



# 高速増殖原型炉もんじゅ について



日本原子力研究開発機構  
敦賀廃止措置実証本部



# 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」を軸にした取り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るべきとし、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、メーカー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ノイ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、主要メーカー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、大洗工科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

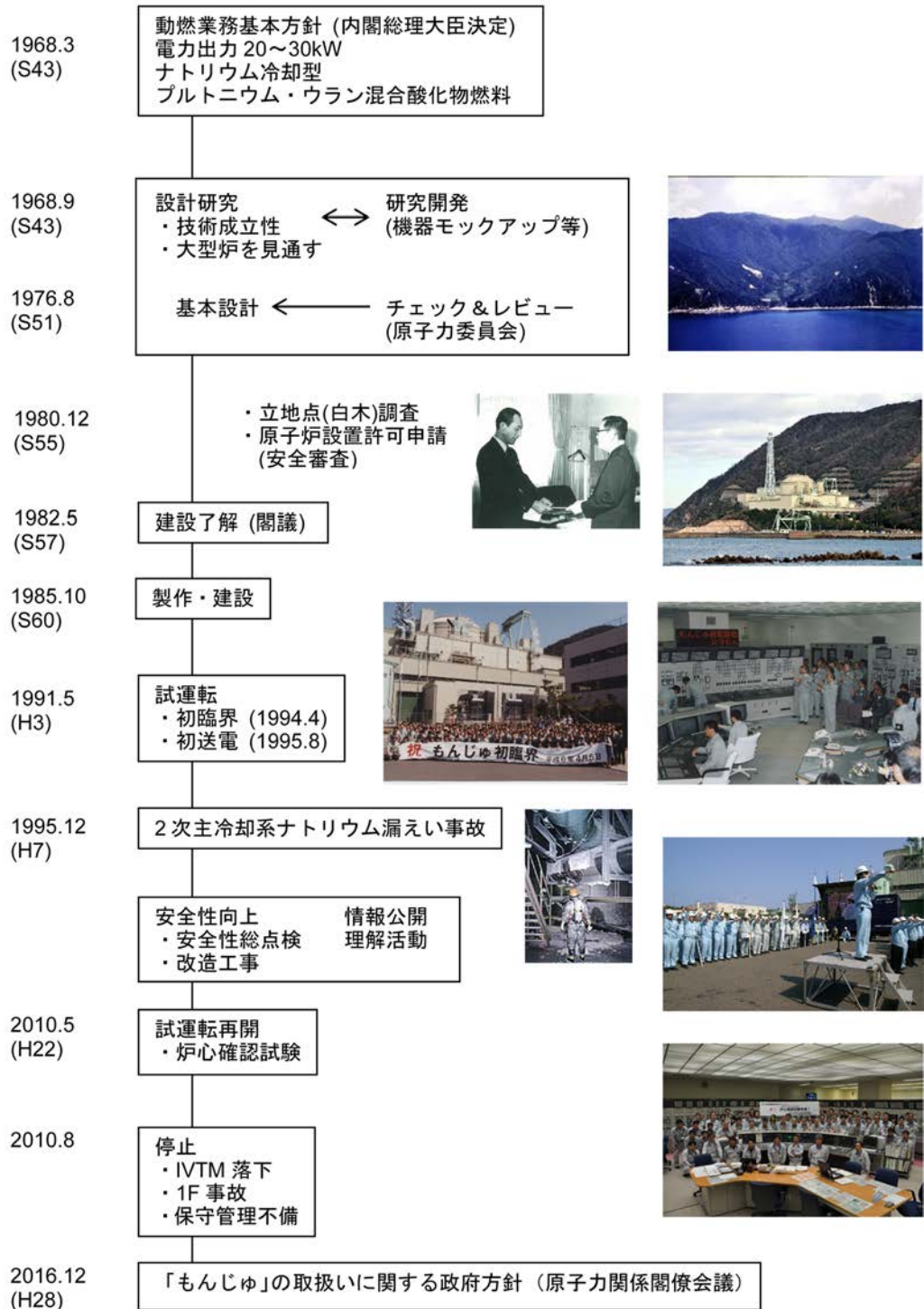


図1-1 「もんじゅ」開発の主な流れ



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

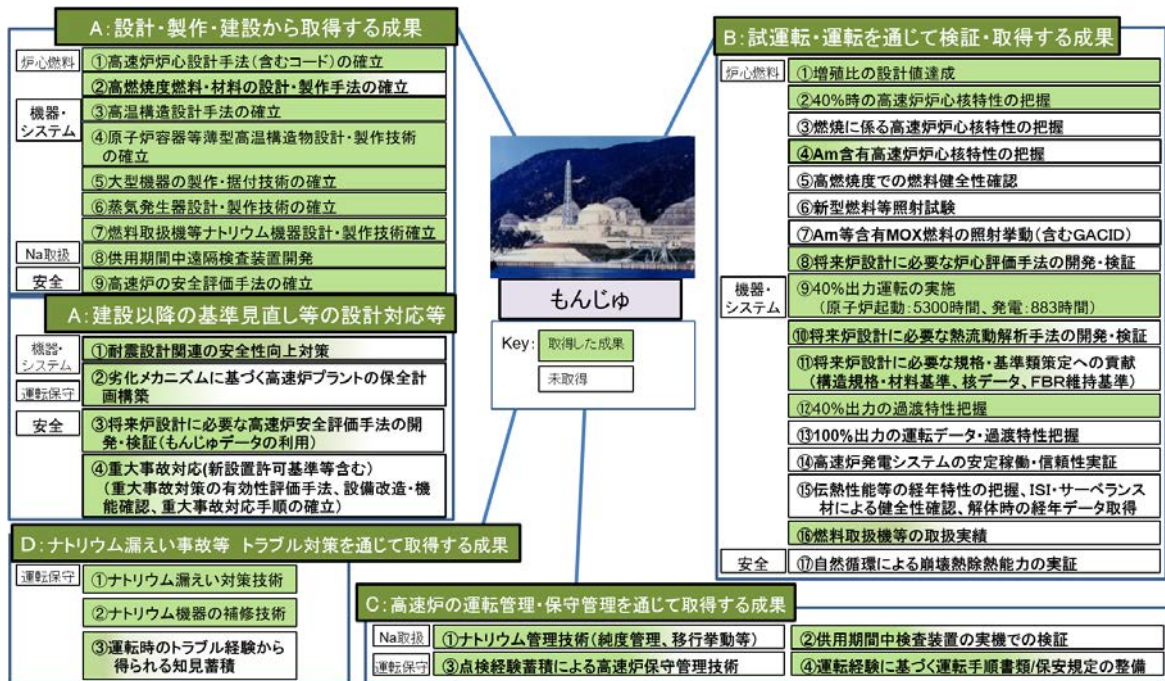


図1-3 「もんじゅ」開発の各段階での主な成果と未了事項

## 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ー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/cm <sup>2</sup> G 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	集成型
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

