

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

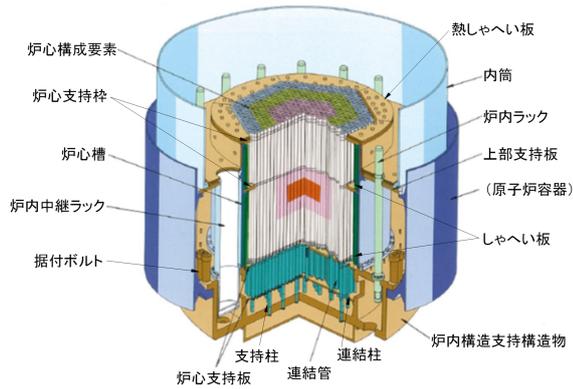


図7-3 炉内構造物の概要

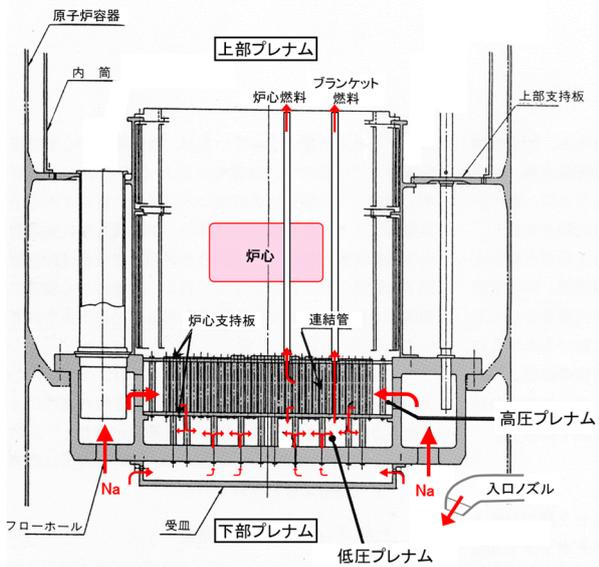


図7-4 原子炉容器内冷却材流路構成

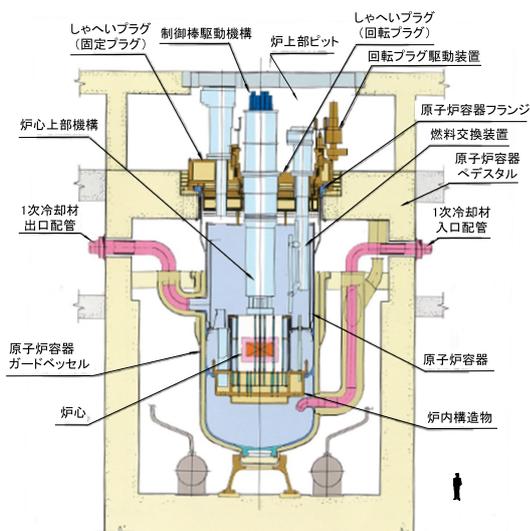


図7-2 原子炉構造の全体概要

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	10 kg/cm ² G
下部温度	420 °C
上部圧力	2 kg/cm ² G
上部温度	550 °C
運転圧力 (定格出力時)	
原子炉容器入口	約6 kg/cm ² G
原子炉容器出口	約1 kg/cm ² G
運転温度 (定格出力時)	
原子炉容器入口	約397 °C
原子炉容器出口	約529 °C
主要寸法	
内径	約7.1 m
全高	約17.8 m
胴部肉厚	50 mm
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼 (SUSF304)

7. 原子炉設備

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て保たれ、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）。

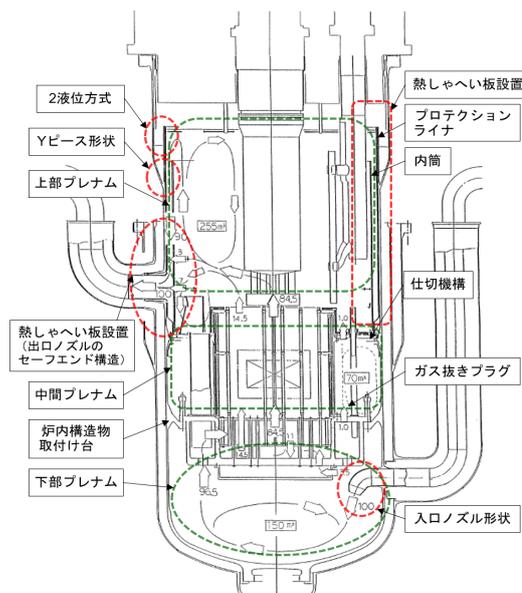


図7-5 熱衝撃対策等の代表例

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。

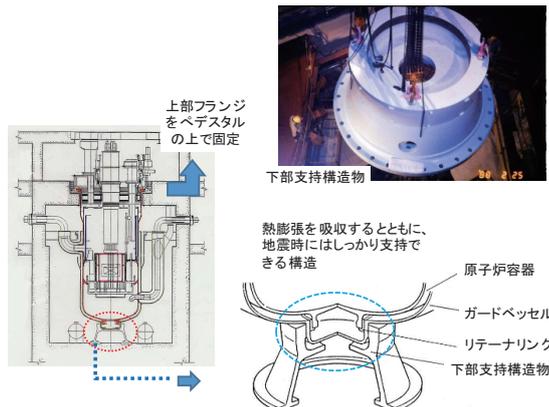


図7-6 下部支持構造物の耐震構造

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所的な温度成層化の影響緩和等)を行った。

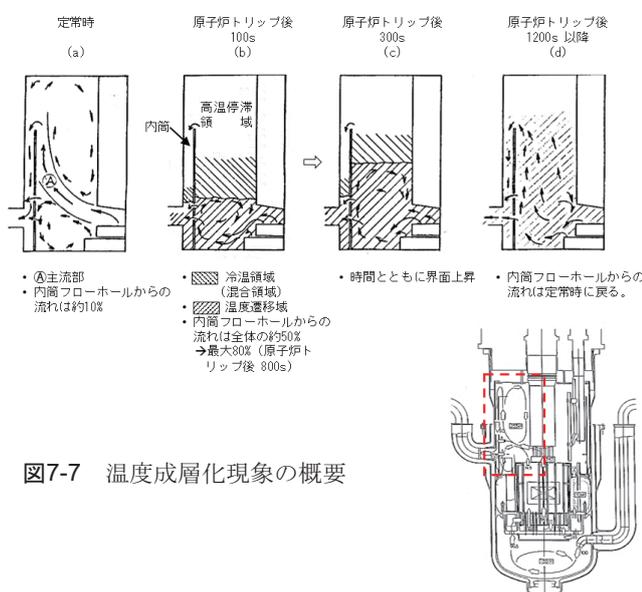


図7-7 温度成層化現象の概要

(3) 原子炉容器の製作・据付

原子炉容器胴部には、特に熱応力が高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)による高纯净度大型鋼塊の製作技術をさらに高

7. 原子炉設備

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⁾。

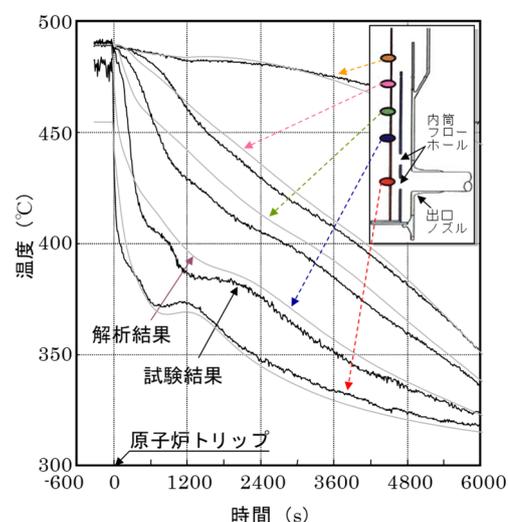


図7-8 原子炉トリップ後の炉上部プレナム内温度変化

7.2.2 シャヘイプラグ

シャヘイプラグは、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、シャヘイ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。

