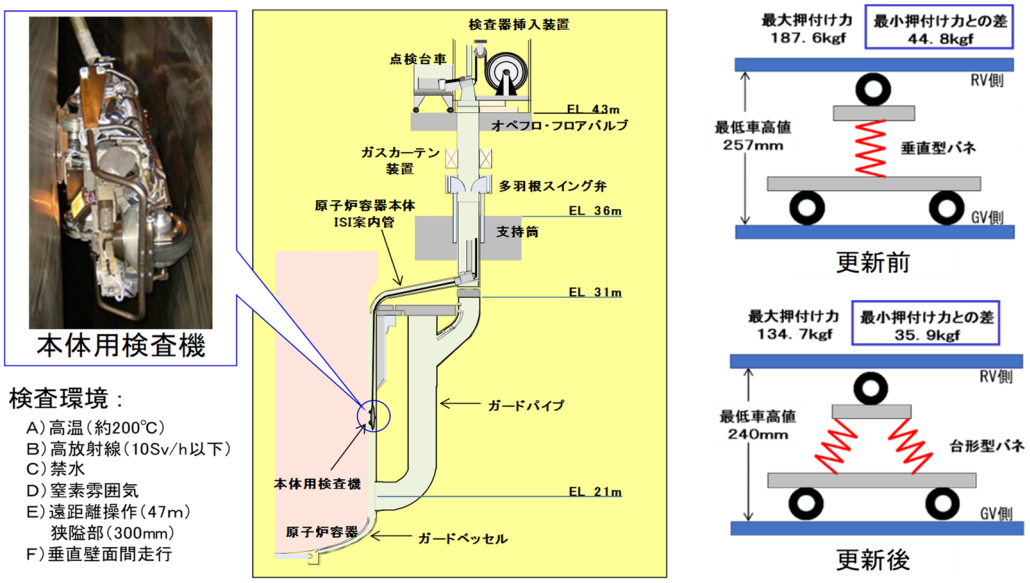


図8-5　狭隘部でのアクセス性の改善

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

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

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

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

(3) SG伝熱管検査装置

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

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

8.4.3「もんじゅ」SG伝熱管の健全性確認

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

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

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

8.5 CPに関する研究開発

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

このため、各種試験研究や「常陽」デー

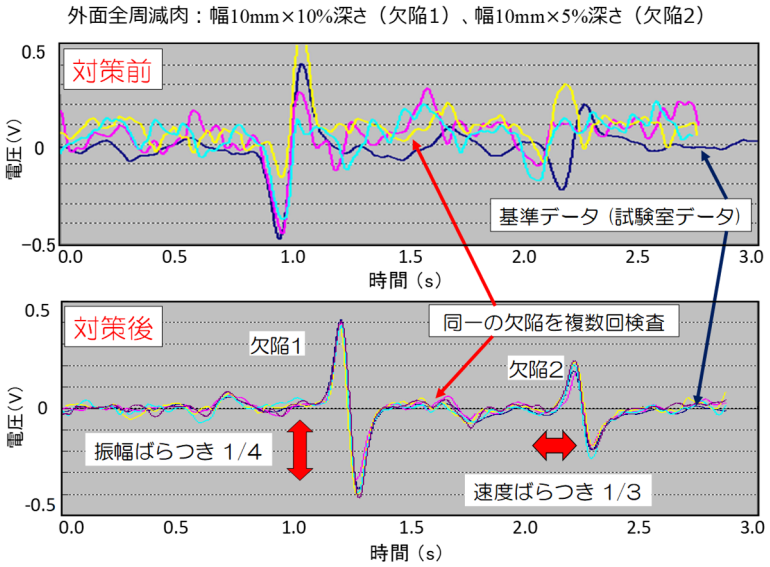


図8-6　振動対策前後の欠陥検出性（モックアップ試験）

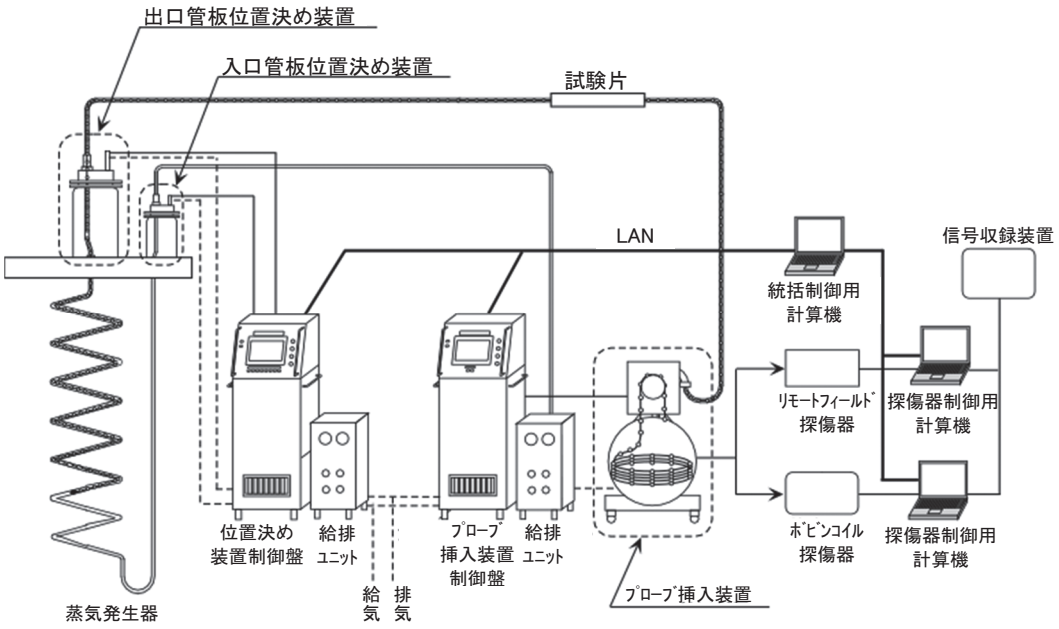


図8-7　渦流探傷試験装置の構成

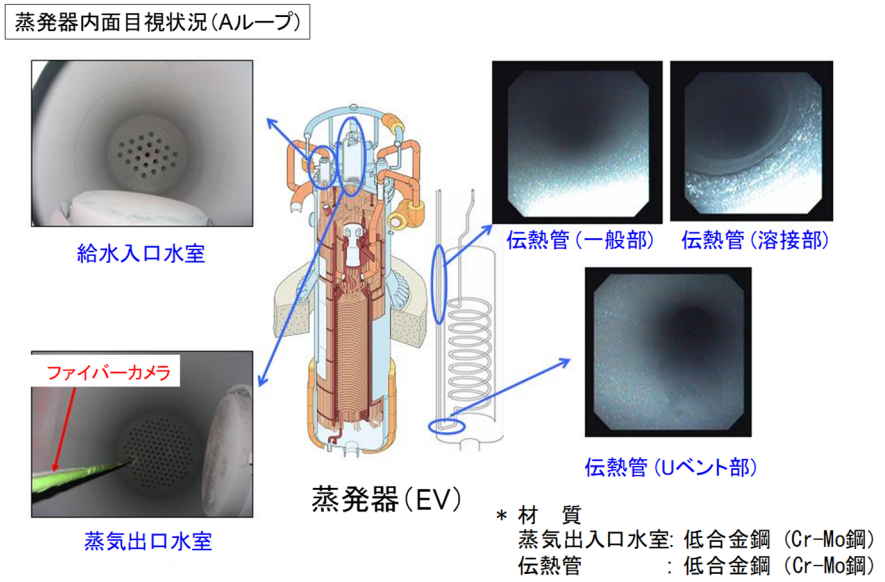


図8-8　蒸発器内面目視状況

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

(1) CP挙動解析技術

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

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

(2) CP抑制技術

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

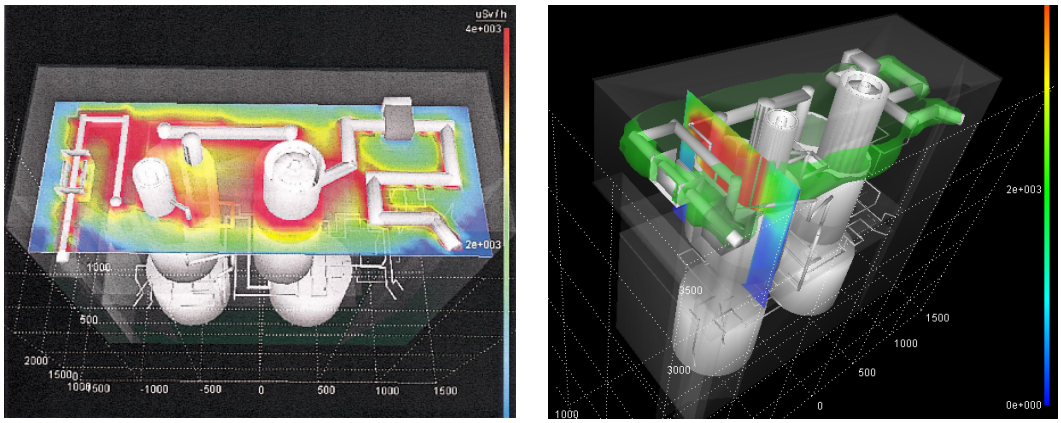


図8-9　「もんじゅ」1次主冷却系室の飽和線量率マップ[8-3)]

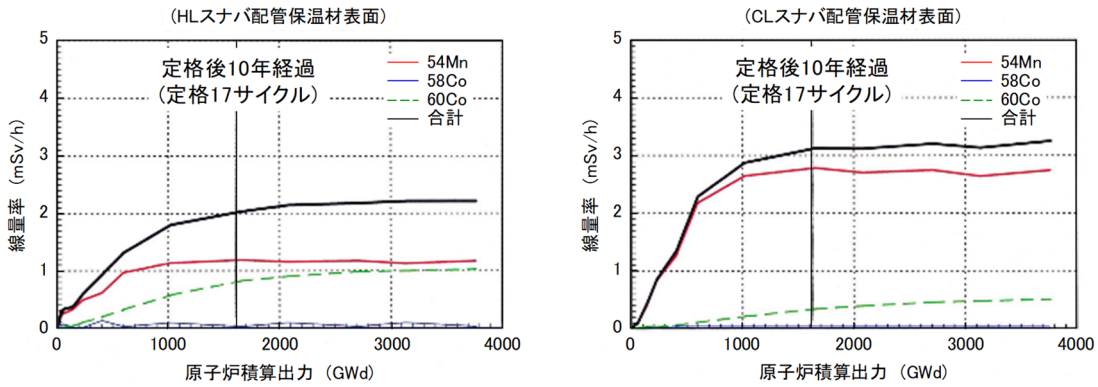


図8-10　「もんじゅ」定格運転線量率推移予測

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

(3) CP除染技術

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

(4) CP除去技術

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

—参考文献—

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

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

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

9. 構造・材料

《構造物強度確性試験装置（TTS）》

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

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

○ 汎用非線形構造解析コードを開発し、「もんじゅ」の設計に適用した。

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

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

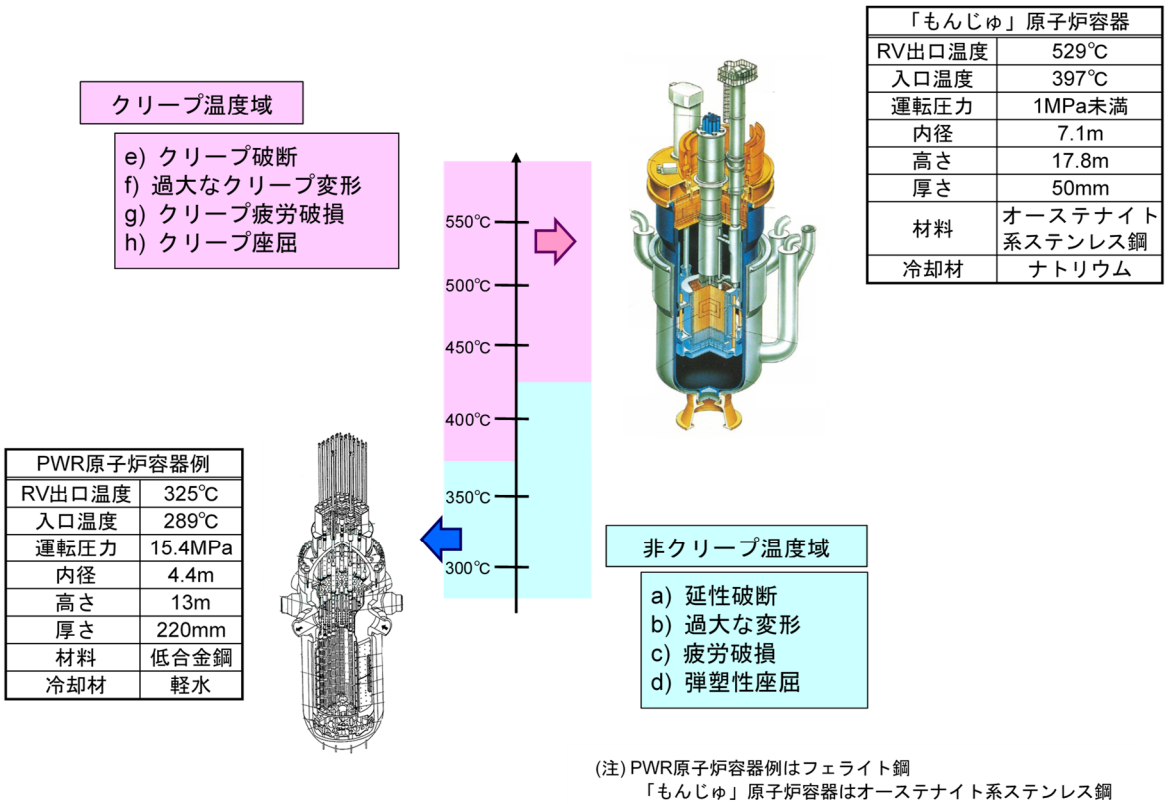
9.1 「高温構造設計方針」の策定

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

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

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

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



「もんじゅ」原子炉容器	
RV出口温度	529℃
入口温度	397℃
運転圧力	1MPa未満
内径	7.1m
高さ	17.8m
厚さ	50mm
材料	オーステナイト系ステンレス鋼
冷却材	ナトリウム