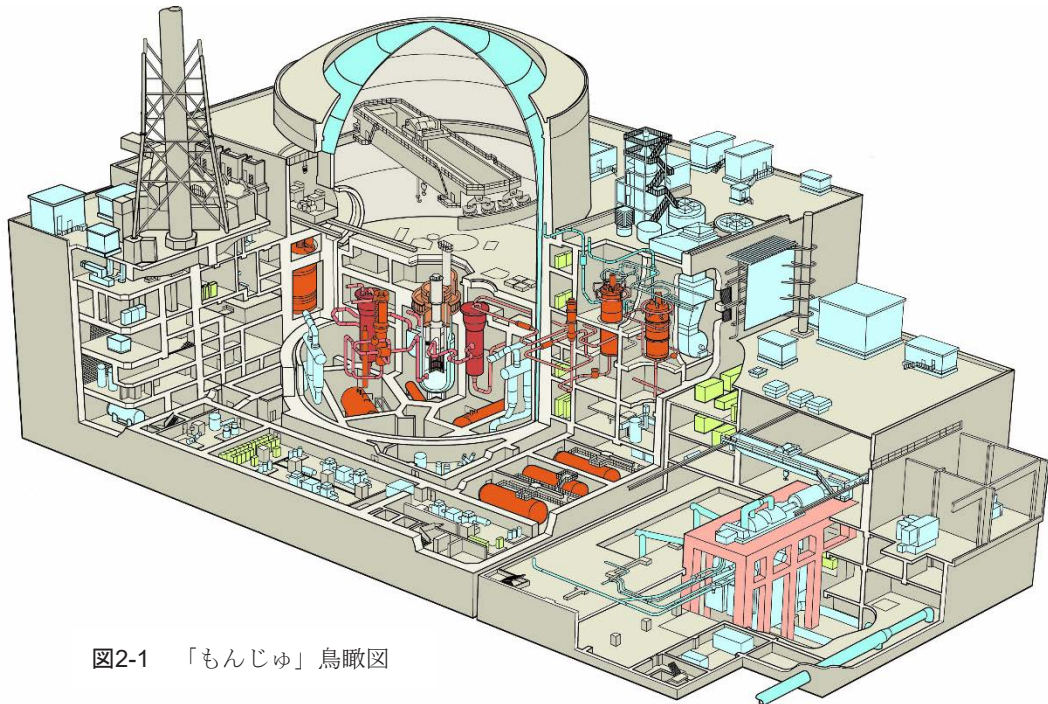


図2-1 「もんじゅ」鳥瞰図

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ト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、幹事会社がメーカー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、メーカー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ー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°C	529°C	
	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、メーカーとの協力体制の下に進め、短期間に研究実績を積んだ。

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

表2-4 「常陽」成果の反映

	「常陽」を通して「もんじゅ」に寄与する項目	「もんじゅ」に直接反映した項目	共通的・基盤的技術の項目
(1) プラント・一般	① 運転要領・保守要領など ② 運転訓練シミュレータ ③ 運転支援システム ④ 保守支援システム ⑤ 格納容器全体漏えい率試験方法の基準化 ⑥ 保守基準の確立 ⑦ EBR-II、FFTFとの経験の交換 ⑧ Rapsodie・Phenixとの経験の交換 ⑨ KNK-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 ④ FBR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 ⑤ Rapsodie廃炉共同研究 ⑥ 地震応答解析技術 ⑦ 運転・保守技術の体系化
(2) 炉心・燃料	① 各種反応度係数の評価 ② 工学的安全係数 ③ 炉心構成要素の長寿命化 ④ ベント型制御棒 ⑤ 模擬破損燃料の照射 ⑥ 核物質計量管理技術 ⑦ 燃料仕様の合理化	① 高線出力（465W/cm）燃料照射 ② 高燃焼度（91GWd/t）燃料照射 ③ 高フルエンス（ $2.3 \times 10^{23}$ 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（ $2 \times 10^{22}$ 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、 $3 \times 10^{23}$ nvt）
(3) 機器・システム	① ポンプ熱変位低減技術（ガス・アニュラス部対流防止） ② Na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 ⑦ Na洗浄技術
(4) 計測・制御	① プラント安定性評価技術 ② カバーガス・ガンマ線監視装置 ③ 自動ブラッキング計 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 ② Kr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、メーカーの意見聴取

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」の建設に必要な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ー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。メーカー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 本格着工の鉄入れ

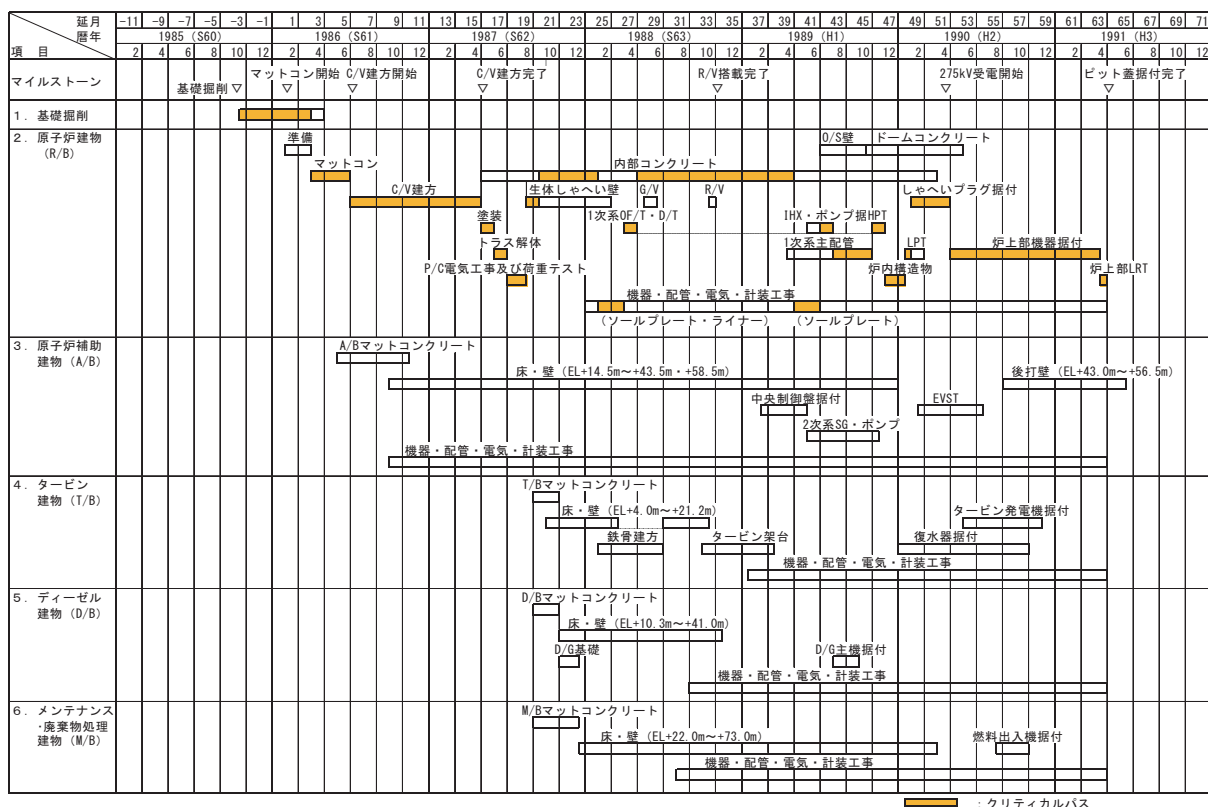


図2-2 「もんじゅ」建設工事工程





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<sup>3</sup>）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。

