

# 高速増殖原型炉「もんじゅ」の保全

## Maintenance Activity of Prototype FBR Monju

日本原子力研究 開発機構	仲井 悟	Satoru NAKAI	Member
日本原子力研究 開発機構	内橋 昌也	Masaya UCHIHASHI	Non-Member
日本原子力研究 開発機構	金子 義久	Yoshihisa KANEKO	Non-Member

The sodium leak accident in a secondary main cooling system of prototype fast breeder reactor (FBR) Monju was occurred on December 8<sup>th</sup> in 1995 and the Monju has shut down since that. After the establishment of public acceptance, improvement of operational procedure, countermeasures to sodium leakage, Monju restarted on May 6<sup>th</sup> 2010. The integrity confirmation of water and steam, turbine system is underway toward the 40% rated power confirmation test which confirm the whole plant performance.

FBR can breed fuel and use minor actinide in the radioactive waste as a fuel, so that reduce environmental burden. Monju play a key role in the development of demonstration reactor in the aspects of demonstration of reliable operability and establishment of operation and maintenance method of FBR. In this paper describes the activities towards the establishment of Monju maintenance program and FBR maintenance method.

**Keywords:** FBR, Maintenance Program, ISI, Monju,

### 1. はじめに

平成7年12月の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故以降、約14年半の長期にわたり停止状態であった高速増殖原型炉「もんじゅ」は、社会的な受容の確立、運転管理の向上、ナトリウム漏えいに係る安全性の向上等を実施し、平成22年5月6日には、14年半ぶりに性能試験再開した。現在は、40%出力プラント確認試験に向け水・蒸気及びタービン系の点検及び機能確認を進めている。[1]

高速増殖炉は、燃料の増殖と放射性廃棄物中のマイナーアクチニドを燃料として再利用できることから、ウラン燃料を有効に利用できるとともに環境負荷を低減できる特長を有している。「もんじゅ」は、原型炉として実証炉・実用炉の設計、運転保守に不可欠な技術を確認する役割、即ち安全・安定運転を達成しプラントとしての信頼性を実証するとともに、運転経験を通じて、実証炉等に適用する運転、保全技術等を確認する。ここでは、軽水炉と異なる固有の設備を有する「もんじゅ」の保全について紹介する。

### 2. 高速増殖原型炉「もんじゅ」の意義

#### 2.1 高速増殖炉サイクル

高速増殖炉は、①燃料の増殖：発電しながら消費した燃料以上の燃料を生産することによりウラン資源の利用効率を飛躍的に高め、我が国の長期的エネルギー安定供給に大きく貢献する、②マイナーアクチニドの燃焼：高レベル放射性廃棄物中の長期に残留する放射能を低減し、環境負荷を低減することができる、③発電過程で温室効果ガスを排出せず、ライフサイクルを通じた排出についても他の電源に比べて十分に小さいとの原子力発電の特長を超長期に持続できるとの特長を有している。

これらの特長を最大限に活用できる次世代システム（高速増殖炉と関連する核燃料サイクル）は、経済社会の持続的発展の鍵である。この次世代システムを実現するため、革新的な技術の導入を目指した高速増殖炉サイクル実用化研究開発（以下、FaCTプロジェクト）と高速増殖炉発電所の国内技術の確立を目指した「もんじゅ」研究開発の2つのプロジェクトが両輪となって研究開発を進めている

#### 2.2 「もんじゅ」の役割

「もんじゅ」は、高速増殖炉実用化に向けた原型炉として実証炉・実用炉の設計、運転保守に不可欠な技術を確認する役割がある。即ち、安全・安定運転を達成するとともに、性能試験等の実機データから発電プラントとしての信頼性を実証する。さらに、運転経験を通じて、実

〒919-1279

福井県敦賀市白木2丁目1番地

FBRプラント工学研究センター

仲井 悟

nakai.satoru@jaca.go.jp

証炉等に適用する運転、保守・補修技術等のナトリウム取扱技術を確立するとともに、将来の高速増殖炉プラント技術者の育成、技術の継承を行なっていく。

2010年に性能試験を再開した「もんじゅ」は約3年の性能試験を行い、得られた試験データにより検証された設計評価手法を実証炉の概念設計及び基本設計に適用し、実プラントデータに基づく信頼性の高い、合理的な実証炉設計に反映する。

