	
		保安院へ安全性総点検に関する対応計画及び対応状況を報告	
	7		福井県:「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」設置
2002 (H14)	12		経産省: 原子炉設置変更許可（第4回: Na漏えい対策等）
		経産省へ設工認変更（Na漏えい対策等）申請	
2003 (H15)	1		名古屋高裁金沢支部: 行政訴訟審で設置許可無効判決
			国: 上告受理申立書を最高裁に提出
	11		「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」報告書、知事へ報告
			福井県知事:「もんじゅ」の安全確保等に関する要請
2004 (H16)	1		経産省: 設工認変更（Na漏えい対策等）認可
	5		第1回福井県エネルギー研究開発拠点化計画策定委員会
	11	「もんじゅ」見学者8万人	
	12		最高裁: 国の「上告受理申し立て」を受理

付表2-1　「もんじゅ」のあゆみ（4/4）

年	月	もんじゅ・法人	国・自治体・他
2005 (H17)	2	福井県知事へ「もんじゅの安全確保等に関する対応について」を提出	
			福井県、敦賀市:「Na漏えい対策工事等に係る工事計画の事前了解願いについて」了解
	3	Na漏えい対策等工事　準備工事開始	
	5		最高裁: 行政訴訟での高裁判決を破棄。（国が勝訴）
	9	Na漏えい対策等工事開始（本体工事開始）	
	10	日本原子力研究開発機構発足	
	11		保安院: 第1回「もんじゅ安全性確認検討会」（～第28回H23.2.25）
2006 (H18)	10	原子炉設置変更許可申請（第5回: 初装荷燃料変更等）	
	12	工事確認試験開始（～8/30）	
2007 (H19)	6	2次系Cループ（事故ループ）Na充填	
	7		新潟県中越沖地震
	8	プラント確認試験開始	
2008 (H20)	2		経産省: 原子炉設置変更許可（第5回: 初装荷燃料変更等）
2009 (H21)	7	燃料交換（燃料84体）終了	
	8	性能試験前準備・点検開始（～1/31）	
2010 (H22)	2		原子力安全委: 安全性総点検評価（保安院）を了承
		福井県、敦賀市へ安全協定に基づく「性能試験再開協議の申し入れ」	
	3		「もんじゅ関連協議会」（文科大臣、経産大臣、福井県知事）
	4		福井県、敦賀市:「性能試験再開の了承」（理事長受領）
	5	性能試験再開（炉心確認試験開始～7/22）	
	8	炉内中継装置（IVTM）落下	
	11	炉内観察装置によるIVTM接続部の観察	
2011 (H23)	2	水・蒸気系設備機能確認試験開始	
	3		東日本大震災、東電福島第一原子力発電所事故
	6	IVTM引抜作業開始～完了（6/24）	
	10	SG通水前までの試験終了、水・蒸気系を保管状態に移行	
2012 (H24)	8	IVTM落下に係る復旧工事終了	
	9		原子力規制委員会発足
	11	電気・計測制御設備の保守管理上の不備公表	
2013 (H25)	1	規制委へ措置命令に対する報告書を提出	
	10	「もんじゅ」改革始動（～H27.3）	
2014 (H26)	3	規制委へ「敷地内破砕帯の追加地質調査全体とりまとめ報告」提出	
	9	文科省へ「日本原子力研究開発機構改革報告書」提出	
	12	規制委へ保守管理不備「対応結果報告書及び保安規定変更申請書」提出	
2015 (H27)	10	規制委へ「安全機能重要度分類」に関し報告	
	11		規制委: 文科大臣に勧告
	12		文科省: 第1回「「もんじゅ」の在り方に関する検討会」（～第9回H28.5.27）
2016 (H28)	12		第6回原子力関係閣僚会議（「高速炉開発の方針」とともに「もんじゅ」の取扱い関する政府方針（運転再開はせず、廃止措置に移行）を決定）

This is a blank page.