- メーカーは、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がメーカー間や土木、建築等との調整に適切な役割を發揮した。
- 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）。



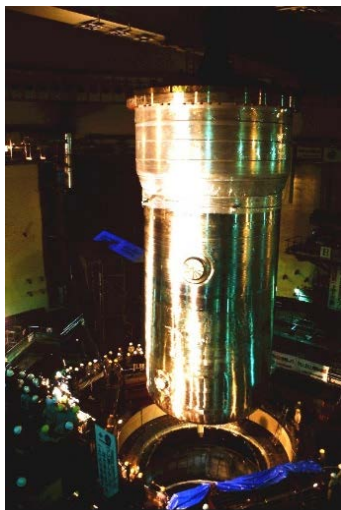
写真2-5 安全大会の様子

「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。

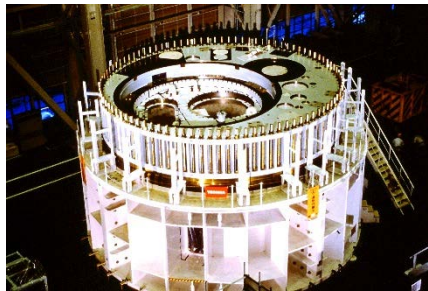




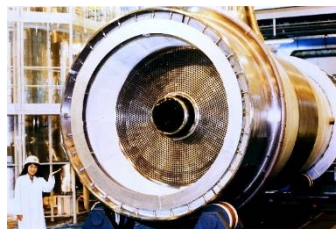
写真2-6 機器据付完了式典



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。

### 3.1 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

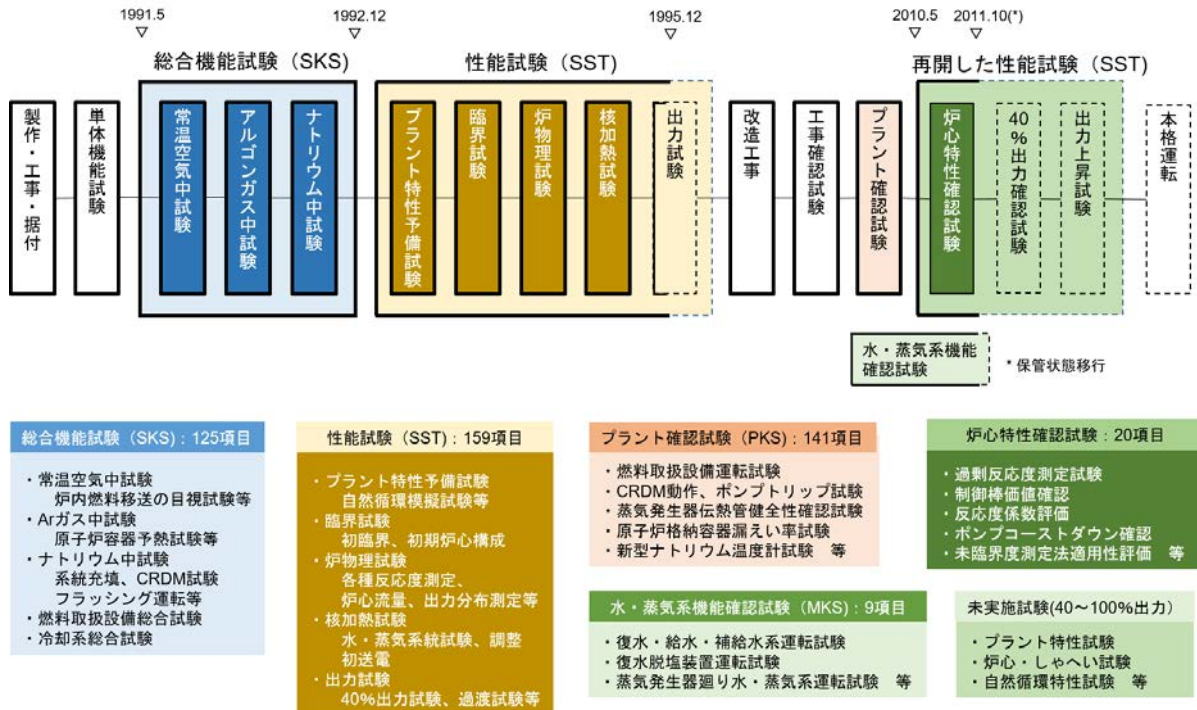


図3-1 試運転の流れ

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ー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次系ポンモータを停止して、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80m<sup>3</sup>/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）。