その後、本格運転を行い、計画通りの安定運転に取り組み、高速増殖炉発電炉の信頼性を実証する。これら運転を通じて、ナトリウム機器の安定性や経年的特性の把握を行い、定期的な点検や不具合補修等の経験に基づきナトリウム冷却高速増殖炉の運転・保守技術の確立を図る計画である。更に、長期的には「もんじゅ」を高速増殖炉実用化に向けた研究開発等の場とし、燃料開発の中性子照射などの利用・活用を進める。

### 3. 保全の観点からの「もんじゅ」の特徴

「もんじゅ」はナトリウム冷却高速増殖原型炉であり、保全を行う観点、すなわち冷却材バウダリの機能、炉心で発生した熱の輸送機能、原子炉の制御機能等にかかる機能の維持の観点から、その特徴は、以下のとおりである。

(1) 冷却材がナトリウムであり、ステンレス鋼や低合金鋼等のナトリウムとの共存性の優れた材料を用い、ナトリウムの純度管理を行うことにより腐食にかかる破損は生じない。このことから、ナトリウム接液部に関する開放点検、分解点検は、原則不要である。但し、定期的実施する蒸気発生器の圧力開放板やナトリウム-水反応を検出する水素計の交換時には、当該設備に係るバウダリの開放が必要となる。

(2) 原子炉冷却材バウダリを構成する機器の材料は、主として延性に富むオーステナイト系ステンレス鋼であり、かつ高い靱性を示す温度領域で使用される。ナトリウム冷却材及びナトリウムを内包する機器の材料の特徴は、系統の内圧が低いことにより、肉厚貫通以前の欠陥から急速な伝播型破断へ至る恐れはない。ナトリウム漏えいが生じた場合においても、原子炉容器の外側に設けたガードベッセル等により崩壊熱除去のための液位は確保される。

「もんじゅ」の冷却材バウダリ外へのナトリウム漏えいは、いくつかの異なった方法により速やかに確実に

検出できる。

このことから、ナトリウムを冷却材とする「もんじゅ」においては、例えば、熱応力による亀裂によりナトリウムバウダリが破損したとしても、破損により生じるナトリウム漏えいを検知し、原子炉停止等の必要な処置をとることにより原子炉の安全性は担保される。(LBB: Leak Before Breakの成立)

(3) ナトリウム漏えいを検出するナトリウム漏えい検出器、蒸気発生器における伝熱管破損時に発生するナトリウム-水反応を検出するナトリウム中水素計、ナトリウムの電磁気特性を利用した誘導型ナトリウム液面計等の高速炉特有の計装系を有しているほか、燃料取扱設備等の軽水炉と構造、仕様が大幅に異なる設備がある。

また、「もんじゅ」は、長期停止状態後の性能試験の第1段階である炉心確認試験において、ほぼ0%出力の運転を行ったものの、水・蒸気系、タービン・発電機系を含めたプラント全体を使用した出力運転に向けての準備中であり、十分な運転・保守実績を有していないこと、また、国内においては、ナトリウム冷却高速実験炉「常陽」の運転・保守経験を有しているのみであることから、保守に関する知見は今後蓄積する必要がある。

高速炉の特徴を Table-1 に、「もんじゅ」の系統構成を Fig.1 に示す。

Table 1 Feature of Sodium Cooled Fast Reactor

使用条件	軽水炉(PWR)	高速炉(もんじゅ)	高速炉の特徴
冷却材	水	ナトリウム	熱応力大
原子炉出口温度	約 320 °C	529 °C	高温
原子炉出入口温度差	30 °C	132 °C	温度差大、熱応力大
運転圧力	約 16 MPa	約 1 MPa	低圧
原子炉容器内径	約 4 m	約 7 m	大口径
原子炉容器胴部板厚	約 200 mm	約 50 mm	薄肉
内径/板厚比(原子炉容器)	約 20	約 140	薄肉大口径