シャヘイ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、シャヘ

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) シャ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 $5,500 \pm 500 \text{ mmAq}$ ($54 \pm 5 \text{ kPa}$) 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°C 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。

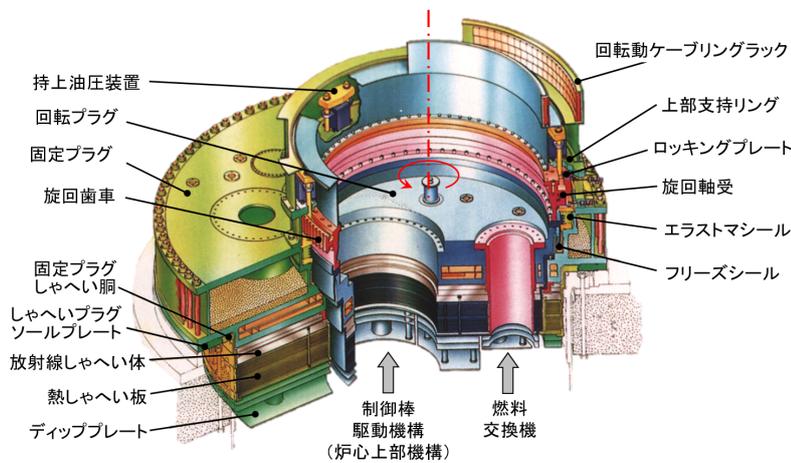


図7-9 シャへいプラグの構造概要

表7-2 シャ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 シャへい胴	SUS304, SFVQ1A	
③ シャへい層	SUS304, SM41B, SS41	
④ 熱シャへい層	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

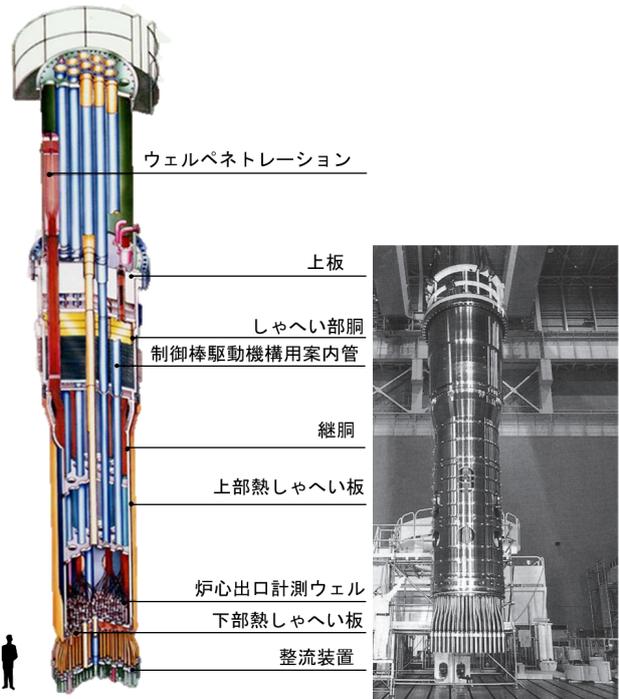


図7-10 炉心上部機構の構造概要

7. 原子炉設備

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プを炉心、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。

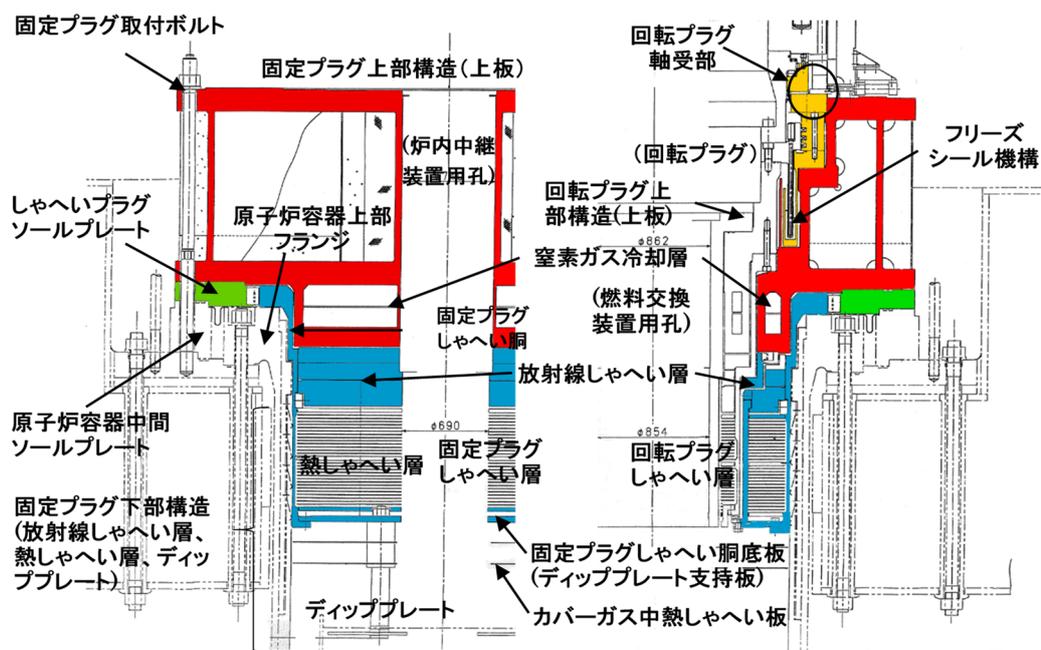


図7-11 しゃへいプラグの構造

(2) シャへいプラグに係る研究開発

シャへいプラグ、原子炉容器及びペDESTAL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、熱シャ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) シャへいプラグ等の製作・据付

シャへいプラグ等には、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（シャへいプラグ・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、十分な放射線シャへいが講じられていること、及びシャへいプラグの間隙部及び機器貫通部のオフセット構造

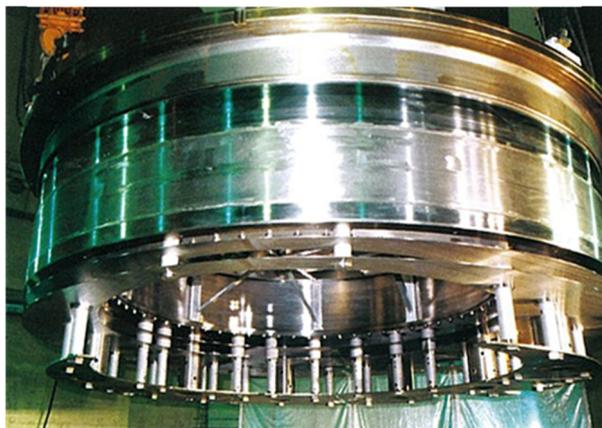


写真7-3 固定プラグの吊込写真

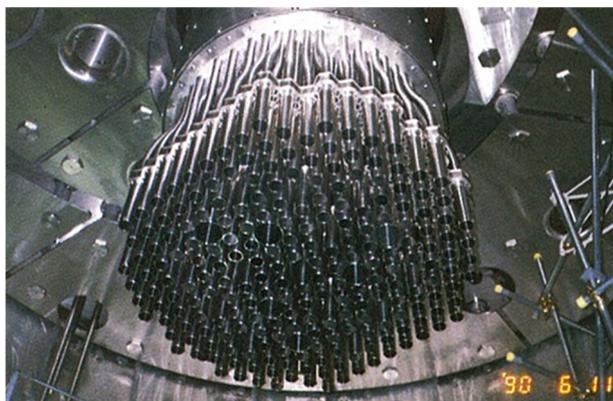


写真7-4 炉心上部機構吊込写真（下から撮影）

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。

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

7. 原子炉設備

ム時の加速方式、制御棒の切離し方式が異なり（製造メーカーも異なる）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った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⁾。

