JAEA-Review 2013-032



高速増殖原型炉もんじゅ技術年報(平成24年度)

Annual Technical Report of the Prototype Fast Breeder Reactor Monju (2012)

高速増殖炉研究開発センター

Fast Breeder Reactor Research and Development Center

敦賀本部 Tsuruga Head Office **CPVIPV**

September 2013

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。 本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。 なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ(<u>http://www.jaea.go.jp</u>) より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency. Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department, Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2013

JAEA-Review 2013-032

高速増殖原型炉もんじゅ技術年報(平成24年度)

日本原子力研究開発機構 敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター

(2013年7月18日 受理)

高速増殖原型炉もんじゅ(以下「もんじゅ」)は、日常の運転、保守等の経験を通して、我が国の高速 増殖炉サイクル技術確立に向けた技術的成果を蓄積してきている。

本年報は、平成 24 年度の「もんじゅ」の主な成果及びプラント管理に関連するデータをまとめたもの である。

設計評価に関するものとしては、東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全 性に関する総合評価概要、2010年に再開した性能試験の第1段階である炉心確認試験のデータ評価 として実施した温度係数評価及び流量係数評価、フィードバック反応度評価、蒸気発生器伝熱管から の水素透過率の評価、保障措置システムの構築及び炉外燃料貯蔵槽の自然循環解析についてまとめ ている。

保守技術に関するものとして、設備や機器の点検期間の考え方など保守管理の不備の措置命令対応、落下した炉内中継装置の復旧対応等、一括アイソレーションの適用による作業管理及び2次系格納容器外RIDサンプリングブロワ振動対策結果評価についてまとめている。

プラント管理に関するものとして、主な出来事、プラント状態推移、ナトリウムや水の管理、放射性廃棄 物管理、設備点検状況等についてデータを中心にまとめている。

高速増殖炉研究開発センター:〒919-1279 福井県敦賀市白木 2-1

JAEA-Review 2013-032

Annual Technical Report of the Prototype Fast Breeder Reactor Monju (2012)

Fast Breeder Reactor Research and Development Center

Tsuruga Head Office, Japan Atomic Energy Agency Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received July 18, 2013)

The prototype fast breeder reactor Monju has accumulated technical achievements in order to establish the fast breeder reactor cycle technology in Japan using the operation and maintenance experience, etc.

This annual report summarizes the primary achievements and the data related to the plant management in Monju during fiscal 2012.

From the aspect of the design evaluation, the following items are summarized:

- 1) Comprehensive safety assessments of Monju taking into account the accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station of Tokyo Electric Power Company
- 2) Evaluation of nuclear characteristics based on the data of core confirmation test
- 3) Evaluation of hydrogen flux from steam generator tubes
- 4) Construction of the advanced safeguards system
- 5) Development of a plant dynamics analytical model for the Monju ex-vessel fuel storage system

Then, from the aspect of the maintenance technology, the following items are summarized:

- 1) Response to the administrative order to the defect of maintenance management
- 2) Recovery of in vessel transfer machine dropping accident
- 3) Work management by introduction of packaged isolation
- 4) Evaluation of result of vibration control of RID sampling blower for secondary sodium loop

Furthermore, from the aspect of the plant management, this report summarizes the data related to the main topics, the history of plant condition, the sodium and water purity management, the radioactive waste management, the equipment inspection and so on.

Keywords: Fast Breeder Reactor, Monju, Annual Report, Plant Management, Design Evaluation, Maintenance Technology

目 次

【I.設計評価】

1.	東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した	
	「もんじゅ」の安全性に関する総合評価概要	1
2.	炉心確認試験データに基づく特性評価	29
	2.1 温度係数評価及び流量係数評価	29
	2.2 フィードバック反応度評価	37
3.	蒸気発生器伝熱管からの水素透過率の評価	47
4.	保障措置システムの構築	54
5.	炉外燃料貯蔵設備の解析モデルの構築	66

【Ⅱ. 運転·保守技術】

6.	保守管理上の不備の措置命令対応	72
7.	落下した炉内中継装置の復旧対応	83
8.	一括アイソレーションの適用による作業管理	103
9.	2次系格納容器外RIDサンプリングブロワ振動対策結果評価	112

【Ⅲ. データ集】

1.	平成 24 年度の主な出来事	123
2.	福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全性向上対策の実施状況	127
3.	プラント状態推移と主なプラント操作	128
4.	純度管理	141
4	.1 ナトリウム純度管理	141
4	.2 水質管理実績	143
5.	設備点検概要	144
6.	主な改造工事(設工認/工認ベース)	156
7.	放射線業務従事者の月別線量	160
8.	放射性廃棄物管理	161
8	.1 放射性廃棄物放出管理	161
8	.2 平成 24 年度 月別ドラム缶発生本数	163
9.	不適合管理	164
10	. 高速増殖炉研究開発センターによる	
	「外部発表票」及び「研究開発報告書類」(平成 24 年度)	168

Contents

[I. Design Evaluation]	
1. Comprehensive safety assessments of Monju taking in	nto account the accident at
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station	of Tokyo Electric Power Company 1
2. Evaluation of nuclear characteristics based on the data	a of core confirmation test 29
2.1 Isothermal temperature coefficient measurement an	nd coolant flow coefficient measurement 29
2.2 Feedback reactivity measurement -	
3. Evaluation of hydrogen flux from steam generator tub	es 47
4. Construction of safeguards system	54
5. Development of a plant dynamics analytical model	
for the Monju ex-vessel fuel storage system	66
[II. Operation and Maintenance Technology]	
6. Response to the administrative order to the defect of r	naintenance management 72
7. Recovery of in vessel transfer machine dropping accident	lent 83
8. Work management by Introduction of package isolation	on 103
9. Evaluation of result of vibration control of RID sample	ing blower for secondary sodium loop 112
[III. Data]	
1. Main topics in fiscal year 2012 -	
2. Implementation situation of the measure against safet	y improvement based
on the Fukushima Daiichi Nu	clear Power Station accident 127
3. History of plant condition and main plant operation	128
4. Purity management -	
4.1 Sodium purity management	
4.2 Water quality management	
5. Summary of equipment inspection -	
6. Main modification work (approval of Construction P	lan) 156
7. Monthly radiation exposure dose of workers -	
8. Radioactive waste management -	161
8.1 Release control of radioactive waste -	
8.2 Number of drums generated in each month in fisca	l year 2012 163
9. Control of nonconforming product -	
10. List of publication items and R&D reports by Fast B	reeder Reactor Research and Development
Center in fiscal year 2012 -	168

【I. 設計評価】

1. 東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価概要

高速増殖炉研究開発センター 運営管理室 近藤 哲緒

1.1 概要

「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の 安全性に関する総合評価の実施について(指示)」(原子力安全・保安院、平成23年7月22日)に基づ き、高速増殖原型炉もんじゅ(以下、「もんじゅ」という。)についての評価を実施した^[1]。

評価対象事象は、自然現象としての地震、津波、そして安全機能喪失としての全交流電源喪失、 最終ヒートシンク喪失であり、これらの事象に対して燃料の重大な損傷に至ることなく耐えられる裕度 を確認した。評価の対象施設は、原子炉、炉外燃料貯蔵槽(以下、EVST という。)、燃料池である。な お、原子炉及び EVST では、万一電源が喪失してもナトリウム冷却系の自然循環と空気冷却器の自然 通風によって、燃料の崩壊熱を大気へ放散できるという「もんじゅ」の特徴を考慮した。

評価結果として、原子炉及び EVST では、地震については、基準地震動 Ss に対してそれぞれ 1.86 倍、2.2 倍の裕度があることを確認した。また、耐震安全性評価結果^[2]による最大の津波高さ海抜 +5.2m に比べて、海抜+21.0m の設置高さレベルまでの津波に耐えられることを確認した。一方、全交 流電源喪失の継続や、最終ヒートシンク喪失(空気冷却器用送風機全 3 台の起動失敗等を想定)の 場合にも、自然循環と自然通風による冷却に切り替えることによって継続的に冷却が可能であることを 確認した。

燃料池では、地震については 1.85 倍の裕度があり、津波については海抜+21.0m まで耐えられることを確認した。また、全交流電源喪失や海水ポンプの故障によって最終ヒートシンクが喪失した(海水への放熱ができない)場合にも、消防自動車等で給水することによって少なくとも約300日間は冷却が可能であり、外部からの支援を待つ時間的余裕がある。

その他のシビアアクシデント・マネジメントについては、内的事象について整備された対策を地震・ 津波時の環境条件も考慮して再検討した。その結果、操作現場へのアクセスルートの多様化や、蓄電 池が万一枯渇した場合に可搬式計器で自然循環除熱状態を監視するなどの改善事項を抽出した。 また、冷却材にナトリウムを使用する観点から、全交流電源喪失条件でのナトリウム漏えい及び蒸気発 生器伝熱管水漏えいの評価に基づいた改善を行うこととした。

1.2 評価結果

1.2.1 地震・津波の評価作業フロー

地震・津波の評価作業フローは図1のとおりである。

まず、炉心損傷に至る事象の分析など、これまでに実施した確率論的安全評価の知見等を踏まえ、

イベントツリーを作成する。次に、イベントツリーを構成する安全防護機能の成否に関与する機器リスト を抽出し、機器の裕度評価を行う。機器の裕度評価にあたっては、裕度向上の検討、現実的耐力を 評価した。その後、機器の裕度評価結果をイベントツリーへ統合し、機器の裕度をもとに燃料の重大 な損傷を回避する収束シナリオの成否を判定する。最後に、収束シナリオが失敗に至る最も脆弱な機 器からクリフエッジを特定する。



*PSA(Probabilistic Safety Assessment:確率論的安全評価)

図 1. 地震・津波の評価作業フロー

1.2.2 耐震裕度の評価方針

耐震裕度の評価方針は、設計の想定を超える地震に対し、燃料の重大な損傷を起こさせないとの 観点から、各設備及び機能がどの程度の裕度を有するかについて評価を実施した。耐震裕度は、基 準地震動 Ss による評価値と許容値から算定した(例えば、基準地震動 Ss の 1.5 倍まで許容値を超え ない場合は、「耐震裕度 1.5Ss」という。)。

評価対象は、燃料を貯蔵する(1)原子炉(ナトリウム冷却)、(2)EVST(ナトリウム冷却)、(3)燃料池 (水冷却) とし、燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、その負荷の大きさを特定する。なお、 裕度は、ナトリウム冷却による自然循環除熱能力など「もんじゅ」の特徴を考慮して評価を行うこととし た。

1.2.3 地震の評価結果

(1) 原子炉に対する評価

「もんじゅ」の原子炉冷却系統概要を図2に示す。

「もんじゅ」の原子炉停止後の炉心冷却は中間熱交換器を介して1次系ナトリウムの熱を2次系ナト リウムに伝え、空気冷却器により最終ヒートシンクである大気に放散させる。また、炉心と中間熱交換器、 中間熱交換器と空気冷却器、それぞれの伝熱中心高さの差を適切に取ることで、ポンプによるナトリウ ムの強制循環に代えて、自然循環によっても冷却が可能な特徴がある。したがって、「もんじゅ」は電源を喪失しても、原子炉の冷却に必要な設備が健全であれば炉心燃料の重大な損傷に至らない。

これを踏まえ、イベントツリー(図 3)、機器等の耐震裕度(図 4)を求め、クリフエッジの特定を行った。 その結果、クリフエッジを内在する起因事象は外部電源喪失であり、原子炉の停止(耐震裕度 2.2Ss 以上)に成功した後、非常用ディーゼル発電機からの電源供給(耐震裕度 1.25Ss)に失敗するが、耐 震裕度 1.86Ss までは、自然循環へ切り替える空気冷却器出口止め弁の開動作機能を維持でき、自 然循環除熱が可能であることが特定された。

■もんじゅ炉心冷却の最終ヒートシンクは大気 ■ポンプによる強制循環に代えて自然循環除熱が可能



図 2. 原子炉冷却系統概要

JAEA-Review 2013-032



図 3. 原子炉に係る外部電源喪失を起因事象とするイベントツリーと地震の評価結果



図 4. 原子炉冷却系統に係る機器等の耐震裕度

(2) EVST に対する評価

「もんじゅ」の EVST 冷却系統概要を図5に示す。

EVST の冷却は、EVST 内の冷却管を介して EVST 内のナトリウムの熱を EVST 冷却系のナトリウム に伝え、電磁ポンプによる強制循環を行って、空気冷却器により最終ヒートシンクである大気に放散さ せる。また、原子炉と同様に、ポンプによるナトリウムの強制循環に代えて、自然循環によっても冷却が 可能な特徴がある。したがって、電源を喪失しても、冷却材のバウンダリが健全であれば貯蔵燃料の 重大な損傷に至らない。

これを踏まえ、イベントツリー(図 6)、機器等の耐震裕度(図 7)を求め、クリフエッジの特定を行った。 起因事象を外部電源喪失とするイベントツリーでは、非常用ディーゼル発電機からの電源供給(耐震 裕度 1.25Ss)に失敗するが、耐震裕度 2.86Ss までは、冷却材バウンダリを維持でき、自然循環除熱が 可能である。一方、これよりも耐震裕度が低いクリフエッジを内在する起因事象としては、燃料損傷に 至る構造物破損であり、耐震裕度 2.2Ss までは原子炉補助建物が維持でき、自然循環除熱が可能で あることが特定された。



図 5. EVST 冷却系統概要



図 6. EVST に係る外部電源喪失を起因事象とするイベントツリーと地震の評価結果



図 7. EVST 冷却系統に係る機器等の耐震裕度

(3) 燃料池に対する評価

「もんじゅ」の燃料池冷却系統概要を図8に示す。

「もんじゅ」の燃料池の冷却は、熱交換器を介して燃料池水の熱を原子炉補機冷却水系に伝え、さらに熱交換器を介して最終ヒートシンクである海水に放散させる。なお、原子炉から取り出された使用 済燃料は、EVST にて崩壊熱が小さくなるまで貯蔵され、燃料池においては、缶詰缶に詰められた使 用済燃料が貯蔵される。したがって、冷却系が停止しても燃料池の水温上昇は緩慢であり、電源を喪 失しても、燃料池の水が確保されていれば貯蔵燃料の重大な損傷に至らない。

これを踏まえ、イベントツリーと機器等の耐震裕度(図 9)を求め、クリフエッジの特定を行った。その 結果、クリフエッジを内在する起因事象は燃料池水冷却浄化装置からの冷却水漏えいであり、耐震裕 度 1.85Ss までは、逆止弁による逆流防止機能を維持でき、冷却が可能であることが特定された。



図 8. 燃料池冷却系統概要



図 9. 燃料池に係る外部電源喪失を起因事象とするイベントツリーと機器等の耐震裕度、地震の評価結果

(4) 地震の評価結果まとめ

地震を起因として燃料の重大な損傷に至る事象の過程をイベントツリーにより同定し、地震に対する「もんじゅ」の耐震裕度を確認した。地震に対するクリフエッジは、炉心にある燃料に対しては耐震裕度 1.86Ss、EVST にある燃料に対しては 2.2Ss であり、燃料池にある燃料に対しては 1.85Ss であると特定された。

1.2.4 津波の評価結果

「もんじゅ」の敷地レベルと津波の評価結果を図 10 に示す。

「もんじゅ」において、ナトリウム機器などの主要設備がある設置高さは、海抜+21.0m である。一方、 耐震安全性評価結果による最大の津波高さは、海抜+5.2m である。

「もんじゅ」は冷却材にナトリウムを使用した設備のため、設置高さ海抜+21.0m 以上の津波になった 場合を設備の機能喪失と考え、許容津波高さは海抜+21.0m とした。したがって、津波に対するクリフ エッジは、裕度 4.03(=21.0m/5.2m)であると特定された。





図 10.「もんじゅ」の敷地レベルと津波の評価結果

1.2.5 地震と津波の重畳の評価結果

「もんじゅ」の地震と津波の重畳の評価結果を表1に示す。

イベントツリーに関係する設備に着目し評価を行い、地震に関しては基準地震動に対して、津波に 関しては耐震安全性評価で求めた最大津波高さに対して裕度を求め、クリフエッジを特定した。

「もんじゅ」は、原子炉内の燃料の冷却も、EVST 内燃料の冷却も、自然循環によって冷却が可能な ことから、津波によるディーゼル発電機の機能喪失は燃料の損傷に影響を与えず、施設の設置高さ がクリフエッジとなる。これは、地震時も変わらない。

設備区分	地震に対するクリフエッジ	津波に対する クリフエッジ	重畳事象
原子炉	裕度:1.86 補助冷却設備(空気冷却器出口止め弁)	裕度:4.03 (許容津波高さ:海抜+21.0m)	
炉外燃料貯蔵設備 (EVST)	裕度:2.2 ^{原子炉補助建物}	裕度:4.03 (許容津波高さ:海抜+21.0m)	地震、津波 それぞれに 同じ
燃料池	裕度: 1.85 ^{燃料池水冷却浄化装置(逆止弁)}	裕度:4.03 (許容津波高さ:海抜+21.0m)	

表 1.	地震と津波の重畳の評価結果
------	---------------

1.2.6 全交流電源喪失・最終ヒートシンク喪失の評価作業フロー

全交流電源喪失(以下、SBOという。)・最終ヒートシンク喪失(以下、LUHSという。)の評価作業フローは図 11 のとおりである。

まず、起因事象から燃料の重大な損傷に至る事象の過程をイベントツリーで分析し、特定する。次 に、水源、蓄電池の枯渇など機器の継続運転の制約条件を考慮し、防護措置毎の燃料損傷の時間 余裕増加の効果を明らかにし、多重防護の観点から、防護措置の継続時間評価を行う。最後に、これ らの評価を踏まえ、燃料の重大な損傷に至る事象の過程と時間からクリフエッジを特定する。



図 11. SBO・LUHS の評価作業フロー

1.2.7 SBO の評価結果

(1) 原子炉に対する評価

「もんじゅ」の原子炉冷却系統概要を図12に示す。

「もんじゅ」の原子炉停止後の炉心冷却は中間熱交換器を介して1次系ナトリウムの熱を2次系ナト リウムに伝え、空気冷却器により最終ヒートシンクである大気に放散させる。また、炉心と中間熱交換器、 中間熱交換器と空気冷却器、それぞれの伝熱中心高さの差を適切に取ることで、ポンプによるナトリウ ムの強制循環に代えて、自然循環によっても冷却が可能な特徴がある。したがって、「もんじゅ」は電 源を喪失しても、原子炉の冷却に必要な設備が健全であれば炉心燃料の重大な損傷に至らない。

これを踏まえ、SBOから燃料の重大な損傷に至る事象の過程(図13)を分析し、防護措置の継続時 間評価(図14)を行い、クリフエッジの特定を行った。その結果、蓄電池、電源車燃料油枯渇後も現場 可搬式の計器による温度監視とベーン・ダンパの現場手動操作の継続が可能であり、自然循環除熱 が成立しているため、プラント及び炉心の制御・監視機能への給電が喪失しても炉心は安定状態を維 持可能であり、クリフエッジは存在しなかった。なお、プラントの監視機能維持の観点から、緊急安全 対策で配備した電源車は有効であることを確認した。



■もんじゅ炉心冷却の最終ヒートシンクは大気
 ■ポンプによる強制循環に代えて自然循環除熱が可能

図 12. 原子炉冷却系統概要



図 13. 原子炉に係る SBO から燃料の重大な損傷に至る事象の過程



- □ 自然循環除熱が成立しているため、プラント及び炉心の制御・監視機能への給 電が喪失しても炉心は安定状態を維持可能である。
- □ プラントの監視機能維持の観点から、電源車は有効である。

図 14. 原子炉に係る SBO における防護措置の継続時間評価

(2) EVST に対する評価

「もんじゅ」の EVST 冷却系統概要を図 15 に示す。

EVST の冷却は、EVST 内の冷却管を介して EVST 内のナトリウムの熱を EVST 冷却系のナトリウム に伝え、電磁ポンプによる強制循環を行って、空気冷却器により最終ヒートシンクである大気に放散さ せる。また、原子炉と同様に、ポンプによるナトリウムの強制循環に代えて、自然循環によっても冷却が 可能な特徴がある。したがって、電源を喪失しても、冷却材のバウンダリが健全であれば貯蔵燃料の 重大な損傷に至らない。

これを踏まえ、SBOから燃料の重大な損傷に至る事象の過程(図 16)を分析し、防護措置の継続時 間評価(図 17)を行い、クリフエッジの特定を行った。その結果、蓄電池、電源車燃料油枯渇後も現場 可搬式の計器による温度監視とベーン・ダンパの現場手動操作の継続が可能であり、自然循環除熱 が成立しているため、プラント及び燃料の制御・監視機能への給電が喪失しても燃料は安定状態を維 持可能であり、クリフエッジは存在しなかった。なお、プラントの監視機能維持の観点から、緊急安全 対策で配備した電源車は有効であることを確認した。

JAEA-Review 2013-032



図 16. EVST に係る SBO から燃料の重大な損傷に至る事象の過程



- 自然循環除熱が成立しているため、プラント及び燃料の制御・監視機能への給 電が喪失しても燃料は安定状態を維持可能である。
- □ プラントの監視機能維持の観点から、電源車は有効である。

図 17. EVST に係る SBO における防護措置の継続時間評価

(3) 燃料池に対する評価

「もんじゅ」の燃料池冷却系統概要を図18に示す。

「もんじゅ」の燃料池の冷却は、熱交換器を介して燃料池水の熱を原子炉補機冷却水系に伝え、さらに熱交換器を介して最終ヒートシンクである海水に放散させる。なお、原子炉から取り出された使用 済燃料は、EVST にて崩壊熱が小さくなるまで貯蔵され、燃料池においては、缶詰缶に詰められた使 用済燃料が貯蔵される。したがって、冷却系が停止しても燃料池の水温上昇は緩慢であり、電源を喪 失しても、燃料池の水が確保されていれば貯蔵燃料の重大な損傷に至らない。

これを踏まえ、SBOから燃料の重大な損傷に至る事象の過程(図 19)を分析し、防護措置の継続時 間評価(図 20)を行い、クリフエッジの特定を行った。その結果、緊急安全対策前は、保有水の蒸発に よる水位低下が燃料缶詰缶頂部に至る約 97 日までは、冷却が可能であることが特定された。また、緊 急安全対策後は、消防自動車等による各水源からの給水により、約 203 日延長され、約 300 日までは、 冷却が可能であることが特定された。



図 19. 燃料池に係る SBO から燃料の重大な損傷に至る事象の過程





- □ 緊急安全対策前は、保有水の蒸発による水位低下が燃料缶詰缶頂部に至るまでに は約97日の余裕がある。
- 緊急安全対策後は、消防自動車等による各水源からの給水により、約203日延長され、約300日の余裕がある。

図 20. 燃料池に係る SBO における防護措置の継続時間評価

(4) SBO の評価結果まとめ

SBOが発生した時に、プラント外部からの支援がない場合でも原子炉及びEVSTでは、燃料は重大な損傷に至ることはない。また、燃料池では、プラント外部からの支援がない場合でも、燃料が重大な損傷に至るまでに、約300日間冷却を継続することができる。これは、プラント外部からの支援を期待するのに十分な時間余裕となっている。

これらより、給水機能が継続して維持できることから、クリフエッジを回避することが可能となる。

1.2.8 LUHS の評価結果

(1) 原子炉に対する評価

軽水炉と「もんじゅ」における LUHS の比較を図 21 に示す。

軽水炉の炉心冷却は、最終ヒートシンクが海水であることから、起因事象に海水くみ上げポンプの 停止を想定している。これは、最終ヒートシンクに繋がる箇所の機器の機能喪失を具体的な起因事象 とするものである。これを踏まえ、「もんじゅ」の炉心冷却は最終ヒートシンクが大気であることから、起 因事象に空気冷却器用送風機全3台の起動失敗等を想定し、評価を行った。

LUHS から燃料の重大な損傷に至る事象の過程(図 22)を分析し、防護措置の継続時間評価(図 23)を行い、クリフエッジの特定を行った。その結果、空気冷却器のベーン・ダンパ開(自動制御、遠隔 操作、手動操作)による空気流路の確保により、自然循環除熱が成立しているため炉心は安定状態を 維持可能であり、クリフエッジは存在しなかった。



図 21. 原子炉冷却系統概要



図 22. 原子炉に係る LUHS から燃料の重大な損傷に至る事象の過程



※ 自動制御 or 遠隔操作 or 現場手動操作

□ 空気冷却器ベーン・ダンパ開(自動制御、遠隔操作、現場手動操作)による空気 流路の確保により自然循環除熱が成立する。

図 23. 原子炉に係る LUHS における防護措置の継続時間評価

(2) EVST に対する評価

EVST の冷却は最終ヒートシンクが大気であることから、起因事象に空気冷却器用送風機全3台の 故障を想定し、評価を行った。

LUHS から燃料の重大な損傷に至る事象の過程(図 24)を分析し、防護措置の継続時間評価(図 25)を行い、クリフエッジの特定を行った。その結果、空気冷却器のベーン・ダンパ開(自動制御、遠隔 操作、手動操作)による空気流路の確保により、自然循環除熱が成立しているため燃料は安定状態を 維持可能であり、クリフエッジは存在しなかった。



図 24. EVST に係る LUHS から燃料の重大な損傷に至る事象の過程



※ 自動制御 or 遠隔操作 or 現場手動操作

□ 空気冷却器ベーン・ダンパ開(自動制御、遠隔操作、現場手動操作)による空気 流路の確保により自然循環除熱が成立する。

図 25. EVST に係る LUHS における防護措置の継続時間評価

(3) 燃料池に対する評価

燃料池の冷却は最終ヒートシンクが海水であることから、起因事象に海水ポンプの故障を想定し、 評価を行った。

LUHS から燃料の重大な損傷に至る事象の過程(図 26)を分析し、防護措置の継続時間評価(図 27)を行い、クリフエッジの特定を行った。その結果、緊急安全対策前は、保有水の蒸発による水位低 下が燃料缶詰缶頂部に至る約 97 日までは、冷却が可能であることが特定された。また、緊急安全対 策後は、屋内消火栓(電動駆動消火ポンプ等)による各水源からの給水によって水位は継続的に確 保され、クリフエッジは回避される。



図 26. 燃料池に係る LUHS から燃料の重大な損傷に至る事象の過程



- □ 緊急安全対策前は、保有水の蒸発による水位低下が燃料缶詰缶頂部に至るまでには約97日の余裕がある。
- □ 緊急安全対策後は、屋内消火栓(電動駆動消火ポンプ等)による各水源からの 給水によって水位は継続的に確保される。

図 27. 燃料池に係る LUHS における防護措置の継続時間評価

(4) LUHS の評価結果まとめ

LUHS が発生した時に、プラント外部からの支援がない場合でも原子炉及び EVST では、燃料の重 大な損傷に至ることはない。また、緊急安全対策の結果、燃料池についても、燃料の重大な損傷に至 ることはない。

1.2.9 SBO と LUHS の 複合の評価結果

「もんじゅ」の場合、自然循環による冷却が可能であり、燃料の冷却に交流電源が不要なため、SBOとLUHSの複合は、SBOと同様の結果となる。

SBO が発生した時にプラント外部からの支援がない場合でも、原子炉とEVST では自然循環除熱に よって冷却を継続することができる。

燃料池では、保有水は沸騰せずに蒸発するため、燃料池の水位の低下は極めて緩慢であり、燃料 池にある燃料缶詰缶頂部に至るまでに数カ月の余裕がある。

1.2.10 評価結果のまとめ

「もんじゅ」の地震、津波、SBO、LUHSの評価結果のまとめを表2に示す。

評価項目	評価の指標	施設	裕度評価 緊急安全対策後
	基準地震動Ss	原子炉	1.86倍
			空気冷却器出口止め弁
また		炉外燃料貯蔵槽	2.2倍
-15万天	(760gal)との比較		原子炉補助建物
		燃料池	1.85倍
			燃料池入口逆止弁
		原子炉	4.03倍(許容津波高さ:海抜+21m)
			原子炉補助建物
进进	設計津波高さ (5.2m)との比較	炉外燃料貯蔵槽	4.03倍(許容津波高さ:海抜+21m)
洋波			原子炉補助建物
		燃料池	4.03倍(許容津波高さ:海抜+21m)
			原子炉補助建物
		原子炉	自然循環で冷却可能
	外部からの支援がな い条件で、燃料を冷 却できなくなるまで		(計装電源は約167日程度)
全交流		炉外燃料貯蔵槽	自然循環で冷却可能
电源丧大 (SRO)			(計装電源は約167日程度)
		燃料池	300日程度
			消防車燃料(軽油)枯渇、燃料池水位低下
		原子炉	自然循環で冷却可能
最終	の時間		
ヒートシンク	ートシンク 失 JHS)	炉外燃料貯蔵槽	自然循環で冷却可能
喪失			
(LUHS)		燃料池	消火栓から給水可能

表 2. 評価結果のまとぬ

・地震と津波の重畳については、それぞれの個別評価と同様となった。

・全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の複合については、全交流電源喪失の評価と同様となった。

1.2.11 その他のシビアアクシデント・マネジメント

(1)シビアアクシデント対応方策

その他のシビアアクシデント・マネジメントについては、これまでは内的事象 PSA の結果を踏まえ、 自主的にアクシデントマネジメント策(以下、AM策という。)を整備してきた(表3、図28)。また、東京電 力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、高速炉の特徴を考慮し、緊急安全対策^[3]を実施した (表4、図29)。

表 3.東京電力福島第一原子力発電所事故以前に整備した主な AM 策

安	全機能		A M 策
「止める」 原子炉の停止機能の確保		・手動トリップ操作	·制御棒保持電源遮断操作 等
「冷やす」	液位確保	・1次系ポンプ停止操作 ・1次系サイフォンブレーク操作	・1次Arガス隔離による液位確保操作 ・1 次メンテナンス冷却系サイフォンブレーク操作 等
□ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □	崩壊熱除去確保	・補助冷却設備自然循環移行操作(遠 ・メンテナンス冷却系緊急起動操作	を隔、現場) ・蒸気発生器による崩壊熱除去操作
「閉じこめる」 放射性物質の閉じ込め機能		•格納容器隔離弁隔離操作(遠隔、手	動)
安全機能のサポート機能		·電源復旧	・空調用冷水の融通による電源確保