平成18年3月9日

日本機械学会 発電用設備規格委員会

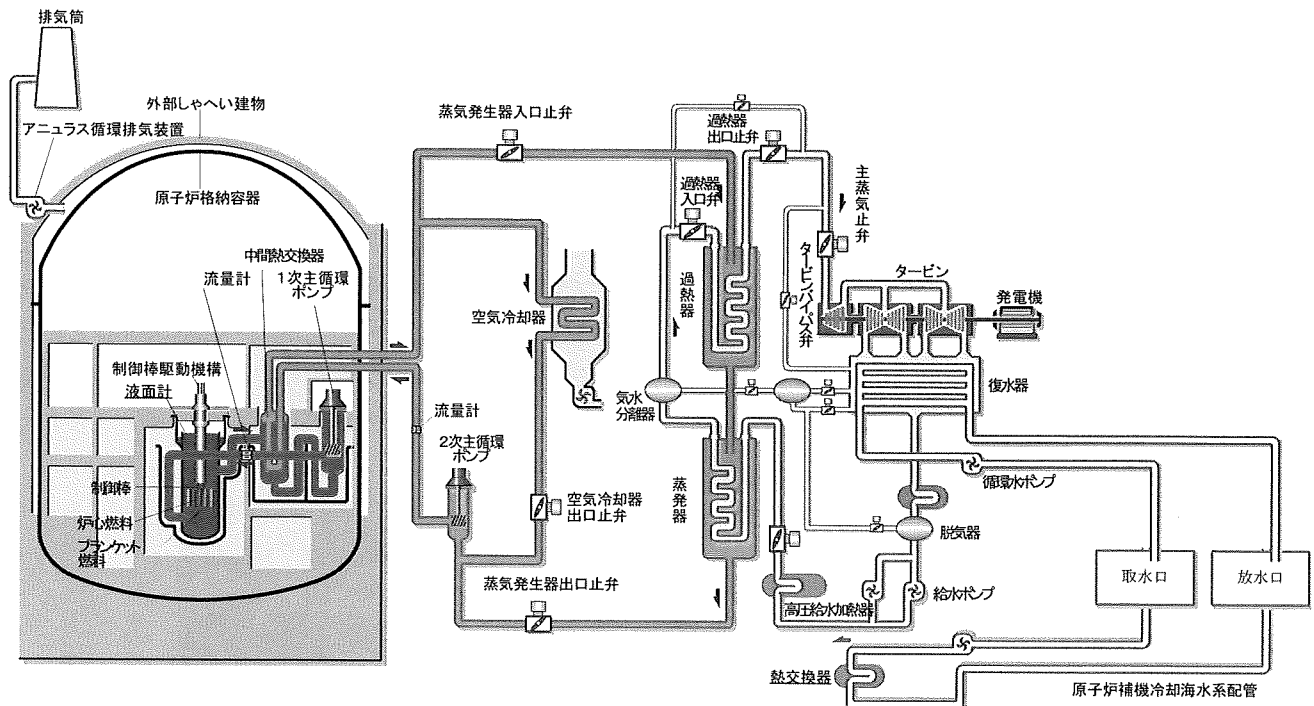


Fig. 1 Schematic of Monju

## 4. 「もんじゅ」保全の現状

### 4.1 「もんじゅ」保全の考え方

軽水炉の保守管理は、「原子力発電所の保守管理規程 (JEAC4209)」[2]、ならびに「原子力発電所の保守管理指針 (JEAG4210)」[3]に基づき実施されている。

「もんじゅ」においても同規程・指針と同様の手法により、計画、実施、評価、改善活動を継続的にを行い、「品質保証の考え方に基づき、保全活動の継続的な評価と改善を実施することにより、原子力発電施設の安全性と信頼性向上を図る」こととしている。

また、「もんじゅ」は建設段階にあること、長期停止状態から運転を再開すること、ナトリウム系統・機器は、ナトリウム、アルゴンガス純度を管理することにより内面の腐食減肉がほとんど無視できること等の特徴を考慮した保全技術の確立を目指している。