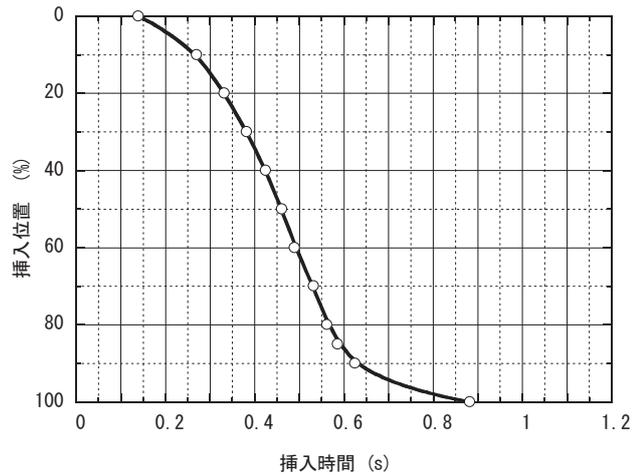


図7-13 スクラム特性試験の結果 (FCRD)

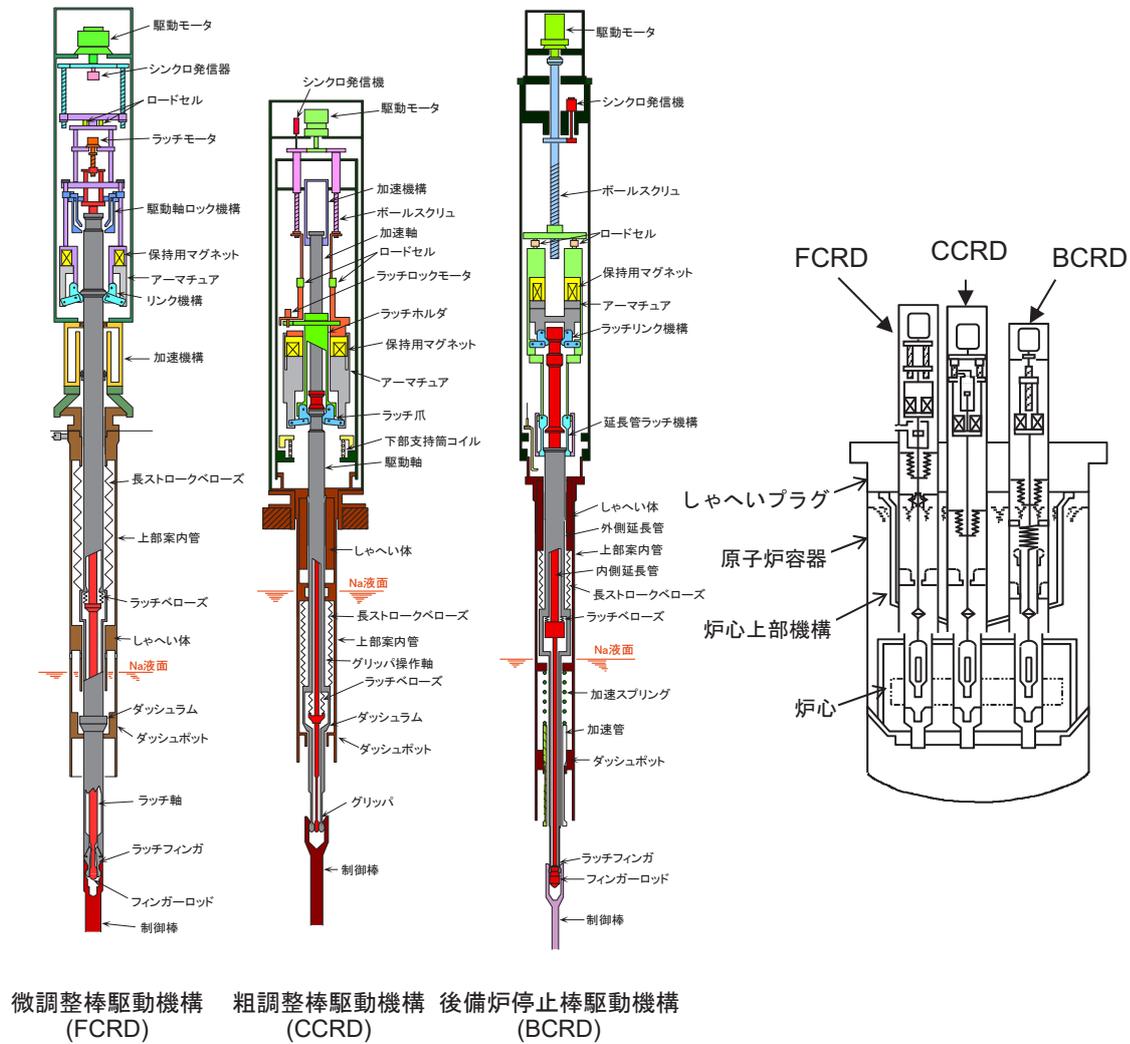


図7-12 制御棒駆動機構の構造概念

7. 原子炉設備

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。

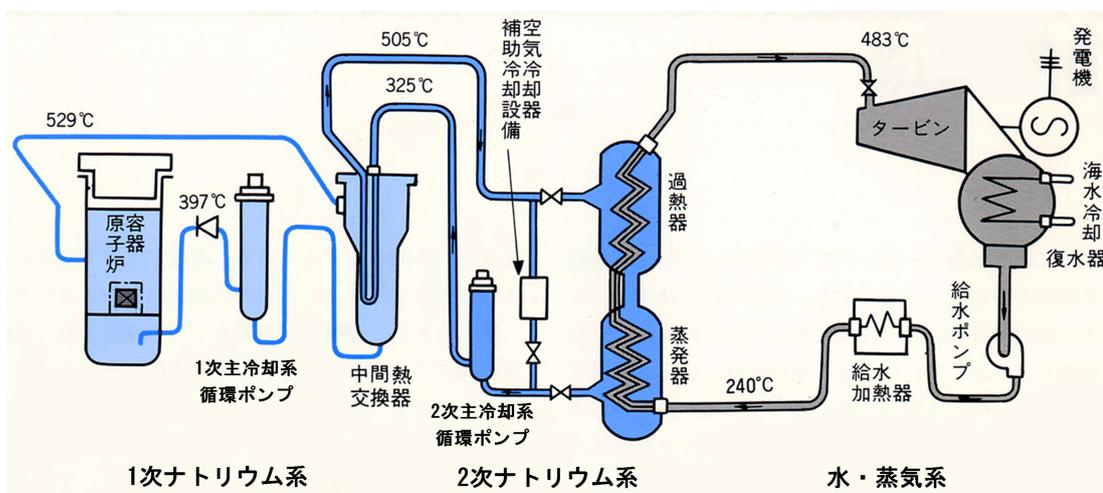


図7-14 「もんじゅ」の冷却系統図

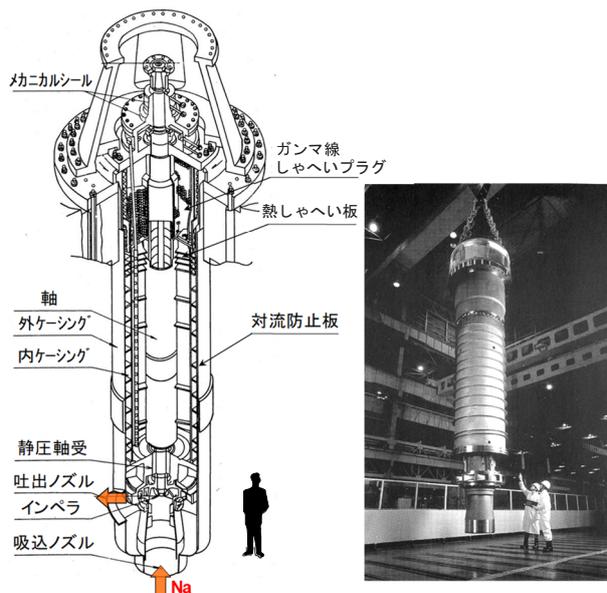


図7-15 1次系主循環ポンプの構造概要

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 m ³ /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	

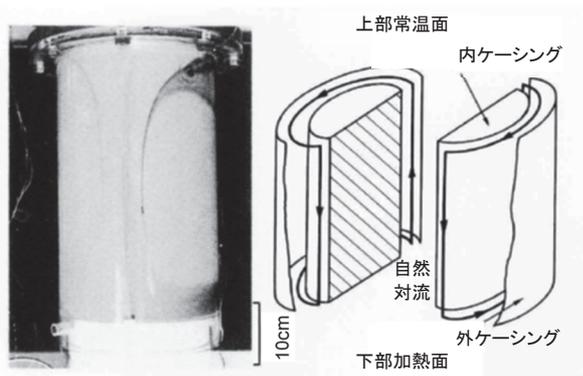


図7-16 アニュラス状空間の自然対流パターン (縮小可視モデル実験)

(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。

7. 原子炉設備

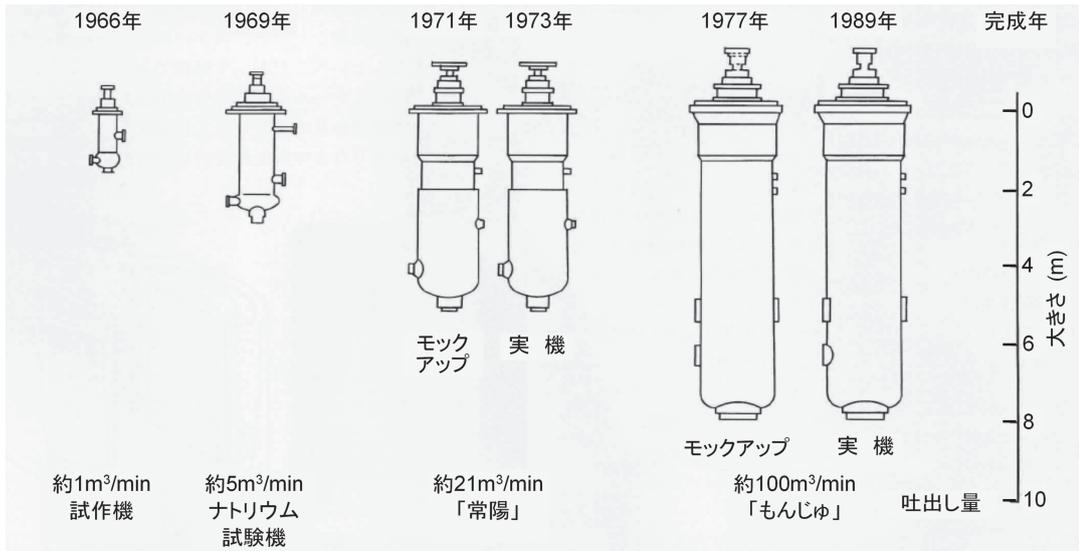


図7-17 高速増殖炉用ナトリウムポンプの大きさと容量の変遷