PWR原子炉容器例	
RV出口温度	325℃
入口温度	289℃
運転圧力	15.4MPa
内径	4.4m
高さ	13m
厚さ	220mm
材料	低合金鋼
冷却材	軽水

(注) PWR原子炉容器例はフェライト鋼
「もんじゅ」原子炉容器はオーステナイト系ステンレス鋼

図9-1 高速炉主要機器の構造設計の特徴

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

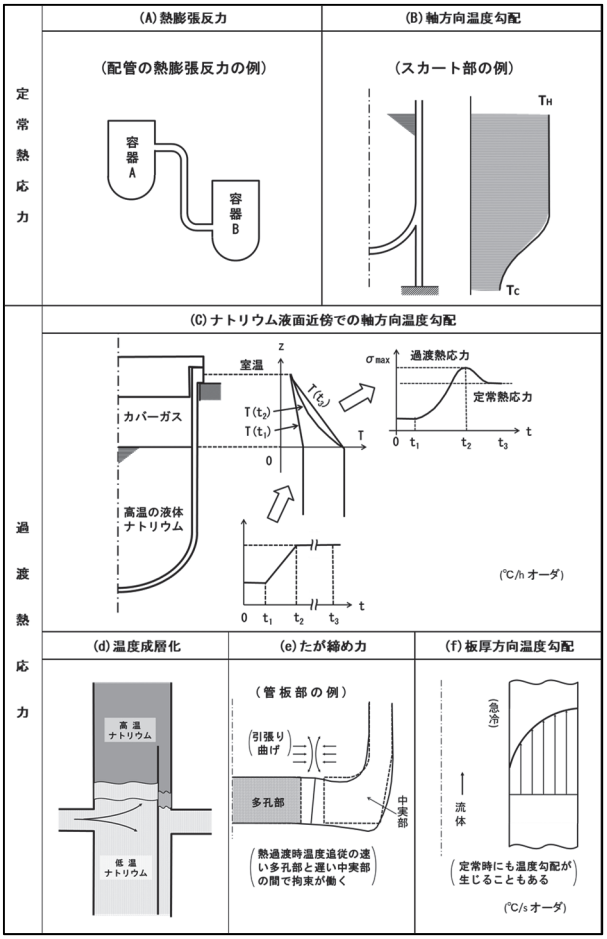
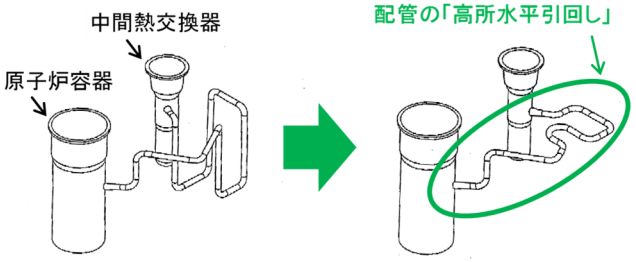


図9-2 「もんじゅ」における熱応力の代表例[9-3)]



(A) ASME Code Case N-47（先行基準）による設計

(B) 設計方針策定後

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

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

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

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

9.2　「材料強度基準等」の策定

(1) クリープ効果

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

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

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

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

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

表9-2　材料強度基準とその策定に必要な材料特性との関係一覧

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

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

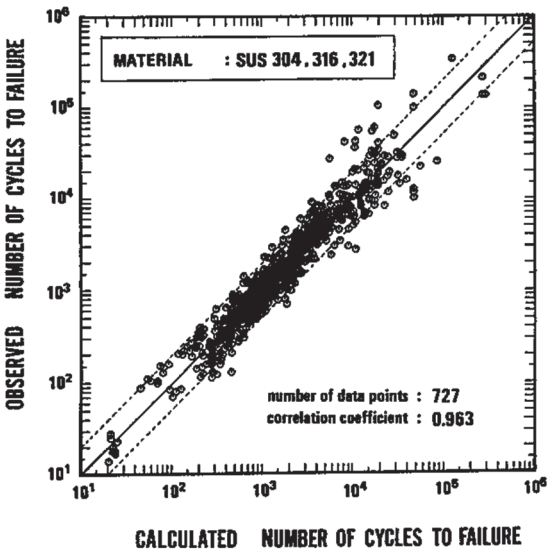


図9-4　SUS304, 316, 321の疲労寿命予測幅[9-4)]

(2) ナトリウム環境効果

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

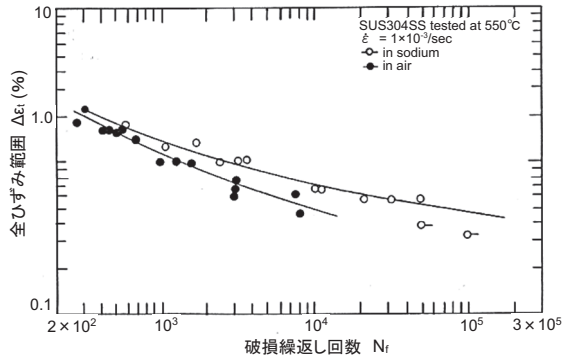


図9-5　SUS304の疲労強度に及ぼすナトリウム環境効果[9-5)]

