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m³)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

炉外燃料貯蔵槽



しゃへいプラグ



中間熱交換器



大型ナトリウム弁



ホールドダウンアーム

(燃料交換機)

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)。



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驗 (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)

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本) 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

3. 試運転 🕅

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) 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

🕅 3. 試運転

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



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。

(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. 試運転 🕅

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)。



制御棒引抜き(反応度印加)後の原子炉出力推移



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)。



四011 初生ノーシック 加度日の 原 に相え

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)



○ 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. 原子炉安全

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、

- 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」)41)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 心崩壞事故 (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4-2 自然循環による崩壊熱除去



図4-1 制御棒駆動機構の構造 (フェイルセーフ と多様性)

(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