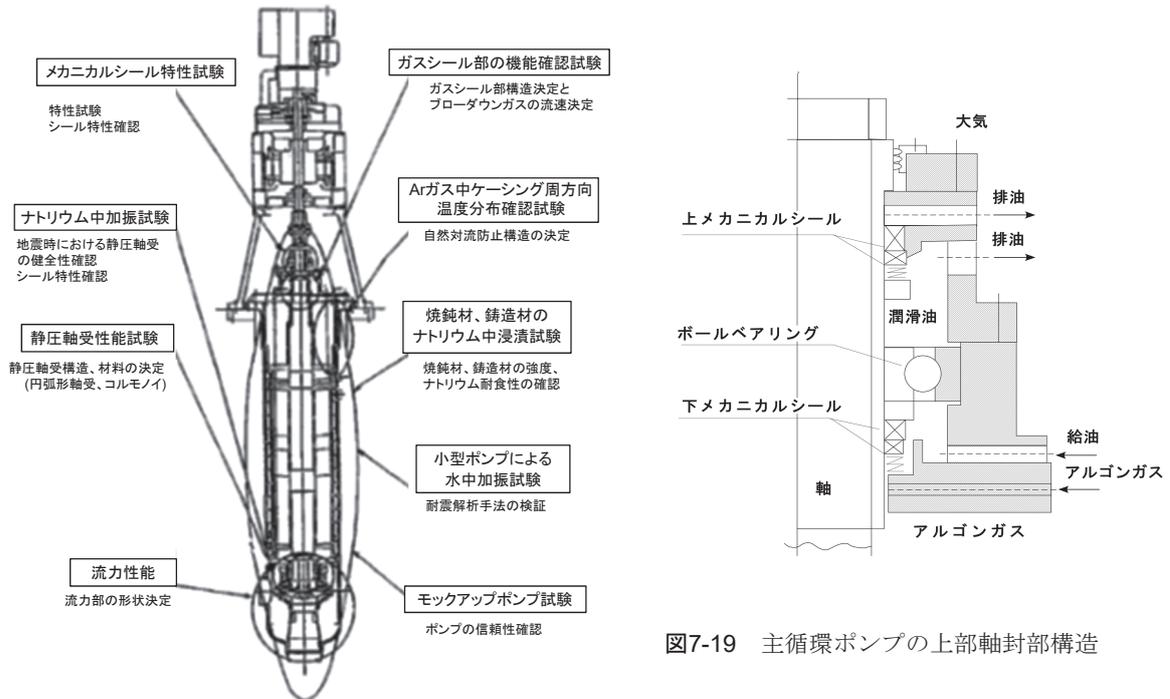


図7-18 研究開発と「もんじゅ」主循環ポンプへの反映

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。

(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ドラッ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

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 6h 分解調査	流力性能データ採取 (Q, H, η等) 異常揺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 0.5~5h	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	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
	低液位運転試験 Na温度 400℃ 液位 静圧軸受上 100mm	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	対流防止板の設置 ↓ モックアップによる再試験・確認
	分解調査 累積運転時間 18,500h	耐久性、健全性を確認 Na付着量及びNa洗浄方法の確認	↓ 実機反映