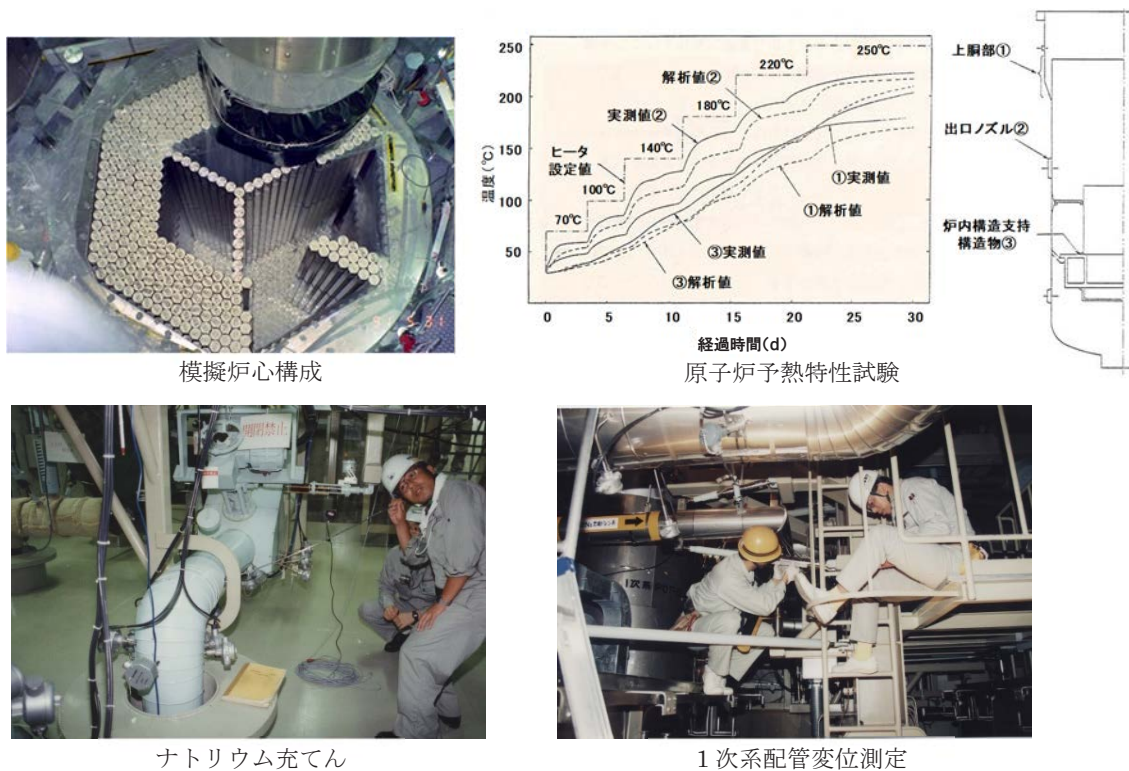


図 3-2 総合機能試験事例



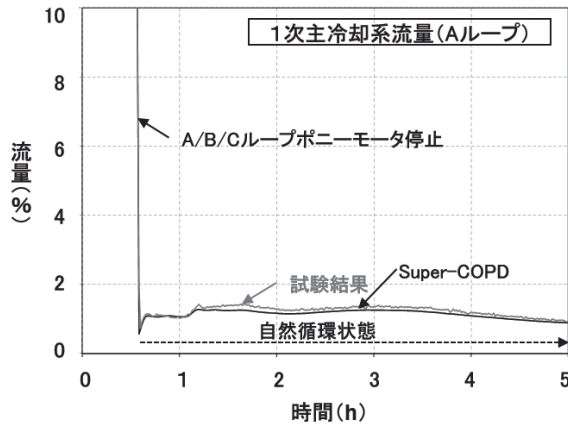


図3-3 1次冷却系自然循環予備評価試験 (自然循環流量約1%観測)

### 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)

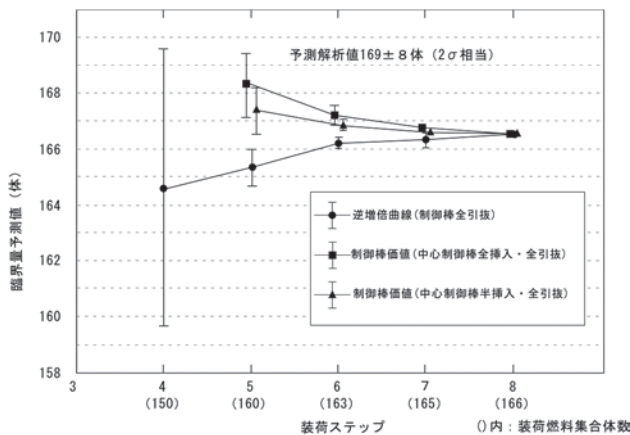


図3-4 臨界予測(制御棒挿入量変化)

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°Cから約300°C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、箱を取り出した（図3-5(b)）。箱の放射化量は、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箱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。

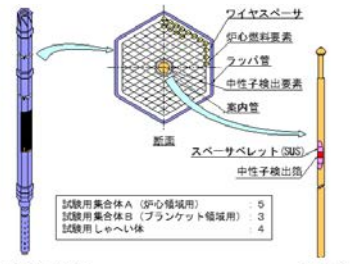
原子炉出力上昇に伴い、蒸発器出口温度が運転圧力（約127kg/cm<sup>2</sup>G）の飽和温度（約330℃）に達すると沸騰が始まり、蒸発器で蒸気が発生する。引き続き過熱器への通気操作では、タービンバイパス系切替え



《中性子検出要素取扱装置》  
(a) 中性子検出要素の交換



《中性子検出箱取扱装置》  
(b) 中性子検出箱の取出し  
(グローブボックス作業)



中性子検出箱	
合計	約2000枚
(1) 核分裂箱	Pu-239, U-235, U-238, Np-237
(2) 放射化箱	① (n, p) 反応: 高エネルギー中性子 Ni, Ti, Fe (Fe-54) ② (n, γ) 反応: 低エネルギー中性子 Au, Fe (Fe-58), Na, So, Co

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)。

#### (1) シャへいプラグ温度分布

シャ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

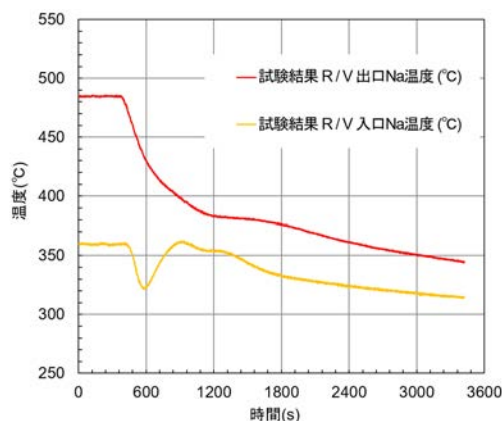


図3-6 プラントトリップ試験の結果

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。蒸気発生器の水漏れ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

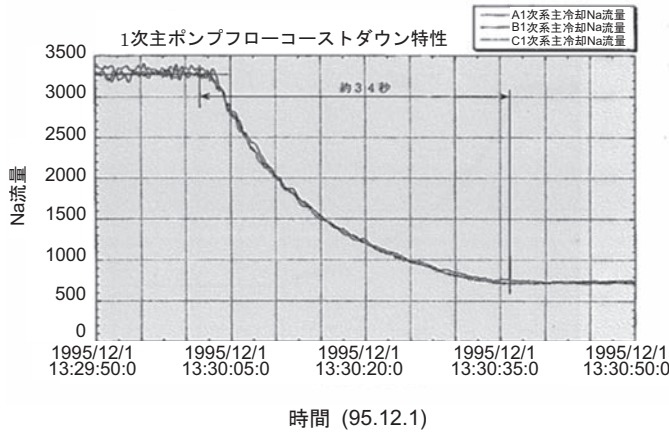


図3-7 1次系主循環ポンプフローコーストダウン特性

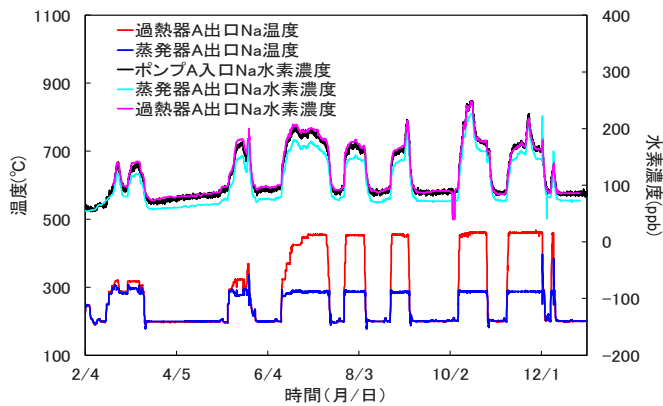


図3-8 2次系冷却系等での水素濃度変化

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、水漏れ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。