1次ナトリウム漏えいにより原子炉停止した後、さらに健全なループから2箇所目の漏えいが発生した場合、中央制御室にて①~③の操作により、当該ループをサイフォンブレークさせて破損箇所を隔離し、原子炉液位を確保する。



図 28. 整備した AM 策の例(1 次主冷却系サイフォンブレーク)

表4. 主な緊急安全対策

安全機能	緊急安全対策
「冷やす」 使用済燃料の冷却機能	・炉外燃料貯蔵槽の冷却確保(自然循環除熱操作及び電源供給後の強制循環除熱操作) ・燃料池の冷却水確保
安全機能のサポート機能	 ・電源確保(中央制御室の監視機能の強化、EVST冷却系への電源供給等) ・緊急時対応の要員、体制の強化 ・緊急時における通信手段の確保 ・中央制御室の作業環境確保

緊急安全対策の概要:津波で機能を喪失した場合でも、電源を確保し、炉心損傷及び使用済 燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制する。



図 29.緊急安全対策の例

(2) 冷却材にナトリウムを使用することを踏まえ考慮した事項

「もんじゅ」は、冷却材にナトリウムを使用しており、原子炉容器、中間熱交換器、補助冷却設備空気冷却器に高低差を付けることにより、SBO状態であっても、自然循環により炉心冷却が可能である。

一方、ナトリウムは化学的に活性であり、空気中に漏れ出すと燃焼し、水と反応すれば水素が発生 する。シビアアクシデント対応方策の検討に当たっては、冷却材にナトリウムを使用しているという高速 炉の特徴を踏まえる必要がある。そのため、起こることは極めて考えにくいが、万一の事態に備えると の視点から、SBO 時にナトリウム漏えい、あるいは蒸気発生器伝熱管からの水漏えいが発生するとし た場合の対応について検討した。

①SBO 条件でのナトリウム漏えい

SBO 条件でのナトリウム漏えいについて、検討事項を図 30,31 に示す。 SBO 時、2 次主冷却系ナトリウム漏えいに対する基本的な対応手順は次のとおりである(図 32)。

1) 漏えい検出は、蓄電池から電源供給を受けるセルモニタ、火災感知器で漏えいの検出を行う。

2) 電源車からの電源供給を受けて、ナトリウムをドレンする。

3) 現場で弁を開けることにより、漏えい区画に窒素を注入する。

上記の手順で、建物及び床ライナの健全性は損なわれないことを確認した。このことから、2次主冷 却系の系統分離が損なわれることはなく、SBO 時に 2次主冷却系ナトリウム漏えいが発生しても健全 なループの自然循環により、炉心冷却は継続できる。



図 30. SBO 条件での 2 次主冷却系ナトリウム漏えいを検討対象とする考え方



図 31. SBO 条件での 2 次主冷却系ナトリウム漏えいに係る検討事項



図 32. 電源の有無による2次主冷却系ナトリウム漏えい時の対応手順の比較

②SBO 条件での蒸気発生器伝熱管水漏えい

SBO 条件での蒸気発生器伝熱管水漏えい(以下、SG 水漏えいという。)について、検討事項を 図 33 に示す。

SBO時、SG水漏えいに対する基本的な対応手順は次のとおりである(図 34)。

- 1) SG 水漏えいは、蓄電池から電源供給を受ける蒸発器カバーガス圧力計、圧力開放板開放検出 器で中~大漏えいを検出する。
- 2) 蒸気発生器緊急ブローは、蓄電池から電源供給等を受けて放出弁で行う。
- 3) 伝熱管への窒素ガス注入は、現場手動操作で行う。

上記の手順で、SG 水漏えい時の 2 次主冷却系の圧力を評価した結果、中間熱交換器及び 2 次主 冷却系の機器・配管は破損しないことを確認した。このことから、ナトリウムー水反応が炉心へ影響する ことはなく、2 次主冷却系の系統分離が損なわれることはない。したがって、SBO 時に SG 水漏えいが 発生しても健全ループの自然循環により、炉心冷却は継続できる。



図 33. SBO 条件での SG 水漏えいに係る検討事項

 電源がある状態での対応手順
 全交流電源喪失状態での対応手順

 SG水漏えい発生
 全交流電源喪失及びSG水漏えい発生

 原子炉自動停止*

 「小漏えい~大漏えい」までの SG水漏えいを検出
 「中漏えい~大漏えい」までの SG水漏えいを検出
 「中漏えい~大漏えい」までの SG水漏えいを検出
 「中漏えい~大漏えい」までの SG水漏えいを検出
 「中漏えい~大漏えい」までの SG水漏えいを検出
 「中漏えい~大漏えい」までの SG水漏えいを検出
 「日本市場市

 「日本市場
 「日本市場

> SG緊急ブロー終了後、伝熱管内 に自動で窒素ガスを注入 SG緊急ブロー終了後、伝熱管内 に現場手動操作で窒素ガスを注入

* 運転員の判断で、原子炉を手動停止する場合がある。

図 34. 電源の有無による SG 水漏えい時の対応手順の比較

(3)追加改善事項

シビアアクシデント対応方策を、事故の教訓を踏まえ、地震・津波時の環境条件も考慮して再検討した結果、次の追加改善事項を抽出した。

①東京電力福島第一発電所事故の知見を反映した改善

東京電力福島第一発電所事故から得られた知見を踏まえ、これまでに整備してきたシビアアクシデント対応方策に改善すべき点はないか点検を行った結果、次の改善事項を得た。

- ○アクシデントマネジメント用手順書に現場手動操作の可否等を追記することとした。
- ○作業環境の悪化に対しては、現場へのアクセスルートを確認し、複数ルートが確保できるように一 部に緊急用の梯子を設置することとした。
- ○体制・通信手段は、非常時に応援できる要員の招集、非常時対応訓練を実施することや衛星電 話などの通信設備の強化を行うこととした。

②蓄電池枯渇時対応手順の整備

万一、電源車からの給電ができなくなり、計装電源が枯渇した場合においても、可搬式の計器を用いて、原子炉、EVST 及び燃料池の冷却に関係する主要なパラメータを監視し、自然循環除熱の継続や消防自動車等による給水など、適切な対応が取れるよう手順を整備した。

③SBO 条件でのナトリウム漏えい時の対応手順の検討

SBO 条件の下でもナトリウムを緊急ドレンすること、運転員が現場で窒素注入することなどの対応方 針を検討した。今後、手順の具体化の検討を行う。

④EVST 自然循環除熱の補強のための検討

EVST 冷却系(通常2系統運転、1ループ待機)については、SBO 時にも電源車を使用して、強制 循環で冷却することとしているが、さらに EVST 内の総発熱量を330kW 以下に制限することで、1ルー プの自然循環でも冷却可能とする。

1.2.12 まとめ

東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価として、地 震、津波、SBO、LUHS 及びその他のシビアアクシデント・マネジメントについて検討を行った結果、「も んじゅ」の地震・津波等に対する燃料の重大な損傷に至ることなく耐えられる裕度を確認し、また、運 転員が対応する時間的余裕もあることを確認した。

安全性に関する総合評価を実施した結果、「もんじゅ」は安全性を保持していることを再認識すると ともに、緊急安全対策により、その安全性がより確実なものとなっていることを確認した。

安全性に関する総合評価の過程で、これまでに整備してきたシビアアクシデント対応方策に改善す べき点はないか点検を行い、冷却材にナトリウムを使用することを踏まえ考慮した事項、追加改善事 項を確認した。

参考文献

- [1] 原子力機構,東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価, JAEA-Research 2013-001,2013,392p
- [2] 原子力機構,高速増殖原型炉もんじゅ「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に 伴う耐震安全性評価結果報告書,平成22年3月12日改訂(補正)
- [3] 原子力機構,高速増殖原型炉もんじゅ技術年報(平成23年度), JAEA-Review 2012-032, 2012, 187p

2. 炉心確認試験データに基づく特性評価 2.1 温度係数評価及び流量係数評価

FBR プラント工学研究センター 炉心・燃料特性評価 Gr.

諸橋 裕子

2.1.1 概要

「炉心確認試験」^{[1],[2],[3],[4]} で実施した「温度係数評価」^{[5] [6]}では、1 次主冷却系循環ポンプの入熱により原子炉及び冷却材の温度を均一に昇降させて温度係数を測定し、解析値並びに平成 6 年に実施した性能試験結果^[7]と比較した。さらに、温度係数からドップラ成分の分離を試みた。

「温度係数評価」と同時期に実施した「流量係数評価」^[8]では、1次主冷却系流量の変化に伴って生じる反応度変化を測定して流量係数を求めて、平成6年に実施した性能試験結果^[9]と比較した。炉心確認試験結果と平成6年性能試験結果の差について、その要因を分析した。

2.1.2 試験方法

以下に、「温度係数評価」及び「流量係数評価」の試験方法を述べる。また、図1に試験時の原子炉 容器出入ロナトリウム温度及び1次主冷却系流量を示す。なお、試験時のプラント状態は次のとおり。

·試験実施期間;2010年6月3日~14日

・試験時のプラント状態

原子炉	零出力臨界			
制御棒位置	BCR 全引抜			
	CCR1 臨界状態を維持するように操作			
	その他約 1000mm			
1次主冷却系	温度 約 190℃~約 300℃ 流量 約 49%~約 100%			
2次主冷却系	温度 約190℃~約300℃ 流量 約7%(ポニーモータ流量)			
補助冷却設備	起動中			
水·蒸気系	停止状態			

(1)温度係数

ゼロ出力臨界状態において、1次主冷却系循環ポンプの入熱と補助冷却設備による温度調整によっ て、原子炉容器出入ロナトリウム温度を約 190℃~300℃の範囲で昇温・降温させた。温度変化前後の 臨界制御棒位置と制御棒校正曲線から反応度変化量を求めて、温度変化量で除することにより温度係 数を算出した。

系統昇温中の計数率は、負の反応度効果により減少するが、制御棒を引き抜くことで一定の範囲内 に維持した。制御棒引抜により印加された反応度と温度上昇による負の反応度がバランスした時、つま り計数率が上昇から下降に転ずる時を臨界状態と考え、データを取得した。系統降温中は昇温中と逆 の手順で測定を行った。測定は、以下に示す5ケース実施した。

① 原子炉容器出入口ナトリウム温度 約 200℃→約 190℃(1 次主冷却系流量約 49%)

② 原子炉容器出入口ナトリウム温度 約 190℃→約 300℃(1 次主冷却系流量約 100%)

③ 原子炉容器出入口ナトリウム温度 約 300℃→約 190℃(1 次主冷却系流量約 49%)

④ 原子炉容器出入口ナトリウム温度 約190℃→約280℃(1次主冷却系流量約90%)

⑤ 原子炉容器出入口ナトリウム温度 約 280℃→約 200℃(1 次主冷却系流量約 49%)

④と⑤のケースは、②と③のケースに比べて温度変化率を小さくした場合の測定である。

(2)流量係数

ゼロ出力臨界状態で、1次主冷却系流量を約49%から約100%、約100%から約49%に段階的に変化 させて、各流量状態での臨界制御棒位置や1次主冷却系流量、原子炉容器出入ロナトリウム温度等を 測定した。温度係数と同様に、流量変化前後の臨界制御棒位置と制御棒校正曲線から反応度変化量 を求めて、流量変化量で除することにより流量係数を算出した。得られた結果は、上述の温度係数で温 度補正を行った。測定は、以下に示すとおり全部で6ケース実施した。(ケース⑤と⑥は再現性の確認 である。)

- ① 1 次主冷却系流量 約 49%→約 100%(原子炉容器入口ナトリウム温度約 200℃)
- ② 1 次主冷却系流量 約 100%→約 49%(原子炉容器入口ナトリウム温度約 200℃)
- ③ 1 次主冷却系流量 約 49%→約 100%(原子炉容器入口ナトリウム温度約 300℃)
- ④ 1 次主冷却系流量 約 100%→約 49%(原子炉容器入口ナトリウム温度約 300℃)
- ⑤ 1 次主冷却系流量 約 49%→約 100% (原子炉容器入口ナトリウム温度約 200℃)
- ⑥ 1 次主冷却系流量 約 100%→約 49%(原子炉容器入口ナトリウム温度約 200℃)



図1 試験時の原子炉容器出入口ナトリウム温度及び1次主冷却系流量
2.1.3 試験結果

(1)温度係数

上述のケース①~⑤における試験結果を表1に示す。測定値は、-2.8×10⁻⁵~-3.1×10⁻⁵ Δk/k/℃となり、炉心管理運用コードによる解析値は約10%の差で一致した。また、平成6年の性能試 験結果と比べて約 0.2×10⁻⁵ Δk/k/℃絶対値が減少した。

測定ケース	温度変化 [℃]	測定結果 [Δk/k/℃]	解析結果 [Δk/k/℃]	平成 6 年性能試験 測定結果 [Δk/k/℃]
1	200→188	-3.1×10^{-5}	-2.8×10^{-5}	-3.4×10^{-5}
2	190→301	-2.8×10^{-5}	-2.7×10^{-5}	-3.0×10^{-5}
3	297→189	-2.9×10^{-5}	-2.7×10^{-5}	-3.1×10^{-5}
4	191→280	-2.9×10^{-5}	-2.7×10^{-5}	
5	276→198	-2.9×10^{-5}	-2.7×10^{-5}	

表1 温度係数の測定結果と解析値及び前回性能試験との比較

(2)流量係数

上述のケース①~⑥における試験結果を表 2 に示す。測定値は、 $-5.0 \times 10^{-6} \sim -6.2 \times 10^{-6}$ $\Delta k/k/%$ flow であった。また、平成6年性能試験の結果と比較すると絶対値がほぼ 1/2 となっている。

測定ケース	1次主冷却系 流量変化	原子炉容器 入口温度	流量係数の測定結果 [Δk/k/%flow]			
	[%]	[°C]	炉心確認試験	平成6年性能試験		
1	約 49→約 100	%5200°C	$-5.0 imes 10^{-6}$	-11×10^{-6}		
2	約 100→約 49	₩9200 C	-6.2×10^{-6}	-11×10^{-6}		
3	約 49→約 100	※5200°C	-6.2×10^{-6}	-11×10^{-6}		
4	約 100→約 49	赤9300 C	$-6.0 imes 10^{-6}$	-11×10^{-6}		
5	約 49→約 100	※5200°C	$-5.5 imes 10^{-6}$	-11×10^{-6}		
6	約 100→約 49	赤9200 C	-6.0×10^{-6}	-11×10^{-6}		

表2 流量係数の測定結果と前回性能試験との比較

2.1.4 考察

(1) 温度係数の結果が前回性能試験結果よりも絶対値が減少した理由 温度係数の測定結果は、平成6年の性能試験結果と比較して、絶対値が約 6~8%減少した。炉心確 認試験炉心と平成6年の炉心との違いは、長期停止により²⁴¹Pu が崩壊して減少し、その分²⁴¹Am が増加している点にあり、重核種中の²⁴¹Am の重量割合は、平均で約1.5wt%(前回性能試験の約3倍)となっていることである。この燃料組成の変化が温度係数に与える影響を解析ベースで分析した。温度係数の成分と温度上昇による反応度効果及び寄与割合を表3に示す。「もんじゅ」炉心においては、ドップラ成分が温度係数全体の約6割を占めていることがわかる。

	温度上昇に伴う影	分類と寄与割合			
ドップラ係数	共鳴吸収増加	共鳴吸収:負	ドップラ成分	ドップラ成分	
構造材温度係数 • 被覆管	構造材密度減少 (軸方向膨張)	中性子吸収減、 スペクトル硬化:正 中性子漏れ増:負	構造材密度成分	-5%	
 ・ラッパー管 	冷却材体積比減少 (径方向膨張) 冷却材密度減少	中性子吸収減、 スペクトル硬化:正 中性子漏れ増: 負		<u></u>	
炉心支持板	炉心内冷却材增加	中性子吸収増、 スペクトル軟化:負 中性子漏れ減:正	冷却材密度成分	6%	膨張成分 計40%
温度係数	炉心半径・径方向 ブランケット内外径増加	中性子漏れ減:正	形状成分	1%	
	集合体ピッチ増加 燃料ペレット軸方向膨張	燃料密度減:負	燃料密度成分	38%	
燃料温度係数	燃料体積増加	中性子漏れ減:正	形状成分	上記1% に含む	1

表3 温度係数の成分と温度上昇による反応度効果及び寄与割合

次に、解析によって求めた燃料核種毎の温度係数成分の前回性能試験との差を図2に示す。これより、燃料組成の変化、特に²³⁹Pu,²⁴¹Pu,²⁴¹Amが変化したことで、主にドップラ成分と冷却材密度成分が変化したため、温度係数の絶対値が減少したと考えられる。





(2) 温度係数におけるドップラ成分分離の試み

温度変化による反応度変化は、ドップラ係数と熱膨脹に起因する温度係数の和として表すことができる。ここで、辺々をΔTで除し、左辺をY、右辺のΔTに関する対数部分の項をXとしてプロットし、線形 回帰により得られる直線の傾きがドップラ係数として求められる。ドップラ成分分離の概念を図 3 に示 す。



図3 ドップラ成分分離の概念

上述の方法により求めたドップラ係数を表4に示す。測定ケース①,③,⑤については、有意な線形回帰ができなかった。測定から得られたドップラ係数は、-8.6×10⁻³~-1.0×10⁻²Tdk/dTとなり、炉心管理運用コードによる解析値との差は約10~30%となった。測定ケース②と④では約20%の差があり、線形回帰できなかったケースや解析値との差など、今後の検討が必要である。

測定をニマ	線形回帰データ範囲	ドップラ係数[Tdk/dT]		
例たり一へ	$[^{\circ}C]$	分離結果	解析值	
1)	_	_		
2	$220 \sim 305$	$-8.6 imes 10^{-3}$		
3	_	_	$-7.8 imes 10^{-3}$	
4	229~285	$-1.0 imes 10^{-2}$		
5				

表 4 線形回帰によるドップラ係数の結果

(3) 流量係数が前回性能試験の約 1/2 になった理由

流量変化による反応度発生のメカニズムは、図4に示すとおり、流量増加により炉心支持構造物が微小に変位し、それによって制御棒が相対的に挿入される効果と、炉心の形状寸法変化(径方向の拡がりなど)の要因が考えられる。



図4 流量変化による反応度発生のメカニズム

平成6年性能試験は、中心制御棒 CCR1 以外の調整棒が中途挿入となっているが、今回性能試験 は過剰反応度が小さかったため、CCR1 以外の調整棒は全引抜状態となっている。炉心に挿入されて いる制御棒位置と本数が異なるので、流量変化による炉心と制御棒の相対的な位置変化量が同様であ っても反応度変化量が異なるため、流量係数が小さくなったと考えられる。そこで、制御棒の相対的な 挿入効果の違いを定量的に評価した。

流量増加による炉心支持構造物の微小な変位量は、総合機能試験において約 2.5mm であることが 確認されている。平成 6 年性能試験及び炉心確認試験、それぞれの制御棒位置から 2.5mm の変位量 に相当する反応度変化を求めて流量係数を算出すると、平成 6 年性能試験は $-6 \times 10^6 \Delta k/k/%$ flow、 炉心確認試験は $-0.7 \times 10^6 \sim -0.8 \times 10^6 \Delta k/k/%$ flow となった。この結果から、炉心の形状寸法変化 等によるその他の要因の成分を算出すると、平成 6 年性能試験は $-5 \times 10^6 \Delta k/k/%$ flow、炉心確認試 験は $-4.2 \times 10^6 \sim -5.5 \times 10^6 \Delta k/k/%$ flow となり、同程度の値となった。両試験の違いは、燃料組成と 制御棒位置であるが、「もんじゅ」における流量係数の発生メカニズムは核的な現象ではないため、燃 料組成の違いが影響するとは考えられず、また制御棒位置の違いが炉心の形状寸法変化等に影響す るとも考えにくいため、この結果は妥当なものである。つまり、平成6年性能試験の流量係数に比べて、 炉心確認試験の結果が約 1/2 となった理由は、制御棒位置の違いによると考えられる。これを図 5 に示 す。



図5 制御棒の相対的な挿入効果と炉心の形状寸法変化

2.1.5 まとめ

炉心確認試験において、温度係数と流量係数を測定した。温度係数の結果は、-2.8×10⁻⁵~-3.1 ×10⁻⁵Δk/k/℃となり、炉心管理運用コードによる解析値と約 10%の差で一致した。平成6年性能試験 の結果と比べて絶対値が約 6~8%減少したが、その理由は燃料組成が変化したことによりドップラ成分 と冷却材密度成分が変化したためと考えられる。また、測定結果からドップラ係数の分離を試みたが、 線形回帰により算出できないケースや測定値間で約 20%の差があること、解析値とは約 10~30%の差が あることなど、今後の検討が必要である。

流量係数の結果は、 $-5.0 \times 10^{-6} \sim -6.2 \times 10^{-6} \Delta k/k/%$ flow となり、平成6年性能試験の結果と比べ て絶対値が約 1/2 となった。これは、制御棒位置の違いによる相対的な挿入効果が異なるためと考えら れる。次回、40%出力プラント確認試験において、本検討の妥当性を確認する予定である。

参考文献

- [1] 宇佐美晋,「もんじゅ」運転再開 臨界達成と炉心特性把握,日本原子力学会誌アトモス第52巻第 10号,(2010)
- [2] 弟子丸剛英,次のステップに動き出した「もんじゅ」(I)-性能試験再開と炉心確認試験の成果, 原子力 eye 3 月号,(2011)
- [3] 城隆久他, 高速増殖原型炉もんじゅ性能試験(炉心確認試験)結果報告書, JAEA-Technology 2010-052, (2011)
- [4] T. DESHIMARU et al., "Restart and Progress of System Start-up Test in MONJU", in: Proc. Global

2011, Makuhari, Japan, Dec. 11-16, 2011.

- [5] 毛利他,日本原子力学会2010年秋の大会,P23,高速増殖原型炉「もんじゅ」性能試験(零出力炉 物理試験) -(6) 温度係数評価 -
- [6] T. MOURI et al., "ISOTHERMAL TEMPERATURE COEFFICIENT EVALUATION FOR THE MONJU RESTART CORE", Nuclear Technology, Vol.179, p.286–307, Aug. 2012.
- [7] 鈴木他,日本原子力学会 1995 年秋の大会,A5,高速増殖原型炉もんじゅの建設(その 68)初期 炉心における等温温度係数の測定
- [8] 諸橋他,日本原子力学会 2010 年秋の大会, P24,高速増殖原型炉「もんじゅ」性能試験(零出力 炉物理試験) -(7) 流量係数評価 -
- [9] 鈴木他,日本原子力学会1999年春の年会,F21,もんじゅ初期炉心における流量係数の測定

JAEA-Review 2013-032

2.2 フィードバック反応度評価

高速増殖炉研究開発センター 技術部 技術課 大川内 靖

2.2.1 概要

「炉心確認試験」^{[1],[2],[3],[4]}で実施した「フィードバック反応度評価」では、制御棒引抜により炉心に正の反応度を印加した後、プラント操作を行わずとも原子炉が安定な状態に静定する自己安定性を有していることを確認^[5]した。また、取得した試験データを用いて、臨界点データに基づく反応度成分の分離評価^[6]を行った。

2.2.2 試験方法

炉心中心に装荷されている粗調整棒 CCR1 による臨界操作を行った後、広域系中性子計装(Wide Range Monitor,以後 WRM と称す)の計数率が約 3000cps、1 次主冷却系及び 2 次主冷却系のナトリウム温度が約 200℃で安定した状態から、CCR1 を一定量引き抜くことで正の反応度を印加した。印加した反応度は、2 ¢,4 ¢,6 ¢ で、制御棒引抜量は 4mm,8mm,12mm である。制御棒引抜後は、プラント操作を行わずに原子炉固有のフィードバック反応度効果と補助冷却設備空気冷却器によるナトリウム温度の制御によって、プラントパラメータが静定するまでの状態を測定した。試験時のプラント状態を図 1 に示す。

·試験実施期間;2010年6月16日~19日

·試験条件

原子炉	零出力臨界	
制御棒位置	BCR 全引抜	
	CCR1 約 400 mm	
	CCR2~10,FCR1~	3 全引抜
1次主冷却系	温度 約 200℃	流量 49%
2 次主冷却系	温度 約200℃	流量 7%(ポニーモータ流量)
補助冷却設備	起動中(空気冷却器	器出ロナトリウム温度 198℃設定)
水·蒸気系	停止状態	



図1 試験時のプラント状態

2.2.3 試験結果

反応度印加後の原子炉出力及び原子炉容器出入ロナトリウム温度の推移、補助冷却設備空気冷却器の挙動、燃料集合体出口温度の変化を以下に示す。これらの試験結果を図 2~図 4 に示す。

(1)原子炉出力(WRM 計数率)の推移

WRM 計数率は、制御棒引抜直後から上昇し、約20分~45分で最大値に到達後、約250分でほぼ 安定状態となることを確認した。図2に反応度印加後のWRM 計数率の推移を示す。なお、図中の計数 率は、WRM の各チャンネル(計3チャンネル)を平均したものである。

(2)原子炉容器出入口ナトリウム温度の推移

反応度印加による原子炉出力の上昇に追従して、原子炉容器出ロナトリウム温度は約2~6℃上昇してほぼ静定値に達した。原子炉容器入ロナトリウム温度は、中間熱交換器を介して補助冷却設備により 制御され、原子炉容器出ロナトリウム温度変化に追従する形で約2~6℃上昇して静定している。図2に 原子炉容器出入ロナトリウム温度の推移を示す。

(3)原子炉出力と冷却材温度等との関係

原子炉出力は、反応度印加により上昇し、最大値に到達後、しばらく降下した後、再び上昇してほぼ 安定状態となっている。この原子炉出力の変化は、冷却材や炉心支持板の膨脹等によるフィードバック 反応度効果によるものである。印加された反応度は、ドップラ反応度、燃料膨脹反応度、冷却材膨脹反 応度、構造材膨脹反応度、炉心支持板膨脹反応度とバランスしたところで炉心の反応度はゼロとなり、 原子炉出力や冷却材温度は安定する。ドップラ反応度は応答が速く、反応度印加による核分裂増加と 同時に負のフィードバック反応度が印加される。一方、燃料等の膨脹による反応度効果、特に冷却材や 炉心支持板の膨脹による反応度効果は、制御棒引抜による反応度印加からそれぞれの温度上昇まで に時間がかかるため、原子炉出力の上昇より遅れてその効果が現れる。炉心支持板の温度は、原子炉 容器入ロナトリウム温度によって変化するため、冷却材が系統を1周するまでの時間がかかる。図2を 確認すると、原子炉出力の上昇後しばらくして原子炉容器出ロナトリウム温度が上昇し、さらに遅れて 原子炉容器入ロナトリウム温度が上昇していることがわかる。原子炉容器出入ロナトリウムの温度上昇 により、冷却材や炉心支持板等の膨脹による負のフィードバック反応度効果で、原子炉出力は降下する。 原子炉出力の降下により、原子炉容器出入ロナトリウム温度は降下し、これにより正の反応度が印加さ れて、原子炉出力は再び上昇を始める。このように、原子炉出力の変化と原子炉容器出入ロナトリウム 温度の変化は、それぞれに影響を与えながら徐々にその変化が小さくなって安定状態となる。

(4)補助冷却設備空気冷却器の挙動

補助冷却設備空気冷却器の入口ナトリウム温度は、原子炉容器出口から中間熱交換器を介して2次 主冷却系にナトリウムが熱輸送されるため、原子炉容器出口ナトリウム温度と同様の挙動を示す。補助 冷却設備空気冷却器入口ナトリウム温度が上昇すると、それに伴って同設備の出口ナトリウム温度が上 昇し、設定温度に従って送風機入口ベーン開度が増加する。

図3にAループの補助冷却設備廻りのパラメータの推移を示す。反応度印加から約400分後には補助冷却設備空気冷却器の出ロナトリウム温度は、設定値である198℃にほぼ制御されているが、送風 機入ロベーン開度は開方向に動作を継続しており、完全には静定していない。これは、空気冷却器か ら中間熱交換器を介して熱輸送されたナトリウムがわずかに温度低下しており、原子炉容器入ロナトリ ウム温度が低下することで、炉心に正の反応度が印加されて原子炉出力が上昇しているためだと考えら れる。

(5)燃料集合体出口温度の変化

本試験は、炉心中心に装荷された制御棒1本だけを引き抜いて反応度を印加し、それによって原子 炉出力やナトリウム温度が変化するものであるが、燃料集合体の出ロナトリウム温度はほぼ平坦に上昇 しており、特異な温度上昇点はなかった。図4に6¢印加時の燃料集合体出口温度上昇の径方向分布 を示す。



図2 原子炉出力(WRM 計数率)と原子炉容器出入ロナトリウム温度の推移



図3 Aループにおける補助冷却設備廻りのパラメータの推移



2.2.4 フィードバック反応度の成分分離と解析値との比較

フィードバック反応度は、次式のとおり出力依存成分と冷却材温度依存成分に分離することができる。 ここでは、試験結果からこれら2つの成分に分離することを試みるとともに、解析値との比較を行う。

 $\rho_{feedback} = K_R \Delta n_{WRM} + K_{in} \Delta T_{in}$ $K_R: 出力依存成分の反応度係数 (\Delta k/k/cps)$ $K_{in}: 冷却材温度依存成分の反応度係数(\Delta k/k/C)$ $\Delta n_{WRM}: WRM 計数率変化 (cps)$ $\Delta T_{in}: 冷却材温度変化 (°C)$