### 4.2 現状の「もんじゅ」保全プログラムの特徴

「もんじゅ」は、平成21年1月に高速実験炉「常陽」の運転・保守経験、海外FBR・国内軽水炉及び不具合事例等の知見を基に「もんじゅ」の運転・保守実績を考慮し、社内基準及びメーカー基準に基づき、予防保全を基本とした建設段階の保全プログラム（第1段階として炉心確認試験終了までの保全プログラム）を策定した。

具体的には、保全対象範囲の抽出、保全重要度の設定、保全活動管理指標の設定及び監視計画の策定、保全計画

の策定、保全の実施、点検・補修等の結果の確認・評価、点検・補修等の不適合管理及び是正処置、保全の有効性評価を行い、保守管理の継続的な改善を図っている。

なお、機器の保全方式を定めるにあたっては、機器の故障が発生した際にその機能を喪失しても原子炉施設の安全性に与える影響が小さいと判断できる場合を除き、予防保全を基本とした保全方式を選定している。

また、ナトリウム系、アルゴンガス系、燃料取扱設備等の「もんじゅ」特有の設備については、運転・保守経験が少ないことから、時間基準保全を中心とした予防保全とし、点検頻度は、点検頻度の炉外試験等により点検頻度が確立しているポンプメカニカルシール等の一部機器を除きメーカー推奨値を用いている。今後、保守経験を積み、保守管理手法を確立することにより、「もんじゅ」特有設備についても、設備の機能、重要度、故障時の影響、劣化事象と点検等を考慮し、点検の最適化を行う。

現在、「もんじゅ」は、建設の第2段階の保全プログラム（炉心確認試験終了後から40%出力プラント確認試験終了まで）に基づいて、保全を実施している。

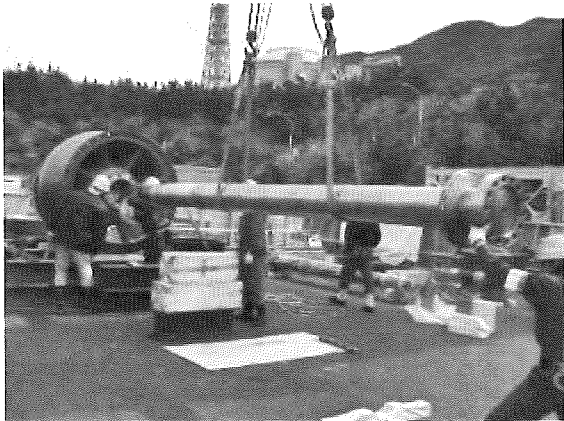


Fig.2 Check scenery of Circulating Water Pump

## 5. 今後の方向性

### 5.1 保全プログラムの今後の展開

現在運用中の保全プログラムは、建設段階のプラントを対象として構築したが、今後の本格運転に向けて以下の項目を実施する。

#### ① 率論的安全評価 (PSA) を踏まえた保全重要度の設定

建設段階の保全プログラムにおいては、アクシデントマネジメント (AM) 設備を対象とした PSA 結果を用いて、軽水炉と同様にリスク重要度を評価し、その結果に基づき保全重要度を設定している。

発電プラントとして、その他の系統についても同様の手法によりリスク重要度を評価し、保守的に定めている保全重要度を適切に設定する。

#### ② 「もんじゅ」特有設備の劣化メカニズムの整理

ナトリウム系、アルゴンガス系、燃料取扱設備等の「もんじゅ」特有設備については劣化事象とその対応処置について、原子力学会標準にまとめられている[4]軽水炉の知見をそのまま適用することはできない。このため、材料、環境条件等から機器の部位 (部品) で生じる劣化事象を整理し、それを適切に把握するための手法を劣化メカニズムとして整理する。