(4) ナトリウム蒸気挙動

1次アルゴンガス系では、原子炉容器ベーパー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°Cとしたものが702°Cと評価されるなど、大きな余裕があることを確認した (図3-9)。

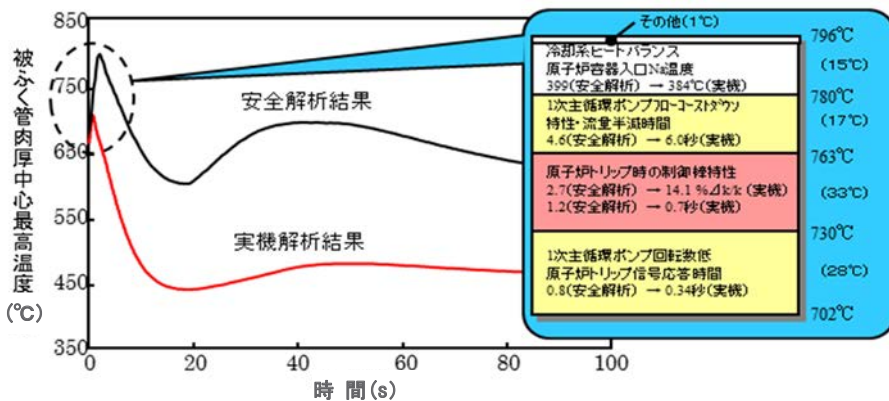


図3-9 事故時の安全余裕 (ポンプ固着事故時)



### 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）。

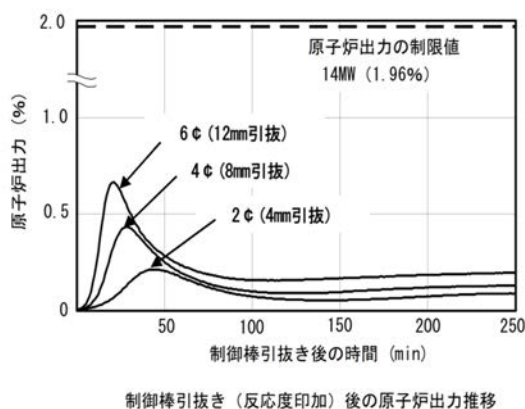


図3-10 正の反応度を投入した際の出力変化

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）。

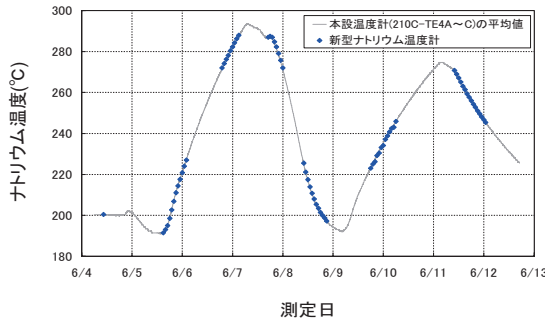


図3-11 新型ナトリウム温度計の測定結果

### 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(グラウンド排風機)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。

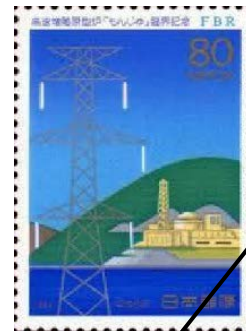
### 3.5 未完の性能試験

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抽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。

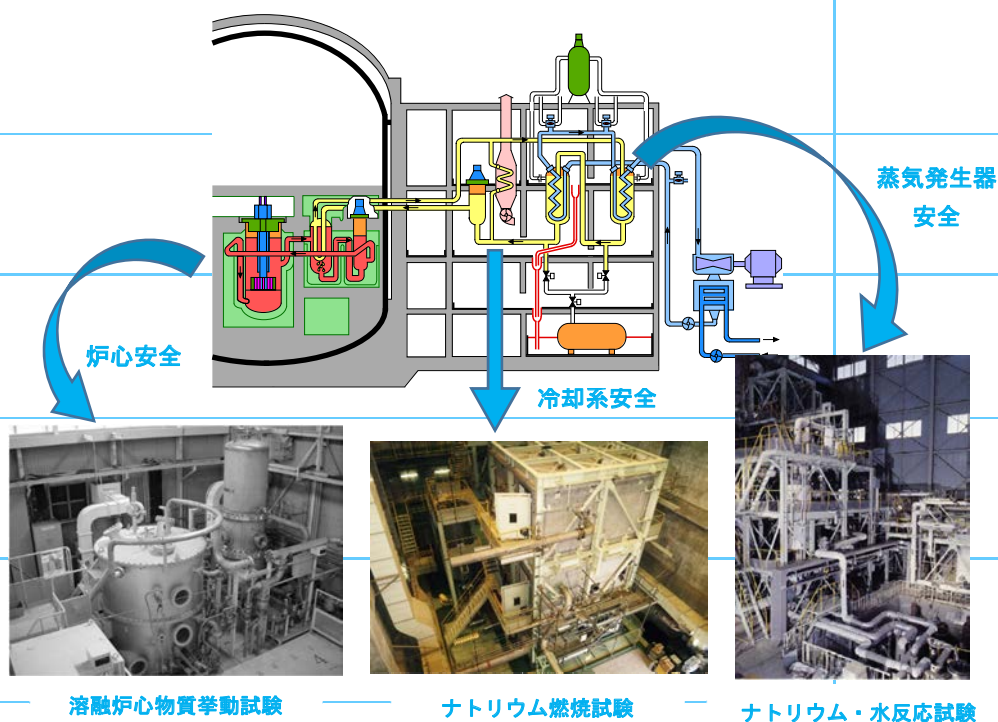
これら未了の試験項目が残る結果となったものの、「もんじゅ」で得られた実機の貴重なデータは将来の我が国の高速炉開発において有効に活用できるものである。



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」）<sup>41)</sup>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）」に対する安全余裕が大きく、特に低圧システムの高速度炉では軽水炉の「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熔融・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<sup>4)2)</sup>。

#### 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、单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、アニユラス浄化系、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

#### 4. 原子炉安全

よる同時故障を防止するため、設計・製作を別のメーカーで行う、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な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な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。