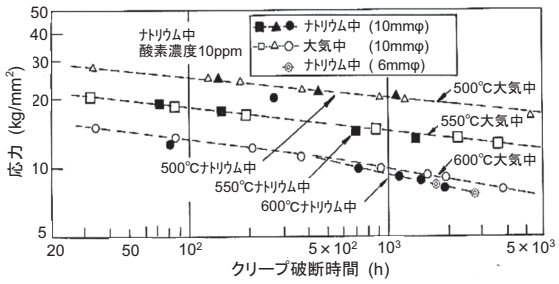


図9-6　2-1/4Cr-1Mo鋼の脱炭によるクリープ強度低下

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

(3) 中性子照射効果

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

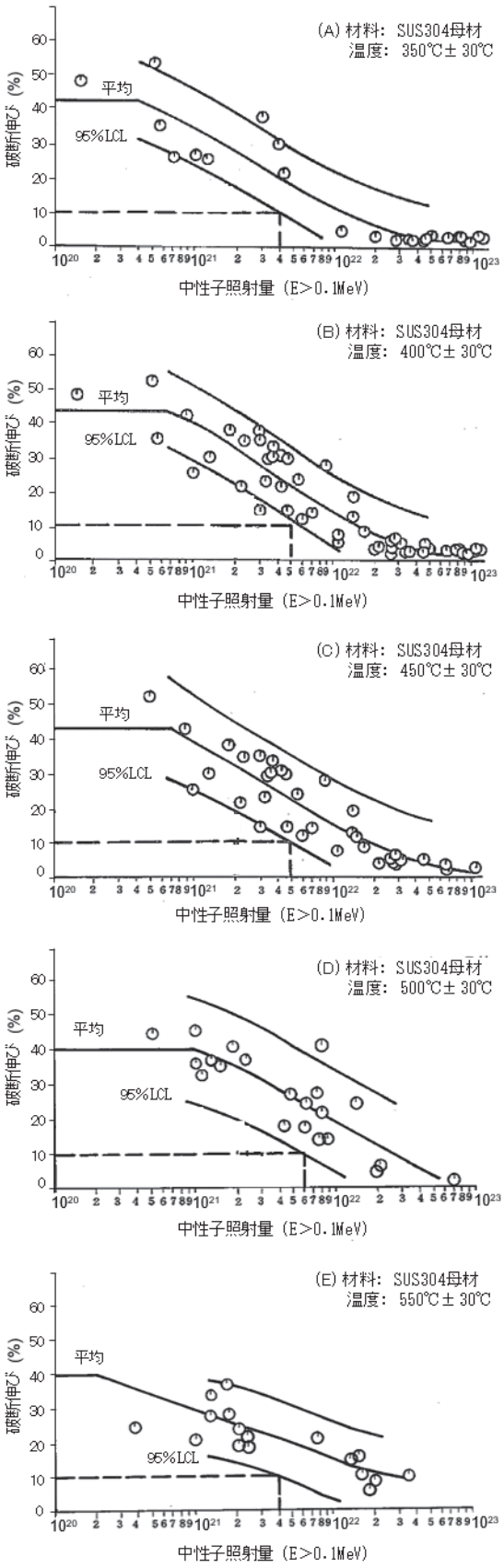


図9-7　高速中性子照射量と破断伸びの関係

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

(4) データベース

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

9.3 構造解析法の開発

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

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

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

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

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

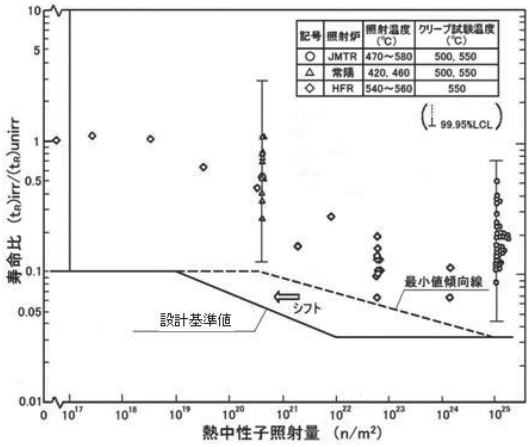


図9-8 熱中性子照射量とクリープ破断時間低下率（寿命比）の関係

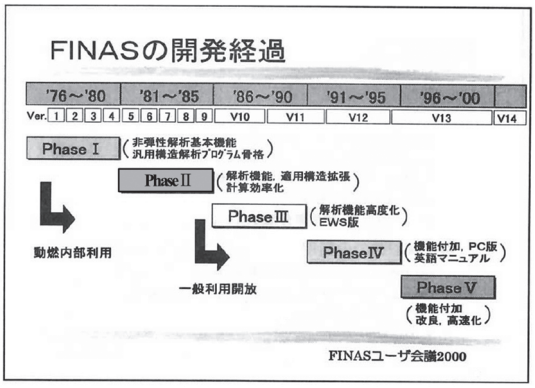


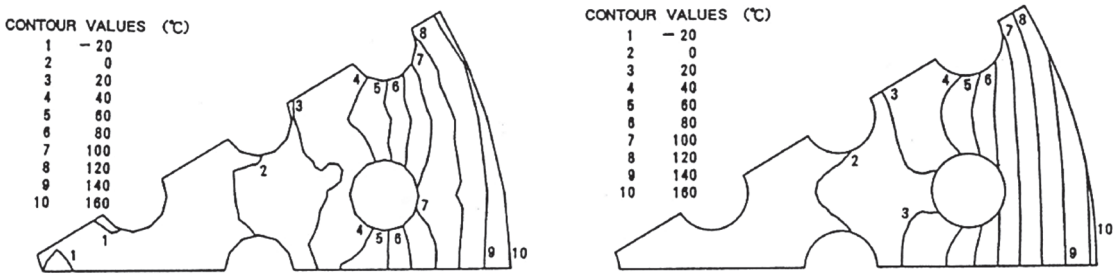
図9-9 FINASの開発経過

(1) 管板構造物の簡易2次元温度解析法

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

表9-3　FINASの解析機能（解析の種類）

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



実験による温度分布　　簡易2次元解析による温度分布

図9-10　蒸気発生器管板構造モデル試験体の管板表面温度の実験と解析の比較

(2) 軸対称容器内のスロッシング解析

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

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

9.4　構造物試験

構造物試験は以下の目的を有している。

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

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

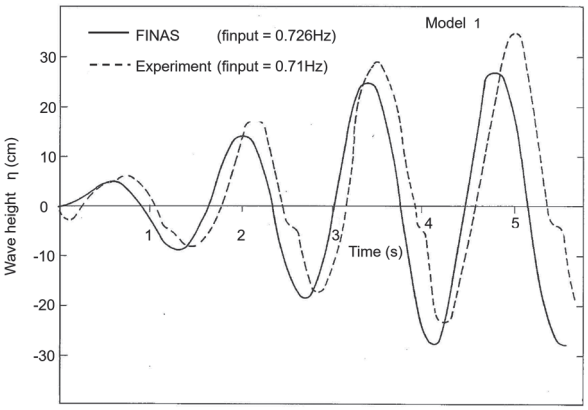


図9-11　共振正弦3波に対する波高の応答時刻歴

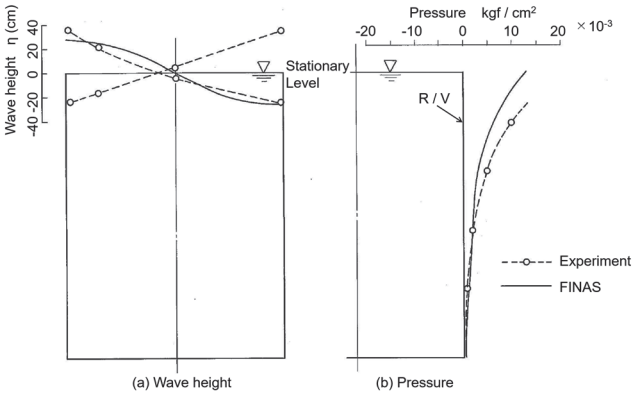


図9-12　スロッシング応答の波高プロフィールと圧力分布

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

3種類の構造物試験を以下に例示する。

(1) 1次主冷却系ホットレグ配管系の弾性追従試験

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

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

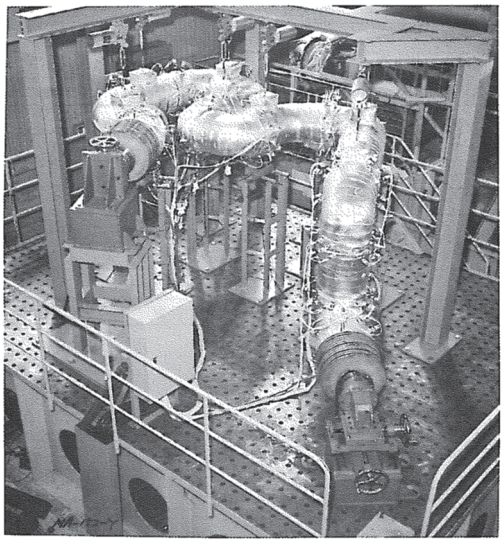


写真9-1　1次主冷却系ホットレグ配管系の弾性追従試験

(2) SUS304鋼配管溶接継手の熱疲労試験

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

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

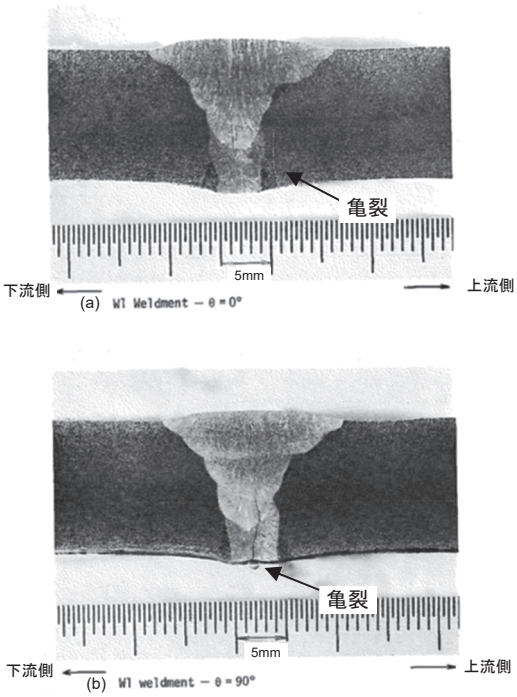


写真9-2　SUS304溶接継手の熱疲労試験後の亀裂

(3) 総合的構造物試験

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

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

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

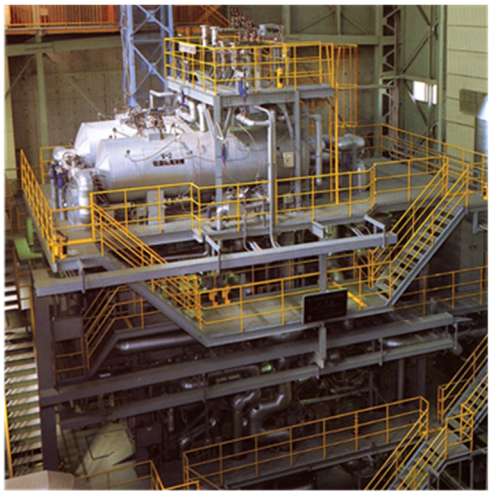


写真9-3　構造物強度確性試験装置（TTS）

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

9.5 耐震試験

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

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

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

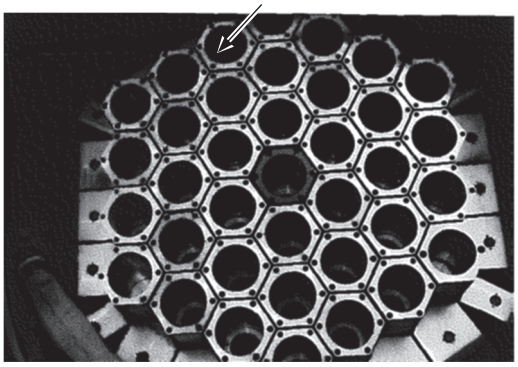


写真9-4　振動試験用水槽に装荷された37体炉心構成要素集合体群試験体

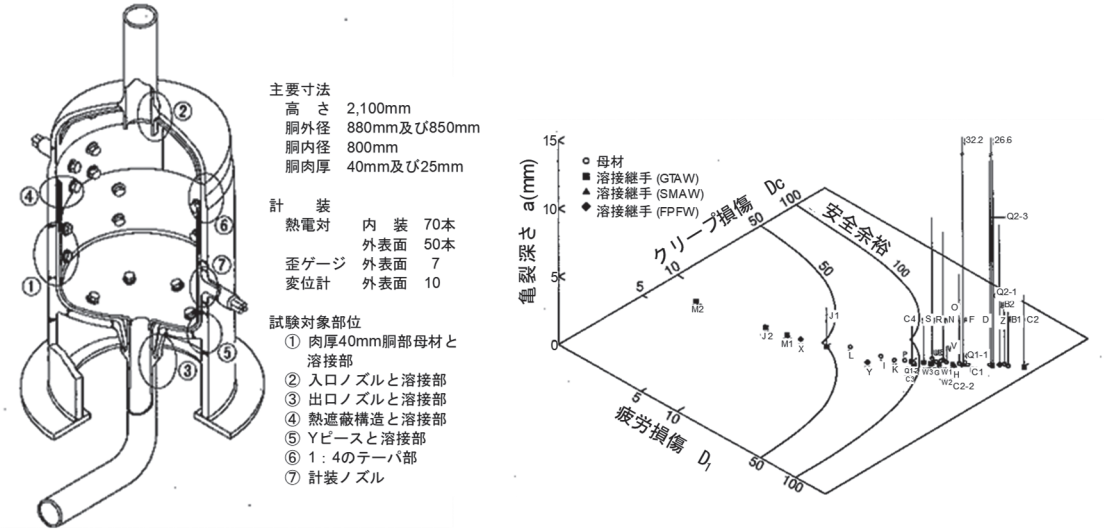


図9-13　原子炉容器の試験モデルと弾性解析に基づく評価結果（縦の線は亀裂の深さを表す）

—参考文献—

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

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

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

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

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

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

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

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

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

10. 運転・保守

《シミュレータによる運転訓練》

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

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

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

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

10.1 運転

「もんじゅ」の運転は、軽水炉と比較して以下の特徴を有している。

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

このため「もんじゅ」の試運転開始に向けて、

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

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

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

写真10-1　中央制御室運転操作（初送電）

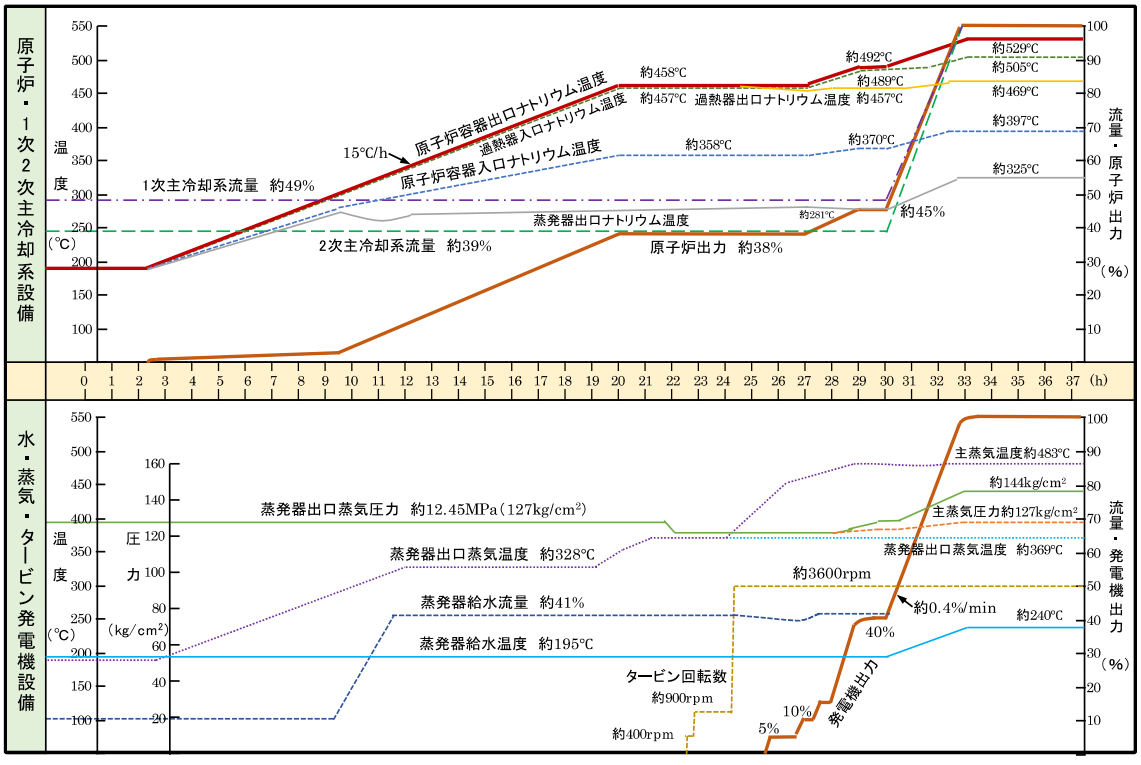


図10-1　「もんじゅ」プラント起動曲線（概略）

10.1.1 プラント運転実績[10-1)]

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

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

表10-1　「もんじゅ」運転実績一覧

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

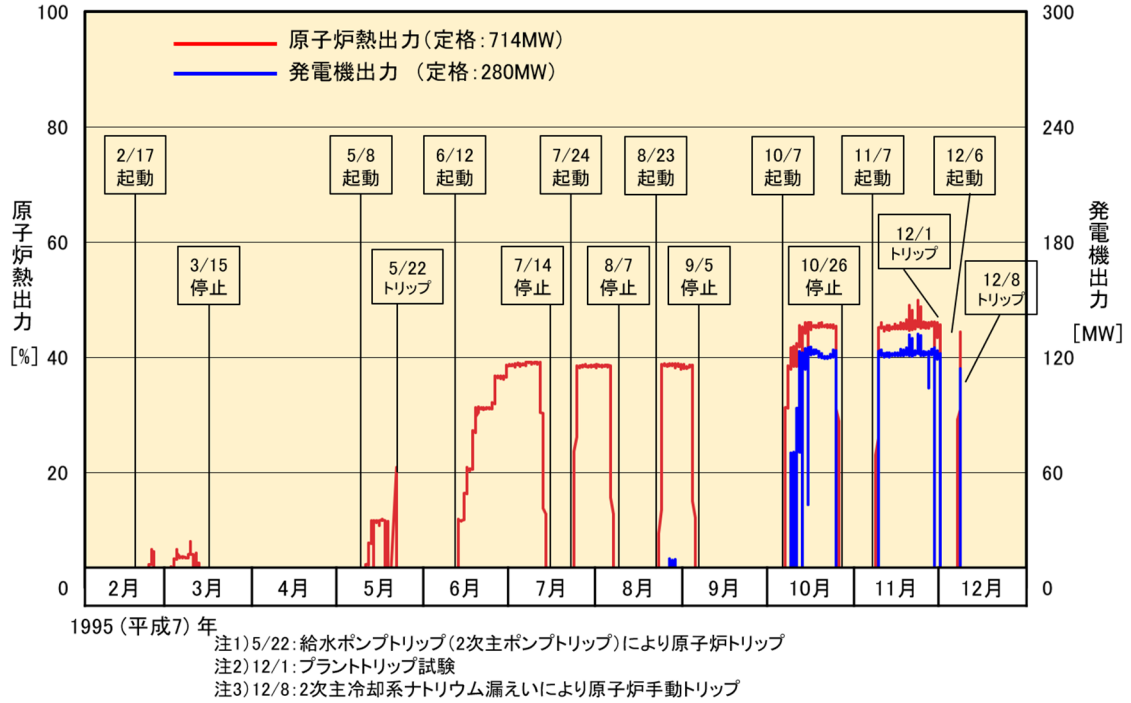


図10-2　40%出力試験時のプラント運転実績

10.1.2 運転体制の確立[10-2)]