#### ③ 「もんじゅ」及び「常陽」の運転・保守経験に基づく設備ごとの保守データの整理

これまでの「もんじゅ」の保全データを体系的に整理し、かつ、実験炉「常陽」の運転・保守経験も踏まえ、上記の劣化事象と合わせ、劣化事象とその対応する処置 (点検) をまとめ、「もんじゅ」版劣化メカニズム整理表を作成する。

#### ④ 機器部位ごとの機能、劣化事象に基づく保全内容の決定

「もんじゅ」特有設備並びに軽水炉と同様の設備について、機器機能と構造の整理、部品単位で整理した劣化メカニズムの検討結果、これまでの保全の実施状況、プラント運転中の状態監視パラメータ等を整理し、その機器に必要な点検項目を定め、現状の保全と照らして、過不足がないことを確認すると共に、最適な点検項目、方法、頻度等の保全内容を決定する。

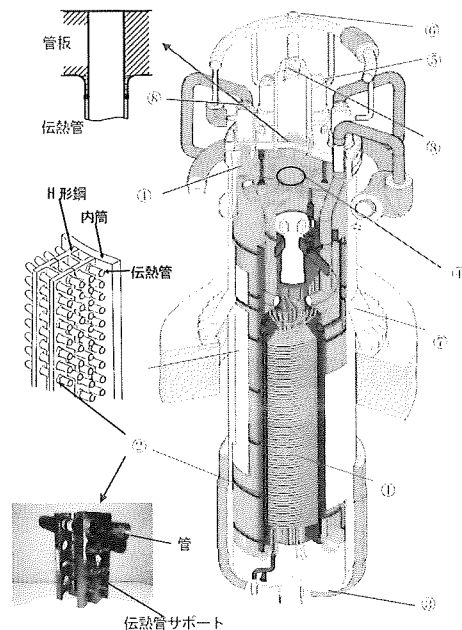


Fig.3 Steam Generator

Table.2 Mechanism of deterioration (Steam Generator)

機能	故障モード	主要部品	考慮すべき劣化事象
耐圧 (構造)	内部漏えい	① 伝熱管 低合金鋼	疲労(割れ)、摩耗、腐食、クリープ
		④ 管板(給水、蒸気出口) 低合金鋼	疲労(割れ)、腐食
	外部漏えい	⑤ 蒸気出口ノズル 低合金鋼	疲労(割れ)、腐食
		⑥ 給水入口ノズル 低合金鋼	疲労(割れ)、腐食
		⑦ 胴 低合金鋼	疲労(割れ)、クリープ
		⑧ メンテナンスホール 低合金鋼	疲労(割れ)、腐食
		③ 下部鏡板 低合金鋼	疲労(割れ)
		① 伝熱管 低合金鋼	スケール付着
熱交換	熱交換性能低下	② 伝熱管サポート ステンル鋼	疲労割れ

#### ⑤ 供用期間中検査 (ISI) 技術の開発

「もんじゅ」の供用期間中検査 (ISI) は、LBB が成立す

ることから、連続漏えい監視が主体であるが、安全上特に重要な機器に対しては最新の開発成果を取り入れて計画的に検査装置開発を行うこととしており、(1)原子炉容器検査装置、(2)蒸気発生器伝熱管検査装置、(3)1次主冷却系配管検査装置については、1970年代から開発・整備を進めている。「もんじゅ」ISIの特徴としては、例えば、原子炉容器検査装置の検査条件は、高温(約200°C)、放射線(最大10Sv/h)、炉容器とガードベッセル間の狭隘空間(約30cm)、垂直壁面の無軌道遠隔走行、禁水区域、窒素雰囲気など、軽水炉と大きく異なる。このため、耐熱、耐放射線の機器を搭載し、遠隔で操作可能な検査装置の開発を進めている。(Fig.4)