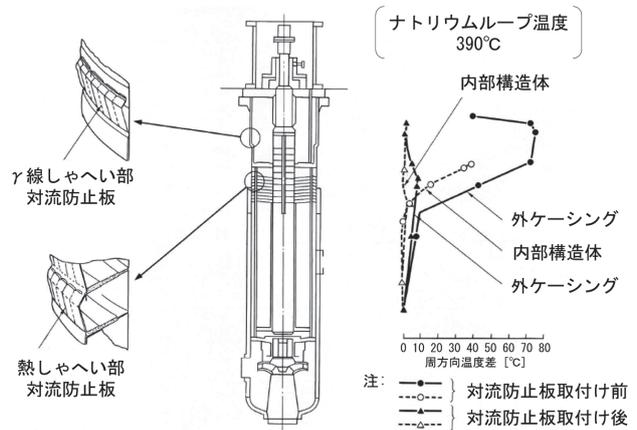


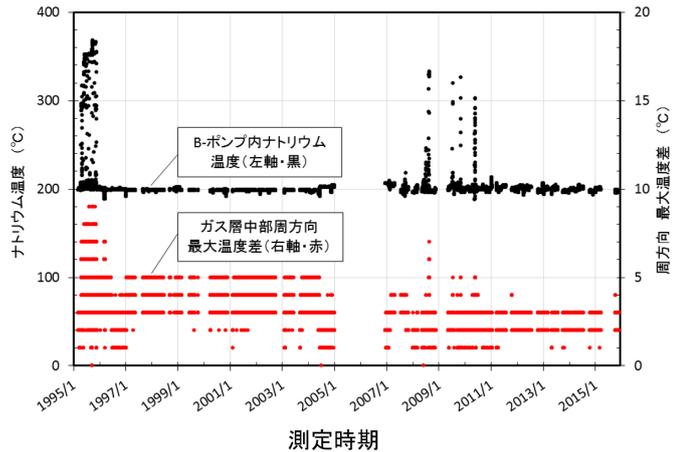
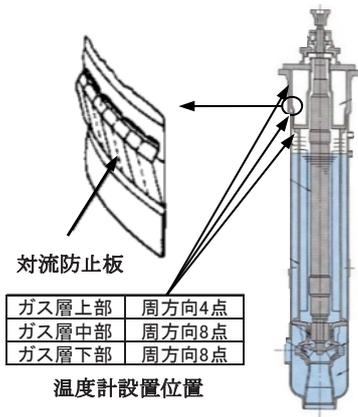
図7-20 モックアップポンプでの周方向温度差の軸方向分布

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。

7. 原子炉設備



(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

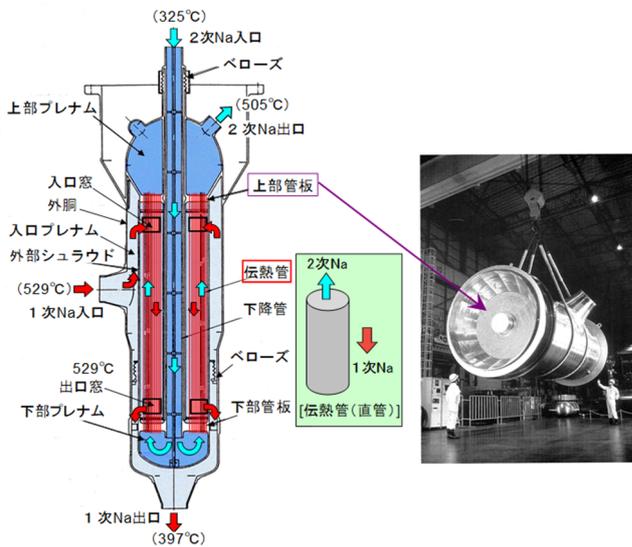


図7-22 中間熱交換器 (IHX) の内部構造

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 (2.05×10 ⁸ kcal/h/基)	
定格流量	1次側	5.12×10 ⁶ kg/h/基
	2次側	3.74×10 ⁶ 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 m ² /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的の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°C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、出口窓を通過して出口ノズルから397°Cで流出する。また、2次系ナトリウムは325°C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°Cまで加熱され、上部プレナムを通過して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°C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。

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流速分布を得ることができた。

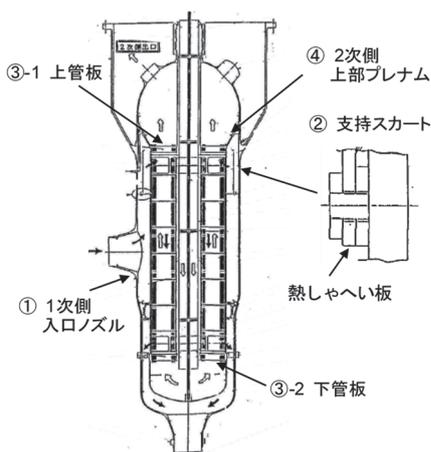


図7-23 IHX の熱しゃへい板取付け

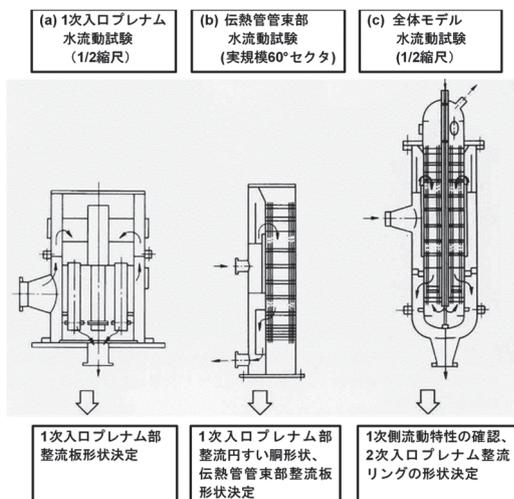


図7-24 IHX に関する水流動試験体⁷⁻⁴⁾

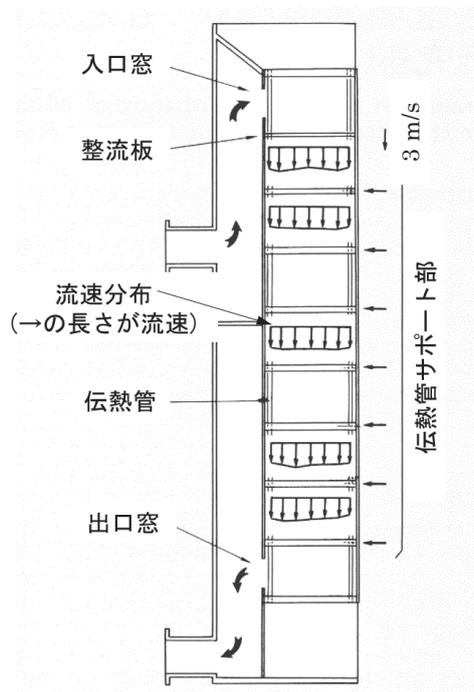


図7-25 IHX 管束部の流速分布 (管軸方向)⁷⁻⁵⁾

 7. 原子炉設備

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-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-管板溶接法

熱交換器の管-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、その下部耐震振し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、実機的设计、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、蒸気器

(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°C) のナトリウムはEV上部の入口ナトリウムリングヘッドを通して流入し、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ドを通して流入し、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 ² G	127 kg/cm ² G
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