(1) 運転体制の整備

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

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

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

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

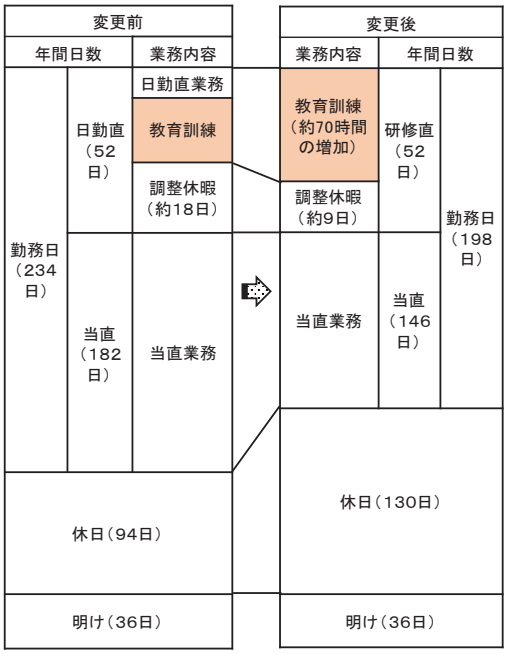
炉心確認試験も含めた運転体制の推移を**表10-2**に示す。

(2) 運転員の力量評価

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

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

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



注記）5班2交替導入により勤務日は少なくなるが、勤務時間は同じ。

図10-3　教育・訓練時間の比較

表10-2　運転体制の推移

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

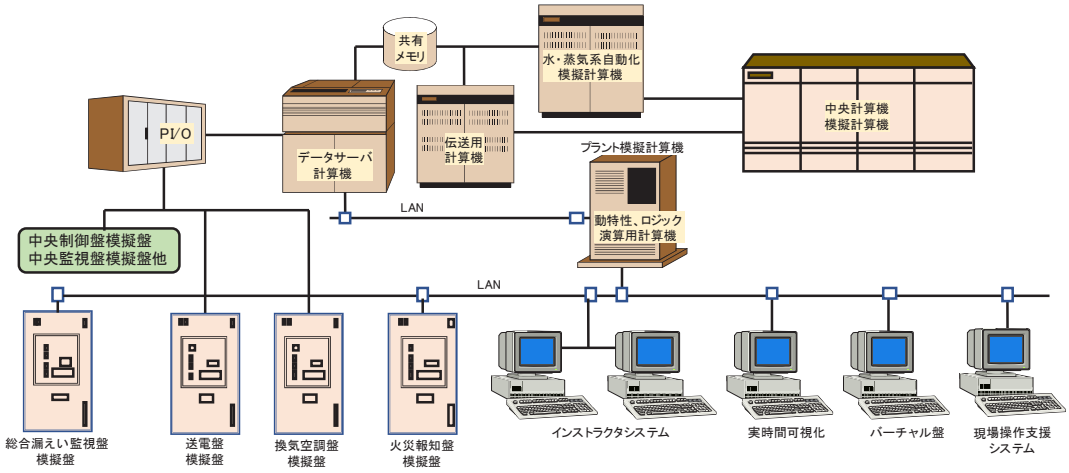


図10-4　シミュレータシステム構成図

10.1.3　シミュレータの導入[10-3), 10-4)]

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

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

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

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

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

シミュレータ訓練の様子を**写真10-2**に示す。

写真10-2　シミュレータ訓練（全交流電源喪失模擬）

10.1.4　教育・訓練体系の整備・改善[10-2)]

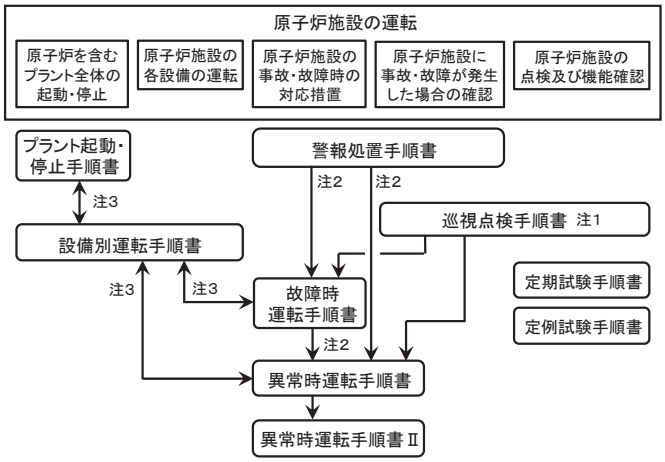
1992年より運転員に必要とされる机上教育や実技訓練などを、教育・訓練の体

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

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

表10-3　運転員教育・訓練の改善

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



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

図10-5　運転手順書全体の相互関係

さらに、新潟県中越沖地震や1F事故を踏まえて、以下の訓練を新たに導入した。

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

10.1.5　運転手順書の整備・改善[10-2)]