(1)臨界点データに基づく反応度成分の分離

本試験では、制御棒引抜による印加反応度とフィードバック反応度がバランスすることにより、炉心の 反応度がゼロとなる挙動が3回発生する。

- 出力変化の極大点
- ② 出力変化の極小点
- ③ 静定時

ここで、静定時のデータについては前述のとおり、補助冷却設備空気冷却器の入口ベーンは開動作 を継続しており、完全には静定していないため、①と②の測定値から出力依存成分と冷却材温度依存 成分の反応度係数を求めた。データは全部で6点(極大点・極小点×印加反応度3ケース)あり、反応 度投入前後のWRM 計数率変化と原子炉容器入口ナトリウム温度変化から、各反応度係数成分を回帰 分析により求めた。評価の結果、各成分は以下のとおりとなった。 $K_{\rm R} = -3.2 \times 10^{-10} ~(\Delta {\rm k/k/cps})$ $K_{\rm in} = -2.8 \times 10^{-5} ~(\Delta {\rm k/k/C})$



また、図5からフィードバック反応度成分分離モデルと測定値は整合していることがわかる。

図5 フィッティングにより求めた各反応度成分

(2)フィードバック反応度の解析

フィードバック反応度の解析を以下の手法を用いて実施した。実効断面積は、SLAROM-UF^[7]コードを用いてJENDL-3.3^[8]に基づく70群炉定数セットから作成した。炉心計算は、DIF3D^[9]コードを用いて 3次元 Tri-Z 体系による拡散計算を行った。ドップラ係数及び各温度係数は、1次摂動計算により求め、 輸送効果、メッシュ効果、超微細群効果を補正した。また、COBRA4-MJ コードを用いて燃料集合体毎 にサブチャンネル解析を実施し、炉心内の温度分布を求めた。その際の原子炉出力の設定には、補助 冷却設備の除熱量から求めた換算係数(WRM 計数率→出力)を適用した。以上により得られたドップラ 係数、温度係数、温度分布からフィードバック反応度を算出した。解析フローを図6に示す。



上述の解析により得られた6¢投入ケースにおける内側炉心の温度上昇幅分布を図7に示す。出力 変化の極大点では燃料温度上昇が、極小点では全体的な温度上昇(入口温度の上昇)がフィードバッ ク反応度の主な要因であることがわかる。





(3) 測定値と解析値の比較

フィードバック反応度の測定値と解析値の比較を図8に示す。解析値は測定値と良く一致しており、出力変化の極小点の解析値は、測定値に対して約6%過大評価傾向にある。また、解析で得られたフィードバック反応度を Δn_{WRM} と ΔT_{in} それぞれで除することにより、 K_R と K_{in} を求めた結果、 $K_R = -3.0 \times 10^{-10}$ Δ k/k/cps、 $K_{in} = -3.1 \times 10^{-5}$ Δ k/k/ \mathbb{C} となり、C/E 値は K_R については 0.92、 K_{in} については 1.09 となった。



図8 フィードバック反応度の測定値と解析値の比較

2.2.5 まとめ

炉心確認試験で実施した「フィードバック反応度評価」では、制御棒を一定量引き抜き、炉心に正の 反応度を印加した後、「もんじゅ」炉心固有の負のフィードバック反応度と補助冷却設備の制御特性によ って、原子炉出力や冷却材ナトリウム温度などのプラントパラメータが安定することを確認した。また、得 られた試験データを用いて、フィードバック反応度を出力依存成分と冷却材温度依存成分に分離し、定 量的評価を行った。さらに、解析値との比較を行い、±10%の精度で一致することを確認した。本成果は、 アメリシウムを平均で約1.5wt%含有する炉心における測定結果であり、世界的にも希少なものである。

参考文献

- [1] 宇佐美晋,「もんじゅ」運転再開 臨界達成と炉心特性把握,日本原子力学会誌アトモス第52巻第 10号,(2010)
- [2] 弟子丸剛英, 次のステップに動き出した「もんじゅ」(I)-性能試験再開と炉心確認試験の成果, 原子力 eye 3 月号, (2011)
- [3] 城隆久他,高速増殖原型炉もんじゅ性能試験(炉心確認試験)結果報告書,JAEA-Technology 2010-052,(2011)
- [4] T. DESHIMARU et al., "Restart and Progress of System Start-up Test in MONJU", in: Proc. Global 2011, Makuhari, Japan, Dec. 11-16, 2011.
- [5] 宮川他,日本原子力学会2010年秋の大会,P25,高速増殖原型炉「もんじゅ」性能試験(零出力炉物理試験)-(8)フィードバック反応度評価-
- [6] 北野他,日本原子力学会 2012 年秋の大会, P09,「もんじゅ」性能試験(炉心確認試験)における フィードバック反応度評価;(その2)臨界点に基づく測定値評価と解析との比較

- [7] T. Hazama, G.Chiba, et al., "Development of a Fine and Ultra-Fine Group Cell Calculation Code SLAROM-UF for Fast Reactor Analyses", J. Nucl. Sci. Technol., 43, 8, 908 (2006).
- [8] K Shibata et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 39, No. 11 pp.1125-1136 (2002).
- [9] "DIF3D 7.0: Code System for Solving Finite Difference Diffusion Theory Problems", RSIC, CCC-649(1997).

3. 蒸気発生器伝熱管からの水素透過率の評価

田辺裕美

3.1 これまでの知見と本検討の目的

蒸気発生器からの水漏えい監視設備のひとつとして、「もんじゅ」では2次主冷却系ナトリウム配 管部及び蒸気発生器カバーガス部に水素計が設置されている。しかしながら、これらの水素濃度 は水漏えいがない場合でもプラントの運転操作等により変動することから、運転条件と水素濃度の 関係については、通常運転時にデータを蓄積することによりその特徴を把握しておくことが重要で ある。このため「もんじゅ」の前回(1995年)性能試験時のナトリウム中水素濃度のデータを基に検討 を行った^{[1],[2]}。

伝熱管からの水漏えい以外に水素濃度に影響を与える因子としては、主に次のものが考えられる。

①伝熱管内面が蒸気により酸化される際に放出された水素が伝熱管壁を透過してナトリウム 側に拡散する

②系内の構造材表面等に残留する水素化合物からの放出

③純化系の運転条件

運転期間を充分経た後のプラントにおいては、通常運転時の2次主冷却系ナトリウムの水素濃度は、主に蒸気発生器の伝熱管壁を透過してくる水素の生成量と純化系内のコールドトラップでの除去量とのバランスで決まることになる。一方、建設後や改造工事後のプラントでは、開放時に2次主冷却系の機器・配管等に残った微量の湿分がナトリウムとの化合物を形成して残留しており、運転時に昇温とともにナトリウム化合物(NaOH、NaH等)が溶解して水素が拡散することによる水素濃度の変動が生じることがある。

後者は建設後初期段階や改造工事等の直後の運転で注意すべきものであるが、高温ナトリウム による循環運転が継続されれば次第に消滅することになる。一方、前者は運転初期の伝熱管内面 に酸化鉄の被膜が十分に形成されていない段階ほど顕著で、酸化被膜が成長するにつれて次第 に透過量は減少していくが、量は減るものの伝熱管内部からの水素の透過拡散は全運転期間に わたって継続することになる。

また、①、②のいずれについても、系内のナトリウム温度や水・蒸気の温度が変わると、水素透過 量や化合物の溶解量が変動することから、運転条件の変化が水素濃度の変化に敏感に繋がること になる。

水素濃度に最も強い影響を及ぼす①の水素拡散透過量は一般的に単位時間、伝熱管単位面 積当たりの水素透過量として表わされ、海外の先行 FBR やもんじゅを模擬して製作された大洗の 50MW 蒸気発生器試験施設による試験等における値について多くの報告がなされている^[3]。海外 FBR の場合には表1に示すとおり、クロムモリブデン鋼を用いた蒸発器伝熱管の場合でおよそ2× 10⁻¹⁰ [kg/(m²·s)]の値が報告されている。一方、オーステナイト系ステンレス鋼を伝熱管材料とする 過熱器の水素透過量の数値はほとんど報告がないが、ステンレス鋼はクロムモリブデン鋼よりも蒸気酸化されにくいことから、過熱器からの透過量は蒸発器からの値に比べて1桁程度低いとされている。

	水素透過率	給水入	蒸気出		
プラント名	(定常値)	口温度	口温度	伝熱管材料	備考
	$kg/(m^2 \cdot s)$	(°C)	(°C)		
Renadiers(Phenix 研	2.5×10^{-10}	245	515	EV:2-1/4Cr-1Mo 鋼	EV のみの
究開発用 SG)				SH:321SS	透過率
MSG(CRBRP 研究開	$0.98 imes 10^{-10}$	235	503	EV、SH とも	EV、SH 合
発用 SG)				2-1/4Cr-1Mo 鋼	計
Phenix	2.1×10^{-10}	246	513	EV:2-1/4Cr-1Mo 鋼	EV のみの
				SH:321SS	透過率
50MWSG(もんじゅ研	1.8×10^{-10}	240	487	EV:2-1/4Cr-1Mo 鋼	EV のみの
究開発用 SG)				SH:321SS	透過率
PFR	2.2-4.4 ×	288	514	2-1/4Cr-1Mo 鋼	EV のみの
	10^{-10}				透過率
EBR-II	$0.59 imes 10^{-10}$	286	450	EV、SH とも	EV、SH 合
(2 重管蒸気発生器)				2-1/4Cr-1Mo 鋼	計

表1 高速炉やその研究開発用蒸気発生器の水素透過率データ[3]

EV:蒸発器、SH:過熱器

50MW 蒸気発生器試験では、蒸発器からの拡散水素量は初期通水後 10~15 日までの拡散水 素量は 6~10×10⁻¹⁰ [kg/(m²·s)]、また初期通水後 50 日以降の値は 1~2×10⁻¹⁰ [kg/(m²·s)]で、 過熱器からの透過水素量は無視できるほど小さいと報告されている^[4]。

本項での検討は、これらの知見を踏まえて以下を確認することにある。

- (1) 伝熱管からの透過水素量及び化合物からの溶解水素量の時間的推移、
- (2) 蒸発器(更には可能なら過熱器からの)水素透過率の値(先行炉との比較)

3.2 1995 年の性能試験データ

2次主冷却系内の水素濃度 C の時間変化は、下式で表すことができる。

$$\frac{dC}{dt} = \frac{SA}{W_N} - \eta \frac{Q_{CT}}{W_N} \left(C - C_{SCT}\right) + \frac{G_H}{W_N} + \frac{D_N}{W_N}$$
(1)

 (\pm)

ここで、

S	蒸気発生器伝熱管単位面積当たりの水素透過率 [kg/(m ² ·s)]
А	蒸気発生器伝熱管の表面積 [m ²]
W _N	2次主冷却系1系統当たりのナトリウム量 [kg]
η	コールドトラップ捕獲効率
Q _{CT}	純化系のナトリウム流量 [kg/s]
С	2次主冷却系ナトリウム中の水素濃度 [-]
C _{SCT}	コールドトラップ出口のナトリウム中水素濃度
G _H	水漏えいによる単位時間当たりの水素発生量 [kg/s]

D_N ナトリウム化合物からの単位時間当たりの溶解水素量 [kg/s]

即ち、(1)式の右辺はそれぞれ透過水素量(第1項)、コールドトラップでの捕獲量(第2項)、水漏 えい時の発生水素量(第3項)、及びナトリウム化合物からの溶解水素量を表す。第3項は、伝熱管 からの水漏えいが無ければゼロであり、また第4項は高温ナトリウムによる循環運転を十分経験し たプラントの場合には事実上無視できると考えられる。もんじゅの場合は、1995年の性能試験開始 前にポンプ加熱による最高約400℃のナトリウムによる循環運転を実施したが、その運転による系 内水素の除去効果を確認することもひとつの関心事項である。

1995年の2月から12月にわたって実施された性能試験では合計8回の起動試験が行われた が、当初は蒸発器単独での蒸気生成運転が行われ、第5回起動試験以降に蒸発器と過熱器との 連結運転が行われた。

もんじゅプラントデータシステム MIDAS に収録されている 1995 年の性能試験データから、時々 刻々のナトリウム中水素濃度、ナトリウム流量等の値を(1)式に代入することにより、水素透過率を求 めることとした。求めるに当たっては以下のような前提を用いた。

- 1) 前回性能試験では伝熱管からの水漏えいはなかったので G_H=0とする。
- 2) 伝熱管からの透過水素量とナトリウム化合物からの溶解水素量を分離して求めることはできないので、単位時間、単位伝熱管表面積当たりの水素透過率として表すが、その中にはナトリウム化合物からの水素溶解率も含まれることになる。
- 3) 蒸発器単独運転時は問題ないが、蒸発器ー過熱器連結運転時には蒸発器からの透過水素 と過熱器からの透過水素を個別に求めることはできない。しかし過熱器からの寄与は蒸発器 に比べて小さいと予想されるので、まずは過熱器からの水素はないとして全てが蒸発器から のものと仮定した。
- コールドトラップ出口のナトリウム中水素濃度は、コールドトラップ底部温度の飽和溶解度に 等しいとした。
- 5) 性能試験中に実施したコールドトラップ性能確認試験の結果に基づいて、コールドトラップ効 率 η =0.9 を用いる。



以上の前提を基に 1995 年の性能試験時の各起動試験での各ループの水素濃度と水素透過率 を図1に示す。水素濃度は MIDAS に収録されているポンプ入口での値を用いた。

図1 1995年性能試験での水素透過率(過熱器からの水素移行はないと仮定)

レベルは A ループが最も高く、次いで C→B ループの順に低くなっているが、原子炉停止期間 にもレベル差がほぼそのまま保持されていることから、A 及び C ループの値はゼロ点のドリフトの可 能性が高いと考えられる。但し、ここではゼロ点補正は行わず、測定値をそのまま用いた。水素透 過率の値からは、以下のことが分る。

- 水素透過率のレベルは B 及び C ループに比べて A ループが常に最も高い。
- 起動試験2以降顕著な水素透過率の低下が認められ、起動試験5の前半(蒸発器単独運転 期間)には、1.2~1.9×10⁻¹⁰ [kg/(m²⋅s)]まで低下している。
- 蒸発器-過熱器連結運転を行った起動試験5の後半以降は、水素透過率は一旦起動試験1 や2のレベルまで跳ね上がり、その後低下の傾向が見られるが、起動試験5のレベルまでは 下がっていない。

3.3 考察

3.3.1 水素透過率の時間的推移の説明

前項のデータ整理結果を基に、以下の考察を行った。

- ・A ループの水素透過率の高さは A ループの水素濃度レベルの高さを反映したものであるが、上 記理由により真値はむしろほとんどドリフトのない B ループの値に近いと考えられる。
- ・起動試験2以降の水素透過率の低下は、主として伝熱管内面の酸化被膜の成長によるものと考えられるが、ナトリウム化合物からの水素の溶解の進行の効果も含まれていると考えられる。
- ・系統温度の上昇とともに水素濃度が上昇する理由は、一つには水素透過率が材料温度のアレニ ウス型関数として表現されるように、伝熱管温度に依存しているためである。他方、ナトリウム化合 物が水素濃度を上昇させるメカニズムは、構造材に付着している固相の NaH や NaOH が昇温と ともに融点を超えてナトリウム中に溶け出すことによってナトリウム中水素濃度が上昇する効果が 考えられる。純粋な NaH の融点は約 800℃と高いが、文献^[5]によれば熱分解温度は 420℃とされ ており、更にそれより低い温度でもナトリウム中に液相として存在しうることから、昇温時には NaH からの水素が水素濃度の増加につながると考えられる。また NaOH の融点は 318℃(大気圧下)と 低く本条件でも容易に融解することから下記の反応により水素が分離して、水素濃度の上昇に つながると考えられる(但し、式中[g]は状態が気相であることを、[sl]は固相又は液相であることを 示す。)。

 $Na[sl] + NaOH[sl] = 0.5H_2[g] + Na_2O[sl]$

・前述のとおり、オーステナイト系ステンレス鋼を材料とする過熱器伝熱管は蒸気酸化の影響を受けにくく水素透過率は蒸発器の場合よりかなり小さいとされているが、起動試験5後半の蒸発器ー過熱器連結運転後、水素透過率が急上昇していることから、過熱器からの水素透過も無視できない可能性が考えられる。もちろんここでは連結運転で485℃の高温ナトリウムを過熱器内に流したことによるナトリウム化合物の溶解の効果も考慮する必要がある。

3.3.2 過熱器連結運転時の水素透過率の推定

前節では過熱器からの水素を無視したが、ここではその寄与の評価を試みる。水漏えいやナトリウム化合物からの水素発生が無視でき、水素濃度が定常状態にある場合には、透過水素の寄与を蒸発器と過熱器とに分離することにより、(1)式は(2)式の形で表すことができる。

$$S_{EV}A_{EV} + S_{SH}A_{SH} = \eta Q_{CT}(C - C_{SCT})$$
⁽²⁾

ここで添え字、EV 及び SH はそれぞれ蒸発器及び過熱器の寄与を表す。

図1を見ると、起動試験4から5にかけては蒸発器単独運転時の水素透過率の低下傾向が収ま り次第に静定しつつある段階と見ることができる。まだ完全な定常状態とはいえないものの概ね定 常状態に近づきつつあると見て、蒸発器ー過熱器連結運転期間の評価に(2)式の適用を試みた。 即ち、蒸発器伝熱管の水素透過率は起動試験5の前半の値1.2~1.9×10⁻¹⁰ [kg/(m²·s)]から変化



はないと仮定して、連結運転時の過熱器伝熱管の水素透過率を数値的に求めてみたのが、図 2 の黒印である。

図2 1995年性能試験での水素透過率(連結運転後の蒸発器分は一定と仮定)

過熱器からの水素透過率は起動試験5の途中、蒸発器単独運転から蒸発器・過熱器連結運転 に切替えた直後に一旦 6^{~10×10⁻¹⁰} [kg/(m²·s)]という高い値が見られ、その後起動試験7にかけて 急激な低下がみられる。特に起動試験 6 で高温運転を継続して実施した際に、約 5×10⁻¹⁰ [kg/(m²·s)]から約2×10⁻¹⁰ [kg/(m²·s)]まで急速に下がった(なお、起動試験7の途中一時的に見ら れる約 4×10⁻¹⁰ [kg/(m²·s)]の高い値は、ナトリウム中水素濃度の一時的なピークと同様に水系へ のヒドラジン注入効果によるものである)。

既報^[6]で述べたとおり、この水素透過率低下の時期は、過熱器通気後に過熱器入口ナトリウム 温度 485℃での高温循環運転を 18 日以上継続して実施した期間に相当する。その 11 日目に水 素濃度の変曲点があり、この前後で水素濃度の移行メカニズムに変化が見られることから、11 日目 までにナトリウム化合物からの水素の溶解がほぼ進行したと考えられる。

しかしながら、起動試験7での過熱器伝熱管からの拡散水素率の値1~2×10⁻¹⁰ [kg/(m²・s)]は オーステナイト系・ステンレス鋼の値としてはまだ相当高いものと考えられることから、伝熱管内面の 酸化被膜の成長は未だ途中段階にあると考えられ、この後性能試験での運転が継続されれば、更 に低下した可能性が十分考えられる。

3.4 まとめ

- 1. で挙げた検討目的に照らすと、検討の結果は以下のとおり結論することができる。
- (1) 伝熱管からの透過水素量及び化合物からの溶解水素量の時間的推移

伝熱管からの透過水素量と化合物からの溶解水素量を分離して求めることはできないが、ナ トリウム化合物からの水素の溶解は、400℃でのナトリウム高温循環運転を通して着実に進行し、 起動試験5の辺りでは一旦ほぼ落ち着いた。更に連結運転時の485℃での高温循環運転による 水素の溶解も起動試験6及び7で着実に進行したと考えられる。しかしながら、伝熱管からの透 過水素量はまだ完全に静定したとは言えず、今後伝熱管内面の酸化被膜層の成長に伴い、 徐々に低下する可能性はある。

(2) 蒸発器及び過熱器からの水素透過率の値(先行炉との比較)

蒸発器の水素透過率は単独運転の最後に1.2~1.9×10⁻¹⁰ [kg/(m²·s)]に達し、静定する傾向 が見られた。この後まだ低下する可能性もあるが、海外先行炉や大洗での50MWSG 試験での結 果と数値的には近い値となっている。一方過熱器の水素透過率はまだ急速な低下の途中段階 にあって静定したとは言い難く、この時点ではまだ有意な値が得られたとは言えない。

これらナトリウム化合物からの溶解水素も含めた水素透過率の推移については、今後性能試験が再開されれば、その傾向を再確認するとともに、更に高温運転が継続された後の蒸発器及び過熱器それぞれの水素透過率の静定値を特定することができ、水漏えい検出の高精度化に資することが期待される。

参考文献

[1] D. Doi et al., "Evaluation of Hydrogen Transport behavior in the Power rising Test of Japanese Prototype Fast Breeder Reactor Monju," Proc. Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE20-POWER2012), Anaheim, Calif., USA, July 30-August 3 (2012).

[2] K. Ito et al., "Hydrogen Concentration Behavior in the IHTS of Monju," Proc. Int.Cong. on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2013), Jeju Island, Korea, April 14 -18 (2013).

[3] P. Roy et al., "Hydrogen Burden from the Steam Side Corrosion in Sodium-Heated Steam Generator," Nucl. Technol. Vol.39, p.213 (1978).

[4] 動燃事業団 金子義久他、「50MW 蒸気発生器試験施設における水リーク検出システム評価 試験-第9報-」PNC TN941 85-22、1985 年 2 月.

[5] 田村秀雄ほか「水素吸蔵合金-基礎から最先端技術まで-」、p.55.

[6] 日本原子力研究開発機構「高速増殖原型炉もんじゅ技術年報(平成 23 年度)」JAEA-Review 2012-032, pp.56-75.

4. 保障措置システムの構築

高速増殖炉研究開発センター 技術部 技術課

山口 裕

4.1 概要

「もんじゅ」の炉心に装荷されている燃料集合体及び炉外燃料貯蔵槽(EVST)に貯蔵されている燃料集合体は、液体ナトリウム中にある。これらのエリアでは、燃料集合体の直接検認(視認)が困難であることから、「もんじゅ」の主要な保障措置は、監視カメラと放射線モニタのように機能の異なる2つの監視装置による二重監視が適用されている。また、監視の連続性の強化及び査察業務の効率化を図るため、リモートモニタリングシステム(RMS)を開発した。さらに、使用済ブランケット燃料集合体の監視の強化、及び燃料集合体と非燃料集合体の識別の信頼性向上を図るため、燃料出入機放射線モニタ(EVRM)及び出口ゲート放射線モニタ(EXGM)の改良を行った。その結果、「もんじゅ」では、2009年11月に統合保障措置(IS)へ移行され、強化及び効率化された保障措置活動が実施されている。

4.2 「もんじゅ」の炉心及び燃料

炉心は、198 体の炉心燃料集合体と、それを囲む 172 体のブランケット燃料集合体から構成 されている。炉心燃料集合体の上部と下部は劣化ウランを含有し、炉心に対して軸方向ブラン ケット領域を形成している。全ての燃料集合体は、全体の寸法が同じで、六角形の外形を有し ており、その1 体当たりの重量は約 200kg、長さは約 4.2m である。炉心燃料集合体は 169 本 の炉心燃料要素を有し、ブランケット燃料集合体は61本のブランケット燃料要素を有している。 炉心燃料要素には混合酸化物 (MOX)と劣化ウラン酸化物のペレットが、また、ブランケット燃 料要素には劣化ウラン酸化物のペレットが充填されている。「もんじゅ」の炉心構成図を図1に、 燃料集合体構成図を図2 に示す。炉心燃料領域は、出力分布の平坦化を図るため、径方向 にプルトニウム富化度の異なる2 つの領域に分かれており、内側炉心領域及び外側炉心領域 における平衡炉心の核分裂性プルトニウム富化度は、それぞれ、約16wt%以下及び約 21wt%以下である。なお、炉心燃料の設計上の平均取出し燃焼度は約 80000MWd/t である。



炉心構成要素		記号	数量(体)
炉心燃料	内側炉心	\bigcirc	108
集合体	外側炉心	\bigcirc	90
ブランケット	然料集合体	$\langle \! \ast \! \rangle$	172
制御棒 集合体	微調整棒	F	3
	粗調整棒	C	10
	後備炉停止棒	B	6
中性子源集合体		\diamond	2
中性子しゃへい体			316
サーベイランス集合体			8

図1「もんじゅ」炉心構成図

JAEA-Review 2013-032



4.3 燃料の取扱いと貯蔵

「もんじゅ」の燃料交換は、設計上、原子炉停止期間中に年2回実施する計画であり、燃料の約5分の1(炉心燃料集合体については、初装荷炉心及びそれ以降当分の間は、約4分の1)を1回の燃料交換で取り換える。新燃料取扱経路を図3に、使用済燃料取扱経路を図4に示す。

新炉心構成要素は、新燃料貯蔵ラックから、燃料出入機(EVTM)が接続する位置まで地下 台車によって移動し、その後、ナトリウム中で一時貯蔵を行うため、EVTM により炉外燃料貯蔵 槽(EVST)へ移送される。EVST は、原子炉運転中においても、使用済炉心構成要素の移送 やナトリウム洗浄が実施できるように原子炉建物の外側に位置している。ナトリウムが充填された 燃料移送ポットは、EVSTと原子炉容器の間でEVTMにより炉心構成要素を移送するために用 いられる。

「もんじゅ」の燃料交換には、単回転プラグ固定アーム方式の燃料取扱システムが用いられる。 炉心構成要素の取扱いは、原子炉容器内では炉内中継装置(IVTM)と燃料交換装置(FHM) により、また、原子炉容器外ではEVTMにより行う。

使用済炉心構成要素は、EVST 内で貯蔵する。原子炉容器から取り出された使用済炉心 構成要素は、EVST に移送するまでの間、温度を許容最高温度以下に保つため、EVTM のガ ス冷却システムによって冷却される。EVTM は、原子炉建物と原子炉補助建物の間を直線方 向に運転できるように設計されており、EVTM に連結する地下台車、EVST、燃料検査槽、洗浄 設備、燃料缶詰設備及び水中台車は、全て、EVTM の走行エリアに沿って設置されている。ま た、EVST には 250 体の炉心構成要素を、燃料池には約 1400 体の使用済燃料集合体を貯蔵 することが可能である。



図4 使用済燃料取扱経路

4.4「もんじゅ」の保障措置

「もんじゅ」は、保障措置の適用の観点から、軽水炉と比較して以下の特徴を有している。

- (1) 新燃料にプルトニウム(未照射直接利用物質)を使用すること。
- (2) 冷却材にナトリウムを使用すること。(炉心、炉外燃料貯蔵槽)

(3) 燃料取扱いは、燃料取扱制御室での遠隔操作にて運転が行われ、複雑であること。

(4) 使用済燃料集合体は、水中に貯蔵される前に、1体ずつ缶詰処理されること。

従って、「もんじゅ」の燃料集合体に対しては、軽水炉の通常査察で用いられている直接検認の手続きを適用することは困難である。

「もんじゅ」は、新燃料にプルトニウム(未照射直接利用物質)を使用することから、査察の頻度が軽水炉と比較して高く、燃料の移動の監視が要求されている。このため、全ての燃料取扱経路に監視・封じ込め機器(監視カメラ、放射線モニター、封印)を配置し、燃料の移動を監視している。この監視・封じ込め機器による燃料の移動の監視は、査察(中間在庫検認)時の核燃料物質の測定を回避可能としており、査察活動の効率化に大きく貢献している。

「もんじゅ」の燃料集合体は、通常、新燃料取扱エリア、EVST、原子炉容器及び燃料池のい ずれかに貯蔵されている。このうち、新燃料取扱エリア及び燃料池では、燃料集合体の検認の ための立入りが可能である。しかし、原子炉容器及びEVSTの接近困難区域(ナトリウム中の燃 料集合体の員数及び集合体番号を直接検認(視認)することができない区域)では、貯蔵され ている燃料集合体の検認のための立入りは不可能である。この原子炉容器及びEVSTに貯蔵 されている燃料集合体の体数は、中性子及びガンマ線の測定による燃料集合体の流れの監 視によって検認することが可能である。そのため、原子炉容器及びEVSTにおける燃料集合体 の流れは、もんじゅ炉心放射線モニタ(MCRM)及びEVST放射線モニタ(EVSM)のいずれかと、 監視カメラによって監視が行われており、それらは二重監視システムを構成している。

新燃料取扱エリアでは、輸送容器及び新燃料貯蔵ラックに電子シール(VACOSS シール又はEOSSシール)が取り付けられており、これと監視カメラの組合せにより、監視の連続性が確保されている。炉心燃料集合体の受入れ時には、IAEA 査察官の立会の有無(この立会の有無は IAEA 査察官によってランダムに選ばれる)にかかわらず、新燃料取扱室のすぐ外側の監視カメラの下で、輸送容器に取り付けられている VACOSS シールは取り外されるが、監視カメラにより、新燃料貯蔵ラックへの新燃料集合体の移動の監視は継続して行われる。

図 3 及び図 4 に示す各放射線モニタは、IAEA によって設置された監視カメラとの組合せに よって、新 MOX 燃料集合体と照射済燃料集合体との識別と、その移動の方向の検知を可能 としている。

4.4.1 入口ゲートモニタ(ENGM)

入口ゲートモニタ(ENGM)は、IAEA によって開発された非破壊分析装置で、新燃料集合体の新燃料貯蔵ラックから EVST への移動の際に通過する位置に中性子検出器が設置されており、新燃料を地下台車に吊降ろす際に、監視カメラの映像との組合せにより新炉心燃料集合体と他の炉心構成要素を識別することが可能である。