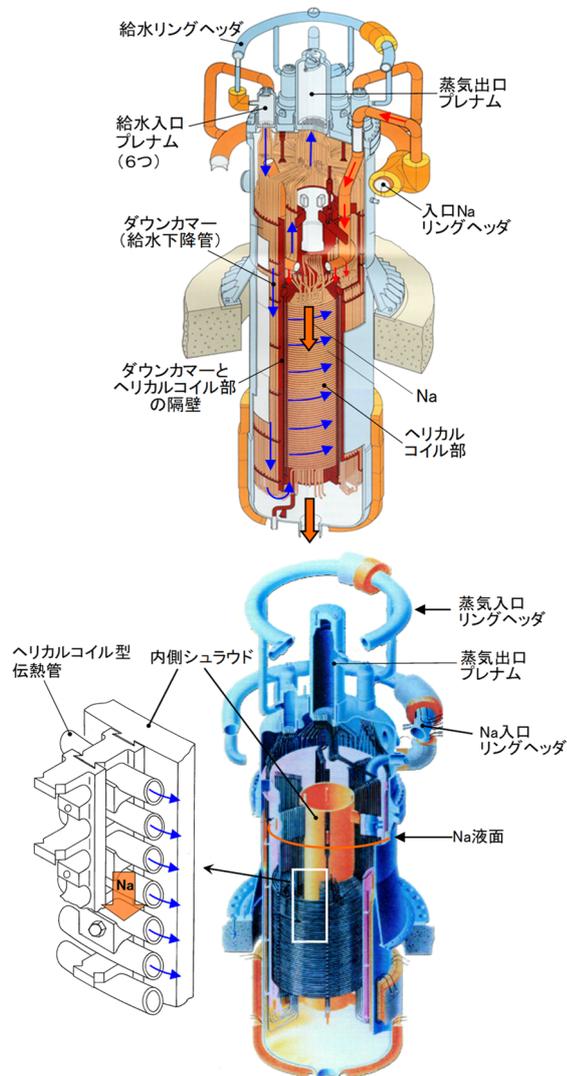


図7-26 蒸気発生器の構造
(上図: 蒸発器、下図: 過熱器)

7. 原子炉設備

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

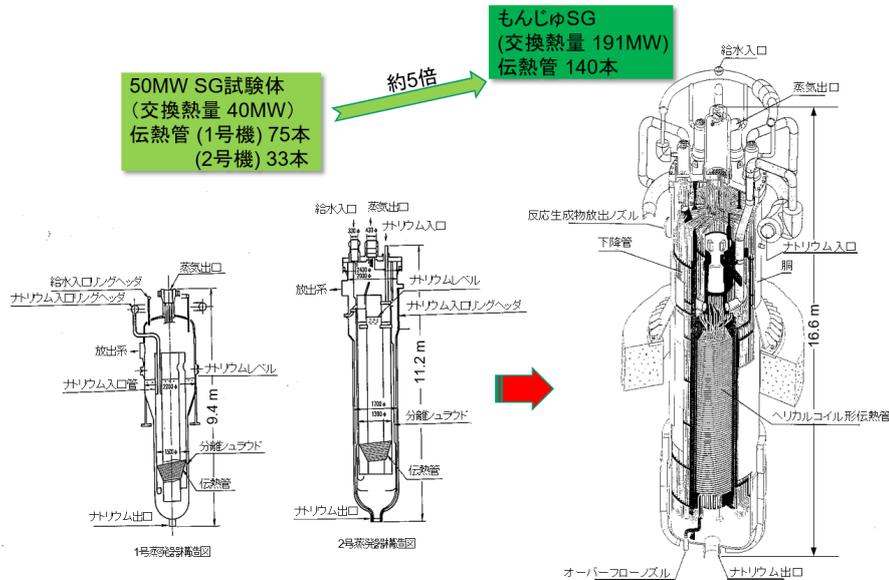


図7-27 50MW SG試験体ともんじゅSGとの比較 (EV)

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. 原子炉設備

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)。

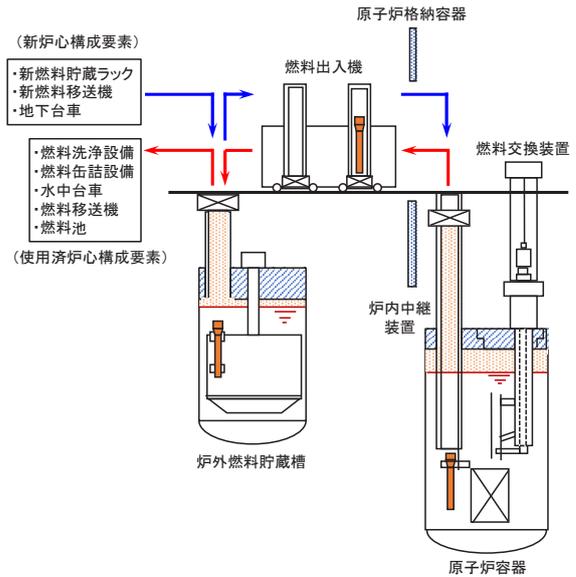


図7-28 燃料取扱・貯蔵の概要

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气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。

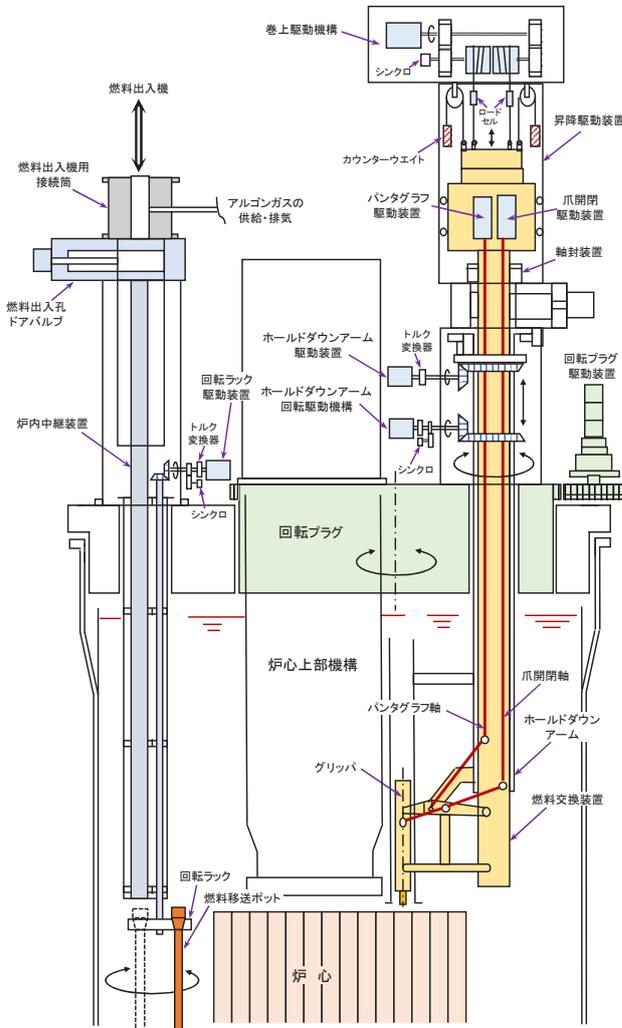


図7-29 燃料交換設備の設備概要

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。

(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。

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

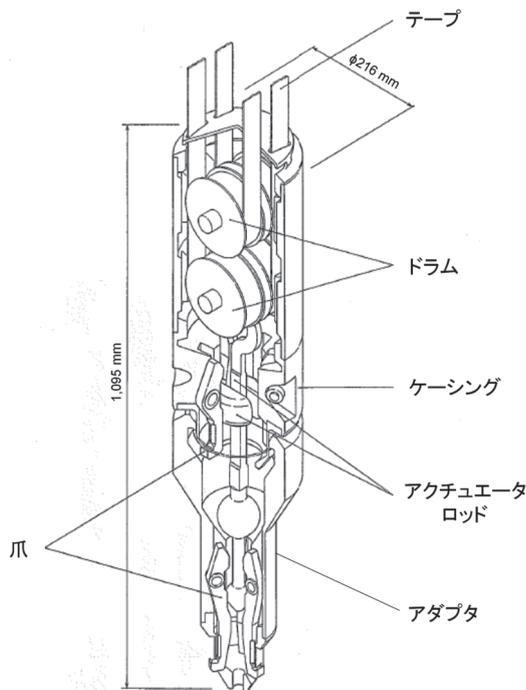


図7-30 燃料出入機本体Aグリッパ

7. 原子炉設備

(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、グリップ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。