国際単位系（SI）

表１．SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表２．基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速さ，速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度，質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比体積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度(a)，濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率(b)	（数字の） 1	1
比透磁率(b)	（数字の） 1	1

(a) 量濃度（amount concentration）は臨床化学の分野では物質濃度（substance concentration）ともよばれる。
(b) これらは無次元量あるいは次元１をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の１は通常は表記しない。

表３．固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン(b)	rad	1 (b)	m/m
立体角	ステラジアン(b)	sr(c)	1 (b)	m^2/m^2
周波数	ヘルツ(d)	Hz		s^{-1}
力	ニュートン	N		$m\ kg\ s^{-2}$
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m^2	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
仕事率，工率，放射束	ワット	W	J/s	$m^2\ kg\ s^{-3}$
電荷，電気量	クーロン	C		s A
電位差（電圧），起電力	ボルト	V	W/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^3\ A^2$
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2	$kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
セルシウス温度	セルシウス度(e)	℃		K
光束	ルーメン	lm	cd sr(c)	cd
照度	ルクス	lx	lm/m^2	m^{-2} cd
放射性核種の放射能(f)	ベクレル(d)	Bq		s^{-1}
吸収線量，比エネルギー分与，カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
線量当量，周辺線量当量，方向性線量当量，個人線量当量	シーベルト(g)	Sv	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
酸素活性	カタール	kat		s^{-1} mol

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
(b)ラジアンとステラジアンは数字の１に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号radおよびsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の１は明示されない。
(c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
(d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
(e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
(f)放射性核種の放射能（activity referred to a radionuclide）は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
(g)単位シーベルト（PV,2002,70,205）についてはCIPM勧告2（CI-2002）を参照。

表４．単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	$m^{-1}\ kg\ s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	$kg\ s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m\ m^{-1}\ s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	$m\ m^{-1}\ s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度，放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	$kg\ s^{-3}$
熱容量，エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}$
比熱容量，比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2\ s^{-2}\ K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	$m\ kg\ s^{-3}\ K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m^3	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m^3	$m^{-3}\ s\ A$
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ s\ A$
電束密度，電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ s\ A$
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	$m\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2\ kg\ s^{-2}\ mol^{-1}$
モルエントロピー，モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}\ mol^{-1}$
照射線量（X線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1}\ s\ A$
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2\ s^{-3}$
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=m^2\ kg\ s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2\ sr)$	$m^2\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=kg\ s^{-3}$
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m^3	$m^{-3}\ s^{-1}$ mol

表５．SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^9	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^6	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^3	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^2	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^1	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表６．SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 $hm^2=10^4m^2$
リットル	L, l	1 L=1 l=1 $dm^3=10^3cm^3=10^{-3}m^3$
トン	t	1 t=10^3 kg

表７．SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10^{-19}J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10^{-27}kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10^{11}m

表８．SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10^5Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10^{-10}m
海里	M	1 M=1852m
バーン	b	1 b=100fm^2=(10^{-12}cm)^2=$10^{-28}m^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デシベル	dB	

表９．固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10^{-7} J
ダイン	dyn	1 dyn=10^{-5}N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm^{-2}=0.1Pa s
ストークス	St	1 St =1$cm^2\ s^{-1}$=$10^{-4}m^2\ s^{-1}$
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm^{-2}=10^4cd m^{-2}
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm^{-2} =10^4lx
ガル	Gal	1 Gal =1cm s^{-2}=$10^{-2}ms^{-2}$
マクスウエル	Mx	1 Mx = 1G cm^2=10^{-8}Wb
ガウス	G	1 G =1Mx cm^{-2} =10^{-4}T
エルステッド(a)	Oe	1 Oe ≙ $(10^3/4\pi)$A m^{-1}

(a) ３元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≙ 」は対応関係を示すものである。

表10．SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10^{10}Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10^{-4}C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10^{-2}Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10^{-2}Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10^{-9}T
フェルミ		1 フェルミ=1 fm=10^{-15}m
メートル系カラット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10^{-4}kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1 cal=4.1858J（「15℃」カロリー），4.1868J（「IT」カロリー），4.184J（「熱化学」カロリー）
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10^{-6}m