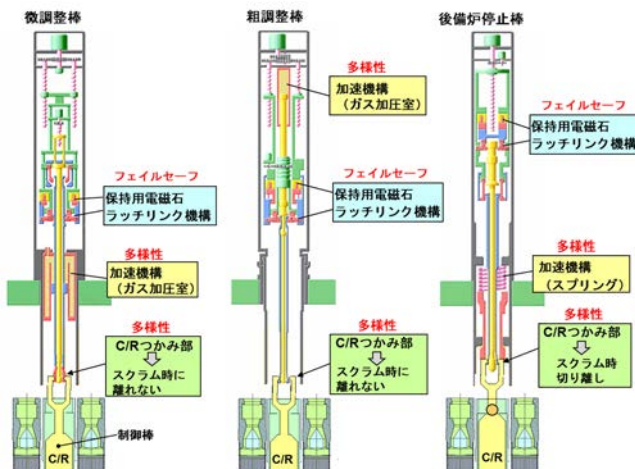


図4-1 制御棒駆動機構の構造 (フェイルセーフと多様性)

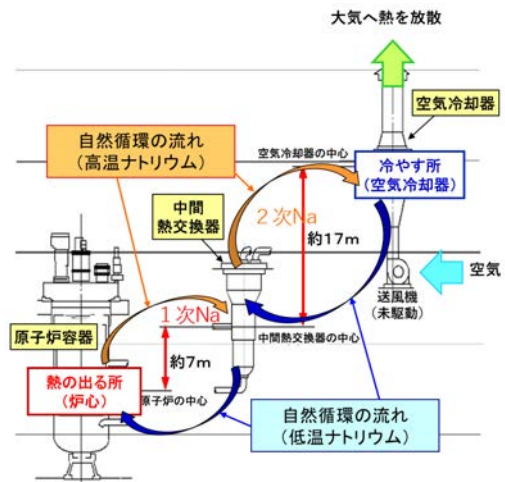


図4-2 自然循環による崩壊熱除去



## (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度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システムに影響を波及させずシステム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に考慮する。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

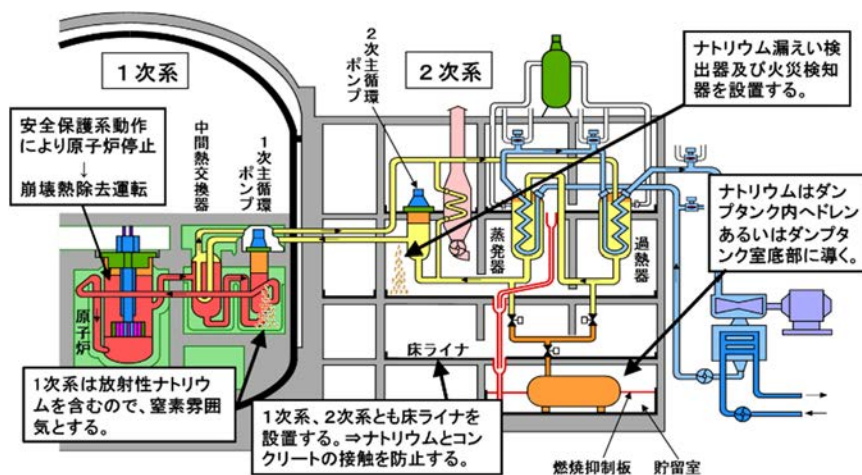


図4-3 ナトリウム漏えいに対する安全確保

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As・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。

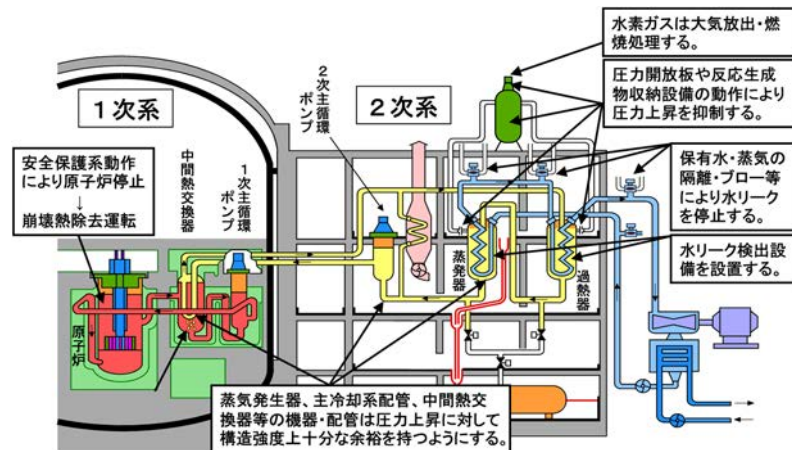


図4-4 ナトリウム・水反応に対する安全確保

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
	局所的燃料破損事象	2
技術的には起こるとは考えられない事象（(5)項事象）	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
	重大事故	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、熔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。

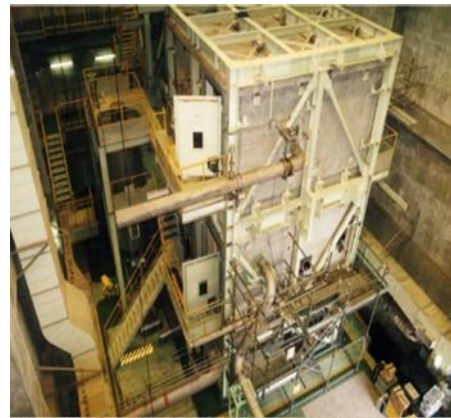


写真4-1 ナトリウム漏えい事故の再現実験装置と実験時の漏えい燃焼挙動

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<sup>4-3)</sup>。

CDA解析の結果の概要は以下のとおりである。

#### 4. 原子炉安全

- 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熔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、熔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熔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<sup>44)</sup>。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



## 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/cm <sup>2</sup> G 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しているため、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、機器の保守、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/cm<sup>2</sup>G、483℃、燃焼度8万MWd/t、燃料交換間隔6ヵ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°C（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°C～700°C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700°C（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°C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°C/529°C  
SG出入口温度 (入口/出口)  
約325°C/505°C

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°C～580°Cを志向し、当時の火力発電の蒸気条件510°Cを参照値としたパラメータサーベイを実施し、540°C～550°C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体力設計、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°C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°Cから397/529°C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°Cから505°Cに変更し、蒸気発生器出口温度は、ヒートバランスから325°Cと決定した。

(11) 主蒸気条件: 約127kg/cm<sup>2</sup>G、約483°C

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°Cの想定から、主蒸気条件を圧力169kg/cm<sup>2</sup>G、温度510°C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

流体力設計、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<sup>2</sup>G、温度483°C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

炉心燃料集集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、不活性ガス雰囲気内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。



2. 2次主冷却系ナトリウム漏えい<sup>11-2), 11-3)</sup>

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過して、コネクタ下端部から室内雰囲気へ約640kg流出したことを確認した（図11-4）。