(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。

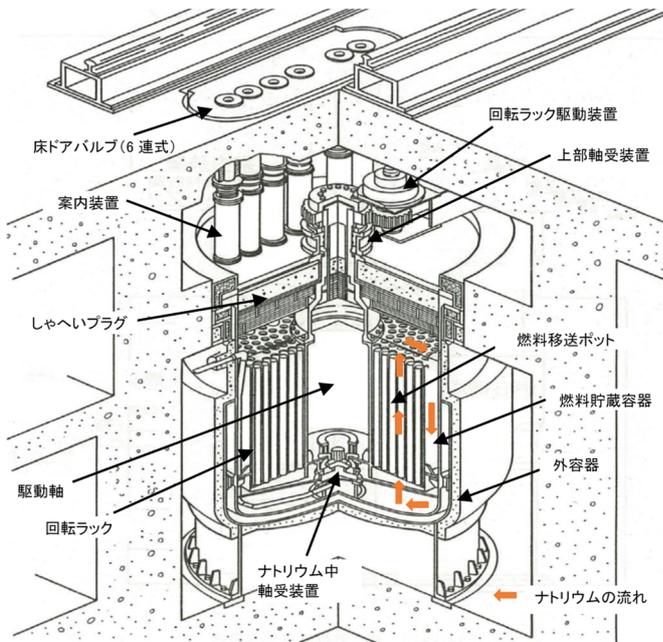


図7-31 EVST概略構造

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	φ88.9 × 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。

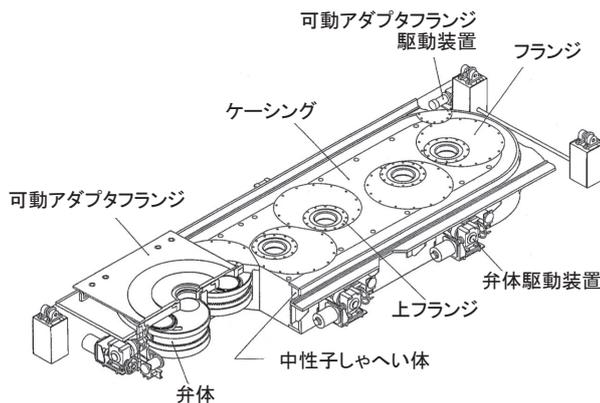


図7-32 6連式ドアバルブ概略構造

(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。

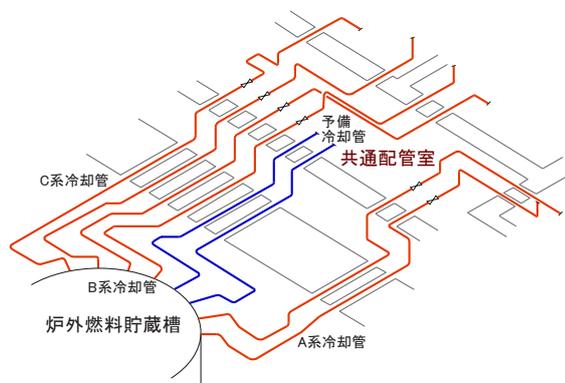


図7-33 冷却系配管概略配置

(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れ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れい事故を踏まえて、EVST冷却系についてもナトリウム漏れ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

れい後の影響緩和（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）。

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. 原子炉設備

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年以上の使用壽命を持つ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

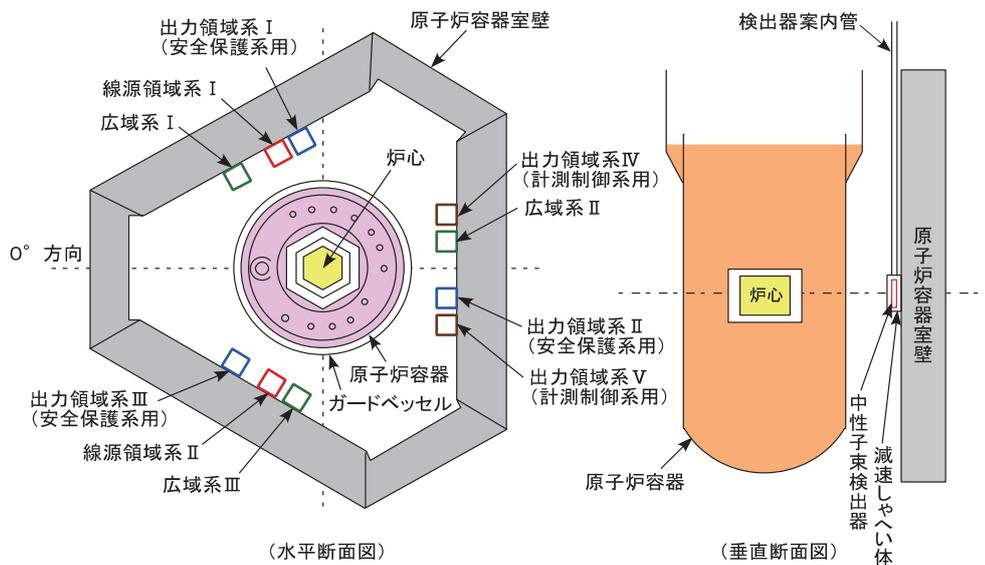
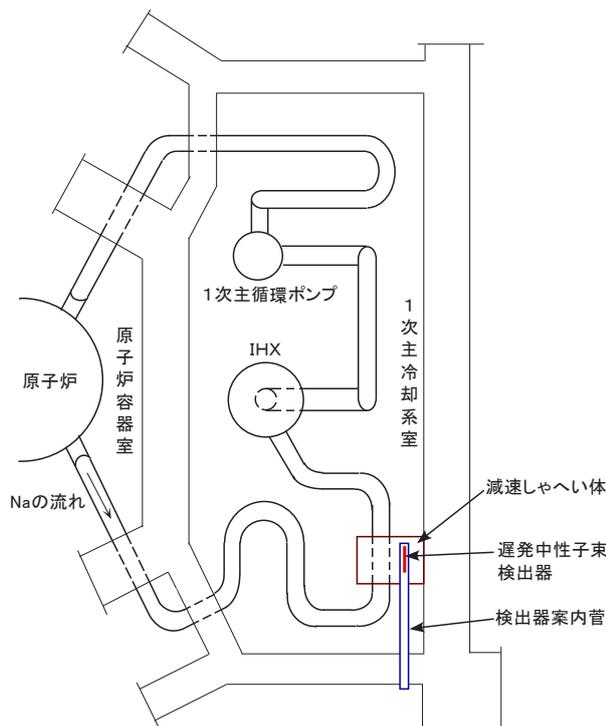