ENGMの検出器としては、カラー(collar)状のポリエチレンブロック内に24個のHe-3中性子 検出器が設置されており、これにより、燃料集合体の移動方向の検知が可能となっている。そし て、ENGMは、同期計数回路を含む、JSR-12と称する信号処理装置と、データ処理計算機も 有している。中性子検出器の信号は、冗長性を考慮して、2つの独立したシステム(信号処理 装置及びデータ処理計算機)へ送られ、データの処理・保存が行われる。ENGMの構成と写真、

表 1 ENGM の構成					
	システム A	システム B			
信号処理装置	JSR-12	JSR-12			
データ保存	PC PC				
検出器 He-3 中性子検出器:24 個					

及び概念図を、それぞれ、表1、図5及び図6に示す。



燃料集合体

キャビネット・

中性子検出器



図 6 ENGM 概念図

4.4.2 燃料出入機放射線モニタ(EVRM)

燃料出入機放射線モニタ(EVRM)では、図7に示すように、EVTMの持つ2つのコフィン(燃料を収納する容器)のそれぞれに検出器が設置されている。各コフィンに設置された検出器を用いて、EVTMに出入りする燃料集合体の中性子及びガンマ線を検出することにより、燃料集合体の移動を監視している。

EVRMの1つのシステムは、He-3中性子検出器、ガンマ線検出器(電離箱)、Mini-GRAND と称する中性子・ガンマ線検出器信号処理装置、及びデータ処理計算機から構成されている。 EVRMの構成を表2に示す。なお、検出器の信号は、冗長性を考慮して、2つの独立したシス テム(信号処理装置及びデータ処理計算機)へ送られ、データの処理・保存が行われる。

使用済ブランケット燃料集合体の監視強化、燃料集合体と非燃料集合体(制御棒集合体、 中性子しゃへい体等)の識別及び新燃料集合体と使用済燃料集合体の識別の信頼性向上 を図るため、2008年2月に、中性子検出器の長さを延長して、当該検出器の効率が約4倍に 向上する改良を実施した。改良した EVRM の中性子検出器を図8に示す。

2009 年 6 月には、全出力換算日数で約 40 日(40EFPD)の運転を経験した低燃焼度の使用済ブランケット燃料集合体を、EVRM により検知できることを確認した。EVRM による使用済ブランケット燃料の放射線データを図 9 に示す。





 ★
 ★
 ↓
 ガンマ線データ
 (時間)

 図 8 EVRM の改良後の中性子検出器
 図 9 EVRM による使用済ブランケット燃料集合体の

放射線データ(EVST から燃料池への移動時)

4.4.3 炉外燃料貯蔵槽放射線モニタ(EVSM)

He-3チューブ (3本)

ポリエチレン

1.1 m

0.6 m

EVST には、新燃料集合体、使用済燃料集合体及び燃料以外の非燃料集合体(制御棒 集合体、中性子しゃへい体等)が貯蔵される。冷却材には、ナトリウムが使用されていることから、 直接燃料を視認することができない貯蔵設備(接近困難区域)である。このような接近困難区 域に対しては、IAEAのクライテリアでは、機能の異なる2つの監視機器による監視(二重監視) が要求されることから、炉外燃料貯蔵槽放射線モニタ(EVSM)と監視カメラによる二重監視が 行われている。EVSM では、図 10 に示すように、EVSTの燃料集合体の出入りを監視するため、 EVSTの出入口(EVSTドアバルブの東側及び西側)に中性子検出器が設置されている。

EVSM の1つのシステムは、He-3 中性子検出器、JSR-12と称する中性子検出器信号処理 装置、及びデータ処理計算機により構成される。EVSM の構成を表3に、EVSM の中性子検出 器を図11に示す。なお、中性子検出器からの信号は、冗長性を考慮して、2つの独立したシス テム(信号処理装置及びデータ処理計算機)へ送られ、データの処理・保存が行われる。 EVSM による使用済炉心燃料集合体の放射線データを図12に示す。

JAEA-Review 2013-032



4.4.4 もんじゅ炉心放射線モニタ(MCRM)

「もんじゅ」の炉心は、EVSTと同様に冷却材にナトリウムが使用されることから、接近困難区 域への二重監視の要求の対応として、もんじゅ炉心放射線モニタ(MCRM)と監視カメラによる 二重監視が行われている。MCRM では、図 13 に示すように、原子炉容器の燃料の出入りを監 視するため、原子炉容器頂部しゃへいプラグ上の 0°及び 180°の位置の各々に中性子検出 器が設置されている。

MCRM の1つのシステムは、図 14 に示す He-3 中性子検出器、JSR-12 と称する中性子検 出器信号処理装置及びデータ処理計算機から構成されている。MCRMの構成を表4に示す。 また、監視の妨害対策のために 0°検出器の周囲に保障措置シールドボックスを設置している。 なお、中性子検出器からの信号は、冗長性を考慮して、2つの独立したシステム(信号処理装 置及びデータ処理計算機)へ送られ、データの処理・保存が行われる。MCRM による使用済炉 心燃料集合体の放射線データを図 15 に示す。

JAEA-Review 2013-032



図 14 MCRM の中性子検出器

図 15 MCRM による使用済炉心燃料集合体 の放射線データ(原子炉容器からの出入れ時)

4.4.5 出口ゲート放射線モニタ(EXGM)

出口ゲート放射線モニタ(EXGM)では、水中台車から燃料池への使用済燃料集合体の出入りを監視するため、使用済燃料集合体が水中台車から燃料移送機に向かって通過する移送位置に検出器が設置されている。EXGMの概念図を図 16 に示す。

EXGMは、He-3中性子検出器、ガンマ線検出器(電離箱)、MINI-GRAND及びデータ処理 計算機から構成されている。EXGMの構成を表5に示す。EXGMの検出器は、2本の案内管を 用いて水中に設置されており、一方の案内管には、使用済燃料集合体を検知するため、1個 の He-3 中性子検出器と1個のガンマ線検出器(電離箱)が収納されているのに対し、他方の 案内管には、燃料の移動方向を検知できるように2個のガンマ線検出器(電離箱)が収納され ている。なお、検出器の信号は、冗長性を考慮して、2つの独立したシステム(信号処理装置及 びデータ処理計算機)へ送られ、データの処理・保存が行われる。

使用済ブランケット燃料集合体の監視強化、燃料集合体と非燃料集合体(制御棒集合体、 中性子しゃへい体等)の識別及び新燃料集合体と使用済燃料集合体の識別の信頼性向上 を図るため、2009年5月に、中性子検出器をB-10中性子検出器からからHe-3中性子検出 器へ変更するとともに、新規のガンマ線検出器(電離箱)を追加して設置した。そして、約 40EFPD の運転を経験した低燃焼度の使用済炉心燃料集合体及び使用済ブランケット燃料 集合体を EXGM によって検知できることを確認した。EXGM の使用済炉心燃料及び使用済ブ ランケット燃料の放射線データを、それぞれ図 17 及び図 18 に、また、改良した EXGM の検出 器を図 19 に示す。



図 19 EXGM 検出器

4.5 リモートモニタリングシステム(RMS)

リモートモニタリングシステム(RMS)は、監視データの収集と連続的な監視の強化及び統合 保障措置(IS:Integrated Safeguards)への移行による査察活動の負荷の低減を目的として開 発を行い、2008年2月に導入した。燃料取扱エリアに分散配置されている保障措置機器のデ ータは、各キャビネットのコンピュータに保管されている。各キャビネット内のデータは、「Facility focus computer」と呼ばれる1 つのシステムに収集され、IAEA はインターネット上で「Facility focus computer」にアクセスすることにより、遠隔地から、いつでも、保障措置データの収集及び 保障措置機器の状態把握を実施することができる。RMSの概念図を図 20 に示す。

「もんじゅ」では、データの転送にパーソナルハンディフォンシステム(PHS)によるワイヤレスデ ータ通信を適用した。この PHS の保障措置への適用は、過去に前例のない取組みであった。 なお、PHS は「もんじゅ」の構内電話用として既に整備されていたため、必要最小限の設置費 用で導入することができた。

RMS は、PHS データ転送カード、PHS モデム、仮想プライベートネットワーク(VPN)装置及び コンピュータで構成されている。RMS は、毎日設定した時刻に、各キャビネットから「Facility focus computer」に必要なデータをダウンロードするようにプログラムされており、通信が何らかの 理由で切断された場合には、すべての必要なデータがダウンロードされるまで、アクセスを繰り 返すようにプログラムされている。また、「もんじゅ」とIAEA の間のデータ通信は、VPNを介してデ ータを暗号化することにより、セキュリティを確保している。これにより、IAEA は、施設にアクセス することなく、保障措置機器のデータを取得することができるため、査察業務の効率化が図られ た。なお、RMS を導入して 5 年以上が経過したが、これまでに、トラブル等は発生しておらず、 RMS の高い信頼性を確認することができた。



図 20 リモートモニタリングシステム(RMS)概念図

4.6 統合保障措置(IS)

統合保障措置(IS)は、従来の保障措置(INFCIRIC153)に加えて、査察をランダムに実施 すること等によって、IAEAの保障措置活動の強化及び効率化を図るために導入された。ISは、 IAEA がその国に未申告物質及び未申告活動が存在しないとの結論(「拡大結論」)を導出し た場合に実施される。日本は、2004年の「拡大結論」後に IS の適用が開始された。

「もんじゅ」が IS に移行するための要件は、ランダム査察及び RMS の導入であった。このことから、2008年2月に RMSを導入し、ランダム査察の導入も含めて「もんじゅ」の統合保障措置アプローチ(ISA)について協議を重ねた結果、2009年11月、文部科学省核不拡散・保障措置室と IAEA 間で ISA に合意し、IS に移行した。IS の導入により、IAEA の保障措置活動の強化及び効率化が図られた。IS の導入前後の査察実績を表6及び表7に示す。

事業者としては、表7に示すとおり、ISの「もんじゅ」への導入により、査察対応に係る業務は 低減したが、ランダム査察実施通告に対する待機及び施設の運転状況(原子炉運転、燃料移動、燃料交換等)の事前通知及び変更通知等が必要となった。

	IS 移行前の査察対応		IS 移行後の査察対応		
	中間査察	実在庫検認	ランダム中間査察(RII)		実在庫検認
頻 度 毎月1回			年 5 回以上		
		年1回	2日前通告 RII	2時間前通告 RII	年1回

表 6 統合保障措置(IS)移行前後の査察対応

	IS 移行前		IS 移行後		
	2008 年	2009 年	2010 年	2011 年	2012 年
実在庫検認	1 回	1 回	1 回	1 回	1 回
中間在庫検認	11 回	10 回	4回(RII*)	5回(RII*)	5回(RII*)
空容器検認	2 回	4 回	0 回	0 回	0 回
受入検認	3 回	1 回	1回(RII*)	0 回	0 回
払出検認	0 回	0 回	0 回	0 回	0 回
	17 回	17 回	6 回	6 回	6 回
	(36 人・日)	(32 人・日)	(7人・日)	(7 人・日)	(7 人・日)

表7 統合保障措置(IS)移行前後の査察実績

*:ランダム中間査察(Random Interim Inspection)

4.7 まとめ

監視カメラ及び放射線モニタのような機能の異なる 2 つの監視装置によって構成される二重 監視システムは、原子炉容器及び EVST における燃料集合体の出入れの流れを検知するのに 適用できている。この方法は、接近困難区域における燃料集合体の員数を検認するのに効果 的であることを確認した。また、使用済ブランケット燃料集合体の監視を強化するとともに、燃料 集合体と非燃料集合体の識別の信頼性を向上させるため、EVRM 及び EXGM の改良を実施 した。さらに、連続監視の強化及び査察活動の負荷低減を図るため、RMS を開発した。これら の放射線モニタ及びシステムは、「もんじゅ」の保障措置アプローチの確立と効率的な保障措 置の実施に大きく貢献した。そして、「もんじゅ」に設置されている保障措置機器を使用して、全 ての燃料取扱経路において燃料集合体の監視が可能であることを確認した後、2009 年 11 月 に、IS が「もんじゅ」に適用された。

「もんじゅ」の建設段階(1985 年頃)に開始した、「もんじゅ」の保障措置に係る一連の設計、 開発及び改良の取組みは、「もんじゅ」の IS への移行をもって終了した。「もんじゅ」の保障措置 は、将来の高速増殖炉の保障措置のモデルとして期待される。今後は、使用済燃料等の取扱 い実績を蓄積することによって、保障措置機器の信頼性を確認していく予定である。

4.8 参考文献

 T. Deshimaru et al. "Safeguards in Prototype Fast Breeder Reactor MONJU", presented at IAEA Symposium on International Safeguards, Vienna, Austria, March 14-18, 1994, Paper No. IAEA-SM-333/50.

[2] E. Umebayashi et al. "Safeguards in Prototype Fast Breeder Reactor Monju", presented at "International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)", Paris, France, March 4-7, 2013

5. 炉外燃料貯蔵設備の解析モデルの構築

FBR プラント工学研究センター プラント特性評価グループ

森 健郎

要旨

炉外燃料貯蔵設備における全交流電源喪失(SBO)時等の除熱能力を確認するため、炉外燃料貯蔵 設備のフローネットワーク解析モデルを構築した。低流量時の圧力損失特性や伝熱特性を適切に模擬 できるよう設計情報や既往の研究結果を基にモデル構築を実施した。このモデルの検証のため、運転時 に収録されたデータを用いて同条件の解析を行い、自然循環時のプラント挙動を適切に模擬できること を確認した。構築された解析モデルで SBO を想定した過渡解析を行い、炉外燃料貯蔵設備の温度挙動 を明らかにした。

5.1 目的

東京電力福島第一原子力発電所事故では、地震発生後の津波により、非常用ディーゼル発電機が 停止し、SBOとなった。もんじゅにおいても、長期のSBOは、原子炉の設計基準事象として想定されてい ないため、この事象の評価を実施する必要があった。また、原子炉と並行して、使用済み燃料の健全性 を評価する必要があり、本検討では、評価対象を炉外燃料貯蔵設備として、SBO時等のプラント挙動を 評価するために、フローネットワーク解析モデルを構築することを目的としている。[1]

5.2 炉外燃料貯蔵設備の概要

炉外燃料貯蔵設備は、燃料取扱い及び貯蔵設備の一部であり、主に炉外燃料貯蔵槽(EVST)及び EVST 冷却系で構成されている。

EVST は、たて型円筒二重容器であり、新炉心構成要素及び使用済炉心構成要素合計約 250 体を1 次ナトリウム中に貯蔵できる。炉心構成要素は移送ポットに挿入され、6列同心円状に配置された貯蔵位置に収納される。

図1にEVST 及びEVST 冷却系の概 要図を示す。EVST 内の1次ナトリウムは、 崩壊熱による入熱と冷却管による除熱に より変化する密度差で生じる自然循環力 によって循環冷却している。EVST 冷却 系は、2次ナトリウムを用いた独立した3 系統の熱輸送系(330kW/系統)から成り、 電磁ポンプにより、強制的に循環させて いる。EVST 冷却系には、ループ毎に空 気冷却器が設置されており、2次ナトリウ ムの熱は、空気冷却器から外気に放出さ れる。空気冷却器伝熱管の中心位置は、 冷却管の中心位置より約13.5m 高い位 置にあり、また、空気冷却器の出口には、


自然循環ヘッドを得るためにダクトが設けられているため、全交流電源が喪失した場合でも、構造上は2 次ナトリウム及び空気の自然循環冷却に期待できる。

通常は、3ループのうち2ループで運転し、最大 660kW の熱を除去する。空気冷却器出ロナトリウム 温度を約 200℃に保つよう送風機と入口ベーン開度の調整により空気流量を制御する。残りの1ループ は、出入口ダンパ及び入口ベーンを全閉とし、待機状態とする。

全交流電源が喪失した場合、電磁ポンプ及び送風機が停止する。したがって、この時の崩壊熱の除 去は、1次ナトリウム、2次ナトリウム及び空気が全て自然循環状態にて行われる。2次系の自然循環は、 系統の必要な機能として設計条件に含まれていないため、2次系の自然循環の成立性とその状態にお ける1次系及び空気の自然循環の成立性及び除熱能力を確認することが重要である。各系統の自然循 環時の流量は、系統の圧力損失と自然循環へッド、系統間の熱抵抗で決まるため、低流量時の圧力損

失特性や伝熱特性を適切にモデル化する必要があった。

5.3 解析モデルの構築及び検証

5.3.1 解析モデルの構築

炉心冷却評価に用いている1次元のプラン ト動特性解析コード Super-COPD を用いて、 EVST から空気冷却器までの機器・配管等の 圧力損失特性や伝熱特性[2]を考慮した解析 モデルを構築した。解析モデルの概要を図2 に示す。ここでは、SBO 時の換気空調系の停 止を想定して、保守的に評価するため、EVST や冷却系からの放散熱を考慮しないモデルと した。

(1)EVST の解析モデル

EVST の解析モデルを図3に示す。移送ポット内は、自然対流によりナトリウムが循環できる構造であるが、ここでは自然対流は考慮せず、ポット内の各部を一様に混合させた物質とし、等価物性値[3]を用いてモデル化した。 移送ポットとナトリウム間の熱伝達相関式は、 Subbotin の式(1)とした。

$$Nu = 4.03 + 0.228 \text{ Pe}^{2/3} \dots \dots \dots \dots (1)$$

Nu :ヌセルト数

Pe :ペクレ数(=Re・Pr、Re:レイノ

ルズ数、Pr:プラントル数)

熱交換 崩壊熱 配管 空気冷却器 \sim 上部プレナム 電磁ポンフ 除數 冷却管 EVST冷却系 移送ポット 熱交換 (ヒートソース) 熱計算 流動計算 下部プレナム EVST 図2 解析モデルの概要 〇 入力/出力 熱計算モデル ■ 圧損素子 () 圧カノード EVST 回転ラック上部 移送ポット計算モデル 混合計算モデル 冷却管 移送遅れ計算モデル 熱交換計算モデル 移送ポット ホール、その他 下部プレナム 流動計算モデル

図 3 EVST の解析モデル

EVSTの上部及び下部プレナム部は、回転ラック外壁の延長線上で分割し、内側を完全混合モデル、 外側を配管モデルで構成した。回転ラック及び軸部の構造材は、熱容量として期待できるため、構造材 の重量をナトリウムと構造材の密度比を用いてナトリウムの重量に換算して、EVSTの上下部のプレナム 部に追加した。

1次ナトリウム流量は、自然循環ヘッドと圧力損失から算出するモデルとした。自然循環ヘッドは、式(2) の通り、解析モデルのメッシュの高さとメッシュの平均密度から計算するモデルとした。

 $\Delta P_{\rm B} = - \int_{z} \rho_{\rm f} dz \cdots (2)$

 $z = 1 \cdot \sin \theta_z$

ΔP_B:自然循環ヘッド (kgf/m²)

 ho_{f} :密度(kg/m³)

z :高さ(m)、

- 1 :長さ(m)
- θ_z:水平を基準とした場合の配管角度(°)

流路の各区間の圧力損失は、式(3)で計算するモデルとした。各区間の形状に基づき、圧力損失の計 算式を選定し、通常運転時の圧力損失、通常運転時の流量を計算すると共に流量依存指数を選定し た。

 $\Delta P = \Delta P_0 (G / G_0)^{\alpha} \dots (3)$

ΔP: 圧力損失 (kgf/m²)

ΔP₀:通常運転時の圧力損失(kgf/m²)

- G :流量 (kg/s)
- G₀:通常運転時の流量(kg/s)
- α :流量依存指数

管摩擦係数については、通常運転時における各区間の Re の範囲が、約 1.3×10³~1.0×10⁴ であり、 区間毎の Re に基づき、層流の式(4)及び乱流では Blasius の式(5)を用いて式(3)を設定した。

 $\lambda = 64 / \text{Re}$ (4)

 $\lambda = 0.3164 \text{ Re}^{-1/4}$(5)

λ :管摩擦係数

なお、計算された通常運転時の圧力損失は、設計時の流量と一致するように微調整した。

(2)EVST 冷却系の解析モデル

EVST 冷却系の解析モデルを図4に示す。冷却管は、図1に示す通り、冷却系3ループと予備管の合計4本であり、高さ約2.4mのヘリカル型伝熱管が貯蔵槽の側面に約2周する形で設置されている。それ ぞれの冷却管は鉛直方向に約0.3m ずらしてオーバーラップさせている。そこで、各ループ1周分を向流 型熱交換モデルとし、1次側は縦1列に連結し、2次側はループ毎に縦1列に連結するモデルとした。ま た、自然循環ヘッドを適切に計算させるために、実プラントの冷却管の位置と整合するように熱交換モデ ルを配置した。1次側及び2次側の熱伝達相関式は、それぞれ設計時に用いられた Hoeの式(6)及び Subbotinの式(1)とした。

Nu = $5.0 + 0.025 \text{ Pe}^{0.8}$ (6)

通常運転時の2次ナトリウム流量は、設計 流量を境界条件として与えた。ポンプ停止以 降の流量は、ポンプヘッド、自然循環ヘッド及 び系統の圧力損失から計算するモデルとした。 圧力損失は、EVSTと同様に(3)式で計算する モデルとした。管摩擦係数については、通常 運転時における各区間のReの範囲は、約3.0 ×10⁴~5.0×10⁵であり乱流領域であるが、自 然循環時に低流量になることを想定しReに応 じて層流の式(4)に切り替わるモデルとした。 乱流の式は、Blasius の式(5)、Nikuradse の式 (7)を使用した。

λ = 0.0032 + 0.221 Re^{-0.237} ·······(7)
空気冷却器は、2パス直交流の熱交換器であり、伝熱管の本数は60本である。これらを一



図4 EVST 冷却系の解析モデル

つのチャンネルとして向流型熱交換モデルとした。ナトリウム側及び空気側の熱伝達相関式は、それぞれ設計時に用いられた Subbotin の式(1)及び修正 Jameson の式(8)とした。

Nu = 0.092 Re^{0.723} Pr^{1/3} / 1.16 (8)

空気流量は、送風機ヘッド、自然循環ヘッド及び圧力損失から計算するモデルとした。

5.3.2 解析モデルの検証

EVST 関連の総合機能試験では、電磁ポンプを停止した際の運転データが収録されていたため本デ ータを用いて検証した。本データは、空気冷却器の出ロナトリウム温度を約210℃に保った状態からポン プを停止したものである。解析モデルでは、配管及び空気冷却器等からの放散熱を考慮していないため、 解析では運転データの温度変化と合うように空気冷却器の風量を調整した。

運転データとの比較図を図5に示す。温度計の誤差は約±1%であり、流量計の誤差は約±5%である。図から2次ナトリウム流量の変化は運転データとほぼ一致したため2次系における自然循環時の流動 圧損が適切に模擬できることを確認した。



全交流電源喪失

5.4 SBO 時のプラント挙動

構築した解析モデルにて、SBOを想定した 解析を実施した。本解析では、B及びCルー プでの通常運転状態において、外部電源喪 失と共に非常用ディーゼル発電機が起動しな いことを想定し、事象発生約30分後にアクシ デントマネジメントとして整備されている入口 ベーンの現場での全開操作にて全ループで の自然循環冷却とすることを想定した。

解析結果を図6及び図7に示す。EVSTの 1次ナトリウム流量は、初期流量約32kg/sから 約16kg/sまで低下したが、その後約27kg/s (定格流量の85%)となった。EVSTの高温領 域のナトリウム温度は、初期温度約230℃から 約80時間後に約330℃まで上昇し、それ以降 は緩やかに低下した。EVST冷却系各ループ の2次ナトリウム流量は、EVST冷却系停止に より初期流量約13kg/sから約0.7kg/sまで低 下するが、ホットレグとコールドレグの温度差 が大きくなり、その密度差によって生じる自然 循環により、約1.5kg/s(定格流量の12%)と なった。

SBO 前及び SBO300 時間後の冷却管の解 析モデルの温度分布を図 8 に示す。1 次側ナ トリウムの高さ方向の温度分布(左図)は、 SBO 発生前後とも上部と下部の間で約 16℃ の差であり大きな変化はない。一方、2 次側ナ トリウムの高さ方向の温度分布(右図)は、 SBO 発生前には上下間で約 21℃の差であっ たものの、300 時間後には各ループとも下部 の1周で約 85℃と比較的大きな変化が生じた。 このことは、各ループとも SBO 後に主に冷却 管の下側で熱交換を行うようになったことを示 している。

400 100 90 350 EVST高温領域 80 300 EVST低温領域 70 250 60 kg/s) ပ္ပ 200 50 運風 通貨 40 150 30 100 1次ナトリウム流量 20 50 10 0 0 100 150 300 0 50 200 250 時間(h) EVST 高温領域及び低温領域 図 6 のナトリウム温度及び流量(1次系) <u>全交流電源喪失</u> 400 100 90 350 <u>冷却管出口</u> 80 300 70 250 60 ပ္ပ 200 <u>冷却管入口</u> 50 Š, 。) 受 则 150 低量 40 30 100 20 50 10 2次ナトリウム流言 0 0 0 50 100 150 200 250 300 時間(h) EVST 冷却系冷却管出入口の 図 7 ナトリウム温度及び流量(2次系) 1次(1 ¢⊡ ^{0.9} 0.9 管解析モデルの下端からの割合 0.8 0.7 0.6 0.5 下例 1周分 1 0.4 小川山市 1.0 1.0 1.0 0.4 0.3 下例 1回分 0.2 名哲 下例 1周分 0.1 0 0 150 200 250 300 350 ►伝熱 150 200 250 300 350 温度(℃) 冷却管の解析モデル 温度(℃) 1次ナトリウム温度分布 2次ナトリウム温度分布

図8 冷却管解析モデルの温度分布

5.5 まとめ

炉外燃料貯蔵設備のSBO時の過渡挙動を 評価するため、炉外燃料貯蔵設備のフローネットワーク解析モデルを構築した。解析モデルは、冷却系 の運転データとの比較により、SBO 時のような低流量時のプラント挙動を適切に評価できることを確認した。また、SBO の解析を実施し、自然循環時の伝熱特性等、SBO 時のプラント挙動を明らかにした。

●参考文献

- T.Mori et al., "DEVELOPMENT OF A PLANT DYNAMICS ANALYTICAL MODEL USING FLOW NETWORK FOR THE MONJU EX-VESSEL FUEL STORAGE SYSTEM", Annals of Nuclear Energy, Volume 53, pp.535–544, March 2013.
- [2] 日本機械学会, "管路・ダクトの流体抵抗", 1979
- [3] 日本機械学会,"伝熱工学資料 改訂第5版",2009

【Ⅱ.運転·保守技術】

6. 保守管理上の不備の措置命令対応

高速増殖炉研究開発センター プラント保全部 保修計画課

西尾 竜一

6.1 概要

「もんじゅ」は、平成21年1月から保全プログラムに基づく保全活動を行っており、現在、供用 前第2保全サイクルにある。平成24年度第2回保安検査において、「1次系ナトリウムイオン化式 ナトリウム漏えい検出器(SID)の点検間隔/頻度を変更しているが、それに必要な手続が完了し ていなかった」との指摘を受けた。このため、高速増殖炉研究開発センター(以下「センター」と いう。)は、平成24年9月13日に「1次系SID検出器の保全計画の変更手続遅れ」の不適合とし て処理を開始した。

この不適合を踏まえ、センターでは平成24年9月から11月にかけて、「もんじゅ」の保全計画 に従って点検を行うすべての機器を対象として同様の不適合の有無について自主的に調査を 行った。その結果、プラント保全部電気保修課所掌の電気・計測制御設備において、点検時 期を超過した未点検機器が多数あるという保守管理上の不備が判明したため、平成24年11月 27日に不適合処理を開始するとともに、原子力規制庁に報告した。

センターは、平成24年12月12日に原子力規制委員会より「核原料物質、核燃料物質及び 原子炉の規制に関する法律第36条第1項の規定に基づく保安のために必要な措置命令につ いて」(原管P発第121207001号)において命じられた以下の2項目への対応を実施し、平成25 年1月31日に報告した。なお、報告書において報告内容の一部に誤りがあり、平成25年2月8 日に原子力規制委員会に報告した。

- 点検時期を超過している未点検機器について、原子炉施設の安全性への影響に留意しつつ、早急に点検を行うこと。
- ② 保安規定に基づく原子炉施設の保全の有効性評価を行い、その結果を踏まえ、点検 計画表を含む保全計画の見直しを行うこと。

6.2 「もんじゅ」における保全計画

点検時の機器の経年劣化状況や過去のトラブル等を踏まえ、保全活動の継続的な評価及び改善を繰り返す(PDCAサイクルを回す)ことによって、原子力の安全性及び信頼性のより一層の向上を図ることを目的に、研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則の一部が改正され、平成21年1月1日より施行された。

これを踏まえ、「もんじゅ」は建設段階にあるが、長期試運転状況下にあったこと、また、供用 開始後の保全計画に繋がることを目的に、平成20年8月から制度導入に向けた作業に着手し、 平成21年1月1日から軽水炉と同等な枠組みを持つ保全プログラムに基づく保全活動を自主 的に行うこととした。本格運転開始までの保全計画の策定については、「もんじゅ」の運転フェーズ(炉心確認試験、40%出力プラント確認試験及び出力上昇試験)に合わせた次の3つの計画を構築することとした。

- ①点検計画:原子炉停止中及び運転中に実施する点検の計画。あらかじめ保全方式(予防保全(時間基準保全及び状態基準保全)及び事後保全)を選定し、点検の方法並びにそれらの実施頻度及び時期を定めた計画。
- ②補修、取替え及び改造計画:補修、取替え及び改造を実施する場合、あらかじめその方法 及び実施時期を定めた計画。

③特別な保全計画:地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合は、特別な措置として、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画(長期停止設備の健全性確認)。

また、「もんじゅ」は、運転経験が少ないことから、高速実験炉「常陽」及び軽水炉を参考にし つつ、ナトリウム冷却炉である「もんじゅ」の特徴を踏まえて保全の重要度を設定し、点検間隔 及び頻度はメーカ推奨を採用するなど保守的な保全プログラムとした。