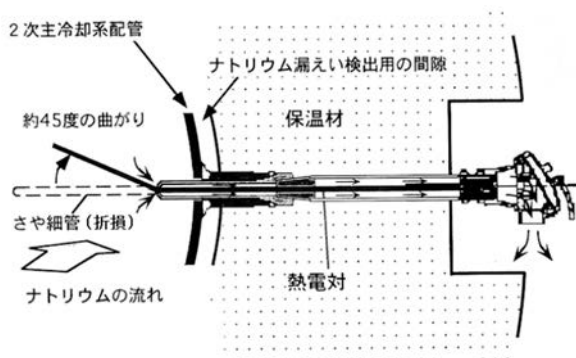


図11-4 温度計の破損状況とナトリウムの漏えい経路

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1m<sup>3</sup>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熔融塩型腐食）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熔融塩型腐食は、水酸化ナトリウム中に溶解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

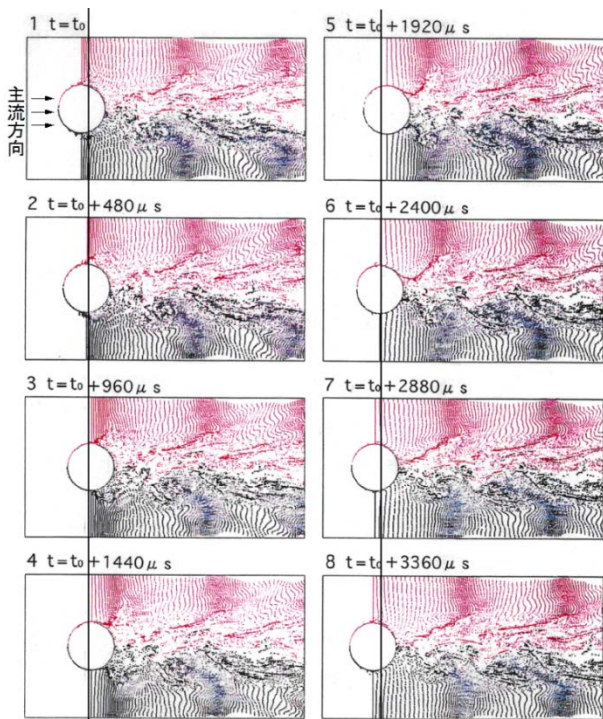
温度計の流力振動による折損を防止するため、さやの長さを短く、段付き部のないテーパ形状に改良した。また、温度計数を48本から42本に削減した（図11-8）。

• 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。



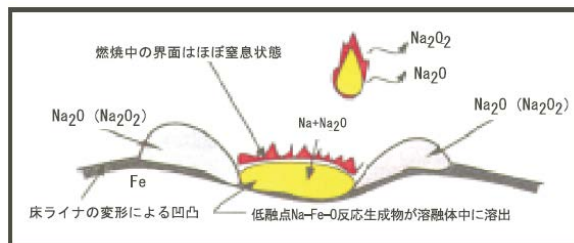
写真11-1 総合漏えい監視システム



（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。

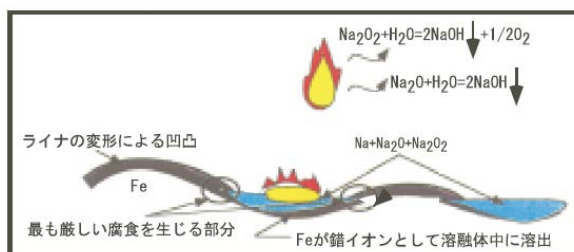
図11-6 温度計さやの両側面より対称に放出される渦の様子

《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。

《熔融塩型腐食》



水酸化ナトリウム中に溶解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



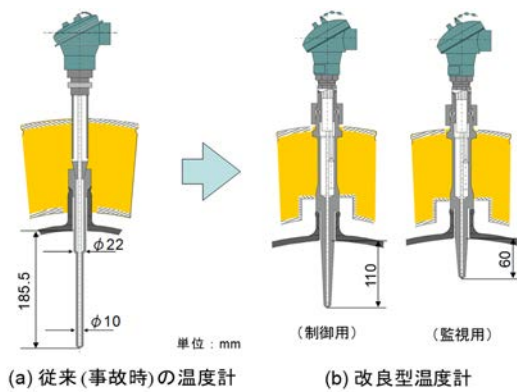
- ナトリウム漏えい量の抑制（ドレン時間の短縮）

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徑化、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）。