(1) 安全総点検を踏まえた改善

① 異常時・故障時運転手順書の改善

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

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

表10-4　異常時・故障時運転手順書の構成

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

② 徴候ベースの運転手順書の導入

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

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

(2) AMの整備と運転手順書の充実

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

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

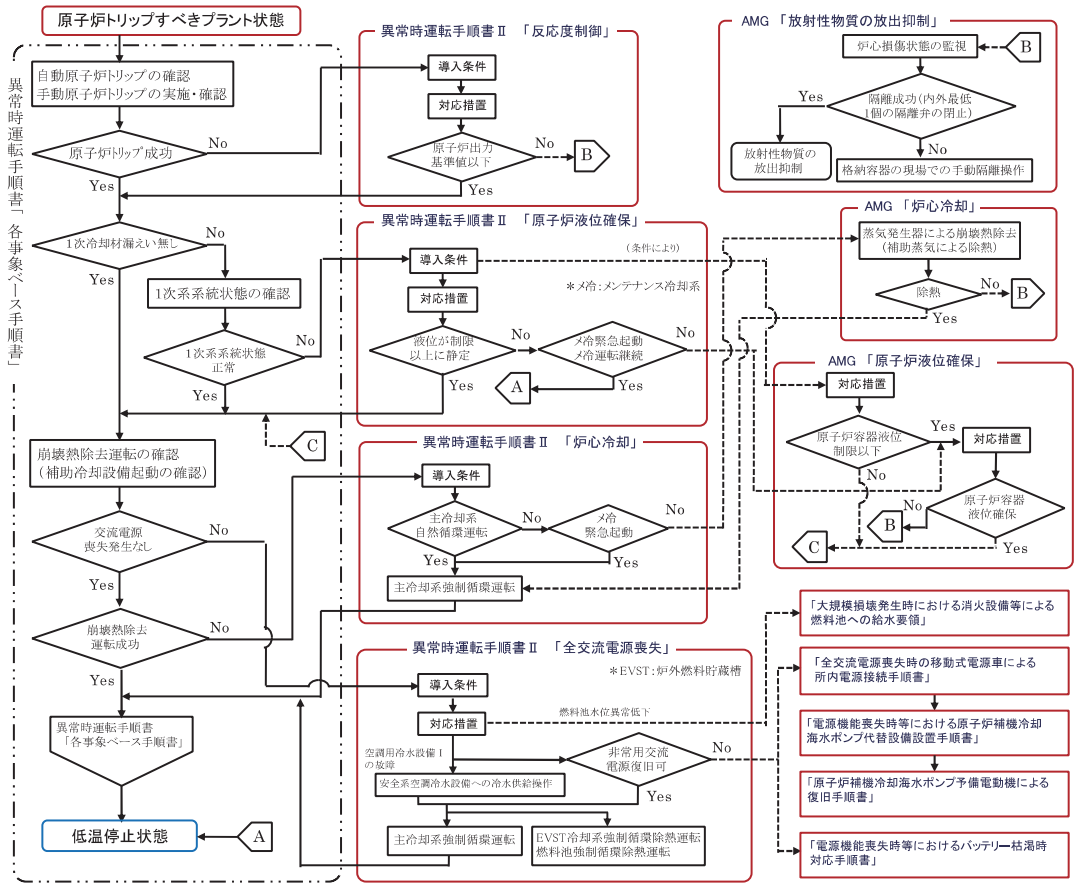


図10-6　異常時運転手順書Ⅱ全体フロー概略図

10.2 保守

10.2.1 保守管理技術の構築と課題

(1) 保全プログラム導入前の保守管理

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

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

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

(2) 「もんじゅ」の保全プログラムの策定

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

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

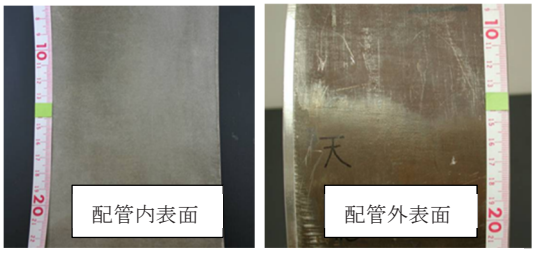


写真10-3 2次主冷却系（C）に使用したナトリウム配管（内外面ともに有意な腐食等なし）

(3) 保全プログラムに基づく保守管理

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

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

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

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

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

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

*: 地震等で長期停止を伴った場合に対する特別な措置として定める計画

(4) 保守管理上の不備の教訓

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

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

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

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

10.2.2 高速炉の保守管理の在り方検討

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

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

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

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

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

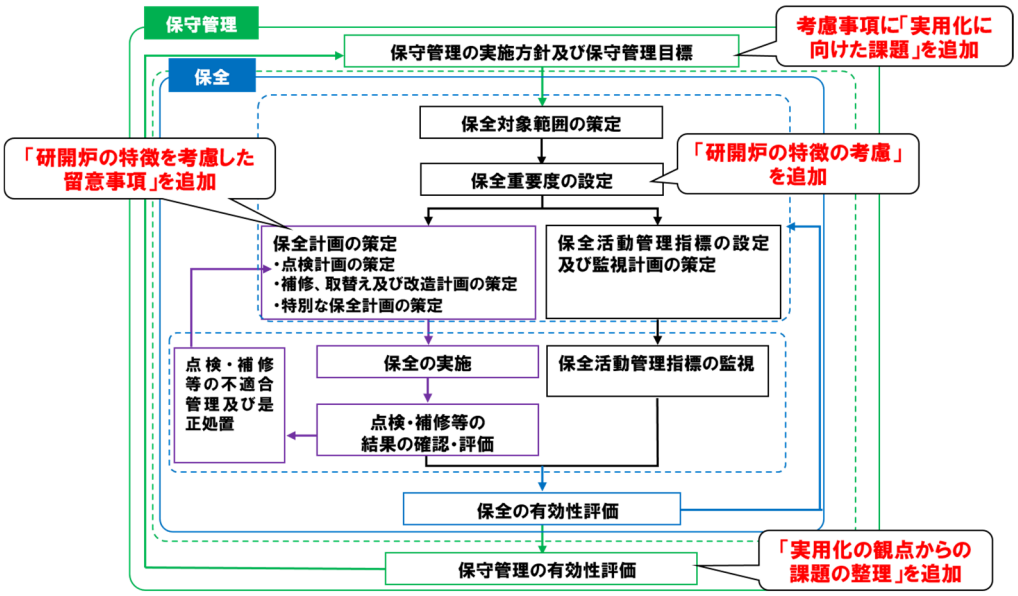


図10-7　研究開発段階の高速炉の保守管理で考慮すべき事項

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

10.2.3　定期点検工程の短縮化の取組み

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

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

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

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

10.2.4　保守・補修経験から得られた知見の例

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

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

以下に代表的な事例（表10-5には省略）の概要を述べる。

表10-5　もんじゅにおける主要な不具合事象等の一覧表

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

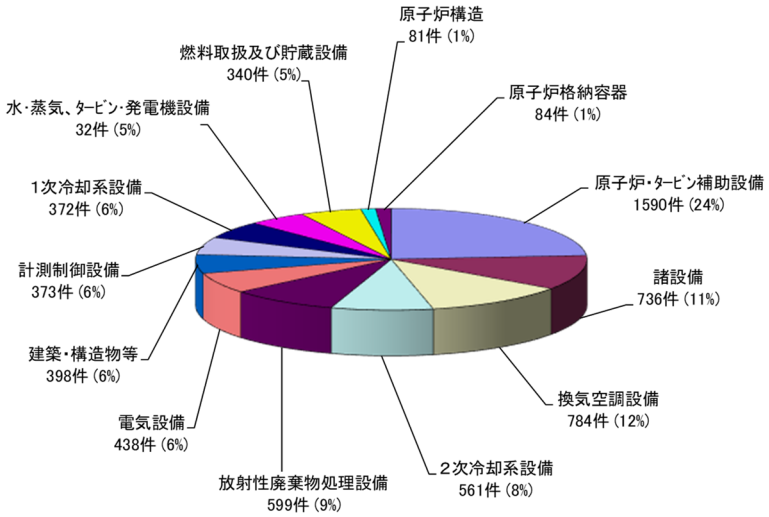


図10-8　設備別保修票の集計

(1) 微調整棒駆動機構の荷重増加事象

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

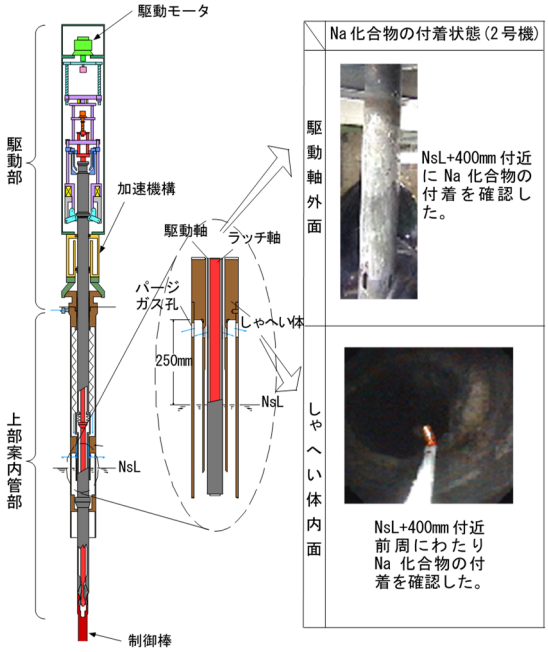


図10-9　FCRD（2号機）のナトリウム化合物付着状況

(2) 過熱器用圧力開放板（A）の損傷

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

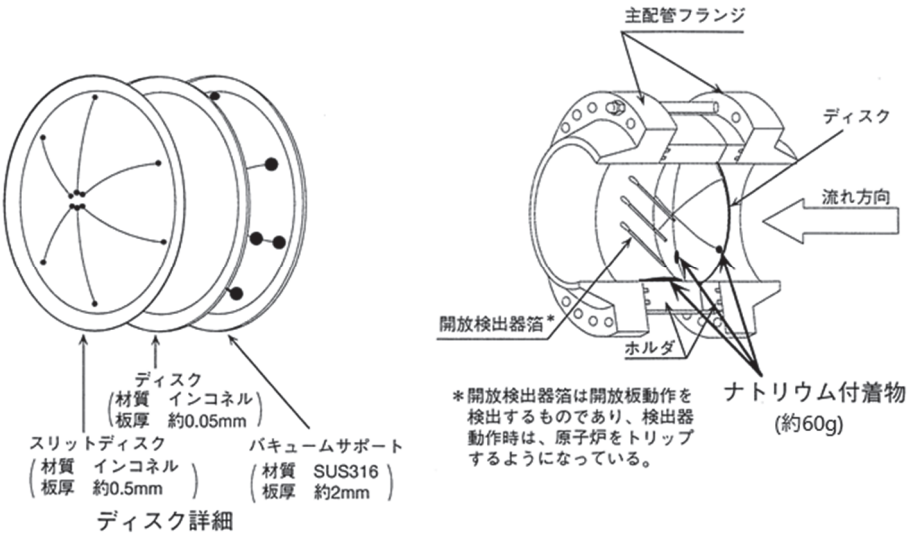


図10-10　過熱器用圧力開放板（A）のナトリウム付着状況

(3) 1次アルゴンガス系圧力損失増加事象

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

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

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

(4) CV-LRT時のSID挙動

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

(5) CV-LRT時に使用する露点検出器の長期検証試験

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

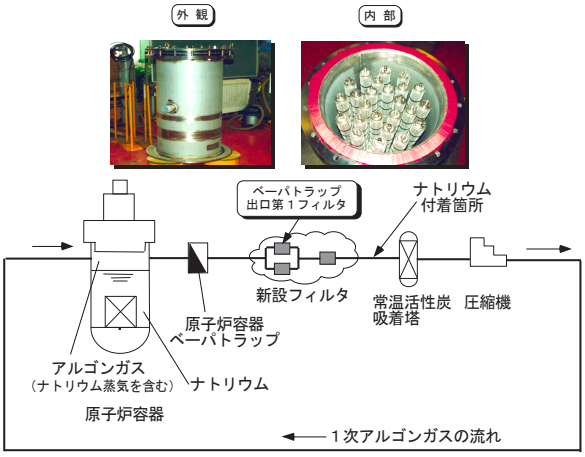


図10-11　1次アルゴンガス系圧力損失増加事象

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

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

10.2.5　ナトリウム機器の補修技術の確立

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

では、ナトリウム漏えい対策工事及びIVTMの工事で得られた知見を記載する。

(1) ナトリウム漏えい対策工事

① ナトリウム機器の補修方法

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

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

② 工事中の作業管理

a) プラバッグ内の酸素濃度管理

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

また、水分が系統内に混入すると、付着ナトリウムと反応して苛性ソーダが生成

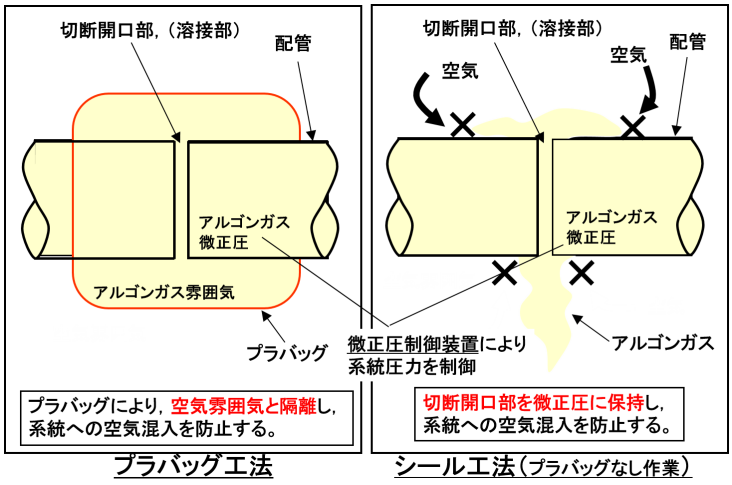
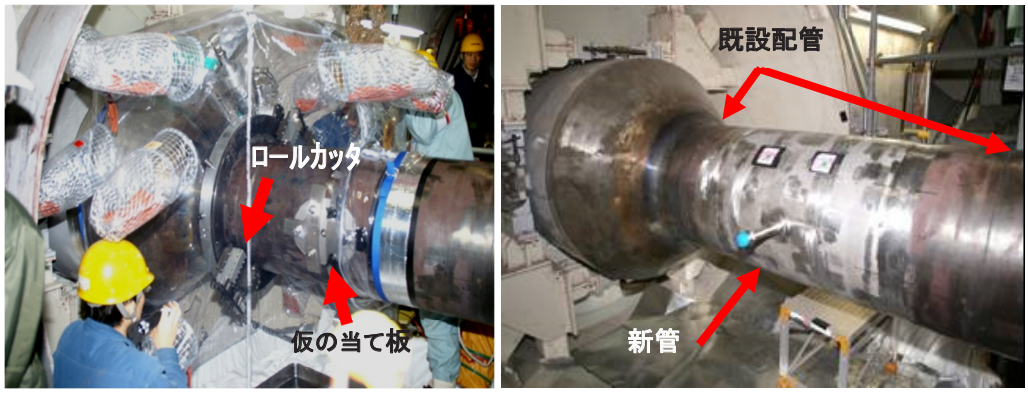


図10-12　プラバッグ工法とシール工法の概念図



既設配管切断　　新管（改良型）温度計さや付きへの交換

写真10-4　2次ナトリウム系漏えい対策工事状況

し、構造材料の腐食につながるため、プラバッグ内の湿分濃度を確認した。

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

b) カバーガス（アルゴンガス）圧力管理

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

c) 溶接作業の管理

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

③ 系統内に混入した酸素量

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

④ 撤去した配管等に付着したナトリウム量

写真10-5には、2次主冷却系配管内部のナトリウム付着状況を示す。

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

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

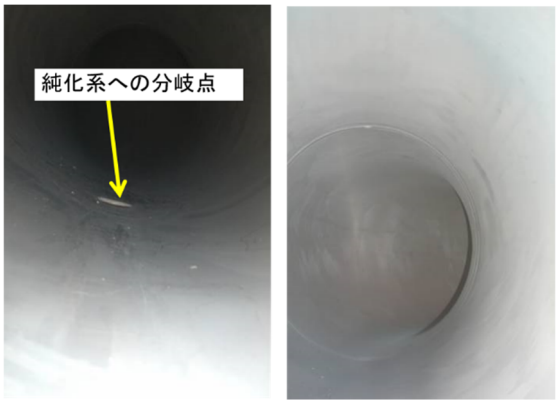


写真10-5　2次主冷却系配管(C)のナトリウム付着状況

(2) IVTMの引抜、復旧工事

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

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

これらの技術は、ナトリウム機器の補修技術として貴重であり、将来炉における保

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

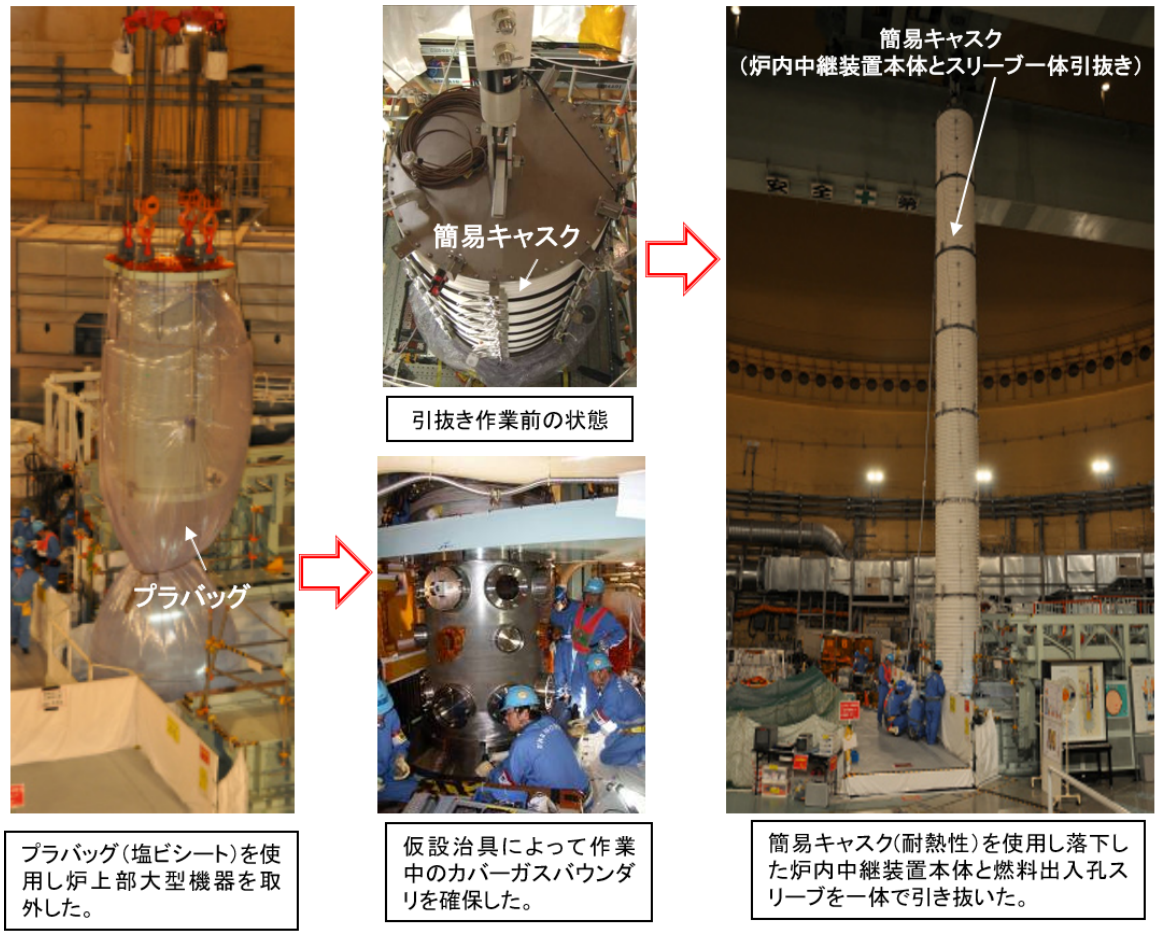


写真10-6　IVTM引抜き工事状況

—参考文献—

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

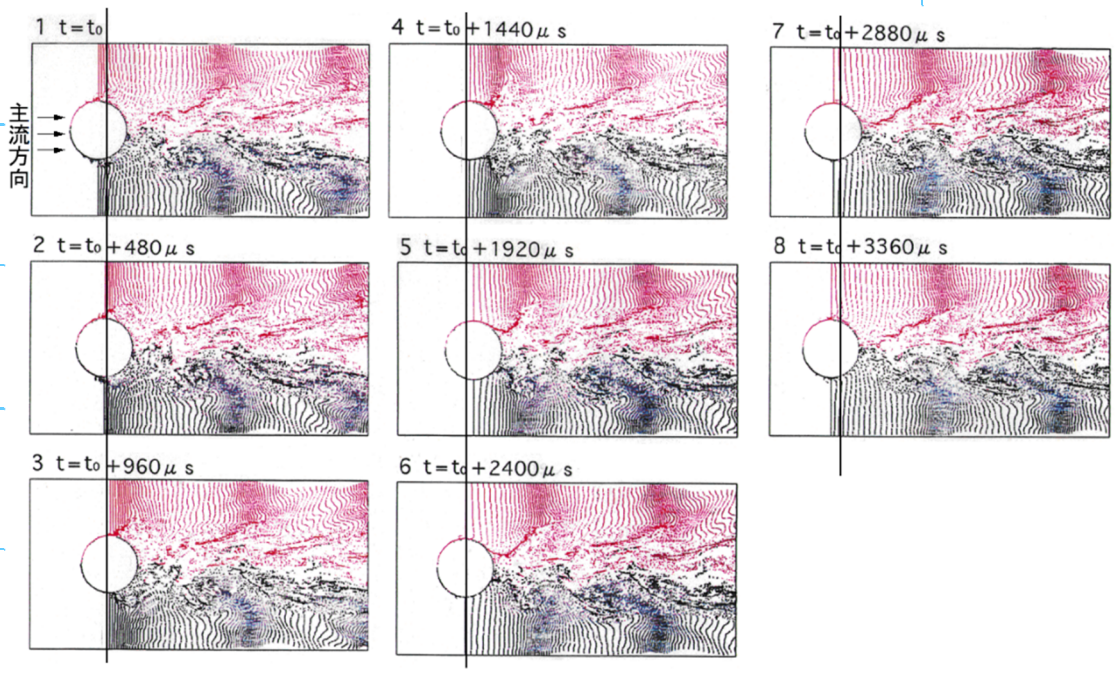
10-2) 日本原子力研究開発機構, 高速増殖原型炉もんじゅ安全性総点検に係る対処及び報告について（第5回報告の補正), 2010.