6.3 保守管理上の不備の概要

「もんじゅ」は、性能試験の第一段階である炉心確認試験を平成22年7月22日に終了し、同年7月23日より供用前第2保全サイクルの保全計画に基づく保全活動を開始した。平成22年8月に発生した炉内中継装置落下、平成22年12月に発生したディーゼル発電機C号機シリンダー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の工程が延伸するとともにプラント停止の期間が長期化した。

平成23年3月に発生した東日本大震災により、「もんじゅ」においても緊急安全対策(電源の 多様化など)に優先的に取り組む一方、「もんじゅ」の試運転再開は国のエネルギー政策の方 向性を踏まえて判断されることとなり、平成23年10月以降は、水・蒸気系機能確認試験等の再 起動に向けた作業を中断した。その結果、プラントの停止状態がさらに延伸するとともに、供用 前第2保全サイクルの終了時期が未定となった。プラント工程の変更等に伴って、点検計画で 定めていた点検時期を超えて点検する場合には、点検時期を延長する手続(点検実績を踏ま えた保全の有効性評価など)を行うべきところであったが、適切に実施していなかった。その結 果、点検時期を超過している機器が多数存在することとなった。

6.4 保守管理上の不備に係る経緯

平成24年度第2回保安検査(平成24年9月3日~平成24年9月14日)において、ナトリウム漏 えい検出器点検計画の変更手続の不備を確認したため、同様の不備がないかプラント保全部 内にて自主的な調査を開始した。

プラント保全部内の自主的調査の結果、電気・計測制御設備について、点検時期の延長

又は点検間隔及び頻度の変更の手続きに不備がある不適合が9,679個確認されたことから、 平成24年11月27日にセンター内の不適合管理委員会に不適合として報告した。不適合の内 容は、次のとおりである。

ケースA: 点検時期の延長に係る保守管理上の不備

工程変更等に伴って点検計画で定めた点検時期を超えて点検する場合には、「点検・補修 等の結果の確認又はそれに準じた確認(以下「準じた確認」という。)」を行うことによって、健全 性が担保できる期間内で点検時期を延長することができるが、本手続が行われていないものが あった。

ケースB: 点検間隔及び頻度の変更に係る保守管理上の不備

点検計画の各設備の点検間隔及び頻度を変更する際には、「保全の有効性評価」を行う 必要があるが、点検計画の点検間隔及び頻度を変更したもののうち、本評価の手続が行われ ていないものがあった。

センターは、平成24年度第3回保安検査(平成24年11月26日~平成24年12月11日)において、上記の不適合が発生していたことを、その後の調査によって明らかになった事実関係も踏まえて原子力規制庁へ報告した。

6.5 保守管理上の不備に係る事実関係の調査

6.5.1 平成24年度第3回保安検査における報告

停止中に機能要求がある機器については476個(クラス1 機器63個を含む)とされていたが、 保安検査にて根拠となる文書等を確認したところ、476機器以外にも少なくとも1機器は同様の ものがあること、また、476機器のうち点検時期を超過していないにもかかわらず超過とされてい たものが3機器あることが確認された。

このように、電気・計測制御設備における保守管理上の不備に対する不適合の数を正確に 把握し未点検機器を特定できていなかったことから、それらを特定するために電気・計測制御 設備の不適合の数を再確認することとし事実関係の再調査を行った。

6.5.2 再調査

電気・計測制御設備における保守管理上の不備に対する不適合の数を正確に把握し未点 検機器を特定できていなかったことから、それらの機器を明らかにするために、

- ①点検が点検時期を超えて行われていない機器があるか否か、点検が点検時期を超えて行われていない機器の中に「準じた確認」が前もって行われていないものがあるか否か(ケースAの不適合)
- ②点検計画を変更して点検間隔/頻度を変更した機器の中に保全の有効性評価が前 もって行われていないものがあるか否か(ケースBの不適合)

について再調査した。

再調査は、電気保修課員に加えセンターの他の課室員による特別の調査体制を組んで実施した。再調査は、供用前第2保全サイクルの点検計画に記載されている電気保修課所掌のすべての機器を対象とし、機器番号単位で行うものとした。機器番号単位とは、機器を構成している要素単位(例えば検出器、増幅器等、一般には部品に相当するような細分化された単位)である。また、機能が要求されている機器とそれ以外の機器とが区別できるように調査を行った。機能が要求されている機器とは、原子炉の状態が「低温停止」である現在のプラント状態において、保安規定に定める「運転上の制限」を満足するために必要な機器、及び「運転上の制限」を満足することを確認するために実施する検査又は定期試験において必要な機器である。

6.5.3 再調査結果

電気設備については、保全計画の点検計画に記載されている機器総数6,986個のうち、 「ケースA:点検時期の延長に係る保守管理上の不備」は193個、「ケースB:点検間隔及び頻 度の変更に係る保守管理上の不備」は305個であった。このうち、機能が要求されている機器 は、それぞれ55個、20個であった。「ケースA:点検時期の延長に係る保守管理上の不備」193 個のうち、平成24年11月に確認されたものについては平成24年11月25日までに、また、再調 査で新たに確認されたものについては平成25年1月末までに点検時期を延長する評価を実施 したため、すでに不適合が除去されている。なお、保全計画の点検計画に記載されている機器 6,986個のうち、ケースA、ケースBの手続の不備の発生もなく点検時期の超過も発生していな い機器は、6,488個である。(表1)

計測制御設備については、保全計画の点検計画に記載されている機器総数24,439個のうち、「ケースA:点検時期の延長に係る保守管理上の不備」は8,135個、「ケースB:点検間隔及び頻度の変更に係る保守管理上の不備」は1,214個であった。このうち、機能が要求されている機器は、それぞれ811個、92個であった。「ケースA:点検時期の延長に係る保守管理上の不備」8,135個のうち11月に確認されたものについては平成24年11月25日までに、また再調査で新たに確認されたものについては平成25年1月末までに点検時期を延長する評価を実施したため、すでに不適合が除去されている。なお、保全計画の点検計画に記載されている機器24,439個のうち、ケースA、ケースBの手続の不備の発生もなく点検時期の超過も発生していない機器は、15,090個である。(表2)

保全計画の点検 計画に記載されて いる機器	ケースA:点検時期の延長に係る 保守管理上の不備				ケースB:点検間隔及び頻度の変更に係る 保守管理上の不備			
機器番号単位	点検時期を超過して いる機器		点検時期を超過して いない機器		点検時期を超過して いる機器		点検時期を超過しな い機器	
6,986個	機能が 要求され ている機 器	その他の 機器等	機能が 要求され ている機 器	その他の 機器等	機能が 要求され ている機 器	その他の 機器等	機能が 要求され ている機 器	その他の 機器等
	0個 (31個)	0個 (42個)	0個 (24個)	0個 (96個)	0個 (0個)	0個 (0個)	20個 (20個)	285個 (285個)
	0個 (193個)				305個 (305個)			

表1 電気設備の不適合の状況

注)表中における下段の数値は、平成24年11月末までに発生した不適合の機器数を示す。

上段の数値は、点検時期の延長に係る手続(準じた確認)を実施後の機器数を示す。

保全計画の点検 計画に記載されて いる機器	ケースA: 点検時期の延長に係る 保守管理上の不備				ケースB:点検間隔及び頻度の変更に係る 保守管理上の不備			
機器番号単位	点検時期を超過してい る機器		点検時期を超過してい ない機器		点検時期を超過して いる機器		点検時期を超過しな い機器	
24,439個	機能が 要求され ている機 器	その他の機 器等	機能が 要求され ている機 器	その他の機 器等	機能が 要求され ている機 器	その他の 機器等	機能が 要求され ている機 器	その他の 機器等
	0個 (339個)	0個 (3,993個)	0個 (472個)	0個 (3,331個)	4個 (4個)	136個 (136個)	88個 (88個)	986個 (986個)
	0個 (8,135個)				1,214個 (1,214個)			

表2 計測制御設備の不適合の状況

注)表中における下段の数値は、平成24年11月末までに発生した不適合の機器数を示す。

上段の数値は、点検時期の延長に係る手続(準じた確認)を実施後の機器数を示す。

6.5.4 不適合が除去できていない機器の確定

「ケースB: 点検間隔及び頻度の変更に係る保守管理上の不備」において実施していなかった保全の有効性評価を、平成24年12月29日までに実施した。また、今般の再調査で不適合機器数に加えられたものについても、平成25年1月末までに有効性評価を実施した。

この中で、有効性評価は行われたものの、さらに点検時期を超過してしまったために不適合 が除去できていない機器が140個あり、これらの機器については、原子炉施設の安全性への影響に留意しつつ、最優先で早急に点検を行うこととした。

6.6 点検の実施

6.6.1 不適合が除去できていない機器の点検

前述のとおり、電気・計測制御設備の有効性評価を実施しただけでは不適合が除去できない機器140個のうち、機能が要求されている機器4個については次のとおりとした。

(1)1次主冷却系循環ポンプ潤滑油圧力スイッチ(2個)

平成25年1月18日に点検を行った。

(2)線源領域中性子束検出器(2個)

供用開始前で中性子照射を受けない状態では、ほとんど劣化しないことから、保全の有効 性評価を平成24年11月29日に実施して、点検間隔(取り替え周期)を1サイクルから供用開始 前124月(10サイクルに相当)に変更することとし、平成25年1月29日に供用前第2保全サイク ルの点検計画の見直しを行った。当該中性子束検出器は、平成17年12月に点検(取り替え) を実施しているので、この見直しをもって不適合は除去された。

上記140個の機器のうち、機能が要求されていない機器136個については、平成25年1月末 までに点検を完了した。

6.6.2 その他機器の点検

6.5.2節で述べた不適合状態にあった機器の他に、「準じた確認」によってケースAの不適合 は除去されているものの、過去に点検時期を超過したことがあり、点検が未了な機器について も、優先度に応じて計画的に点検を行うこととした。このうち、現在のプラント状態において機能 が要求されている機器370個については、以下のとおり優先的に点検を行うこととした。

(1) クラス1機器*¹⁾55個:平成25年1月末まで50個の点検を、残り5個は平成25年3月までに点 検を実施した。

(2) クラス2以下の機器*²⁾315個:速やかに点検を実施する。

現在のプラント状態において機能が要求されていない機器については、プラント状態を考慮 しつつ計画的かつ着実に点検を行うこととした。

*1)クラス1機器とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(平成2年8月30日、原子力安全委員会決定)を参考として「もんじゅ」のために定めた安全機能の重要度分類の一つで、「合理的に達成しうる最高度の信頼性を確保し、かつ、維持する」機器に分類される機器をいう。

*2)クラス2以下の機器とは、「高度の信頼性を確保し、かつ、維持する」機器であるクラス2の機器等、クラス1機器以外の機器をいう。

6.7 保全の有効性評価の実施と保全計画の見直し

6.7.1 保全の有効性評価

6.7.1.1 保全の有効性評価の着眼点

保全の有効性評価は、保全活動から得られた情報から保全がどのように機能しているかを 評価し、保全計画の見直しなどの改善につなげることを目的とするものである。本保守管理上 の不備の発生を受けて、直接原因、根本原因の分析結果及びこれらに対する再発防止対策 の検討結果を踏まえ「もんじゅ」の保全が有効に機能していたかどうかの保全の有効性評価を 行い、これに基づいて保全計画の見直しを行うこととした。保全の有効性評価は、「保守管理 要領」に定める保守管理業務フローのうち、保守管理上の不備の発生の要因となり、かつ保全 計画の見直しに影響する項目に着目して行った。

6.7.1.2 評価結果

(1) 保全の計画段階の評価

a. 保全計画の策定及び変更

本保守管理上の不備の発生の直接原因のひとつに、保全計画策定の仕組みはできている ものの、点検が保全計画(点検計画)どおり実施されていることを確認するためのチェック機能が 極めて弱かったことが挙げられる。保全計画を策定する際に作成する帳票(点検計画表)に過 去の点検実績や点検時期(期限)が記載されていなかったために、点検計画どおり点検するた めの管理ができなかった。また、点検実施状況についての組織としての進捗確認・レビューの 仕組みである「月間レビュー」も十分に機能していなかった。これらについては最優先の課題と して改善を図る必要がある。

点検計画の点検間隔/頻度については、供用前第1保全サイクルから供用前第2保全サイ クルに移行する段階で、点検間隔/頻度の単位を「定検」から「サイクル」に変更したことによっ て、点検間隔/頻度の単位の「サイクル」と「保全サイクル」(性能試験の各段階の試験とその前 に行われる点検を組み合わせた期間)との区別が、プラント保全部内に十分には理解されてお らず、点検間隔/頻度が1サイクルの機器について、保全サイクル内に点検を実施すればよいと 考える担当者もいた。また、供用前第2保全サイクルの開始日と、機器毎に点検時期を算出す る起点となる日が異なることについて周知徹底が図られていなかった。これらの結果、点検時期 がいつになるのかの認識について差異が生じた。このことから、点検間隔/頻度を原則月単位 (ただし、法令等で年を基準として点検間隔/頻度が規定されている場合等を除く)とすること及 び点検時期の考え方を徹底する必要がある。

原子炉施設の保守管理においては、保全の対象となる機器が故障した場合の系統への影響を踏まえて、保全の方式は予防保全と事後保全に大別され、予防保全は更に時間基準保 全及び状態基準保全に分けられる。「もんじゅ」の保安規定及び保守管理要領においても、保 全重要度を基に当該機器が故障した場合の系統機能への影響の観点から、これら3種の保全 方式から適切な方式を機器ごとに適用することとしている。

「もんじゅ」の点検計画では、予防保全を適用しているものの中に、本来は事後保全による管理が適切であるものがある。また、特に電気・計測制御設備において点検項目として外観点検

が挙げられているものが多いが、外観点検を機器の状態を把握するため実施している場合には、 外観点検を状態監視の位置づけで実施する方が適切であると考えられる。

「もんじゅ」の保全計画を充実強化し、合理的なものにしていくという観点で評価すると、供用 開始前の3つの保全サイクルを通じて保守管理の経験とデータを積み重ねることにより、計画・ 実施・評価・改善のPDCAサイクルを回して継続的な改善を図ることを目的としているものの、こ のことが保守担当課に十分浸透しておらず、保全情報等を活用し保全計画を見直す(点検計 画の点検間隔/頻度を見直す)等の努力が不足していた。今後、更に運転実績、劣化・事故・ 故障事例等を蓄積し、それらを踏まえ点検項目や点検間隔/頻度等の技術的根拠を整備す ることによって、継続的な改善の取組みが必要である。

b. 特別な保全計画の策定

「もんじゅ」は、炉内中継装置の落下や非常用ディーゼル発電機のトラブルからの復旧を最 優先で進める必要があったことから、性能試験の第2段階である40%出力プラント確認試験の 実施時期が延期され、供用前第2保全サイクルが延長されることとなった。40%出力プラント確 認試験の準備の一環として進めてきた水・蒸気系機能確認試験も、東日本大震災の影響によ り平成23年10月に中断し、水・蒸気系に係る設備・機器を長期保管状態とした。また、低温停 止状態が長期化することから、平成24年3月に低温停止状態において機能が要求されない、 水・蒸気系を中心とした設備・機器を「特別な保全計画」に移行することとし、保全計画の見直 しを行った。低温停止状態が更に継続することも考えられるため、「特別な保全計画」について も現状に即した見直しを行うことが重要である。

c. 保全重要度の設定

保全重要度は、系統の安全機能の重要度分類に基づき設定されており、個々の機器レベルに至るまで十分に精査、整理されていない。これを再整理し、保全重要度及び保全方式の 適正化に向けた改善が必要である。

(2) 保全の実施段階の評価

a.保全の実施

点検計画に基づき実施する点検の進捗管理に関しては、月間レビューとして部内マニュア ルに定め、毎月実施することとしていた。しかし、月間レビューの様式には、前回点検日や点検 時期を記載するようになっておらず、点検時期内に点検が行われることをチェックするツールと して十分に機能していなかった。このため、点検の実績管理を確実に実施するための仕組みと 運用の改善が必要である。

(3) 保全の評価段階の評価

a. 点検・補修等の結果の確認・評価

「保守管理要領」は、平成24年2月に改訂を行い、点検時期を超過する場合には「準じた確認」を行い、健全性が維持可能な期間の範囲内で点検時期を一時的に延長することが可能で

あることを明記した。6.5.3に記載したとおり、「準じた確認」が行われないまま点検時期を超過したことによる不適合(ケースA:点検時期の延長に係る保守管理上の不備)については、「準じた確認」を平成25年1月末までに全て行い、ケースAの不適合は除去されている。

不適合が発生した原因として「準じた確認」の方法が十分には周知されていなかったことや 電気・計測制御設備の機器についての技術的評価の手順や方法が明確化されていなかった ことが原因と考える。また、保安規定の下位文書である「保守管理要領」において、保守担当 課長の判断により点検時期を延長することを可能とする「準じた確認」の仕組みは、点検時期 を延長するための技術評価という観点では問題ないが、情報がセンター内で共有されることなく、 組織としての課題認識や対策につながらないことからも、仕組みの見直しが必要であると考えら れる。

b. 不適合管理、是正処置及び予防処置

a. で記載のとおり、点検時期を一時的に延長する措置については、「準じた確認」を行うことと していたが、この仕組みを改善し、点検時期を超過する場合においては、これが不適合である ことを認識した上で、センターの「不適合管理」の中で確実に管理し、必要に応じて是正処置 を講じられるようにしていくことが重要である。

点検時期を超過する場合は不適合管理を行い確実に管理していくために、仕組みを品質 文書に明文化するとともに、実務的教育を通じて周知徹底する必要がある。

(4) 保全の改善段階の評価

a. 保全の有効性評価(点検間隔/頻度を変更する場合)

前述のとおり、保全の有効性評価の主たる目的は、保全活動から得られた情報から、保全 が有効に機能していることを確認して、保全計画の見直しなどの改善につなげることにある。保 全の有効性評価の実施時期は、保全サイクルの終了時期、点検計画の変更時(保全方式を 変更する場合若しくは点検間隔/頻度を変更する場合)等と規定されている。

本保守管理上の不備のうち、「ケースB:点検間隔及び頻度の変更に係る保守管理上の不 備」については、有効性評価(点検間隔/頻度を変更する場合)の手順や方法の理解が電気 保修課内に十分には浸透していなかったこと、有効性評価(点検間隔/頻度を変更する場合) に必要な経験や保全データの整備が十分ではなかったことなどから、これらに関する教育の充 実や技術的支援体制の強化を行っていくとともに、継続的な経験やデータの蓄積を行う必要 がある。

6.7.2 保全計画の見直し

6.7.2.1 平成25年1月末までの見直し

6.5.4節に示す手続の不備に関する有効性評価(点検間隔/頻度を変更する場合)の結果、 線源領域中性子束検出器について点検間隔/頻度を変更するとともに、この度の保全の有効 性評価(本保守管理上の不備の発生を受けて、直接原因、根本原因の分析結果及びこれら に対する再発防止対策の検討結果を踏まえた保全の有効性評価)を踏まえて、次の保全計 画の見直しを行った。

- ①線源領域中性子束検出器は、低温停止状態では中性子照射を受けずほとんど劣化しない ことから、点検間隔(取り替え周期)を1サイクルから供用開始前124月(10サイクルに相当) へ変更した。
- ②点検計画における点検間隔/頻度は、次回点検時期を確実に設定できるよう原則月単位 (ただし、法令等で暦年を基準として点検間隔/頻度が規定されている場合等を除く)とす る。
- ③点検計画に従って確実に点検を実施するために、点検計画表に点検実績と次回点検時期 を記載した。
- ④保全計画本文に点検間隔/頻度に対する点検時期の考え方を記載した。

点検が点検時期を超える可能性がある場合は、不適合管理の仕組みで管理し、その中で 技術評価を行うよう「保守管理要領」を改正した。さらに、以上の見直しと改正の内容について 実務的な教育を行い、周知徹底を図る。

6.7.2.2 中長期的な見直し

「もんじゅ」の保全プログラム導入は、今後も保守管理の経験や保全データを蓄積しながら保 全計画を継続的に改善することが重要である。したがって、設備・機器の運転状況や点検実績 に関するデータを蓄積し、建設段階の「もんじゅ」に適した保全計画に見直していく。特に、低 温停止状態が更に継続することも考えられることから、以下のとおり現状に即した見直しを行い、 当面の間の効果的・効率的な保全計画を検討していくことが重要である。これら検討にあたっ ては、原子力機構内はもとより、電気事業者の経験をこれまで以上に学ぶとともに、外部の専 門家の意見や助言を引き続き積極的に反映していく。

- ①低温停止状態が更に継続することも想定し、低温停止状態における機能要求に対応した保 全計画への見直しを行う。
- ②点検項目として外観点検が挙げられているもので外観点検を機器の状態を把握するため実施している場合には、外観点検を状態監視の位置づけとするなど、点検項目毎の保全方式を精査し、点検内容の適正化を行う。
- ③予防保全を適用しているものの中に、本来は事後保全による管理が適切であるものがあるこ とから、それらを選別し点検計画に反映する。
- ④安全上重要な設備について、系統の安全機能の重要度分類に基づき設定している保全重要度が、点検対象となる個々の機器レベルに至るまで十分に精査・整理されていないため、これを再整理し保全重要度及び保全方式の適正化を行う。
- ⑤運転実績、劣化・事故・故障事例等を蓄積し、点検項目や点検間隔/頻度等の技術的根 拠を整備することで点検計画を充実する。

また、保全のPDCAサイクルを回すために関連する保全情報を計算機にて一元管理する「保 守管理システム」の開発を平成22年度から進めており、電子情報をベースに、警報機能等を もった「保守管理システム」の試運用を、平成25年度より開始する。

6.8 まとめ

原子力規制委員会からの「保安のために必要な措置命令」を受けて、措置を講じた結果、 以下の結果を得た。

点検時期を超過している未点検機器うち、点検未了のものについては優先度に応じて計画 的に点検することとし、不適合の状態にある機器の点検は終了した。また、現在のプラント状態 において機能が要求されている機器のうち、安全機能の重要度が高い機器についても点検を 終了した。その他の機器についても速やかに点検を実施する。現在のプラント状態において機 能が要求されていない機器については、プラント状態を考慮しつつ計画的かつ着実に点検を 行う。

点検計画の変更に際して保全の有効性評価を事前に行わなかったという不備の発生に関 して、対象となるすべての機器について保全の有効性評価(点検間隔/頻度を変更する場合) を完了した。また、本保守管理上の不備が発生したことを受けて、直接原因、根本原因の分析 結果及びこれらに対する再発防止対策の検討結果を踏まえ、「もんじゅ」の保全が有効に機能 していたかどうかの保全の有効性評価を行い、その結果を基に保全計画の見直しを行った。見 直しにおいて検討された改善のうち、速やかに実施することができ、効果的なものについては平 成25年1月末までに実施済みである。具体的には、点検間隔/頻度は原則として月単位で表 示する、点検計画表に点検実績と次回点検時期を記載する、保全計画本文に点検時期の考 え方を明記する、点検頻度や間隔を超過した際の不適合の管理方法を改善する、これらの改 善を確実に行うために品質マネジメントシステムに係る関連文書を改訂するなどの改善を行っ た。また、平成25年3月に点検の実績管理を確実に実施するために品質マネジメントシステムに 係る文書を制定した。さらに、「もんじゅ」の保全プログラムについては運用経験と保全データの 蓄積を行いながら継続的に改善を図ることが重要であることから、計算機を用いた保守管理シ ステムの導入により点検計画の管理を一層効率化していくなど、保全計画を継続的に改善し ていくための中長期的な見直し方針についても検討した。

「もんじゅ」は供用開始前の建設段階にあって、設備・機器の点検計画を含む保全の基本 的枠組みである保全プログラムは「もんじゅ」の保全品質を確保する観点で、保守的な設定と なっているが、今後も充実強化を図るとともに合理的なものにしていくこととした。また、運用経 験と点検実績を積んで継続的に改善を図ることが基本であり、特に、次回の原子炉起動まで 低温停止状態が継続していることから、当面の間の効果的・効率的な保全計画を検討していく。 これらの検討にあたっては、原子力機構内はもとより、電気事業者の経験をこれまで以上に学 ぶとともに、外部の専門家の意見や助言を引き続き積極的に反映していく。

7. 落下した炉内中継装置の復旧対応

高速増殖炉研究開発センター プラント保全部 燃料環境課

高木 剛彦

7.1 概要

平成22年8月26日に発生した炉内中継装置(以下「IVTM」という。)の落下に対しては、当初から、 高速増殖炉研究開発センターの「課題発生時対応要領」に基づいて専門の体制を構築して対応に あたった。

さらに、IVTM 本体単独の引抜きが引抜き荷重超過により中断した以後については、メーカ4社等 を交えた検討チームとして「IVTM 引抜き・復旧検討プロジェクトチーム」を設置するとともに、IVTM と 燃料出入孔スリーブとの一体引抜き・復旧作業を安全かつ着実に進めるために「炉内中継装置落下 対応チーム」を設置して対応にあたった。

IVTM に係る一連の対応では、1 次系冷却材バウンダリを構成する大型機器類を非定常な方法で 取扱うとともに目視観察が困難なナトリウム中に設置する機器類についての構造健全性を評価、確 認することが求められた。

評価・確認の結果、IVTM 落下による影響は限定的であり、関連機器の健全性は維持されている ことを示すことができた。また、これら一連の困難かつ極めて大規模な作業については、情報公開の もと多くの課題を克服しながら実施したものであったが、大きなトラブルもなく安全・確実に遂行するこ とができた。

原因・対策の検討過程にあっては、根本原因分析(RCA)を行い、トラブルに至った過程及び結果 を俯瞰し得られた教訓から、類似な事象の発生防止、意識改革及び風土の醸成の観点で対策検討 を進めることとした。

一方、当初予定した IVTM 本体単独で引抜きができなかったこと、結果として2年近い長期間を要したことなど、今後に活かすべき課題も明らかとなった。

本稿では、一連の活動を総括し、今後の同種事例対応にあたっての参考となる知見をとりまとめる。

7.2 経緯

平成22年

- 8月27日 【「炉内中継装置トラブル対応体制」を構築】
- 10月 1日 炉内中継装置の落下に係る中間報告書を提出
- 10月13日 IVTM 本体の引抜作業実施(引抜き荷重超過により中断)
- 11月 1日 【「IVTM 引抜き・復旧検討プロジェクトチーム」を設置】
- 11月 9日 IVTM 本体の内側案内管の内面観察を実施し、観察の結果から原子炉等規制 法に基づく報告の対象と判断
- 11月16日 予備孔に挿入した観察装置による IVTM 本体の接続部近傍の外面観察の実施

12月16日 IVTMと燃料出入孔スリーブとの一体引抜き方針の決定及び今後の工程の公表 平成23年

- 1月 4日 【「炉内中継装置落下対応チーム」を設置】
- 1月18日 【「炉内中継装置等検討委員会」を設置(第1回会合)】
- 5月24日 IVTM 本体の引抜きに向けた工事開始
- 6月23日 IVTM 本体の引抜き作業開始
- 6月24日 IVTM 本体の引抜き作業完了
- 8月29日 原子炉上部での復旧工事開始
- 11月11日 原子炉上部での作業終了

平成24年

- 3月 9日 原子力安全・保安院へ炉内中継装置の落下に係る原因対策について報告
- 6月15日 原子力安全・保安院へ炉内中継装置の落下による変形に係る根本原因分析の 拡充及び対策の報告
- 6月21日 IVTM の機能確認(国による使用前検査受検)
- 6月22日 IVTM の機能確認後の後片付け作業開始
- 8月 8日 IVTM の機能確認後の後片付け作業終了(復旧完了)
- 8月17日 【「炉内中継装置トラブル対応体制(落下対応チーム)」を解除】

7.3 対応体制

(1) 対応体制

①「課題発生時対応要領」に基づき、事故発生の翌日である平成22年8月27日に、専門の対応体制を構築して対応することを決定し、平成22年9月1日付で、副所長を総括責任者とし、総括班と7つの対応班からなる対応体制を敷いた。(図1参照)



図1 平成22年9月1日付け体制

② IVTM本体単独での引抜きが荷重超過により中断したことを受けて、平成22年10月14日付で、 「炉内観察班」を追加設置する等の体制変更を行った。(図2参照)



図2 平成22年10月14日付け体制

(2)「IVTM 引抜き・復旧検討プロジェクトチーム」

平成22年11月1日に、IVTM本体の引抜きの検討作業を充実・加速させるため、原子力機構担当者(原因究明班ほか)、担当メーカに加え、原子力機構内有識者、他のメーカ3社の専門家及び FBEC(事務局)による「IVTM引抜き・復旧検討プロジェクトチーム」を設置した。(図3参照)



図3 平成22年11月1日付け体制

(3)「炉内中継装置落下対応チーム」

平成22年12月16日に、IVTM本体と燃料出入孔スリーブを一体で引き抜く方針を決定し公表したことを受け、IVTMの引抜き・復旧作業を安全かつ着実に進めるために体制を抜本的に強化することとし、平成23年1月4日付で敦賀本部規則「炉内中継装置落下対応チームの設置について」を制定し、新たに対応体制を整備した。

炉内中継装置落下対応チームの発足にあたって、各班は所長からの指示書(平成23年1月13日付け)を受け班員を構成した。従来どおり副所長を総括責任者としつつ、総括班員を専任とし、「引抜き・復旧作業班」、「検査計画・工程等調整班」、「リスク対応班」といった、実際の作業計画・実行と事前のリスク評価対応を充実させる体制とした。(図4参照)



図4 平成23年1月13日付け体制

(4) その他(「炉内中継装置等検討委員会」)