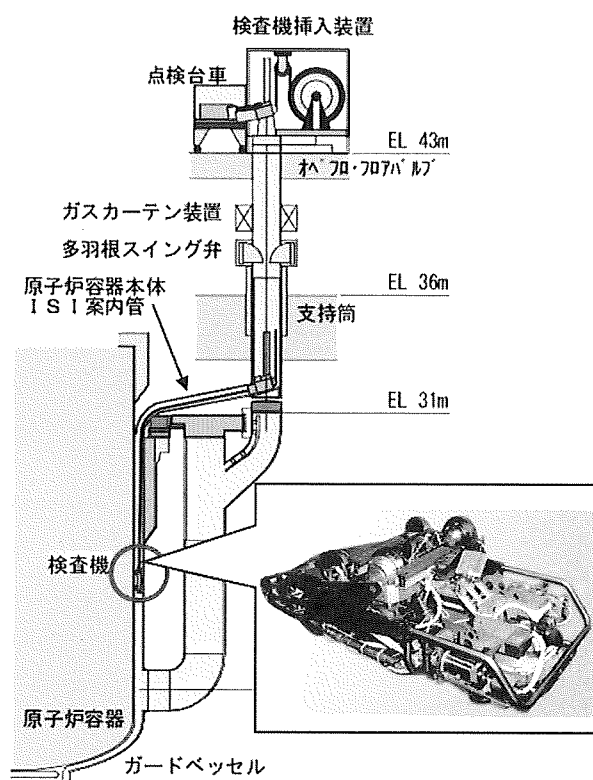


Fig.4 RV outer surface ISI system

#### ⑥高速原型炉 ISI 方針の策定

軽水炉においては、機械学会維持規格 [3] に基づき ISI を実施している。一方、「もんじゅ」では、3章に示すように、LBB が成立することから ISI として要求する検査、評価が異なる。また、ISI 技術の開発の項に示すように、検査装置も軽水炉と大きく異なることから、検査に適用する試験手法も異なる。軽水炉維持規格[5] の考え方を踏襲しつつも、「もんじゅ」の特徴を踏まえた ISI 方針を確立する。

## 5.2 高速炉保全技術の確立

建設段階において蓄積した保全データ、及び本格運転開始後に複数回の保全サイクルを経て得られる保全データを評価 (保全活動の PDCA の実施) し、以下の高速炉保全技術を確立する。

- ① 高速炉特有設備の劣化メカニズムの確立  
初期値及び第1回、2回の点検における As Found データの採取や運転中における劣化データを取得し、劣化状況の把握とその対応として実施した点検の評価に基づき高速炉特有設備の劣化メカニズムを確立する。
- ② 運転及び点検時の運転・保守経験に基づく設備ごとの故障の評価  
プラント長期停止時の保全データの評価及び運転開始以降の定格運転条件を含めた保全データの収集、評価により、偶発的な不具合事象及び経年劣化事象の傾向を把握し、高速炉特有設備の故障の発生の変移の評価により状態監視を含めた点検手法を確立する。
- ③ 保全の評価に基づく保全内容の確定  
前述の劣化メカニズム、故障データを反映するとともに、保全計画の策定から、実施、評価の PDCA により、合理的な高速炉の保全内容を確定する。

#### ④ ISI 実績に基づく高速炉 ISI 技術の確立

開発した ISI 装置の実機適用し、その技術の実証、検査における問題点の抽出とその改良、検査実績に基づく ISI 方針の妥当性評価を行い、高速炉 ISI 技術 (検査技術並びに検査方針 (高速炉維持規格)) を確立する。

## 6. おわりに

「もんじゅ」は 40%出力プラント確認試験に向け、健全性確認を進めている水・蒸気及びタービン系の点検及び機能確認により不具合を確実に抽出し対応するとともに、経年劣化にも留意し、確実な保全の実施に向けて取り組んでいる。

今後実施する性能試験、本格運転を通じ、ナトリウム冷却高速増殖発電プラントの信頼性を実証するとともに、運転経験を通じたプラント保全技術を確立する。

## 参考文献

- [1] 「長期停止後の高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転再開について」 日本保全学会 保全学 Vol.9, No.4 (2011)
- [2] 日本電気協会「原子力発電所の保守管理規定」(JEAC 4209-2007)
- [3] 日本電気協会「原子力発電所の保守管理指針」(JEAG 4210-2007)
- [4] 日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」
- [5] 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME SNA1)」

(平成 23 年 8 月 31 日)