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

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

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

11. 事故・トラブル経験



《温度計さやの流力振動解析》

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

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

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

11.1 「もんじゅ」で発生した事故・トラブル

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

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

(1) 安全上重要な事故・トラブル

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

(2) 事故・トラブルの内容及び原因

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

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

(3) 事故・トラブルの発生頻度

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

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

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

表11-1　安全協定に基づいて報告した安全上重要な事故・トラブル

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

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

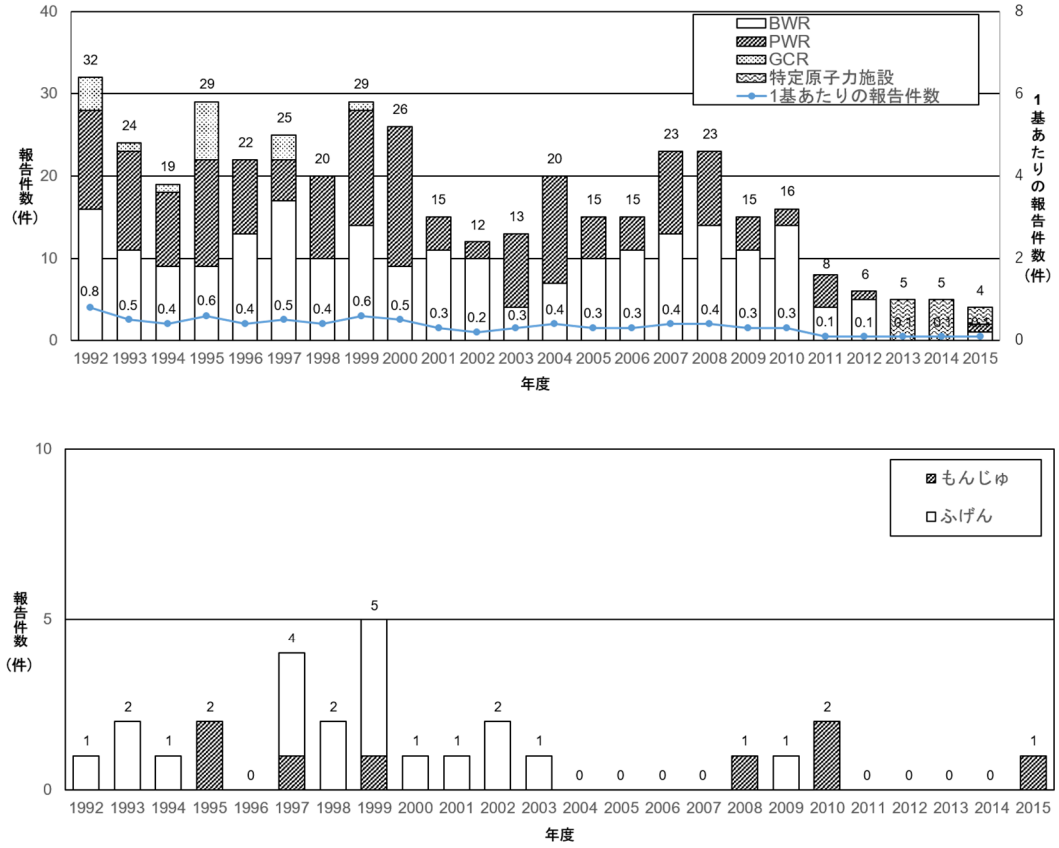


図11-1　原子力規制委員会に報告された実用発電炉と研究開発段階炉の事故故障件数

(4) 「軽微なトラブル」

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

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

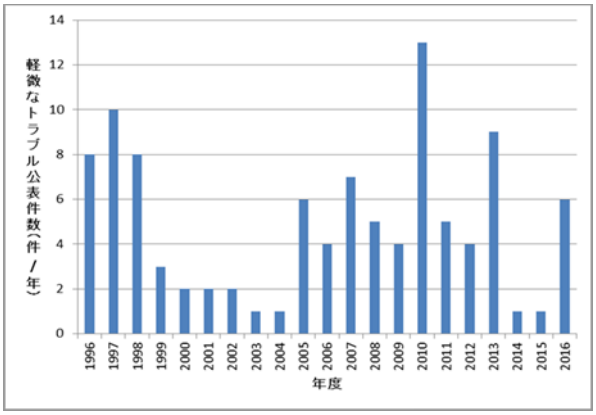


図11-2　もんじゅで発生した軽微なトラブルの件数

11.2　ナトリウム冷却型高速炉の特徴的なトラブルと得られた知見・教訓

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

(1) 2次主冷却系配管の熱変位

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

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

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

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

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

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

(2) 水・蒸気系フラッシュタンクの圧力低下

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

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

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

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

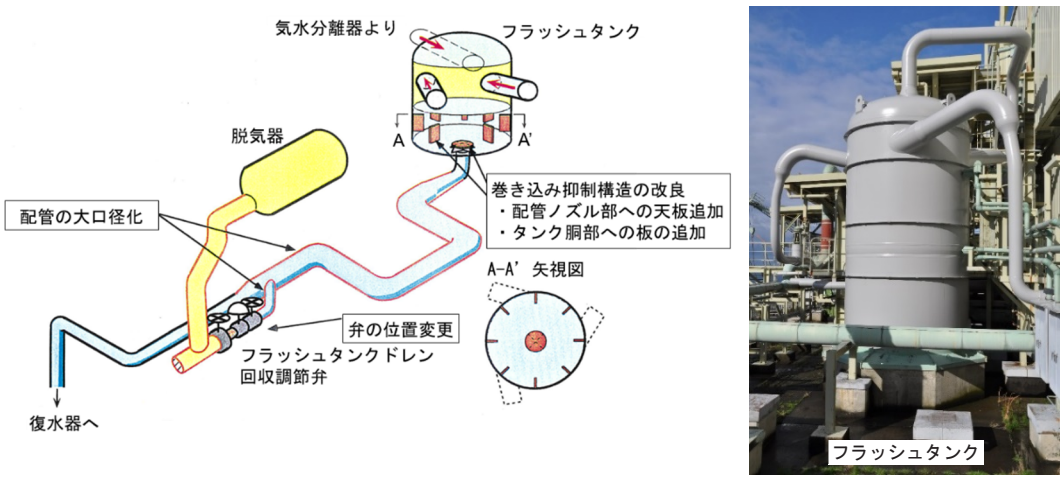


図11-3　水・蒸気系フラッシュタンク及びドレン配管（改造後）

(3) 2次主冷却系ナトリウム漏えい[11-2), 11-3)]

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

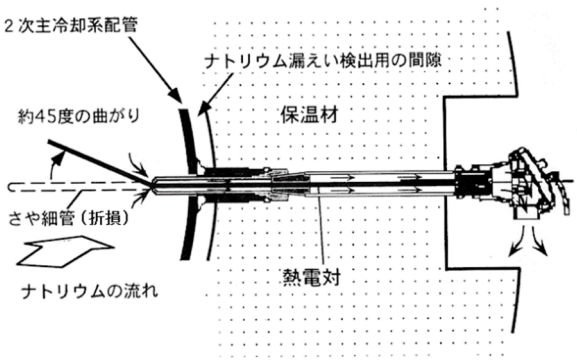


図11-4　温度計の破損状況とナトリウムの漏えい経路

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

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

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

図11-5　2次主冷却系（Cループ）配管室のナトリウム漏えい状況

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

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

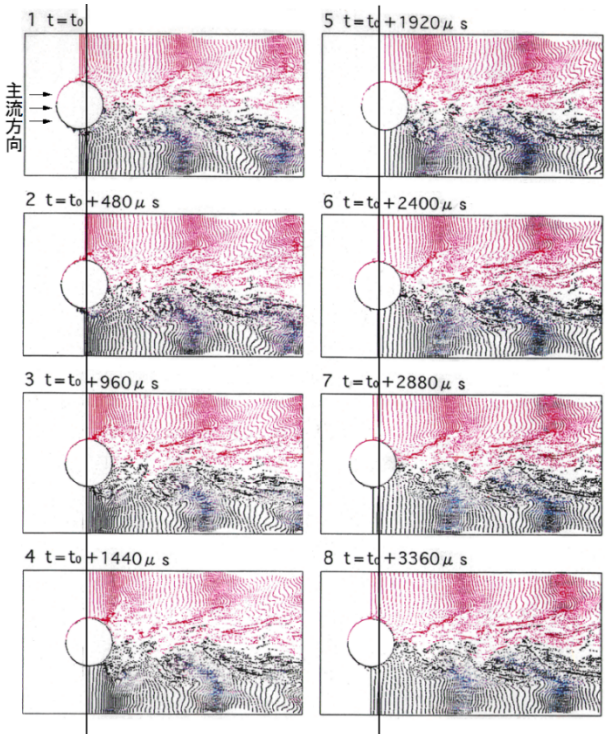
- 温度計の交換

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

- ナトリウム漏えいの早期検知

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

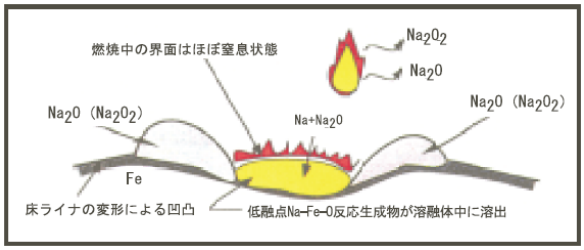
写真11-1　総合漏えい監視システム



（注）実線は円柱の中立点を示す。8枚の図は、ほぼ1周期に相当する。

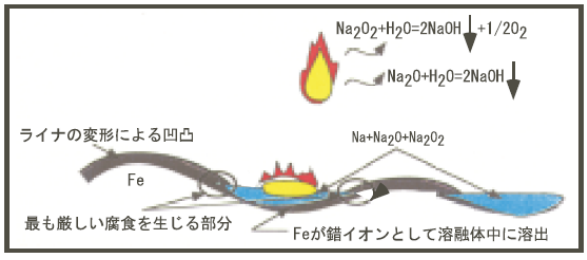
図11-6　温度計さやの両側面より対称に放出される渦の様子

《NaFe複合酸化型腐食》



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

《溶融塩型腐食》



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

図11-7　床ライナの腐食機構の概念

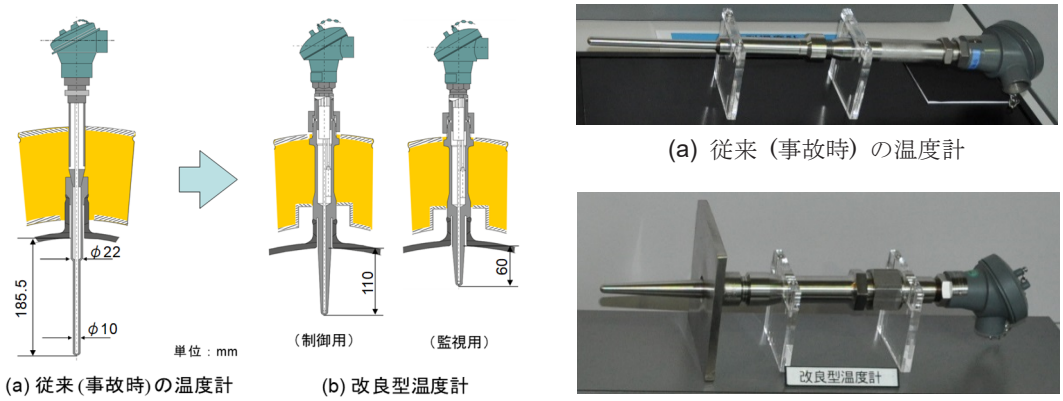
- ナトリウム漏えい量の抑制（ドレン時間の短縮）

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

- ナトリウム漏えいの影響緩和

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

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



(a) 従来（事故時）の温度計　(b) 改良型温度計

(a) 従来（事故時）の温度計

(b) 改良型温度計

図11-8　温度計の交換

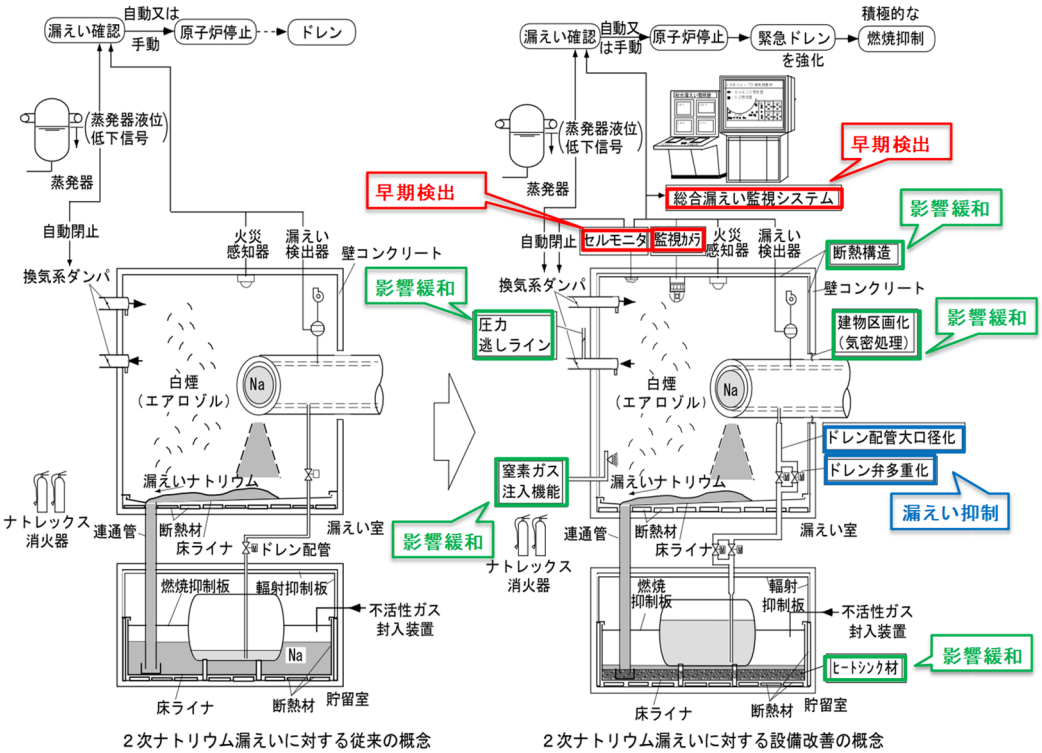


図11-9　2次主冷却系ナトリウム漏えいに対する設備改善の概要

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

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

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

(4) 燃料交換後の片付け作業中における炉内中継装置の落下[11-4)]