炉上部において、IVTM 本体を燃料出入孔スリーブと一体で引き抜くという初めてかつ大規模な 作業に当たって、その計画段階から、外部の有識者の意見を聞きながら確実に進めるという方針の 下で、「炉内中継装置等検討委員会」を設置し、平成23年1月18日に第1回委員会を開催した。 委員会の構成は次のとおりである。なお、委員会の審議内容のまとめを図5に示す。

委員会の構成

委員長

竹田	敏一	福井大学附属国際原子力工学研究所 教授
委員		
岡本	孝司	東京大学大学院新領域創成科学研究科 教授
小澤	守	関西大学社会安全学部 教授
作田	博	㈱原子力安全システム研究所 ヒューマンファクター研究センター長
長崎	孝夫	東京工業大学大学院総合理工学研究科 准教授
服部	修次	福井大学大学院工学研究科 教授
宮崎	則幸	京都大学大学院工学研究科 教授

第5回炉内中継装置等検討委員会 資料5-1-2

炉内中継装置等検討委員会第1~5回までの審議内容のまとめ

平成 24 年 1 月 26 日

平成 24 年 2 月 6 日改1 炉内中継装置等検討委員会事務局

本委員会は、もんじゅの安全性向上に資する観点から炉内中継装置落下にかかわ る引抜き・復旧対応等について、これまで5回の畜議を行い、原子力機構が検討した 引扱・復旧方法、炉内中継装置引抜き後の点検・調査結果等について、審議を行い、 妥当性を確認し必要な助言を行ってきた。

審議では、炉内中継装置の引抜き作業が原子炉容器内のアルゴンガス雰囲気を 維持したまま進めるもんじゅ特有の作業であり、かつ、重量物・長尺物を取扱う経験 の少ない作業であることから、原子力機構が検討した炉内中継装置と燃料出入れス リーブとを一体で引抜く方法について説明を受け、安全にかつ確実に引抜ける方法と なっているかについて確認した。審議過程で委員から出された意見については、作業 管理等に反映されているかを確認し、実際の引抜きに際しては、事前に行われたエ 場におけるモックアップ試験を視察し、作業準備状況を確認した。

炉内中継装置を原子炉容器内から取出した後は、引抜き後の装置及び燃料出入 れスリーブ等を視察し、炉内中継装置の接続部の変形状況、落下による損傷状況を 確認した。また、炉内中継装置の構成部品に脱落がないこと、一旦取外した機器の 点検・調査結果を確認するとともに、原子力機構が検討した原子炉容器上部の復旧 手順、点検・調査結果を踏まえた燃料出入れスリーブの構造評価について審議し、復 旧手順、構造評価が妥当であることを確認した。

炉内中継装置の落下による原子炉容器内の構造物等に対する影響評価は、解析 によって行われていることから、解析手法と解析結果について害議した。解析手法は 検証実験との比較により検証され適切な評価が行えることを確認するとともに、下部 ガイドに変形は残るもののその変形量はわずかであり機能に影響を与えるものでは ないとの評価結果、下部ガイド以外の構造物に発生する応力は弾性範囲内にあり健 全との評価結果及び、下部ガイドの構成部品に脱落がないとの評価結果が妥当であ ることを確認した。

炉内中継装置落下の直接原因は、炉内中継装置を取扱う機器のグリッパ爪の開閉 を駆動する装置(パワーシリンダ)の接続ねじ部が緩んだこと、このねじ部には製造時 塗布されていた緩み防止用の接着剤が交換時に塗布されなかったこと等が原因であ ることを確認した。落下原因の究明結果を受け、原子力機構が実施する設備の改善 策、品質保証活動の改善策、及び水平展開として実施した設備の点検結果と今後の 点検の考え方について審議し、同種トラブルの再発防止策として妥当であることを確 認した。

これまでの委員会における審議過程を以下に示す。 1. 第1回検討委員会(平成23年1月18日:敦賀本部) 出席者:竹田委員長、小澤委員、岡本委員、作田委員、長崎委員、宮崎委員 ① 炉内中継装置のこれまでの状況及び今後の進め方について 原子炉構造等の設備概要について ③ 炉内中継装置引抜き・復旧の工事概要について ④ 引抜き準備作業について 2. 第2回検討委員会(平成23年2月24日:もんじゅ) 出席者:竹田委員長、小澤委員、岡本委員、作田委員、長崎委員、服部委員、宮 崎委員 炉内中継装置一体引抜き作業の手順と安全管理について 炉内中継装置一体引抜き作業における品質管理について ③ 炉内中継装置本体等の構造評価について ④原因と対策について ⑤ 屋外排気ダクトの取替と工事期間中の安全管理について 3. 第3回検討委員会(平成 23 年 5 月 10 日:もんじゅ) 出席者:竹田委員長、小澤委員、岡本委員、作田委員、服部委員、宮崎委員 ① 一体引抜き・復旧方策について ② モックアップによる作業性の確認状況について ③ 点検・検査等の計画について ④ 異常・トラブル発生時の対応について 4. 第4回検討委員会(平成 23 年 8 月 24 日:敦賀本部) 出席者:竹田委員長、小澤委員、作田委員、長崎委員、服部委員 ① 炉内中継装置一体引抜きの実績について ② 引抜き後の点検・調査・評価について ③ 点検・検査結果を受けた下部ガイドの評価方針について ④ 炉上部の復旧手順について 第5回検討委員会(平成24年1月26日:敦賀本部) 出席者:竹田委員長、小澤委員、作田委員、長崎委員、服部委員、宮崎委員 炉内中継装置復旧作業の実績について ② 炉内中総装置落下による設備への影響評価について ③ 炉内中継装置落下の原因、対策及び水平展開について

図5 審議内容のまとめ(2/2)

7.4 主な活動内容

- 7.4.1 事象発生から IVTM 本体単独引抜きの試みまで(H22.8.26~H22.10.13)
 - (1) 状況確認班、原因究明班、復旧方法検討班
 - ① 対応方針として、「落下原因の調査と落下防止対策を施した上で、IVTM 本体を原子炉容器 から引抜き、その後、設備への影響評価を実施するという手順を踏む」こととし、原子炉機器輸 送ケーシング(以下「AHM」という。)のつかみ部(以下「AHM グリッパ」という。)の外観調査によ る落下原因究明を最優先とした。
 - ② 落下原因が AHM グリッパの爪開閉ロッドの回転にあることが判明後は、IVTM 本体のハンドリングヘッド部に異常がないことの確認及び AHM で IVTM 本体を吊り上げる際の落下防止対策の検討と対策を実施した。
 - ③ 改造した AHM グリッパ(図6参照)を使用した IVTM 本体の引抜きについては、具体的な引抜き手順を検討し、その手順を平成22年10月1日付けで原子力安全・保安院に提出した「高速増殖原型炉もんじゅの炉内中継装置取り出し作業の中断についての報告について」の中で明確にした。その中では、「IVTM 本体の荷重を監視し、IVTM 本体回転ラック部が下部ガイド、燃料出入孔スリーブ等に引っかかっていないことを確認しながら慎重に行う」旨記載し、引抜き荷重についても新たな制限値を設けて対応した。



図 6 改造した AHM グリッパ

④ 10月13日に改造したAHMグリッパを使用したIVTM本体の単独引抜きをプレス公開のもと 実施した。引抜きにあたっては作業要領書の中で具体的な引抜き手順を明確にし、IVTM本体 下部が下部ガイドを離れる時や案内管接続部が燃料出入孔スリーブの狭隘部を通過する時な ど、干渉の可能性があるところは引抜きを電動から手動に切り替え慎重に引抜き、干渉が疑わ れる場合は引抜き力を100kgずつ徐々に増加させながら引抜く手順とした。

引抜き作業の結果、下部ガイド部は干渉なく引抜けたが、約 2.3m 引抜いた時点で引抜き荷重 が増加することから(初期荷重約3.7tから警報設定値4.8tまで増加)引抜き作業を中断し、その 後 IVTM 本体を引抜き前の挿入位置まで挿入した。(図7 参照)



図7 IVTM 本体単独引抜き(平成 22 年 10 月 13 日)の中断

(2) 設備影響評価班

IVTM本体落下に伴う影響確認として、①IVTM本体、②下部ガイド、③IVTM支持部(固定プラ グ側)の3つの機器を対象とし、落下による荷重伝達経路と衝撃荷重の評価を行った。その結果、 IVTM本体の据付フランジ部は局所的に評価目安値を超えているものの機能上の問題はなく、 IVTM本体の引抜きを阻害するような要因はなく引抜きは可能であると判断した。(図8参照)



図8 引抜き作業(平成22年10月13日)前に実施した構造評価

なお、IVTM本体については、IVTM本体の構成部品について落下の衝撃による部品脱落の可 能性に着目した評価を行い、駆動軸上部の平行ピンが破損している可能性が高いが脱落の可能 性は低いこと、案内筒接続部の接続ピンが局部的に変形している可能性があるが、破損の可能 性は低いことなどの評価結果が得られた。*1

*1:「高速増殖原型炉もんじゅの炉内中継装置取り出し作業の中断についての報告について」(平成 22 年 10月1日、独立行政法人日本原子力研究開発機構、22 原機(も) 428)

上記の検討結果等を踏まえ、平成22年10月1日付で、「高速増殖原型炉もんじゅの炉内中継 装置取り出し作業の中断についての報告について」を原子力・安全保安院に提出した。

7.4.2 IVTM 単独引抜きの中断後から、燃料出入孔スリーブとの一体引抜き決定まで

(H22.10.14~H23.1.3)

(1) 原因究明班、炉内観察班

IVTM 本体の単独での引抜きは、「荷重超過」警報の発報によって、あらかじめ定めた手順に従って中断し、その後の対応については、引抜きの干渉部位の特定と干渉状況の把握を最優先とした。このため、原因究明班と新たに設置した炉内観察班を中心に、炉内のカバーガス空間中にある IVTM 本体について、内側案内管の内面からの観察と IVTM 本体の外面の観察の 2 通りについて観察治具、観察方法の検討を進めた。(図 9 参照)



図9 IVTM 本体引抜き作業の中断

その結果、平成 22 年 11 月 9 日に内面観察を実施し、後述する解析評価結果と合わせて、 IVTM本体が使用できる状態にないこと及び通常の方法によって引き抜くことができないと判断し、 同日付で、原子炉等規制法に基づく報告を行った。

さらに、平成 22 年 11 月 16 日には、炉内での外面観察を実施し、IVTM 本体の案内管接続部の状態を直接観察することができた。*2(図 10 参照)

*2: 案内管接続部の内面観察及び外面観察結果については、「高速増殖原型炉もんじゅ技術年報(平成23 年度)7. もんじゅ原子炉容器内構造物の観察技術(炉内中継装置の炉内状況確認)」で報告済。



(2) 設備影響評価班

IVTM本体が引き抜けない理由は、干渉位置のデータから、IVTM本体の上部案内管と下部案内管の接続部が燃料出入孔スリーブと干渉していることが想定されたため、当該部位について、変形の状態を解析によって明らかにする作業を実施した。

その結果、内面観察及び外面観察によって測定した上部案内管と下部案内管の上下方向の ギャップの長さから、案内管接続部の径方向の広がりによって燃料出入孔スリーブと干渉し引抜け ないとの状況を明らかにした。(図 11 参照)



図 11 観察結果からの変形の推定

(3) IVTM 引抜き・復旧検討プロジェクトチーム

平成22年11月1日に設置した「IVTM引抜き・復旧検討プロジェクトチーム」において、11月1 日の第1回会合以後、11月8日、11月18日、12月3日、12月20日の会合において、IVTMの 引抜き方策に関する検討を継続し、担当メーカ以外のメーカ等の知見も踏まえて IVTM 本体と燃 料出入孔スリーブとの一体引抜きに向けた種々の技術的検討を行った。主な技術的検討としては、 「一体引抜き作業中の原子炉カバーガス等のバウンダリの確保及びバウンダリの考え方の整理」、 「プラバッグ作業に対する各メーカ知見の集約及び一体引抜き作業への反映」、「一体引抜き作 業中の炉内微正圧保持方法」、「一体引抜き作業にて想定される異常事象とその対処方法」等で ある。

この中では、一体引抜きの技術的課題に対する検討のほか、作業による炉上部の他設備との 干渉状況の確認や、原子炉カバーガスの微正圧制御に関する知見の共有、作業に伴うリスク要 因の検討等、多岐にわたる検討を実施した。 7.4.3 燃料出入孔スリーブとの一体引抜きの準備から、引抜き完了まで

(H23.1.4~H23.6.24)

(1) 引抜き・復旧作業班

IVTM 本体と燃料出入孔スリーブを一体で引抜くためには、そのための新たな治具類の設計・ 製作と検査、炉上部での干渉物の撤去作業、作業員の工場でのモックアップ訓練、作業要領書 の作成・承認、作業時のリスク低減方策の検討等の膨大な作業が必要であり、これらの作業は「引 抜き・復旧作業班」を中心に実施した。

また、平成23年5月24日から開始した一体引抜き作業においては、作業実施体制を整備し、 作業員との作業内容の確認、現場での立会いを連日実施し、平成23年6月24日に一体引抜き 作業を成功裏に完了した。(図12参照)



図 12 一体引抜き作業の実績

今回実施した一連の事前検討から一体引抜き作業の完了までの経験から、①「大型プラバッグ を用いた原子炉カバーガスの隔離作業等の技術」、②「長尺の重量物引抜き作業時における安 全対策等の技術」等の技術が習得できた。*³

- *3:「高速増殖原型炉もんじゅ 炉内中継装置一体引抜きの実績」(平成23年8月24日、独立行政法人 日本原子力研究開発機構、第4回炉内中継装置等検討委員会 資料4-2-1)
- (2) リスク対応班、プラント状態検討評価班

ー体引抜き作業におけるリスクは、IVTM 本体の落下時の衝撃によって脱落した部品が原子炉 容器内へ落下(ルースパーツの発生)することが最も大きなリスクとして認知し、事前の検討を十分 行うこととした。

リスク対応班においては、ルースパーツの可能性のある部品リストの作成、それらがルースパー ツとなった場合の原子炉容器内への落下位置と影響の検討等を事前に実施した。また、ルースパ ーツが発生した場合の探索方法や回収方法についても可能性の検討を行った。

なお、IVTM 本体回収後の検査で、IVTM 本体の全ての部品が回収できておりルースパーツの 発生が無かったことを確認した。 (3) 設備影響評価班

IVTM 本体落下事象発生直後から設備への影響評価を行ってきたが、外部の関心も極めて高いことから、IVTM 回収作業と並行して、設備影響評価については、引き続き、検討を継続した。

7.4.4 引抜き完了から原因と対策の報告まで(H23.6.25~H24.3.9まで)

(1) 原因究明班

IVTM 本体引抜き完了後の対応として、「原因と対策」に係る報告書のとりまとめ作業を実施し、 平成23年9月末で一通り原案の作成を終了した。

その後、原子力安全・保安院からの要請により AHM の従来設計の考え方の再調査や軽水炉 の燃料取扱機器との設計の比較検討等を実施し、適宜「原因と対策」に係る報告書へ反映してい き、平成24年3月9日に「原因と対策」に係る報告である「高速増殖研究開発センター(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」(図13 参照)と、平成22 年8月27日の原子力安全・保安院指示文書に対する報告である「高速増殖研究開発センター (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設備への影響評価等につい て」を提出した。



図 13 再発防止対策の例 (AHM グリッパの構造変更)

(3) 設備影響評価班

IVTM本体の回収が成功し、IVTM本体落下に伴う対応で最も重要な問題は、設備への影響の 有無を、技術評価をもとに、対外的にも分かり易く説明することであった。

設備影響評価班においては、IVTM本体が落下した際、影響が波及伝播する経路を考察し(図 14 参照)、回収した IVTM本体の回転ラック軸受台のすり傷の観察結果及び IVTM本体据付フ ランジに残っていた圧痕から、燃料出入孔スリーブ、固定プラグ、下部ガイド、上部支持板、原子 炉容器、炉心槽について落下による影響評価を行い、いずれも影響のないことを確認した。特に、 下部ガイドの構造解析に際しては、IVTM 本体の落下状況を模擬した試験片(ライナプレートと回 転ラック軸受台)による検証試験を実施し、圧痕形状と荷重の関係など、実機挙動が解析コードに より再現できることを検証した上で、当該解析コードを構造解析に用いて、下部ガイドに生じる変 形とひずみ量を評価、確認した。(図 15 参照)

また、一体で引き抜いた IVTM 本体及び燃料出入孔スリーブの点検及び調査の結果、構成す る部品は全て回収されていること確認し、IVTM 本体の落下により衝突した下部ガイドについても 構造解析の結果脱落した部品等が無いことが確認できたため、IVTM 本体の落下によるルースパ ーツの発生はないと評価した。(図 16 参照)

これらについては、「高速増殖研究開発センター(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設備への影響評価等について」にとりまとめて報告した。



図 14 IVTM本体落下による設備への波及経路

JAEA-Review 2013-032



図 15 燃料出入孔スリーブ・下部ガイド等への影響評価

JAEA-Review 2013-032





図 16 IVTM 本体・下部ガイド等のルースパーツの有無確認

- 7.4.5 原因と対策報告から対応完了まで(H24.3.10~H24.8.17)
 - (1) 引抜き・復旧作業班

「原因と対策」報告書を提出した後は、新たに製作した IVTM 本体の使用前検査による機能確認と、対策を施した AHM を使用して実際に IVTM 本体を取扱い、炉外燃料貯蔵槽と原子炉容器との間で一連の燃料交換機能を確認する作業を実施した。(図 17 参照)



図17 燃料交換機能確認の概要

本作業は、主に燃料環境課による通常のライン組織で一連の作業及び検査対応を行った。 その結果、平成24年6月21日に新たに製作したIVTM本体の機能確認(使用前検査)が終 了し、さらに、平成24年8月8日に後片付け作業を終了してIVTMに関する一連の復旧作業を 完了した。

(2) 根本原因分析

法令報告については、機構として、別途根本原因分析(RCA)を実施した。RCAでは、AHMグリ ッパの爪がIVTM本体を十分つかめずに落下したものと推定したこと及び法令報告事象の対応に 時間を要していたことから、①「IVTM が落下した」こと、②「当時、IVTM の引抜きに手間取った」こ とを頂上事象として、SAFER 手法に沿って組織要因の分析を行っており、RCA の内容から講じる べき対策として、①「類似な事象の発生防止の観点」、②「潜在する不適合を未然に発見するとい う観点」から8つの提言をまとめている。*4

*4:「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 よる設備への影響評価等について」(平成24年3月9日、独立行政法人日本原子力研究開発 機構、23原機(も)723)

RCA は、機構内の第三者(安全統括部)による専門家から構成される分析チームによって検討 がなされ、最終とりまとめ結果は敦賀本部高速増殖炉研究開発センターへ報告された。

7.5 活動の評価及び総括

- 7.5.1 対応体制について
 - (1) 良かった点
 - 解決すべき課題に対し、それぞれの課題解決能力を有する部署、経験者が参画したことによって、ほぼ計画どおり燃料出入れスリーブと一体で引抜くことができた。この意味で、本「炉内中継装置落下対応チーム」の設置の目的は十分に達成した。
 - ② 特に、平成 23 年1月で体制を強化し、専任の総括班と班員(12 名)を設置したことは、以後の 活動をスムーズに実施する観点で極めて効果的であった。また、リスク対応班を設置して、あら かじめルースパーツ対応を専門で検討できる体制を採ったことは有効であった。
 - ③ 平成22年11月1日に設置した、「IVTM引抜き・復旧検討プロジェクトチーム」により、原子力 機構の直接の担当者と担当メーカのみでなく、原子力機構内有識者と他のメーカの経験・知見 を結集することができ、極めて有効に機能した。特に、カバーガスの微正圧制御に関する知見 の共有、長尺プラバックの使用経験の共有、作業手順や治具に対する各社からのコメント反映 等が効果的であった。
 - (2) 反省すべき点と改善策
 - ① 平成22年9月段階で当初構築した対応体制は、責任者と班構成及び班員を指名したのみであり、総括・事務局機能が明確でなかった。このため、各班の活動方針の確認や活動内容の共有、全体会合の開催や議事メモの作成等、班全体の活動をグリップする機能が十分発揮できなかった。今後に向けて、「課題発生時対応要領」を改定し、事務局の明確化、役割分担、責任及び権限、情報共有、進捗管理等について対応計画書に明確化することを規定した。
 - ② タスクフォース的な体制を構築した場合、保安規定上の組織の責任部署と特別な対応体制との間で業務の隙間が生じる。このため、QA 担当者を事務局に配置し、QMS 上における担当業務の管理の考え方を整理した上で作業を進めるべきであった。今後の現実的な対応策としては、課題発生対応において特別な対応体制を新たに構築するのではなく、ライン部門と兼務を掛けることで、対応作業実施上の責任を明確化する方法も望ましいと考える。
 - ③ 平成 23 年 3 月 11 日に東北地方太平洋沖地震が発生し、それ以後は、IVTM 対応と安全対 策対応を同時に行わなければならなかった。東北地方太平洋沖地震が発生した以後早い段階 で、両方の対応体制を整備し見直すべきであった。今後は、複数の重要課題が発生した場合 の体制構築に活かす必要がある。

- 7.5.2 活動内容について
 - (1) 良かった点
 - トラブル後の復旧作業のため、十分な事前検討とメーカとの毎日の打合せを行い現場作業に 臨んだ。衆人環視の中の作業であったが、現場の作業管理は十分合格点であった。また、「うま くいかなかった場合」の「リスク管理」を事前に検討し、作業要領書にあらかじめ反映しておく等 の対応は効果的であった。
 - ② 詳細な作業手順の検討を進めるとともに、工場におけるモックアップ試験(単体・組合せ)並び に現場作業員の習熟訓練を実施した。これら調査結果や作業要領の検討結果を確実に作業 計画に反映することによって、これまでに作業実績がない IVTM本体と燃料出入孔スリーブとを 一体で引抜き・復旧する特殊な作業方策である「特別な保全計画」を策定することができた。
 - ③ アニメーションや模型を製作したことは、設備への影響評価の対外説明において有効であった。
 - ④ 一連の IVTM 対応は、「炉内中継装置落下対応チーム」のみでなく、監督官庁や地元自治体への説明やプレス対応など、敦賀本部及び経営層が一体となった対応が必要であった。このような観点で、ほぼ毎週「もんじゅ特別チーム」で状況を報告・共有し、必要な判断を行って対応できた。
 - (2) 反省すべき点
 - ① 平成22年10月に、IVTM本体の引抜きが荷重超過で中断することとなった。うまくいかない場合の対応は報告書及び要領書で明確にしていたが、結果的には、接続部の変形について事前にリスクとして抽出できなかった。機器・設備構造の詳細把握を基に、リスク要因をあらかじめ排除する対応が必要であった。
 - ② IVTM 本体の一体引抜き作業において、大部分の作業は事前のモックアップの成果もあり順 調に実施できたが、「一体引抜き用案内管」にグローブを設置する作業において、時間を大きく 要することとなり、一体引抜きの作業開始時刻に影響を与えた。これは「現場の実際の状況を模 擬してモックアップ訓練を行う」との鉄則が活かされず、現場の狭隘な状況が事前に再現されな かったことによる。今後のモックアップ訓練への大きな教訓が得られた。
 - ③「炉内中継装置等検討委員会」については、当初、会合そのものはプレス公開せず、委員会 後委員長からプレスレクを行う対応としたが、プレス側との調整の結果、その後は委員会審議内 容についての JAEA からのプレスレクの実施、委員会そのものを公開とする等の対応となった。 作業部会の設置を含めた委員会の公開・非公開の考え方、プレスレクの実施方法等について は、事前に十分検討して対応する必要がある。
JAEA-Review 2013-032

8. 一括アイソレーションの適用による作業管理

高速増殖炉研究開発センター プラント管理部 発電課

田畑 勇一

8.1. 概要

「もんじゅ」の設備点検においては、これまで点検作業毎に同一の点検対象設備(機器等)に対し複数 (電気・機械・計装)の作業票を発行し、作業票毎に作業内容の検討、作業担当課間との工程調整、**ア イソレーション実施・解除の検討およびアイソレーション実施・解除作業を行っている。しかし、作業票毎 に検討および調整、アイソレーション実施・解除を行っていることから、多大な時間と労力を費やしている とともに、アイソレーション実施・解除時におけるヒューマンエラーや点検作業上のトラブルを誘発するお それがあった。そこで、作業票管理の重複をなくし、効率的なアイソレーション管理ができるように、一括ア イソレーションによる作業管理を行う系統設備の選定および管理方法の検討を行い、平成23年度設備点 検から適用した。一括アイソレーションによる作業管理は、これまでにおいても試験的に実施しており有効 性については確認されていたが、その適用範囲は狭く、大きな効果は得られてはいなかった。一括アイソ レーション管理による対象設備の点検作業項目を拡大することにより、作業管理の更なる合理化を図るこ とを目的として実施した。

*アイソレーション: 点検作業を安全に実施するために行う、電源・弁・操作スイッチ・信号ケーブル等の隔離措置

8.2 一括アイソレーションによる作業管理

これまでの設備点検においては、点検対象設備に対して個々(電動機・機器・計装等)に作業票が発行 され、個々の作業間のアイソレーション範囲の検討および作業工程の調整等に多大な労力と時間を費や してきたとともに、アイソレーション実施・解除作業においては、同一機器(弁・電源・操作スイッチ等)に複 数のアイソレーション札がかけられる状態であり、作業工程の調整およびアイソレーション管理が煩雑に なっていた。



ー括アイソレーションとは、個々の作業のアイソレーション範囲を包括的に設定し一括管理することにより、一括アイソレーション管理のもと個々の作業が行われ、個々の作業間の調整および作業管理が合理 化されるものである。一括アイソレーションイメージを図1に示す。

個別の作業毎のアイソレーション範囲(図中赤、青、緑、黄)を包括したアイソレーション範囲を、一括ア イソレーション範囲(図中黒)とし、作業安全を考慮して、その内側に電源、ガス、液体が誤って入らないよ う隔離処置を行う。一括アイソレーション内(黒の実線の内側)においては点検担当課間でのアイソレーシ ョン干渉等の調整を行うことなく点検作業がスムーズに行えることから、作業の合理化がはかることができ る。

8.3 一括アイソレーション管理による点検作業の流れ

ー括アイソレーション管理は、各個別作業の作業内容、隔離範囲等の確認、検討をプラント保全部およ びプラント管理部発電課で行う必要があることから、一括アイソレーションによる点検作業開始の約2か月 前より点検作業期間に行われるすべての個別作業の抽出を行う。

抽出されたすべての個別作業リストを基に、プラント保全部各課担当者およびプラント管理部発電課に よる、一括アイソレーション管理範囲内の個別作業を選定する。選定された個別作業を基に、一括アイソ レーション範囲を策定(プラント管理部発電課にて実施)し、再度プラント保全部各課作業担当者と調整 を行い、一括アイソレーション範囲を決定するとともに一括アイソレーション管理期間内における個別作業 間の工程調整を実施した上で一括アイソレーション管理による点検作業が開始される。

点検作業終了後は、定められた手順に従い、点検対象設備(系統)を復旧する。

期間中、点検作業の都合等により一括アイソレーション範囲を変更する場合は、範囲内のすべての作 業担当者に周知・承認を得たうえで、変更を行う。

あらかじめ試運転等の都合で一括アイソレーション範囲の変更が予定されているものについては、作 業開始前の事前調整の中で調整し、変更時期、範囲を明確にしておく。

8.4 一括アイソレーション管理による点検作業の実施状況

本格的な一括アイソレーションによる作業管理は、平成23年度より開始し、平成23年度に実施された 一括アイソレーション管理による作業管理の実績および有効性評価を踏まえ、平成24年度以降継続的 に各点検ループ毎に実施している。平成23年度においては、点検ループB系について実施しており、 約2か月間をかけてプラント保全部各課およびプラント管理部発電課による一括アイソレーション管理に よる個別作業の抽出、作業内容検討および一括アイソレーション範囲の設定を行い、約2.5か月間にわ たり点検作業を実施し、その後有効性評価を実施した。

平成23年度一括アイソレーション作業項目は、原子炉補機冷却水系(B系)・原子炉補機冷却海水系 (B系)、B-非常用ディーゼル発電機設備、空調用冷凍機 IB設備および空調用冷媒冷凍機 B設備の4 項目について一括アイソレーションによる作業管理を実施した。各々の一括アイソレーション管理内には、 合計21件の個別作業が包括されており、平成23年8月23日より開始し、平成23年11月7日に特に 問題なく作業を終了した。平成23年度設備点検一括アイソレーション工程表(実績)B系を表1に、一括 アイソレーション項目および個別作業リスト(B系)を表2に示す。また、平成24年設備点検一括アイソレ ーション工程表(実績)A系(作業期間:平成24年11月15日~平成24年12月27日)を表3に、一括ア イソレーション項目および個別作業リスト(A系)を表4に示す。さらに平成24年度一括アイソレーション工 程表(実績)C系(作業期間:平成25年1月15日~平成25年3月1日)を表5に、一括アイソレーショ ン項目及び個別作業リスト(C系)を表6に、一括アイソレーション工程表(実績)補助ボイラー設備(作業 期間:平成24年10月5日~平成25年1月31日を表7に、一括アイソレーション項目及び個別作業リ スト(補助ボイラー設備)を表8に示す。

	H23 年 6 月	7月	8月	9月	10 月	11 月	12 月
ー括アイソレーション作業票・管理票 の検討・作成(発電課)	6/9~		~8/4				
ー括アイソレーション管理内個別作業 の抽出(保全部)	6/9~	~7/20					
ー括アイソレーション範囲・個別作業 の調整(発電課)		7/20~	8/4				
ー括アイソレーションの実施			8/2	3~	~	11/7	
ー括アイソレーション有効性評価						11/18~	~12/2
作業調整・検討会(発電課・保全部)		7/15 7/27	8/4	9/26	10/21	11/18	