図7-34 中性子計装概略配置

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度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ウンド (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。



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

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。

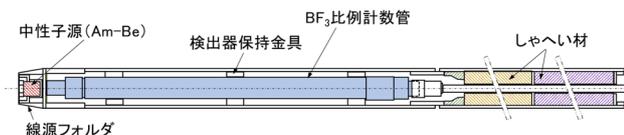


図7-36 遅発中性子束検出器概略図

(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」で使用するためにあたって試作・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。

7. 原子炉設備

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。

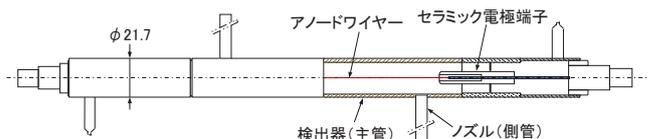


図7-37 プレシピテータ概略図

(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、セレクト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

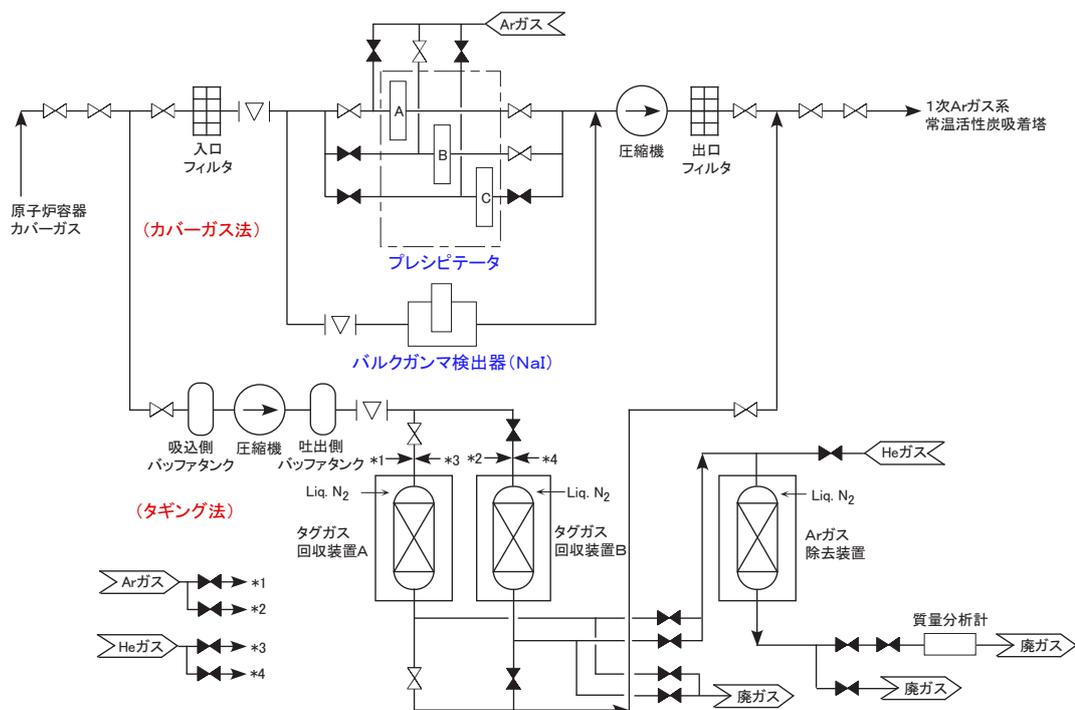


図7-38 カバーガス法及びタギング法破損燃料検出装置系統図

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つたため、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、微小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。

主な微小・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・配管の微小・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 1次主冷却系室(上記監視の後備)※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
		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

7. 原子炉設備

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	<p>ナトリウムイオン化式検出器 (SID: Sodium Ionization Detector)</p> <p>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、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量ナトリウム漏えいを検出する。</p>		
	<p>放射線イオン化式検出器 (RID: Radiative Ionization Detector)</p> <p>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量ナトリウム漏えいを検出する。</p>		
	<p>接触型ナトリウム漏えい検出器 (CLD: Contact Leak Detector)</p> <p>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。この電氣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。</p>		

—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. ナトリウム技術

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) 伝熱管からの水漏れ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グニング (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、対象物の大きさや形状、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

8. ナトリウム技術

(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は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（多重ブレイク現象）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、弁メーカーやプラントメーカー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

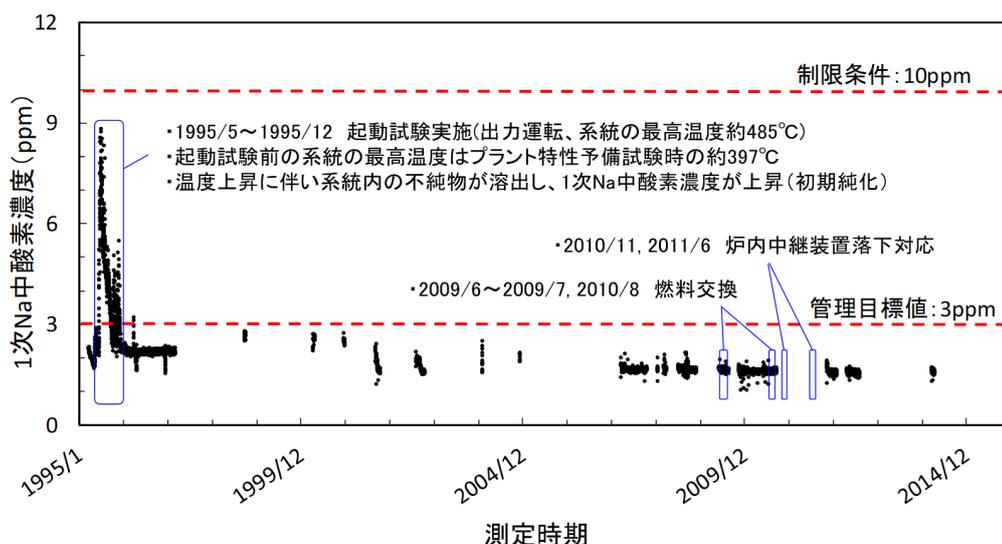


図8-3 「もんじゅ」試運転期間中の1次冷却系ナトリウム中酸素濃度の推移

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ウ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

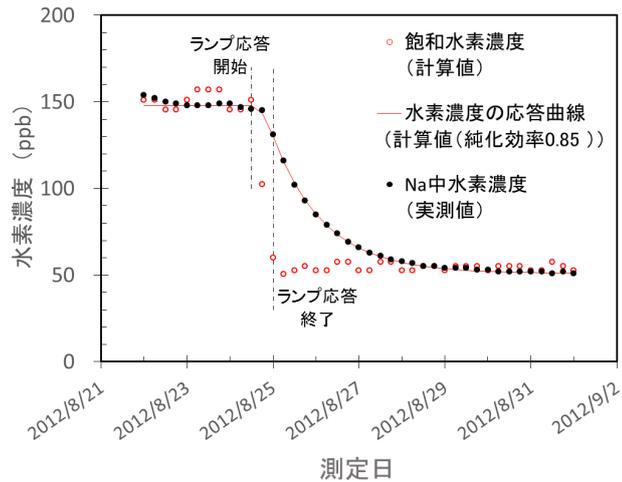


図8-4 「もんじゅ」2次系コールドトラップの純化効率

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。

8. ナトリウム技術

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抽出した。

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