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

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

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

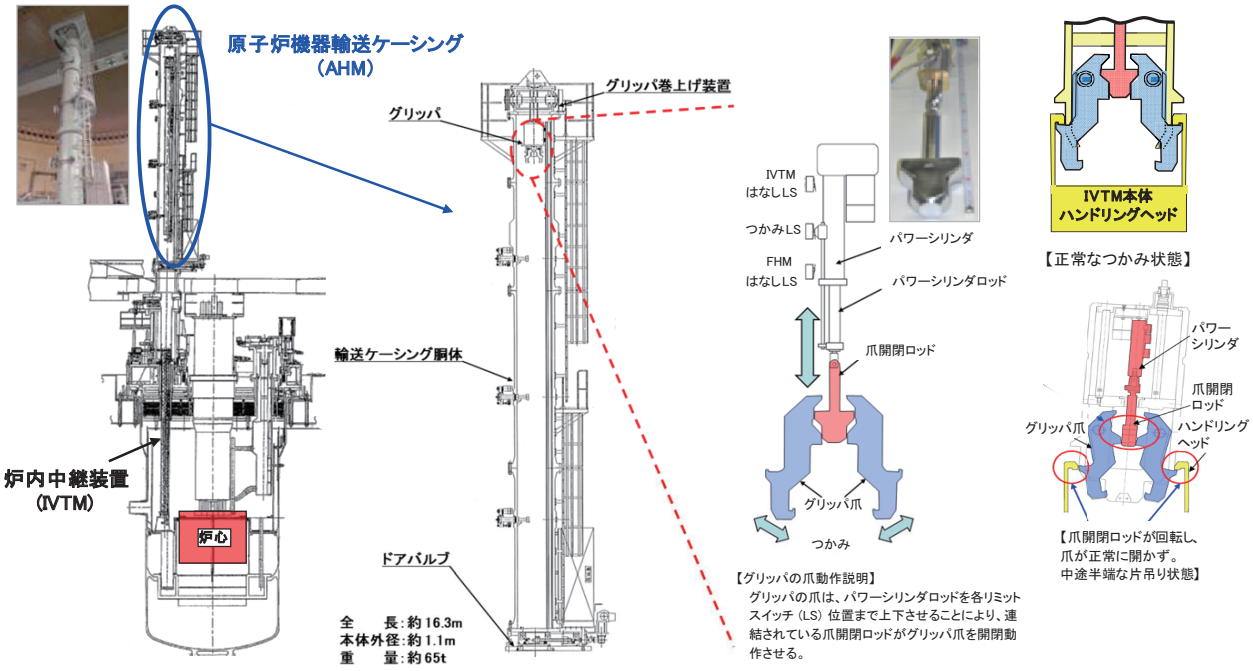


図11-10　炉内中継装置（IVTM）及び原子炉容器輸送ケーシング（AHM）の概念図

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

(5) ナトリウム漏えい検出器の誤警報事象

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

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

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

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

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

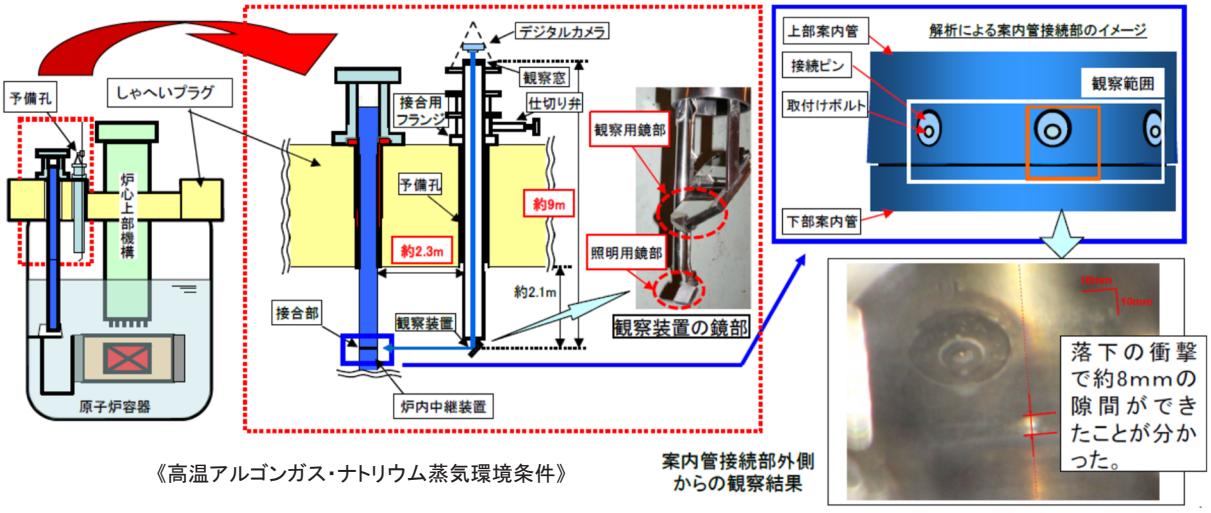


図11-11　炉内中継装置の目視観察概念図

11.3 事故・トラブルのお知らせ

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

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

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

11.4 トラブル事例集によるリスクコミュニケーション

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

表11-2 ナトリウム漏えい誤警報発報の要因と影響

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

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

写真11-2 事故・トラブル等の事例とその対応集

11. 事故・トラブル経験

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

表11-3 事故・トラブル等の対応事例件数

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

—参考文献—

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

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

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

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

おわりに ― 将来へのメッセージ ―

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

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

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

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

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

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

もんじゅ梅

0
5km
高速増殖原型炉
「もんじゅ」
敦賀半島
美浜町
敦賀市

付録

1. 基本仕様の選定

2. 「もんじゅ」のあゆみ

付録

1. 基本仕様の選定

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

付表1-1　「もんじゅ」基本仕様

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

(1) 冷却材: ナトリウム

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

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

(2) 原子炉型式: ループ型

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

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

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

(3) 熱出力: 714MW、電気出力: 280MW

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

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

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

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

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

(4) 燃料: プルトニウム・ウラン混合酸化物

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

(5) 取出燃料平均燃焼度: 約8万MWd/t

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

(6) 燃料被覆管材質: SUS316相当鋼

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

(7) 燃料被覆管最高温度: 675℃（肉厚中心）

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

(8) 冷却ループ数: 3

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

(9) 主冷却系ポンプの位置: コールドレグ設置

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

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

(10) ナトリウム系温度:

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

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

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

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

(11) 主蒸気条件: 約127kg/cm^{2}G、約483℃

原型炉1次設計において、ナトリウム冷却の利点を考慮してできるだけ高温高圧とし、既存の新鋭火力発電所の蒸気タービンをそのまま、あるいは、僅かに改良して使用できること、過熱部にフェライト鋼が使用でき、火力発電所技術が使用できること、及び燃料被覆管温度700℃の想定から、主蒸気条件を圧力169kg/cm^{2}G、温度510℃とした。

その後、もんじゅ1次設計において、原子炉出口冷却材温度の変更、炉心の詳細な熱流力設計、蒸気発生器構造材料の温度制限条件等を考慮して主蒸気条件を圧力127kg/cm^{2}G、温度483℃に変更した。

(12) 蒸気発生器型式: ヘリカルコイル型式分離型

伝熱管型式としては、構造は複雑となるが、伝熱性能が良く、熱膨張を吸収し易く、コンパクトであってかつ大型化が容易であることなどから、ヘリカルコイル型式を選定した。

蒸発器と過熱器を一体型とするか、分離型とするかについては、前者が物量的に有利となるが、一体型では水側の流動不安定現象が懸念されること、過熱器側で必要な高温強度と蒸発器側で必要な耐応力腐食性の両方を満足する材料は、設計当時は開発途上であったこと、海外先行プラントでは分離型を採用していることなどを踏まえ、分離型を採用した。

(13) 蒸気発生器の配置: 集合型配置

ループ型炉では、1次冷却系各ループの形状と配置はループ間で同一であることが望ましく、原子炉を中心に放射線状に同一形状で配置されるのが一般的である。一方、タービン発電機は縦長一軸で、通常の火力発電所では矩形縦長のタービン室内に蒸気系、復水・給水系の機器、配管等を集めて配置する（集合型配置）。

「もんじゅ」では、火力発電所の集合型配置を採用し、タービン建物に隣接して3ループの蒸気発生器を集合型に配置することとした。この場合、2次主冷却系配管長がループ間で異なることとなるが、圧力損失調整機構を設けて系統圧力損失をループ間でほぼ同じになるように設計した。

(14) 燃料交換方式: 単回転プラグ・固定アーム式

炉心燃料集合体をはじめとする炉心構成要素の交換方式としては、大別してホットセルプラグ取外し方式とプラグ下操作方式の2つの方式を検討した。

ホットセルプラグ取外し方式は、不活性ガス雰囲気のホットセル中にしゃへいプラグを引上げ、窓から機器を目視しながら

燃料交換する方式である。この方針では、ナトリウム蒸気の蒸着の問題が避けられず、不活性雰囲気中での作業等の技術的困難が多く、大規模かつ長期間の開発が必要とされた。

プラグ下操作方式は、「常陽」の経験を活かし、かつ比較的小規模の研究開発で開発が可能と考えられた。「常陽」で採用されている2重回転プラグ方式や単回転プラグ・固定（可変）アーム方式などが考えられるが、実用炉へのスケールアップが容易で、外挿性も有していることから単回転プラグ方式を採用した。

(15) 燃料交換間隔: 約6ヶ月

燃料交換間隔は、軽水炉での経験も踏まえて実用炉では1年程度を目標とするが、原型炉級では燃焼用余剰反応度、制御棒本数、集合体間の出力変化、取出燃焼度、燃料交換バッチ数などの設計上の自由度を増やし、バランスを取りやすくする観点から約6ヶ月とした。

(16) 崩壊熱除去方式: 2次主冷却系分岐方式

運転停止中の崩壊熱除去方式としては、炉心に近いところから除熱する方が、最終ヒートシンクまでの関連機器が削減でき、信頼度が高いことから、当初は原子炉格納容器内の中間熱交換器に除熱コイルを内蔵するPRACS（Primary Reactor Auxiliary Cooling System）方式を検討した。しかしながら、中間熱交換器の簡素化、製作性、1次冷却材の局所熱流動に係る課題等の理由によりPRACS方式を断念し、1978年の製作準備設計において、空気による冷却器（補助冷却設備）を2次主冷却系から分岐して蒸気発生器と並列に設置するIRACS（Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System）方式に変更した。

(17) 配管破損時の冷却材確保方策: 高所配管引回しとガードベッセル方式

万一冷却材漏えい事故が発生しても、炉心の冷却に必要な冷却材レベルを確保する方策として、概念設計では、1次主冷却系配管に「常陽」と同じ二重管方式を採用したが、二重管は構造が複雑になり、製作性、検査性等に問題があること、及び構造設計方針の進展により配管引回しが可能になったことから、1972年のもんじゅ3次設計において、一重管構造の高所水平配管引回しとガードベッセル方式、すなわち、低いレベルに設置する原子炉容器等の機器及び接続配管には外側容器、すなわちガードベッセルを設置し、その他の配管等については高所引回しする方法を採用することとした。

付録

2. 「もんじゅ」のあゆみ

付表2-1 「もんじゅ」のあゆみ (1/4)

年	月	「もんじゅ」・法人	国・自治体・他
1956 (S31)	1		原子力委員会発足
	5		科学技術庁発足
1962 (S37)	8		動力炉開発専門部会設置（FBR開発の基本事項を検討）
1964 (S39)	8		第3回原子力平和利用国際会議（ジュネーブ会議）
1966 (S41)	5		原子力委:「動力炉開発の基本方針について」内定（FBRを国のプロジェクトとする）
1967 (S42)	10	動力炉・核燃料開発事業団設立	
1968 (S43)	3		政府、動燃の動力炉開発業務基本方針を決定（FBR実用炉をS60年代初期、50%を民間出資）
	4		政府、動力炉開発の第1次基本計画決定（原型炉：MOX、20～30万kW、Na冷却、S51頃臨界）
	9	原型炉予備設計5社の発注	
1970 (S45)	3	実験炉建設開始	
	4	原型炉を「もんじゅ」、実験炉を「常陽」と命名	
		動燃、建設候補地として敦賀市白木を選定	
1971 (S46)	7	英AEAと共同で「もんじゅ」実規模炉心実験(MOZART) 契約	
		「もんじゅ」用50MW蒸気発生器試験施設建設契約	
1972 (S47)	6		原子力開発利用長期計画策定（FBRは原子力発電の主流）
1975 (S50)	7		白木地区からの「もんじゅ」建設促進陳情・敦賀市議会 採択
	8		新型動力炉開発専門部会「もんじゅ」チェック&レビュー（「C&R」）開始
1976 (S51)	5	福井県に事前調査許可申請を提出	
	6		福井県: 建設予定地の事前調査許可
	8		新型動力炉開発専門部会: 原子力委へC&R報告書を提出（FBR原型炉計画は妥当）
1977 (S52)	4	「常陽」: 初臨界	
1978 (S53)	8	環境影響調査書を国、県に提出	
	10		新原子力委員会、原子力安全委員会発足
	11	環境影響調査書の地元説明会を実施	
1979 (S54)	2	自然公園法に基づく審査開始（自然環境調査報告書を県に提出）	
1980 (S55)	2		電力9社、電源開発、原電と「もんじゅ」建設協力協定締結
	4		高速炉エンジニアリング（「FBEC」）発足
			通産省、環境審査実質終了
	11		原子力安全委: 高速増殖炉の安全性評価の考え方を制定
	12		福井県、安全審査開始を了承
		原子炉設置許可申請書を提出	
1982 (S57)	2		「もんじゅ」安全性に関する地元説明会（行政庁審査結果）
	3		科技庁:「もんじゅ」建設を地元に要請（5月県知事建設同意）
	5		「もんじゅ」立地・建設を閣議了解
	7		安全委: 第2次公開ヒアリング開催
		Pu燃第三開発室建設工事開始	