表1. H23 年度設備点検一括アイソレーション工程表(実績)B系

|--|

ー括アイソレーション項 日	作業担当課	個別作業内容
	機械保修課	原子炉補機冷却水/海水設備(B系)点検(H23年度) 原子炉補機冷却海水系海水ストレーナB占権
アイソレーション	電気保修課	原子炉補機冷却海水設備B計装品点検 制御用圧縮空気設備B計装品点検
	機械保修課	空調用冷凍機IB(674HX1B)分解点検 空調用冷水ポンプB(674P1B)分解点検 換気空調設備等保守点検空調用冷凍機IB清掃点検
空調用冷凍機IB一括ア イソレーション	電気保修課	空調用冷凍機IB電動機点検(674:圧縮機、油ポンプ、冷水ポン プ) 換気空調設備 空調用冷凍機廻り計器点検及び制御回路取替 作業
南部田公共公共総合	機械保修課	空調用冷媒冷凍機B(667HX1B)分解点検 換気空調設備等保守点検 空調用冷媒設備冷凍機B清掃点検
空調用冷燥冷凍機Bー 括アイソレーション	電気保修課	空調用冷凍機B電動機点検(667:圧縮機電動機、油ポンプ電動 機) 換気空調設備 空調用冷凍機廻り計器占検作業
非常用ディーゼル発電機	電気保修課	非常用ディーセル発電機設備B計装品点検 非常用ディーゼル発電機B電気設備点検 非常用ディーゼル発電機B電気計器・保護継電器点検
	機械保修課	DG屋外燃料貯蔵タンク点検等作業(B系) 非常用ディーゼル発電機設備点検(機械設備)B

	H24 年 8 月	9月	10 月	11 月	12 月	H25 年 1 月	2 月	3 月
ー括アイソレーション作業票・管理 票の検討・作成(発電課)	8/21	~		-11/1				
ー括アイソレーション管理内個別 作業の抽出(保全部)		~	~10/12					
ー括アイソレーション範囲・個別作 業の調整(発電課)			10/18~1	1/1				
一括アイソレーションの実施				11/15~	~12/	27		
作業調整・検討会(発電課・保全 部)			10/16 10/25	1 11/5				

表3. H24年度設備点検一括アイソレーション工程表(実績)A系

表4. H24 年度一括アイソレーションおよび個別作業リスト(A	系)
----------------------------------	----

ー括アイソレーション項		個別作業内容
目	作美担当課	
	機械保修課	原子炉補機海水系海水ポンプA及び出口配管点検、安全性向上 対策(接続座設置) 原子炉補機冷却海水系海水 A-C1 ポンプピット点検・清掃 原子炉補機冷却海水系海水ポンプA 圧力低下対応 硫酸第一鉄注入装置 海水ベントライン点検(A系) 非常用ディーゼル発電機設備点検(機械設備)A系 空調用冷媒冷凍機 A、空調用冷凍機 IA 簡易点検 空調用冷凍機 IA 海水通水手動弁交換
A 系一括アイソレーション	電気保修課	原子炉補機冷却海水系海水ポンプ用電動機(A)点検 非常用ディーゼル発電機設備電動機点検(A系) A系補機冷却系・海水タイマー交換作業 中央制御室電気計器点検(D/G-A) 非常用ディーゼル発電機A電気設備点検 非常用ディーゼル発電機A電気計器・保護継電器点検 原子炉補機冷却海水系計装品点検(A系) 非常用ディーゼル発電機設備計装品点検(A系) 換気空調設備空調用冷凍機1A及び空調用冷媒冷凍機A廻り計 器点検作業

JAEA-Review 2013-032

表5. H24年度設備点検一括アイソレーション工程表(実績)C系

	H24 年 8 月	9月	10 月	11 月	12 月	H25 年 1 月	2 月	3 月
ー括アイソレーション作業票・管理 票の検討・作成(発電課)	8/2	I~			~12/	20		
ー括アイソレーション管理内個別 作業の抽出(保全部)	8/2	1~	~10/12					
ー括アイソレーション範囲・個別作 業の調整(発電課)					12/13~12/	20		
一括アイソレーションの実施						1/15~	^	-3/1 -
作業調整・検討会(発電課・保全 部)					12/13-12/1	89		

表6. H24年度一括アイソレーションおよび個別作業リスト(C系)

		但则佐类由家
一拍/1/レー/3/項	作業担当課	他別作未內谷
目		
		空調用冷凍機ⅡA、ⅡB 簡易点検
		原子炉補機冷却水系冷却水ポンプ C3分解点検
		原子炉補機冷却水系熱交換器 C1開放点検
		安全向上対策 原子炉補機冷却海水系配管改造
		(C 系)
		原子炉補機冷却海水系(C系)大口径弁交換作業、
	機械保修課	ライニング配管補修
		硫鉄注入装置海水ベントライン点検(C系)
		空調用冷媒冷凍機 C 分解点検
		空調用冷媒冷凍機 C、空調用冷凍機 II A·B 海水通
		水手動弁交換
し茶一招アイクレーション		非常用ディーゼル発電機設備点検(機械設備)C 系
		空調用冷凍機ⅡA 凝縮器内伝熱管交換
		中央制御室電気計器点検(D/G-C)
		C 系補機冷却系・海水系タイマー交換作業
		換気空調設備 空調冷凍機2A/2B 廻り計器点検
		作業
	電気保修課	空調用冷凍機電動機分解点検(667HX1C)
		原子炉補機冷却海水系計装品点検(C _. 系)
		非常用ディーゼル発電機 C 電気計器・保護継電器
		点検
		非常用ディーゼル発電機設備計装品点検(C系)

表7. H24 年度設備点検一括アイソレーション工程表(実績)補助ボイラー設備

	Н	24 年 8 月		9月			10 月]		11 月]	1	12 月		Н	25	Ŧ		2 月		3 月	
ー括アイソレーション作業票・管理 票の検討・作成(発電課)				g	/20	2			~	11/	16											
ー括アイソレーション管理内個別 作業の抽出(保全部)				9	/20/	2		~ 10	/31											 		
ー括アイソレーション範囲個別作 業調整(発電課)			9/:	20~	10/	4(A :	系)	10/	31~	11/	16(E	<u>系</u>)								 		
一括アイソレーションの実施					1	0/5 <i>·</i>	~11	(22(A 系)			1	1/28	~1	/31(B 系)		 		
作業調整·検討会(発電課·保全 部)				9/) 20				1/1	1) 1//19									 		

表8. H24 年度一括アイソレーションおよび個別作業リスト(補助ボイラー設備)

ー括アイソレーション項 目	作業担当課	個別作業内容				
		A 補助ボイラー定期点検(機械設備)				
補助ボイラーー括アイソ レーション ―	機械保修課	B 補助ボイラー定期点検(機械設備)				
		補助蒸気設備弁点検(471系)				
		A 補助ボイラー設備計装品点検				
	電気保修課	B 補助ボイラーおよび共通設備点検				
		補助蒸気設備低圧電動機点検				

8.5 一括アイソレーション適用の課題と対応

平成 23 年度に実施した点検ループ B 系の一括アイソレーションによる点検作業終了後に、プラント保 全部各課作業担当者およびプラント管理部発電課にて、最終検討会を行い、以下の項目について課題 が報告され、対応を検討し、次回以降の一括アイソレーションによる点検作業に反映した。

(1) 一括アイソレーションによる点検作業期間は、系統の水抜き作業および系統復旧の際の系統状態チェックも含めた期間としていたが、B系RCW,RCWS一括アイソレーション内の、制御用圧縮空気設備
B 計装品点検作業において、作業担当課者が期間内はすべて作業可能と理解していたため、工程の調整および個別作業票への切り替えを行った。これについては、事前調整を綿密に行うこととし、以降の点検作業に反映した。

- (2) これまでの点検においては、作業担当課個々の作業票にて点検対象機器にはすべてアイソレーション管理札がかけられていたが、一括アイソレーション範囲に包括された中で作業を行うことから、作業員が困惑することがあった。これについては、点検担当者が、当日の点検対象機器等を確実に認識できるよう、点検担当箇所にて表示札をかけることとし以降の点検作業に反映した。
- (3) 事前検討・調整不足から、一括アイソレーションの境界点の弁が点検対象であったことが判明したため、期間中に境界点の変更を実施した。これについては、以降の点検において事前検討・調整を確実に行い同様事象は発生していない。

8.6 一括アイソレーション適用による有効性評価

ー括アイソレーションによる作業管理を導入したことによる有効性については、以下の項目があげられる。

(1) 作業にともなうアイソレーション実施および解除タグの処理件数が大幅に減少したことにより、作業準備に要する時間が軽減し、作業効率の向上に繋がった。アイソレーション件数は、一括アイソレーション導入前後において、約半数のアイソレーション処置件数削減となった。具体的なアイソレーション件数としては、平成23年度設備点検においては、導入前が1,003件に対して導入後は500件となり、約半数に削減された。平成24年度設備点検においても、平成23年度と同様に、アイソレーション処置件数は半減した。特に、平成24年度に新たに実施した補助ボイラー設備点検においては、導入前は884件に対して導入後は203件と大幅な削減となった。

平成 23 年度以降の一括アイソレーション導入による、アイソレーション処置件数の削減数(合計) は、1,648 件(2,955 件(A 系:580+B 系:1,003+C 系:488+補助ボイラー:884)-1,307 件(A 系:340 +B 系:500+C 系:264+補助ボイラー:203))であり、アイソレーション実施/キャンセルにともなう作業 量は、約 22 人日(1,688 件/150(アイソレ員1人一日に処置可能な処置件数)×2(実施/キャンセ ル))の削減となった。

平成23年度 一括アイソレーション導入前後におけるアイソレーション処置件数の比較(B系)を図 2に示す。また、平成24年度一括アイソレーション導入前後におけるアイソレーション処置件数の比 較(A系)を図3に、アイソレーション処置件数の比較(C系)を図4に、アイソレーション処置件数の比 較(補助ボイラ設備)を図5に示す。

- (2) 一括アイソレーション範囲をプラント保全部およびプラント管理部各課間で事前に協議・検討を行い 実施することにより、一括アイソレーション内で行われる個別作業検討および個別作業のアイソレーション実施解除の検討に要する時間を大幅に軽減することができた。
- (3) 一括アイソレーションによる作業管理に関わるプラント保全部およびプラント管理部各課による調整ミ ーティングを定期的に実施することにより点検作業担当各課間の情報共有がはかられ、作業に伴う 干渉等を事前に調整することができ点検作業効率の向上に繋がった。
- (4) 上記(1)~(3)により、点検作業上のトラブル防止およびアイソレーション実施・解除時等のヒューマン エラーの未然防止に寄与した。



図2. H23 年度一括アイソレーション導入前後におけるアイソレーション処置件数の比較(B系)



図3. H24 年度一括アイソレーション導入前後におけるアイソレーション処置件数の比較(A系)



図4. H24 年度一括アイソレーション導入前後におけるアイソレーション処置件数の比較(C系)



アイソレーション処置件数の比較(補助ボイラー設備)

8.7 まとめ

平成 23 年度以降実施された一括アイソレーション管理による作業管理により、作業効率の向上、点検 作業検討期間の短縮、関係各課間の情報共有の向上および点検作業にともなうトラブル・ヒューマンエラ ーの未然防止がはかられており、有効性が立証された。点検作業終了後の検討会においては、作業管 理の合理性・有効性が評価されており、今後も綿密な事前調整を行い、点検系統設備の範囲を拡大し、 設備点検作業の更なる安全と合理化をはかり、一括アイソレーションによる作業管理を定着させていく予 定である。

9. 2次系格納容器外RIDサンプリングブロワ振動対策結果評価

高速増殖炉研究開発センター プラント保全部 電気保修課 武藤 啓太郎

9.1. 概要

平成22年に2次系ナトリウム漏えい検出用(RID*)サンプリングブロワが停止した事象を受け、平成22 及び23年度にサンプリングブロワの振動対策を実施している。振動対策結果の評価として継続的に実施 している振動測定結果、分解点検時の整備データ等を整理し評価を行った。結果、振動値(変位)の平 均値が振動対策以前と比較して半分以下となること、また、振動対策後に実施した分解点検において、 ブロワ停止の主要因である電動機(モータ)ベアリングハウジングの摩耗の進展が抑制されることから、振 動対策の結果が良好であることを確認した。 *RID(<u>Radiative Ionization Detector:</u>放射線イオン化式検 出器)

9.2. サンプリングブロワ停止事象の経緯、調査作業等

「もんじゅ」において平成22年4月に2次系格納容器外ナトリウム漏えい検出用サンプリングブロワ1 台が停止する事象が発生した。調査の結果、サンプリングブロワ電動機の回転子と固定子に接触痕が確 認され、また、電動機の反負荷側ブラケットのベアリングハウジングの内径寸法が最大52.320mmとなって おり、内径寸法基準値(52.019mm)と比較し、ハウジングの摩耗が進んでいることが確認された。これによ りブロワ停止事象は電動機の回転子と固定子間のクリアランス(約0.30mm)が失われ、固定子と回転子が 接触し、地絡したことによるものと判明している。(図1に接触痕が確認された回転子及び、図2に摩耗が 確認された電動機の反負荷側ブラケットのベアリングハウジングを示す。)



回転子に接触痕が確認された。 図1. 接触痕が確認された回転子



ハウジングに摩耗痕が確認された。 図2.摩耗が確認されたベアリングハウジング

図3に電動機ブラケットのベアリングハウジング摩耗メカニズムの説明図を示す。同型式のサンプリング ブロワの振動値を詳細調査したところ、サンプリングブロワ据え付け板の振動変位が測定箇所によっては 40 μ mp-p以上あり、ブロワの振動が十分に減衰していないことが確認された。(特に垂直方向の振動 変位が大きくなることが確認された。)ブロワ据え付け板は図4に示すように厚さ4.5mmの鉄製の板を曲 げた構造となっており下部に空隙があり上下に振動しやすい構造であった。また、サンプリングブロワ据え 付け板は現場ラックフレームに直接取り付けられておらず、厚さ6mmの中間ベースを介してラックに取り 付けられていた。中間ベースが比較的薄いため、ブロワ取り付け板を中間ベースに強固に接続できてい ないことがブロワ取り付け板の振動変位が大きくなる原因として推測された。また、後述する有限要素法 (FEM)解析において固有振動モードがサンプリングブロワ振動源周波数近傍に存在することで振動変位 が増加することが確認された。

以上から、ハウジング摩耗の原因は、電動機から発生した振動を十分に抑制できていないこと、及びベ ーン型ポンプから発生した振動が十分に抑制されず電動機に伝達したことにより、想定より電動機内部の ベアリング及び電動機のベアリングハウジングの変位量が大きくなり、ベアリングがベアリングハウジング に押し付けられて軸の回転とともにハウジング内で回転したことによるものと推測された。



図 3.電動機ブラケットベアリグハウジング摩耗メカニズム

9.3. サンプリングブロワ振動対策の検討

サンプリングブロワ停止事象の対策としてサンプリングブロワの振動抑制方法を検討し、平成22年度及び23年度にサンプリングブロワの振動対策を実施した。

速やかに振動対策を講じる必要があった平成22年度において、特に振動変位が大きいブロワ据え付け板上下方向の振動を効果的に抑制するために、図5に示すようにRIDサンプリングブロワ据え付け板の下部空隙に厚さ約30mmの防振用鋼材を挿入し振動変位の低減を図った。防振用鋼材はクリアランス調整のため3層の鋼板による構成とした。これは、防振用鋼材の挿入にあたり厳密なクリアランス調整*をする必要があったが、曲げ加工によるブロワ据え付け板の製作上の理由からブロワ毎にブロワ据え付け板の下部空隙が一定でないため、一般の厚さの鋼材では下部空隙を適切に埋められないことが設計段階で判明したためである。

*防振用鋼材が据え付け板下部空隙に対して薄い場合はサンプリングブロワの防振効果が弱くなり、 また、逆に厚い場合はブロワ据え付け板がたわみ、ポンプ及び電動機のセンタリング調整に支障を 及ぼす可能性がある。

恒久的な振動対策を目的として、平成23年度において据え付けベースの更新を行った。据え付けベースの設計に当たり、汎用構造解析コード MSC Nastran ver.2007を用いてFEM 解析を行い、固有振動数による影響の評価を行った。図6、図7に解析に用いたモデル、表1に解析により得られた固有振動数 を示す。表1から従来のサンプリングブロワ(振動対策前モデル)においては、表2に示すサンプリングブロワ由来の振動数近傍に固有振動数があり、振動が増加することが確認された。

この結果を受け、更新するブロワ据え付け板を曲げ加工のない板構造とし、又、板厚を厚くすることで 主要な固有振動数をサンプリングブロワ由来の振動数以上とし、振動の低減を図った。結果、表1に示す ように、振動対策後モデルにおける1次の固有振動モードが497Hzとなり、サンプリングブロワ由来の振 動周波数の近傍にないことが確認され、ブロワベースを改良することで、振動値が改善し振動低減効果 が得られることを確認した。

更新したブロワベースを図8に示す。ブロワ据え付け板の厚さは20mm、ブロワ据え付け板とラックの中間に入る中間ベース厚さは15mmとして設計した。格納容器内ブロワは図9に示すように取り付けに際して中間ベースが必要無いことからブロワ据え付け板(厚さ20mm)のみとした。

また、サンプリングブロワを現場ラックフレームに設置し固有振動数を測定したところ、電動機側の固有 振動数が水平 178、244Hz、垂直 241Hz となりサンプリングブロワ由来の振動数から離れ、固有振動数に よる影響がないことを確認した。



振動対策前 ブロワ据え付け板 (4.5mm) 図 4. サンプリングブロワ据え付け状態



防振用鋼材(約 30mm)を下部空隙に挿入した。 (防振用鋼材は 3 層構造) 図 5.サンプリングブロワ振動対策(H22 年度)



図 6. FEM 解析モデル(振動対策前モデリング)

図7 FFM 解析モデル(振動対策後モデリング)

*使用解析コード MSC Nastran ver.2007

~))	凶 ()	「「「」「「一」」「「一」」	/ (MANN R Q L /)	/

	FEM 解析(振動文	対策前モデリング)	FEM 解析(振動文	対策後モデリング)
振動モード	固有振動数(Hz)	発生箇所	固有振動数(Hz)	発生箇所
1次モード	42Hz	サンプリングブロワ	497Hz (ブロワ)	サンプリングブロワ
2次モード	64Hz	サンプリングブロワ	704Hz (ブロワ)	サンプリングブロワ
3次モード	115Hz	サンプリングブロワ	-	-
4次モード	157Hz	電動機	-	_

表 1. FEM 解析 振動対策前後主要固有振動数

表 2. サンプリングブロワ由来の振動発生原因及び振動数

原因	振動数(Hz)
(1)電動機とブロワの結合(カップリング)箇所のずれにより発生する振動	20,40,60
(2)カーボンブレード(4 枚構成)の回転により発生する振動	80
(1),(2)の倍成分	120,160,320



据え付け板(厚さ 20mm)及び中間ベース(15mm)に よる振動対策

図 8.サンプリングブロワ振動対策(H23 年度)



据え付け板(厚さ20mm)による振動対策

図 9. 格納容器内サンプリングブロワ振動対策 (H23年度)

9.4.振動値の推移

振動対策を実施した上述の平成22及び23年度の振動対策の前後において、格納容器外サンプリン グブロワの振動測定の変位(µmp-p)を振動測定箇所毎にグルーピングし振動値の変化を評価した。 評価した振動測定箇所は図10(模擬図)に示す平成22年度以前から継続的に測定してきた以下の4箇 所とした。



- ① 電動機負荷側水平方向
- ② 電動機負荷側軸方向
- ③ ポンプ反負荷側水平方向
- ④ ポンプ反負荷側軸方向

図 10.サンプリングブロワ振動測定箇所(模擬図)

平均値の推移を表3及び図11に示す。これら表及び図から読み取れるように振動対策前及び平成22 年度との比較で振動値が47~60%に低減、振動対策前及び平成23年度との比較で29%~43%に低減 することを確認した。振動値の低減効果は元々振動値の大きいポンプ部分について大きな低減効果が 得られた。一方電動機側はポンプ側と比較して元々振動値が低いことから低減幅としては小さくなってい るが、振動値が対策実施前の半分以下に低減することが確認できた。

	電動	機	ポン	プ
	①負荷側水平方向	②負荷側軸方向	③反負荷側水平方向	④反負荷側軸方向
振動対策前	18.6	19.0	40.0	43.3
H22 振動対策後	9.8	8.9	23.9	20.2
H23 振動対策後	8.0	7.3	13.1	12.6

表3.振動値(変位:平均値)推移 ※単位はµmp-p



図 11.サンプリングブロワ振動値(平均値)推移

各測定箇所における振動値の分布 (ヒストグラム)を図 12~15 に示す。図は相対的に評価するにあたり、 区間 (分布区間は 1 μ mp - p)におけるカウントを各サンプル数で割ることにより割合に変換した。なお、 振動値が 100 μ mp - p以上のものは 100 μ mp - pに含めている。これら図から、振動対策により 30 μ mp - p以上の比較的大きい振動値が抑制され、振動値の分布も低振動値域に集まることが確認された。

図16に振動対策前後における振動値推移を示す。格納容器外RIDサンプリングブロワ全26台について、振動測定箇所毎に、横軸を振動対策前(ブロワ停止前)の振動値、縦軸を振動対策後(平成23年度)の振動値としプロットしており、振動対策により振動値が低下した場合は比例定数1の比例直線より下側にプロットされる。図16から、振動対策により全てのブロワの振動値が20μmp-p以下となり、振動値が明確に低下したことが確認できた。なお、振動対策後の振動値が上昇している箇所が1箇所認められるが、振動対策前の振動値が低いことによるもので、振動対策後の振動値は他のブロワの同一測定箇所と同程度であり、振動対策により悪影響があったわけでは無い。これらから振動対策によりポンプ及び電動機の振動値が対策前の半分以下に減少し、振動対策の効果が確認できた。







図 13. ②電動機負荷側軸方向振動値分布 (図 10. 測定箇所②)



10.0 0.0 0.0 10.0 20.0 30.0 40.0 50.0 60.0 70.0 80.0 振動対策前 変位(µmp-p)

図 16. RID サンプリングブロワ 振動対策前後振動値比較

9.5.ベアリングハウジング摩耗量の推移

RID サンプリングブロワが停止した主要因である電動機ブラケットのベアリングハウジングの摩耗量について、振動対策による効果を評価した。ハウジング内径の摩耗を評価するにあたり、軸受け外径(負荷側62mm、反負荷側52mm)を基準にハウジング内径との差を摩耗量とした。振動対策前の評価として平成22 年度の分解点検*、振動対策を実施後の評価として平成23 年(平成22 年振動対策以降)及び平成24 年度分解点検(平成23 年度振動対策以降)におけるハウジングの摩耗量(ブラケットの基準寸法との差)を算定した。

*平成22年5月から分解点検までの一部期間(約3ヶ月)は振動対策実施後の期間を含む

各摩耗量及び運転時間を図 17 に示す。結果、振動対策後において内径寸法の摩耗基準値(0.019m m以内)を超えるハウジングの摩耗は確認されなかった。

ハウジングの摩耗量を運転時間で割ることにより、単位時間あたりの摩耗量に変換し点検実施年度毎 に平均値をとったものを図 18 に示す。結果、振動対策後はハウジングの摩耗速度が対策前の半分以下 に抑制されていることを確認した。摩耗速度が抑制されたのは振動対策により振動値が低下しブラケット 摩耗が抑制されたこと、及び平成 24 年度においてベアリングを熱による変形を抑えるのに効果的なアン チクリープタイプに変更したことによるものと推定される。これにより振動対策が良好な結果となったことを 確認した。



図 18. 電動機ブラケット単位時間当たりのブラケット摩耗量(平均値:nm/h)

9.6.カーボンブレードの摩耗量の推移

サンプリングブロワの運転可能時間に影響を与えるカーボンブレードの摩耗量が振動対策により変化が あったかを評価した。図 21 に平成 22 年度から平成 24 年度の間に実施した分解点検時に確認されたカ ーボンブレードの摩耗量と運転時間の相関を示す。平成 22 年度から平成 24 年度のブレード摩耗量デー タ全数を用いて求めた近似直線の R² 値は 0.88 となりカーボンブレードの摩耗が概ね時間に比例すること を確認した。各点検年度のブレード摩耗量から個別に近似直線を求めた場合 R² 値が 0.43 と小さいもの の、振動対策後は時間当たり摩耗量(傾き)が少なくなる傾向を確認できた。ただしデータ数が少ないた め今後も継続して調査を行う必要がある。これらから、振動対策によりカーボンブレードの時間当たりの摩 耗量(ブロワ運転可能時間)は少なくとも悪化しないことが確認された。

カーボンブレードの摩耗量変化からRIDサンプリングブロワの分解点検間隔を3年間としても健全性維持が可能と評価でき、この評価結果を受け点検間隔の延長を行い、分解点検に係る点検費用の削減を することができた。

なお、図 21 において、運転時間の短い場合にカーボンブレードの摩耗量(ブレード長さから算出)が少 ないことが確認できる。(近似直線の切片がマイナスとなっていることからも確認できる)これは運転時間が 短い使用開始直後のカーボンブレードは図 19 に示すように先端が曲面になっており、使用により先端が 摩耗しエッジが立つようになる。よって、図 20 の模擬図に示すように使用開始直後はブレードの摩耗量は 少なくなると推定される。



左:使用前のカーボンブレード 右:使用後のカーボンブレード



図 20.カーボンブレード摩耗説明図



図 19.カーボンブレード新旧品比較

9.7.まとめ

ブロワ停止事象を受けて実施した調査、検討、及び振動対策の結果、振動値(平均値)とブラケットの ベアリングハウジングの摩耗(単位時間当たりの平均値)が振動対策前の半分以下に抑制されることが確 認できた。また、ブロワの運転時間に影響するカーボンブレード摩耗量の時間変化についても、振動対 策前と比較してブレードの摩耗量変化が少なくとも増加していないことを確認した。これらのことから、ブロ ワ停止事象を受けて実施した振動対策により、ナトリウム漏えい検出用(RID)サンプリングブロワの信頼 性が向上したことを確認した。

更に、定期的に実施している振動測定結果から、振動対策後の平均的な振動値であればブラケットの 摩耗は抑制されること、ブレードの摩耗量についてもほぼ時間的に比例し摩耗していくことが確認できた ことから、格納容器外RIDサンプリングブロワについて点検期間を延長することができ、点検費用を削減 することができた。

【Ⅲ. データ集】

1. 平成24年度の主な出来事

平成24年度は、平成23年度に引き続き、設備点検、炉内中継装置引抜き・復旧作業に加え、東京電力福島第一原子力発電所事故の 教訓を踏まえた安全対策、敷地内破砕帯の追加調査、保守管理上の不備に係る対応、それに関連する国、地元自治体等への報告等を 行った。

年月日	件名	概要
H22. 10. 1~ H24. 7. 31	平成22・23年度設備点検(1次系・2次系等)	設備・機器の保安確認のため、保全計画に基づき、設備 点検を行った。
H23. 2. 21~H24. 8. 8	炉内中継装置引抜き・復旧工事	平成22年8月に発生した、炉内中継装置落下トラブルに ついて、炉内中継装置を燃料出入孔スリーブと一体で引 抜き、復旧する工事を実施し、炉内中継装置の落下に係 る復旧が完了した。
H24. 4. 2∼	設備保全対策	停止している原子炉施設の安全確保のために必要な機 器・設備について設備保全対策を実施している。
H24. 4. 2~H25. 2. 13	モニタリングポスト更新工事	老朽化しているモニタリングポストについて、設備の信 頼性向上を目的に、更新工事を実施した。
H24.6.25∼10.26	もんじゅ港湾内のしゅんせつ	冬季の波浪によるもんじゅ港内の堆積した砂について、 取水機能の確保及び船舶入港可能な環境を整備するた め、しゅんせつを実施した。
H24. 4. 26	原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知 見の継続的な収集及び評価への反映等のための取組につ いて(原子力安全・保安院からの指示対応)	原子力安全・保安院から「原子力施設の耐震安全性に係 る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価へ の反映等のための取組について」の指示を受け、平成23 年度の取組状況について報告した。(平成21年5月8日付 け指示への対応)
H24. 4. 27	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 第62条の3に基づく報告等を踏まえた根本原因分析の実 施等について(報告)(原子力安全・保安院からの指示 対応)	原子力安全・保安院から「核原料物質、核燃料物質及び 原子炉の規制に関する法律第62条の3に基づく報告等を 踏まえた根本原因分析の実施等について(指示)」を受 け、根本原因分析について実施状況報告(中間報告)し た。(平成24年4月2日付け指示への対応)
H24. 5. 23	「九州電力株式会社玄海原子力発電所第3号機で確認さ れた充てんポンプ主軸の折損を踏まえた確認等について (指示)」に対する報告について(原子力安全・保安院 からの指示対応)	原子力安全・保安院から「九州電力株式会社玄海原子力 発電所第3号機で確認された充てんポンプ主軸の折損を 踏まえた確認等について(指示)」を受け、もんじゅの 安全上重要な設備のうち、同型ポンプ(遠心ポンプ(う ず巻き形ポンプ))への気体流入などにより、主軸に異 常な振動が発生する可能性について評価した結果、その 可能性はなく、主軸の折損に至らないことを確認し、報 告した。(平成24年4月23日付け指示への対応)
H24. 5. 31	平成23年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子 力施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価の うち周辺斜面の安定性評価について(報告)(原子力安 全・保安院からの指示対応)	原子力安全・保安院から「平成23年東北地方太平洋沖地 震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動及び津波の 影響に関する安全性評価の実施について(指示)」を受 け、安全性評価のうち周辺斜面の安定性評価について報 告した。(平成23年11月11日付け指示への対応)
H24. 6. 15	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 第62条の3に基づく報告等を踏まえた根本原因分析の実 施等について(報告)(原子力安全・保安院からの指示 対応)	原子力安全・保安院から「核原料物質、核燃料物質及び 原子炉の規制に関する法律第62条の3に基づく報告等を 踏まえた根本原因分析の実施等について(指示)」を受 け、高速増殖原型炉もんじゅ炉内中継装置の落下による 変形に係る根本原因分析の拡充を行い、その結果を踏ま えて、必要な対策について取りまとめ、報告した。(平 成24年4月2日付け指示への対応)