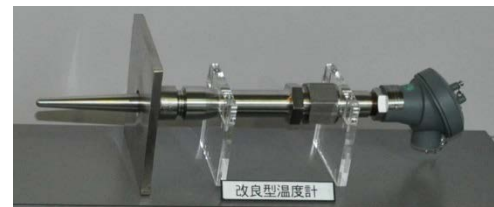
- ナトリウム漏えいの影響緩和

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

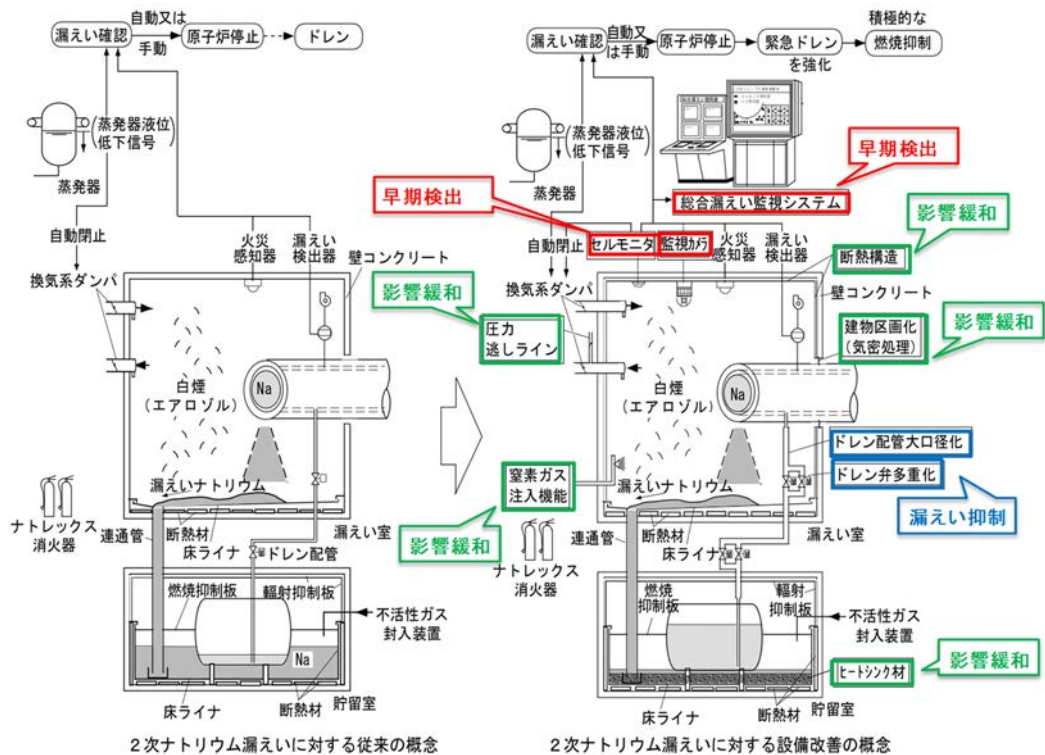


図11-9 2次主冷却系ナトリウム漏えいに対する設備改善の概要

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。

### 3. 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<sup>11-4)</sup>

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

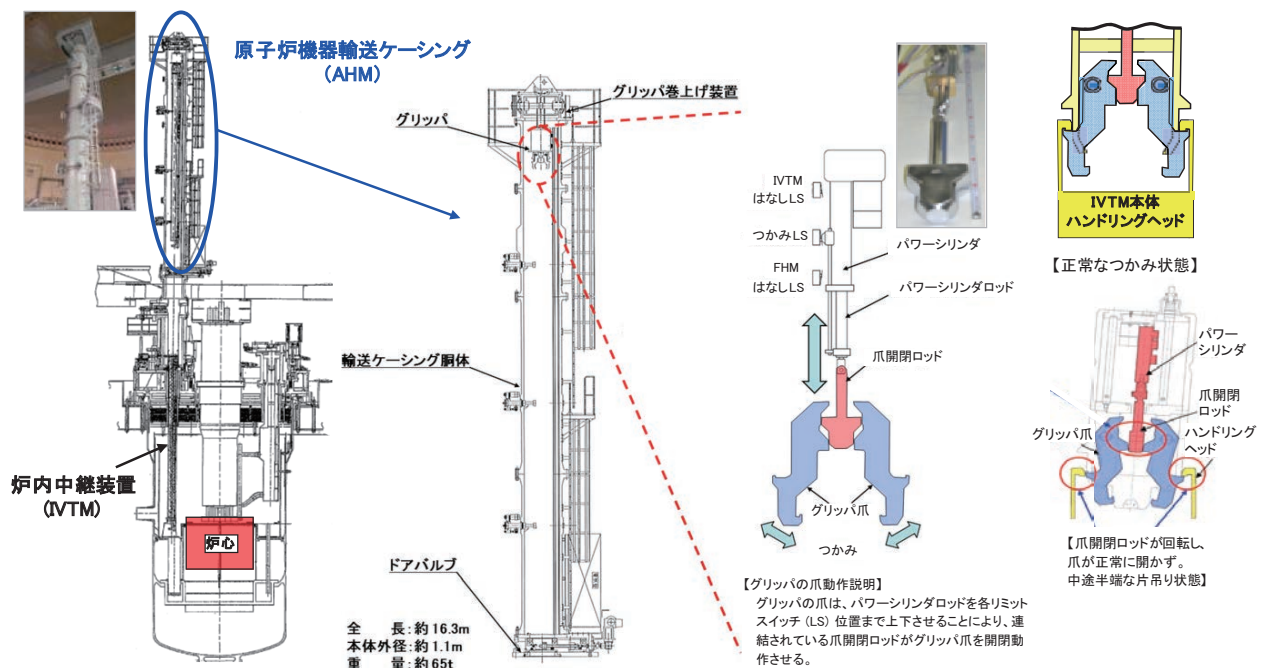


図11-10 炉内中継装置 (IVTM) 及び原子炉容器輸送ケーシング (AHM) の概念図

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。

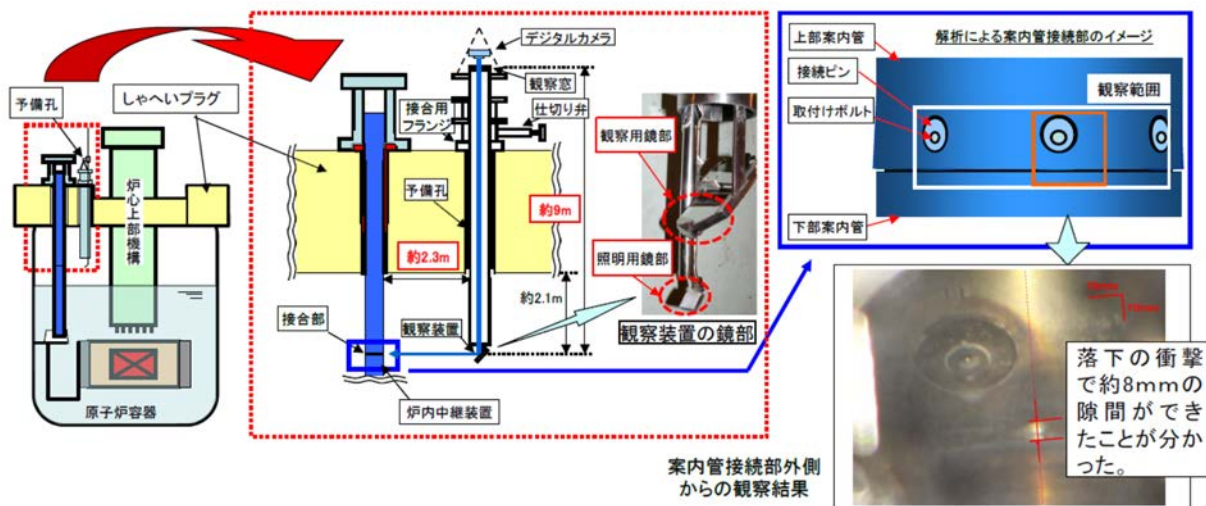


図11-11 炉内中継装置の目視観察概念図





# 「もんじゅ」のしくみ

原子炉を冷却し、原子炉から熱を取り出すシステムを冷却系といいます。 「もんじゅ」の冷却系は、1次冷却系、2次冷却系、水・蒸気系から構成されています。冷却系を流れるのは冷却材です。「もんじゅ」は、1次冷却系、2次冷却系の冷却材にナトリウムを使用しており、それぞれ1次系ナトリウム、2次系ナトリウムといいます。1次系ナトリウムは、1次主循環ポンプによって1次冷却系を循環し、2次系ナトリウムは、2次主循環ポンプによって2次冷却系を循環します。原子炉は1次冷却系にあり、そこで核分裂により熱が発生します。発生した熱は、1次系ナトリウムによって中間熱交換器に運ばれ、中間熱交換器では、1次系ナトリウムから2次系ナトリウムに、熱が伝えられます。1次冷却系には原子炉があるので、放射能がありますが、2次冷却系は中間熱交換器で1次冷却系と仕切られているので、放射能はありません。1次冷却系は、原子炉

格納容器で囲まれており、万一、放射能が漏れても、格納容器の中に閉じ込められる設計になっています。

蒸気発生器では、2次系ナトリウムの熱で蒸気を発生させ、その蒸気でタービンを回し、発電を行います。



原子炉格納容器内部( 緑 視)

## ● 「もんじゅ」の冷却系統