付表2-1　「もんじゅ」のあゆみ (2/4)

年	月	もんじゅ・法人	国・自治体・他
1983 (S58)	1	建設準備（海岸道路）工事に着手	
	2	動燃/敦賀市漁協　漁業補償協定調印	
	3		白木トンネル工事着手 (～S60.3.20開通)
	4		原子力安全委、安全審査結果を内閣総理大臣に答申
	5		内閣総理大臣：原子炉設置許可
		建設工事等に伴う周辺環境の安全確保等に関する協定調印	
	8	もんじゅ隧道工事着手（～S60.3.20開通）	
1984 (S59)	1	機器設備第1回契約4社と締結	
	11	防波護岸工事完成	
	12	第1回設工認申請（科技庁）	
1985 (S60)	9	建設工事に係る自然公園法許可申請	
			設置許可無効確認と建設差し止め提訴
	10	県に建築確認申請	
		本格建設着工	
		「もんじゅ」起工式、「高速増殖炉もんじゅ建設所」に名称変更	
		基礎掘削開始（S61.4.30工事完了）	
	11	建築建物（原子炉建物、補助建物）契約締結	
1986 (S61)	7	CV建方開始（立柱式）(～S62.4.27建方完了)	
1987 (S62)	10	荷揚岸壁工事完了	
1989 (H元)	10	運転準備室発足	
		初装荷燃料製造開始（東海）	
1990 (H2)	4	275kV受電開始	
	7	現地従事者ピーク：3761人	
	10	総合管理棟完成（11/4移転）	
1991 (H3)	3	Na現地受け入れ開始	
		運転訓練シミュレーター完成	
		機器据付完了	
	5	総合機能試験（SKS）開始	
	7	2次系へNa移送開始	
	8	1次系へNa移送開始	
1992 (H4)	7	第1回炉心燃料輸送サイト着	
	12	CV全体漏えい率試験合格	
		性能試験（プラント特性予備試験）開始	
1993 (H5)	6	プラント特性予備試験終了	
	10	臨界試験開始	
		内側炉心燃料装荷開始、保安規定運用開始	
1994 (H6)	1	外側炉心燃料装荷開始	
	4	初臨界達成	
	5	初装荷炉心構成完了、臨界試験終了	
		炉物理試験開始（～11/15）	
1995 (H7)	2	起動試験（核加熱）開始、原子炉起動	
	5	原子炉出力10%到達	
		原子炉出力20%到達	
	6	原子炉出力30%到達	
		原子炉出力40%到達	
	8	初併入、出力試験開始	
	12	プラントトリップ時特性評価試験	
		2次系Na漏えい事故	
		科技庁に事故報告書第1報提出	
		県、市等へ異常時発生報告書（第1報）提出	

付録

付表2-1　「もんじゅ」のあゆみ（3/4）

年	月	もんじゅ・法人	国・自治体・他
1996 (H8)	1		3県知事要望書提出
	2	温度計の切出し作業終了	
	3	ISI校正建物完成	
	4	温度計さやの破損した細管部を回収	
	5		科技庁: 原因調査の中間報告書とりまとめ
	9	事故現場（配管室）一般見学開始	
	10		科技庁:「もんじゅ安全性総点検チーム」設置
	12	「もんじゅ」の安全性総点検開始	
1997 (H9)	1	WANO正式加盟	
	2		科技庁: 原因究明結果報告書
			第1回高速増殖炉懇談会開催（～11/28）
	3		科技庁: Na漏えい事故をINES「レベル1」と決定
	7		国:「もんじゅ」に1年間運転停止命令
	9	「もんじゅ」安全総点検実施状況とりまとめ	
	11		高速増殖炉懇談会:「FBR研究開発の在り方」を原子力委に提出
1998 (H10)	3		科技庁:「もんじゅ」安全性総点検結果公表
	5	国際技術センター研究棟建設着工（白木）	
	10	核燃料サイクル開発機構発足	
			原子力安全委:「もんじゅ安全性確認WG」設置
1999 (H11)	5	第1回敦賀国際エネルギーフォーラム開催	
	10	国際技術センター情報棟（MCスクエア）開設（白木）	
2000 (H12)	3		福井地裁: 行政・民事訴訟について、原告の請求を棄却（3月24日原告控訴）
	8		「もんじゅ安全性確認WG」:「もんじゅ」事故の原因究明と再発防止対策について調査報告案を公表
	12	県、市へ、Na漏えい対策等に係る工事計画の事前了解願提出	
2001 (H13)	1		文部科学省発足、経産省原子力安全・保安院発足
	6	アクアトムの開設（敦賀）	福井県、敦賀市: Na漏えい対策工事計画の設置変更許可申請を了承
		原子炉設置変更許可申請（第4回: Na漏えい対策等）	
		保安院へ安全性総点検に関する対応計画及び対応状況を報告	
	7		福井県:「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」設置
2002 (H14)	12		経産省: 原子炉設置変更許可（第4回: Na漏えい対策等）
		経産省へ設工認変更（Na漏えい対策等）申請	
2003 (H15)	1		名古屋高裁金沢支部: 行政訴訟審で設置許可無効判決
			国: 上告受理申立書を最高裁に提出
	11		「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」報告書、知事へ報告
			福井県知事:「もんじゅ」の安全確保等に関する要請
2004 (H16)	1		経産省: 設工認変更（Na漏えい対策等）認可
	5		第1回福井県エネルギー研究開発拠点化計画策定委員会
	11	「もんじゅ」見学者8万人	
	12		最高裁: 国の「上告受理申し立て」を受理

付表2-1　「もんじゅ」のあゆみ（4/4）

年	月	もんじゅ・法人	国・自治体・他
2005 (H17)	2	福井県知事へ「もんじゅの安全確保等に関する対応について」を提出	
			福井県、敦賀市:「Na漏えい対策工事等に係る工事計画の事前了解願いについて」了解
	3	Na漏えい対策等工事　準備工事開始	
	5		最高裁: 行政訴訟での高裁判決を破棄。（国が勝訴）
	9	Na漏えい対策等工事開始（本体工事開始）	
	10	日本原子力研究開発機構発足	
	11		保安院: 第1回「もんじゅ安全性確認検討会」（～第28回H23.2.25）
2006 (H18)	10	原子炉設置変更許可申請（第5回: 初装荷燃料変更等）	
	12	工事確認試験開始（～8/30）	
2007 (H19)	6	2次系Cループ（事故ループ）Na充填	
	7		新潟県中越沖地震
	8	プラント確認試験開始	
2008 (H20)	2		経産省: 原子炉設置変更許可（第5回: 初装荷燃料変更等）
2009 (H21)	7	燃料交換（燃料84体）終了	
	8	性能試験前準備・点検開始（～1/31）	
2010 (H22)	2		原子力安全委: 安全性総点検評価（保安院）を了承
		福井県、敦賀市へ安全協定に基づく「性能試験再開協議の申し入れ」	
	3		「もんじゅ関連協議会」（文科大臣、経産大臣、福井県知事）
	4		福井県、敦賀市:「性能試験再開の了承」（理事長受領）
	5	性能試験再開（炉心確認試験開始～7/22）	
	8	炉内中継装置（IVTM）落下	
	11	炉内観察装置によるIVTM接続部の観察	
2011 (H23)	2	水・蒸気系設備機能確認試験開始	
	3		東日本大震災、東電福島第一原子力発電所事故
	6	IVTM引抜作業開始～完了（6/24）	
	10	SG通水前までの試験終了、水・蒸気系を保管状態に移行	
2012 (H24)	8	IVTM落下に係る復旧工事終了	
	9		原子力規制委員会発足
	11	電気・計測制御設備の保守管理上の不備公表	
2013 (H25)	1	規制委へ措置命令に対する報告書を提出	
	10	「もんじゅ」改革始動（～H27.3）	
2014 (H26)	3	規制委へ「敷地内破砕帯の追加地質調査全体とりまとめ報告」提出	
	9	文科省へ「日本原子力研究開発機構改革報告書」提出	
	12	規制委へ保守管理不備「対応結果報告書及び保安規定変更申請書」提出	
2015 (H27)	10	規制委へ「安全機能重要度分類」に関し報告	
	11		規制委: 文科大臣に勧告
	12		文科省: 第1回「「もんじゅ」の在り方に関する検討会」（～第9回H28.5.27）
2016 (H28)	12		第6回原子力関係閣僚会議（「高速炉開発の方針」とともに「もんじゅ」の取扱い関する政府方針（運転再開はせず、廃止措置に移行）を決定）

This is a blank page.

国際単位系（SI）

表１．SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表２．基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速さ，速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度，質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比体積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度(a)，濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率(b)	（数字の） 1	1
比透磁率(b)	（数字の） 1	1

(a) 量濃度（amount concentration）は臨床化学の分野では物質濃度（substance concentration）ともよばれる。
(b) これらは無次元量あるいは次元１をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の１は通常は表記しない。

表３．固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン(b)	rad	1 (b)	m/m
立体角	ステラジアン(b)	sr(c)	1 (b)	m^2/m^2
周波数	ヘルツ(d)	Hz		s^{-1}
力	ニュートン	N		$m\ kg\ s^{-2}$
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m^2	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
仕事率，工率，放射束	ワット	W	J/s	$m^2\ kg\ s^{-3}$
電荷，電気量	クーロン	C		s A
電位差（電圧），起電力	ボルト	V	W/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^3\ A^2$
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2	$kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
セルシウス温度	セルシウス度(e)	℃		K
光束	ルーメン	lm	cd sr(c)	cd
照度	ルクス	lx	lm/m^2	m^{-2} cd
放射性核種の放射能(f)	ベクレル(d)	Bq		s^{-1}
吸収線量，比エネルギー分与，カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
線量当量，周辺線量当量，方向性線量当量，個人線量当量	シーベルト(g)	Sv	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
酸素活性	カタール	kat		s^{-1} mol

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
(b)ラジアンとステラジアンは数字の１に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号radおよびsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の１は明示されない。
(c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
(d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
(e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
(f)放射性核種の放射能（activity referred to a radionuclide）は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
(g)単位シーベルト（PV,2002,70,205）についてはCIPM勧告2（CI-2002）を参照。

表４．単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	$m^{-1}\ kg\ s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	$kg\ s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m\ m^{-1}\ s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	$m\ m^{-1}\ s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度，放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	$kg\ s^{-3}$
熱容量，エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}$
比熱容量，比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2\ s^{-2}\ K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	$m\ kg\ s^{-3}\ K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m^3	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m^3	$m^{-3}\ s\ A$
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ s\ A$
電束密度，電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ s\ A$
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	$m\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2\ kg\ s^{-2}\ mol^{-1}$
モルエントロピー，モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}\ mol^{-1}$
照射線量（X線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1}\ s\ A$
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2\ s^{-3}$
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=m^2\ kg\ s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2\ sr)$	$m^2\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=kg\ s^{-3}$
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m^3	$m^{-3}\ s^{-1}$ mol

表５．SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^9	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^6	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^3	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^2	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^1	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表６．SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 $hm^2=10^4m^2$
リットル	L, l	1 L=1 l=1 $dm^3=10^3cm^3=10^{-3}m^3$
トン	t	1 t=10^3 kg

表７．SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10^{-19}J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10^{-27}kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10^{11}m

表８．SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10^5Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10^{-10}m
海里	M	1 M=1852m
バーン	b	1 b=100fm^2=(10^{-12}cm)^2=$10^{-28}m^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デシベル	dB	

表９．固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10^{-7} J
ダイン	dyn	1 dyn=10^{-5}N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm^{-2}=0.1Pa s
ストークス	St	1 St =1$cm^2\ s^{-1}$=$10^{-4}m^2\ s^{-1}$
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm^{-2}=10^4cd m^{-2}
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm^{-2} =10^4lx
ガル	Gal	1 Gal =1cm s^{-2}=$10^{-2}ms^{-2}$
マクスウエル	Mx	1 Mx = 1G cm^2=10^{-8}Wb
ガウス	G	1 G =1Mx cm^{-2} =10^{-4}T
エルステッド(a)	Oe	1 Oe ≙ $(10^3/4\pi)$A m^{-1}

(a) ３元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≙ 」は対応関係を示すものである。

表10．SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10^{10}Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10^{-4}C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10^{-2}Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10^{-2}Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10^{-9}T
フェルミ		1 フェルミ=1 fm=10^{-15}m
メートル系カラット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10^{-4}kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1 cal=4.1858J（「15℃」カロリー），4.1868J（「IT」カロリー），4.184J（「熱化学」カロリー）
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10^{-6}m