JAEA-Review 2013-032

年月日	件名	概要
H24. 6. 21	平成23年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子 力施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価の うち天正地震に関する津波堆積物追加調査の結果につい て(報告)	原子力安全・保安院から「平成23年東北地方太平洋沖地 震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動及び津波の 影響に関する安全性評価の実施について(指示)」を受 け、安全性評価のうち、天正地震に関する津波堆積物追 加調査の結果について報告した。(平成23年11月11日付 け指示への対応)
H24.6.29	原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等 の耐震性評価の進捗状況(平成24年度 第1四半期)の 報告について	耐震性評価実施計画書(平成24年2月17日提出)に基づ く平成24年度第1四半期における耐震性評価の進捗状況 を原子力安全・保安院に報告した。
H24. 7. 30	ナトリウム漏えい警報の発報に伴う確認のための運転上 の制限の逸脱及び復帰について	低温停止中のところ、EVST冷却系室(2次系、空気雰囲 気)においてナトリウム検出器(DPD)のナトリウム漏 えい警報(フィルタ差圧高)が発報した。 このため、フィルタ分析に伴い、ナトリウム漏えい検出 器のサンプリングポンプを停止したことから、4時15 分、ナトリウム漏えい監視機能の停止による保安規定に 定める運転上の制限の逸脱を宣言した。 フィルタを交換後、サンプリングポンプを起動し、4時 59分、運転上の制限の逸脱状態からの復帰を宣言した。
H24.8.10	「原子力施設外に搬出された検査機器等の保管状況につ いて(指示)」に対する報告について(原子力安全・保 安院からの指示対応)	原子力安全・保安院から「原子力施設外に搬出された検 査機器等の保管状況について(指示)」を受け、原子力 施設から過去に搬出した検査機器等は搬出先で適切に取 り扱われており、分析試料等は適切な許認可を受けた施 設へ搬出されており、周辺監視区域外において保管され ている事案は確認されなかったことを報告した。(平成 24年7月27日付け指示への対応)
H24. 9. 5	敷地内破砕帯の追加調査計画の策定について(報告) (原子力安全・保安院からの指示対応)	原子力安全・保安院から「敷地内破砕帯の追加調査計画 の策定について(指示)」を受け、もんじゅの敷地内破 砕帯の追加調査計画について取りまとめ報告した。(平 成24年8月29日付け指示への対応)
H24. 9. 21	事故時等における記録及びその保存の徹底について(報 告) (原子力安全・保安院からの指示対応)	原子力安全・保安院から「事故時等における記録及びそ の保存の徹底について(指示)」を受け、もんじゅの現 状の装置及びその運用について確認するとともに、信頼 性向上対策の必要性について検討した結果をまとめて原 子力規制委員会に報告した。(平成24年8月23日付け指 示への対応)
H24. 9. 28	原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等 の耐震性評価の進捗状況(平成24年度 第2四半期)の 報告について	平成24年2月17日に提出した「『原子力発電所等の外部 電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について (追加指示)』に係る実施計画の報告について」に沿って 進めている耐震性評価の進捗状況について平成24年度第 2四半期における耐震性評価の進捗状況を原子力規制委 員会に報告した。
H24.10.1	点検作業中における計画外の「原子炉トリップパーシャ ル作動」警報発報について	1次系Bループの計器点検において、Bループの原子炉容 器出口温度検出器信号ケーブルを外す際、同じ端子台の 隣のCループのケーブルを取外したため、「原子炉ト リップパーシャル作動」警報が発報した。
H24. 11. 13∼	敷地内破砕帯追加調査	「もんじゅ」敷地内破砕帯の性状を直接確認すること、 及び同破砕帯と敷地近傍で確認されている変動地形のL- 2リニアメント及び周辺の活断層(白木-丹生断層)と の地質構造上の関連性を確認するために、敷地内の剥ぎ 取り調査や敷地外での地表踏査等を行っている。

年月日	件名	概要
H24. 11. 27	電気・計測制御設備の保守管理上の不備について	平成24年9月のナトリウム漏えい検出器点検計画の変更 手続き不備を踏まえ、他の設備について同様な不備がな いか調査したところ、電気・計測制御設備32,292機器の うち9,679機器において、保安規定で定めている保全計 画に基づく点検及び保守管理が実施されていなかったこ とが判明し、平成24年11月27日に原子力規制委員会に報 告した。 これを受けて、12月12日に原子力規制委員会から2件の 命令文書が発出された。
H24. 12. 18	平成23年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子 力施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価の うち完新世に関する津波堆積物調査の結果について(報 告) (原子力安全・保安院からの指示対応)	原子力安全・保安院から「平成23年東北地方太平洋沖地 震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動及び津波の 影響に関する安全性評価の実施について(指示)」を受 け、安全評価のうち、完新世に関する津波堆積物調査の 結果について原子力規制委員会へ報告した。(平成23年 11月11日付け指示への対応)
H24. 12. 25	若狭町、南越前町、越前町との協定の改定について	平成23年8月、福井県原子力発電所準立地市町連絡協議 会から、「安全確保等に関する協定書」の見直しに関す る要請を受け、協議を開始し、平成24年12月25日に協定 を改定した。
H25. 1. 31	もんじゅにおける保守管理上の不備に係る原子力規制委員会への報告 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法 律第36条第1項の規定に基づく保安のために必要な措置 命令について(平成24年12月12日 原管P発第 121207001号)」に対する結果報告について (原子力規制委員会からの指示対応)	次の事項について命令を受けて、その結果を取りまとめ 原子力規制委員会に報告した。 ①点検時期を超過している未点検機器について、原子炉 施設の安全性への影響に留意しつつ、早急に点検を行う こと。 ②保安規定に基づく原子炉施設の保全の有効性評価を行 い、その結果を踏まえ、点検計画表を含む保全計画の見 直しを行うこと。 (平成24年12月12日付け指示への対応)
H25. 1. 31	もんじゅにおける保守管理上の不備に係る原子力規制委員会への報告 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法 律第67条第1項の規定に基づく報告の徴収について(平 成24年12月12日 原管P発第121207002号)」に対する 報告について (原子力規制委員会からの指示対応)	次の事項について命令を受けて、その結果を取りまとめ 原子力規制委員会に報告した。 ① 今般の保守管理上の不備に係る事実関係の調査結果 ② 今般の保守管理上の不備が発生するに至った原因究 明、再発防止対策に関する検討結果 ③ 組織的要因(責任の所在を含む)・企業風土の問題 等の根本原因分析結果及び当該結果を踏まえた再発防止 対策 (平成24年12月12日付け指示への対応)
H25. 2. 8	保守管理上の不備に係る原子力規制委員会への報告内容 の一部誤りについて	1月31日に原子力規制委員会に提出した報告書(平成25 年1月31日24 原機(も)635)の報告内容に一部誤りがあ り、誤り箇所を訂正して原子力規制委員会に提出した。
H25. 3. 18	高速増殖炉研究開発センターの原子力事業者防災業務計 画の修正について	原子力災害対策特別措置法、同関係省令及び防災基本 計画が改正、並びに原子力災害対策指針等が策定された ことに基づき、「もんじゅ」の原子力事業者防災業務計 画の修正案を取りまとめ、平成25年1月11日及び平成25 年1月18日から関係自治体との協議を行ってきたが、協 議が終了したことから、原子力事業者防災業務計画を内 閣総理大臣及び原子力規制委員会に届け出た。

JAEA-Review 2013-032

年月日	件名	概要
H25. 3. 19	保守管理上の不備に係る対応状況について	電気保修課担当以外の機器についても、点検実績を確認 している。安全機能上の重要度が高い設備について、過 去の点検実績を確認したところ、機能要求があり、かつ 安全上重要な機械保修課担当機器(10個)について、点 検間隔の始点や設備の休止期間の取り扱いが明確でな かったため、点検期限を超過していたことを確認した。
H25. 3. 29	敷地内破砕帯の追加調査結果報告の延期について	敷地内破砕帯の追加調査の報告書について、平成25年3 月末までに結果を取りまとめ報告することとしていた が、採取した試料の分析や、これまでに実施した調査結 果の取りまとめに時間を要していることから、調査結果 の報告時期を平成25年4月末に延期することを原子力規 制委員会に報告した。

2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全性向上対策の実施状況 H25年3月末

				v ∇
項目	対策内容	平成23年度	平成24年度	平成25年度
_	電源車の配備 H	23.3配備済		
電源の	新規電源車の配備	H23.8配備涕		
確保	空冷電源設備の設置			H25.3設置済
	海水ポンプ代替ポンプの配備		H24.2ポンプ配備済 H24.2ポンプ設置人員体制の適	【用開始
の冷	海水ポンプ予備電動機の配備			H25.3設置済
^唯 機 保能	保温材パッケージ化		H24.3 実施済	
の 浸 取 水	海水浸入経路の止水対策	H23.10	実施済	
組 対 み 策	防水壁の補強		H24.3実施済	
シ	通信手段の確保	H23.7配備済		
ビア	高線量対応防護服の配備	H23.	11タングステン入り高線量防調	蒦服配備済
メ 対 ケ 策シ	水素爆発防止対策		H24.8 排気口	設置工事実施済
デン	がれき撤去用の重機の配備	H23	.12ホイルローダ及び運転体制	削の運用開始
F	シビ アアクシテ ント対応に伴う電源配備	H23.8配備	斉	
るの他設備	耐震サポート及び屋外タンク趣礎ボルトの点検		H24.8実施济	
			H25年	=3月末 ▽

項目	対策内容	平成23年度	平成24年度	平成25年度
	緊急時対応体制の強化		H23.12瓦礫の処理要員確保済 H24.2補機冷却海水代替ポンプ代	替ポンプ設置要員の確保済
	もんじゅ支援体制の強化		L H24.4メーカを入れた非常時 L	対応体制構築済
ソ フ	協力会社による支援体制構築の検討		H24	4.12実施済
、 ト 面	通信の強化(衛星LAN化)			H25.2 実施済
等 の	衛星電話の屋外アンテナ等の電源確保			H25.2 実施済
安全	福島事故を反映した防災訓練	H2	3.12実施済	
対策	より厳しい条件を想定した訓練の実施		H24.	12実施済
	マニュアルの整備		H24.	12整備済 — ※継続的に実施
	現場情報を盛り込んだマニュアル の整備		H24.	12整備済

3. プラント状態推移と主なプラント操作

平成 24 年度は、原子炉の状態は「低温停止」*状態を維持し、設備の点検に合わせて、1 次・2 次冷却系の A、B、C ループ、メンテナンス冷却系のナトリウム充填・ドレンを繰り返し行い、順次運 転ループを切り替えて、1 次・2 次冷却系のナトリウム温度を約 200℃とし運転を継続した。

ただし、平成24年5月から平成24年7月までIVTM機能確認のため、原子炉モードスイッチを 「燃料交換」としたが、燃料取替作業でないことから、原子炉の状態は「低温停止」状態であった。

主要系統の状態推移及びプラント操作概要を以下に示す。また、主要系統のプラント状態を添 付資料-1に示す。

*「低温停止」とは、原子炉モードスイッチが「停止」または「メンテンス」位置にあり、制御棒が 全挿入状態で1次冷却材(ナトリウム)温度が180℃以上250℃以下の状態

(1)原子炉及び炉廻り

原子炉及び炉廻りは、平成24年4月から平成24年8月まで、炉内中継装置(IVTM)作動確認及び後備炉停止棒駆動機構(BCRD)復旧・作動確認のため、原子炉容器ナトリウム液位を通常レベル(以下「NsL」という。)とし、原子炉容器へのナトリウム汲み上げ運転を実施した。また、平成24年11月においても、制御棒駆動軸切り離しのため、原子炉容器ナトリウム液位をNsLとした。

その他の期間は原子炉容器ナトリウム液位をシステムレベル(以下「SsL」という。)とし、原子炉 容器へのナトリウム汲み上げを停止状態とした。

(2)1次·2次冷却系

1次・2次冷却系は、設備の点検に合わせて、1次・2次冷却系のA、B、Cループ、メンテナン ス冷却系のナトリウム充填・ドレンを繰り返し行い、順次運転ループを切り替え、運転を行った。以 下に時期ごとの運転ループを示す。

- ・平成24年3月1日から平成24年4月8日まで:2ループ運転(Bループ及びメンテナンス冷却系)
- ・平成24年4月9日から平成24年4月13日まで:1ループ運転(Bループ)
- ・平成 24 年 4 月 13 日から平成 24 年 4 月 23 日まで:2 ループ運転(B ループ及び C ループ)
- ・平成 24 年 4 月 23 日から平成 24 年 8 月 3 日まで: 3 ループ運転(A ループ、B ループ及び C ル ープ)
- ・平成24年8月3日から平成24年11月3日まで:2ループ運転(Aループ及びCループ)
- ・平成 24 年 11 月 3 日から平成 24 年 11 月 9 日まで:3 ループ運転(A ループ、B ループ及び C ループ)
- ・平成 24 年 11 月 9 日から平成 25 年 1 月 4 日まで:2 ループ運転(B ループ及び C ループ)

- ・平成25年1月4日:1ループ運転(Cループ)
- ・平成 25 年1月4日から平成 25 年1月7日まで:2ループ運転(Bループ及び Cループ)
- ・平成25年1月7日:1ループ運転(Bループ)
- ・平成 25 年 1 月 7 日から平成 25 年 1 月 26 日まで:2 ループ運転(B ループ及びメンテナンス冷 却系)
- ・平成 25 年 1 月 26 日から平成 25 年 3 月 21 日まで:2 ループ運転(A ループ及び B ループ)
- ・平成 25 年 3 月 21 日から:2 ループ運転(A ループ及び C ループ)

1 ループ運転状態とした場合は、保安規定に基づき、現状のもんじゅ炉心の崩壊熱が原子炉の放散熱以下になっていることを確認し、必要な安全対策を定め、崩壊熱除去系 1 系統運転を 適用とした。

また、A、B、C ループを運転状態とした際には、1 次ナトリウムオーバフロー系及び 1 次ナトリ ウム純化系の運転を行い、1次冷却系ナトリウムの純化運転を実施した。なお、2次冷却系Aルー プは、2 次主冷却系循環ポンプ A 軸封部点検後の試運転のため、平成 24 年 4 月に 2 次主冷却 系 A をポニーモータ運転から主モータ運転に切替、約 100%流量での運転を実施した。

(3)水·蒸気系

水・蒸気系は、「水・蒸気系設備機能確認試験」の中断により、平成23年10月以降長期保管 中であり、循環水系は海水ドレン、蒸気発生器及びフラッシュタンクは窒素保管、脱気器は乾燥 保管、給水加熱器の管側においては平成24年5月に乾燥保管から窒素保管状態とした。

(4) 電気設備

非常用ディーゼル発電機は、平成24年4月の悪天候によるA号機の冷却用海水流量低下 による冷却器等の清掃のため、平成24年4月にA号機を一時的に待機除外とした。原子炉補 機冷却海水系B系の点検のため、平成24年8月から10月までB号機を待機除外とした。

緊急安全対策として、原子炉補機冷却海水系に仮設ポンプ接続用接続座設置のため、非常 用ディーゼル発電機は、平成24年11月から平成24年12月までA号機を待機除外、平成25 年1月から平成25年2月までC号機を待機除外、平成25年3月からB号機を待機除外とし た。上記以外は、A、B、C号機ともに待機状態とした。

275kV 敦賀1号線は設備点検に伴い、敦賀側及び美浜側、甲・乙母線を交互に停止した。77 kV もんじゅ支線も設備点検に伴い、停止した。

所内母線は設備点検に伴い、平成 24 年 10 月に 1E-M/C 及び関連 P/C を、平成 24 年 11 月に 1A-M/C を、平成 25 年 2 月に 1C-M/C を停止した。

(5) 炉外燃料貯蔵槽設備

炉外燃料貯蔵槽冷却系は、設備の点検に合わせて、A、B、C ループのナトリウム充填・ドレン

を繰り返し行い、順次運転ループを切り替え、常時 1 ループを加熱として運転を行った。以下に 時期ごとの運転ループを示す。

- ・平成24年2月から平成24年7月25日まで:3ループ運転(Aループ、Bループ及びCループ)
- ・平成 24 年 7 月 25 日から平成 24 年 8 月 2 日まで: 2 ループ運転(A ループ及び C ループ)
- ・平成 24 年 8 月 2 日から平成 24 年 8 月 23 日まで:1 ループ運転(C ループ)
- ・平成 24 年 8 月 23 日から平成 24 年 10 月 29 日まで:2 ループ運転(A ループ及び C ループ)
- ・平成 24 年 10 月 29 日から平成 24 年 11 月 14 日まで:3 ループ運転(A ループ、B ループ及び C ループ)
- ・平成 24 年 11 月 14 日から平成 25 年 1 月 4 日まで:2 ループ運転(B ループ及び C ループ)
- ・平成 25 年 1 月 4 日から平成 25 年 1 月 9 日まで:3 ループ運転(A ループ、B ループ及び C ル ープ)
- ・平成 25年1月9日から平成 25年3月4日まで:2ループ運転(Aループ及び Bループ)
- ・平成 25 年 3 月 4 日から平成 25 年 3 月 8 日まで:3 ループ運転(A ループ、B ループ及び C ル ープ)
- ・平成25年3月8日から:2ループ運転(Aループ及びCループ)

炉外燃料貯蔵槽2次補助ナトリウム系は、炉外燃料貯蔵槽冷却系のナトリウム充填及び純化 運転に合わせて、ナトリウム充填及び系統運転を実施した。

炉外燃料貯蔵槽1次補助ナトリウム系は、純化運転を継続していたが、平成24年9月にナト リウムドレン状態とし、その後、平成25年3月にナトリウム充填を行い、純化運転状態とした。

(6)放射性廃棄物処理設備

気体廃棄物処理系は通常運転状態を継続したが、設備の点検に伴い系統運転の一時停止や気体廃棄物処理系バイパス運転を実施した。

液体廃棄物処理設備は、廃液濃縮処理及び洗濯廃液処理ともに通常運転状態を継続した が、設備の点検等に伴い系統運転を一時停止した。液体廃棄物処理設備における放射性廃液 発生量及び放出量を添付資料-2に示す。

固体廃棄物処理系は長期保管管理状態を継続した。

(7)その他

原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は通常運転状態を継続したが、設備の点 検に伴い系統運転を一時停止した。なお、原子炉補機冷却水系(C)及び原子炉補機冷却海水 系(C)は設備の点検に伴い、50%運転とした。

ユーティリティ(ろ過水・純水、窒素・アルゴンガス、軽油、電気、排水)の使用実績を添付資料 -3に示す。 添付資料-1

				平瓦	¥ 2 4	1年度	プラン	、ト状態表	(1/4)	(平成2,	$4 \pm 4 \sim 6$	月)			
		4	B						24年度 5月				6,8		
原子がモード マイニキ	19191919191		230212120137130110134	010101010	0 07 17 1	201 F				**************************************	71 871071771071	2101710 014 0			W187107177107107107
運転非能	*: 崩壊熱除去系1系 B-1冷運転	成 運転 日 *	R-CIL7、温 続	A-B-			ŧ		▲·B·C止-J油號	*:低温停止状態			▲	通常	
R/V液位		SsL SsL		NsL		1			TsN TsN				NsL	HALING .	
が「ーカ゛ス圧力		低压 モード							低压モード				低压モード		
1次主冷状態 系統 pha	のセル空気雰囲気														
		ポレン		充填					充填				充填		
BJL-7 CJL-7		充填 充填							充填				充填		
- 父子ンレ運転		i.							-19.00 PM						
B/L7		· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·							· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·				型重型 - DW運転		
CIL-ブ		停止		PM運転	-				PM運転				PM運転		
1次系流量 100															
		ю ш	-C(10%)	A-B-C (10%)					A+B+C (10%)				A-B-C (10	ŝ	
- 															
Z 《 H H H N B									1				ł		
		トレノ 本本			-				九吳				元 梁 恭 靖		
		2.2% 杂情			ľ	l	I		九梁				安佳		
のののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののののの		20-96							20-46				27.48		
AIL-J		停止		主モーク運転					PM運転				PM運転		
BJL-ブ		PM運転							PM運転				PM運転		
CIL-J		停止							PM運転				PM運転		
2次系流量		B (7%)	ç	A(100%)	د (<mark>کر</mark>				A-B-C (7%)				A-B-C (7		
× 法 法 法 法 法 よ の こ の こ し わ こ の つ ひ こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の ひ こ の ひ こ の こ こ こ こ ひ こ こ こ ひ こ こ こ ひ こ こ こ ひ こ こ こ ひ こ こ こ ひ こ こ ひ こ こ ひ こ こ ひ こ こ ひ こ こ ひ ひ ひ こ ひ こ ひ こ ひ こ ひ こ ひ こ ひ こ ひ ひ こ ひ こ ひ ひ ひ こ ひ ひ ひ ひ ひ ひ ひ こ ひ ひ ひ ひ ひ ひ ひ ひ ひ ひ ひ ひ ひ	メ治:メンテナンス治ま	¹ A·C ★4	4						拉林				4 4		
2次メ治		<u> </u>			•				充填				充填		
運転 1次メ冷		運転 停止		待機					待機				待機		
2次メ治		運転		待機(30 <mark>96読</mark> 量				待機(30%流量)				待機(30 <mark>%</mark>	流 量)	
EVST冷却系		A-B-C A							A・B・C充填				A-B-C Ř 1	¥	
EVST 1補系		充填			•				充填				充填		
EVST 2補系		ドレン							ドレン				イレン		
電源系		77kV停電						•					275kV軟質線1L美浜	創作電	<mark>7</mark> kV停電
													275kV軟貨線1L軟鑽	御存場	
⊁•蒸氪系	+														
aa 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4	第次トレン中学権の参数に由										※5/30 許權	口中 的化中了			
成小猫 形气器	14.000000000000000000000000000000000000	【 【器· 容素保管、貯水 <mark>9、</mark>									※5/30 貯備	111111111111111111111111111111111111	・ 臨末 保修。 貯水 タンク・	<mark>5</mark> 棒保管)	
フラッシュタンク	乾燥保管移行中(窒	************************************									※5/30 乾燥	来自己 1.1.1、1、10.00mm 保管移行完了後、窒素	保管移行完了(窒素保管	, u	
給水加熱器	乾燥保管移行中(管	制:乾燥保管、胴侧:窒 <mark>}</mark>	条 保管)								※5/30 乾燥	保管移行完了後、窒素	保管移行完了(管側:乾 <mark>数</mark>	★→窒素保管、胴側:窒	素 保管)
EV-SH	窒素保管中														
-	-		_			_	-				_				

				十八 2	4 平	ントで次駆	致(2 / 4 , ^{24年度}	(十)以24	t # 1 ~ 9)	Ч)	1		
	1 2 3 4 5 5 6 1 7 8	1 9 1 10 1 11 12 1 13 14 14	5 16 17 18 19 20 21 2	23 24 25 26 27 28 29 3	131 1 2 1 3 1 4	[2] 6] 7 [8] 9 [10] 11] 12	2 13 14 15 16 17 18 19	20121122 2312412512612	7[28] 29 30 31 2	3 4 5 6 7 8 9	9 H	12 12 22 23 21 22	23 24 25 26 27 28 29 30
₽ H + + ス イッチ	燃 料交换*	メンテナンス	计令 "				ب ريد	ナンス			メンテナンス		
状態	* 低温停止状態	A-B-	CU				A-C/	一づ運転			A-CJU-J	20	
麥位		NsL			NsL NsL		SsL				SsL		
ニーがス圧力		低田					4EE-	거			メーモ王羽		
主冷状態							1/7-B	空気雰囲気			Bセル空気 <mark>第</mark> 1	围気	
紙内Na AJLープ		光旗					充填				充填		
BJL7		先 按			充填		ドレン				ドレン		
CIL-J		売 売					充填				充填		
ポリレ画幣 AIVブ		ww.	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1				шин				- Series S		
BJLブ		<u></u> WM	24		運転		中心				中会		
CUL-J		歌 Md	<u> 202</u>				рм <mark>ж</mark>	끸			PM運転		
系流量 100													
		A-B-	- c (10%)		A-B-C		A-C	(10%)			A-C (10 <mark>%)</mark>		
0 (主治状態					-		œ				8		
(指内Na		1					1				ł		
		光 <mark>現</mark> 在			杂情						光現 21.2,	I	
1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-		" " "			10-0K		- 4 - 4				44章		
のために運転											822		
AIL-J	停止	РМ <mark>Ш</mark>	王章 王				ри <mark>ж</mark>	屈			PM運転		
Bループ		<mark>е</mark> ма	三都元		運転		小				一一一一一		
CJU-J		<mark>ič</mark> wa	「「「」」				PM	H.			PM運転		
火系流量													
		A-B	-c (7%)		A-B-C		A-0 (7%)			A -C(7%)		
奇状態 系経内Na							8				в		
生え 水二		充 <mark>填</mark>			充填		ド				よしょ		
2次メ冷		充 <mark>填</mark>	_		充填	_	ドレン				パレド		
■転 1次メ冷		待機			待機		存				存止		
2次メネ		待 <mark>機</mark>	(<mark>30%</mark> 流量)		待機 (30%)	a	停止				停止		
ST冷却系		A- <mark>B</mark>	- <mark>c充填</mark>	A-C先城	>	C充填		A- <mark>Cħ</mark> t	A		A-C充填		
VST 1補系		充填		t.	(充填				充填		
VST 2補系		<mark>เ</mark> ปร					いい	充 <mark>填</mark>	1		ドレン		
服系		₹										1日起変停止 275kV軟賀線1L 乙母線停止	(美浜側)
蒸気系												,	
音環水	海水ドレン中												
夏水器	乾燥保管移行完了												
え気器	乾燥保管移行完了(18)	<mark>说</mark> 気器:窒素保管、貯 <mark>水</mark>	9ンク:乾燥保管)										
ウ く く く く く く く く く く く く く く く く く く く	窒素保管移行完了 (9	≧ 素保管)											
いた日常端	窒素保管移行完了 (9)	警側: 窒素保管、胴側: S	■ 業務(産)										
на. На на	至素保管 甲				_								
													_

	-			平成 2	24年度5	プラント状態	表 (3/4)	(平成:	24年10	$\sim 1 \ 2 \ \exists$)			
	1 2 3 3 4 8 5 8 7 7	8 9 10 11 11 12 13 14	10月 1111111111111	21 221 221 261 261 261 2	sizafanfar 112 f	234854657881010	24年度 11月 1118513514516517515	10 101 21 22 22 23 2	24 25 26 27 28 28 29 30	1 2 3 2 4 5 5 8 2 2 5 8 2 2 2 2	12月 12月11111111111111111111111111111111	17 18 19 201 21 22 23	24 25 36 37 28 30 30 3
原子炉モードスイッチ		メンテナン	х х			· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	メンテナンス				メンテナンス		1001 100 1001 100 1001
運転状態		A-CJL-)運転			A-B-C	B・Cルーブ運転				B・CI/-7.運転		
R/V液位		SsL				NsL	SsL				SsL		
カバーガス圧力		低压モ					低压モード				低压モード		
1次主冷状態								'	A セル空気雰囲気		Aセル空気雰囲	ي آر	
系続内Na AJLープ		充填						パコメ			ドレン		
Bループ		いしょ					充填				充填		
CUL-ブ		充填					充填				充填		
I 次ポンプ通転 AJレーブ		Ya marka and a marka and					停止				中参		
Bループ		中学					PM運転				PM運転		
CJLープ		PM運転					PM運転				James		
1 次系流量 100													
		A-C(10%	2			A-B-C	B-C (10%)				B•C(10%)		
0						-							
2次主冷状態 系統内Na		<u>ا</u> م					٩				۲		
		光場					中中	177			トレン 株		
1-1-1-0		- 47 17					九張				九張		
2次ポンレ運転		14 M					10-90				8677		
AJL7		PM)運転					停止				停止 		
B/t-7		生き					PM 通転				PM通転		
CJU-J		PM)進報					PMJLIRE				PM JE RE		
2.代米派画		A-C(7%)				A-B-C	B-C (7%)				B•C(7%)		
0													
メ治状態 系統IpNa 1次メ治		ш т 7 У				充填 ヒータ切▼	▲ ポ フ ソ				۸ ۲ 7 7		
2次メ冷		ドレン				ヒータ切▼	ドレン				パレン		
運転 1次メ治		停				待機	存				中学		
2次メル		存					山谷				计步		
EVST冷却系		A-C先期			~	A-B-C充填	>	B・C充填			B-C充填		
EVST 1補系		ドレン					ドレン				ドレン		
EVST 2補系		ドレン				充填		パレン			ドレン		
電源系		1E-M/C停電、 <mark>E</mark> 3 1A起変停止	♥/0点検(7日間)					1.4.8% 2.75kV1	秋 戦戦線1∟(戦戦側) 停止				
米・茶館 AA		ţ						-H-	MO 使制				
^	海米ドワン中												
後大器	乾燥保管移行完了		1 - 100 Kill 100 Kill 100										
脱肉糖 レードシュタック	乾燥保管移行完了(脱) 容素保管移行完了(<u>容</u>)	気器: 窒素保管、貯水. 麦保管)	9ンク: 乾燥保管)										
北大市戦闘	<u>エポル目や11.2.1 (11)</u> 窒素保管移行完了(管)	●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●●	(素保管)										
EV·SH	窒素保管中		i										

	26 26 27 28 29 20 30		A-CIV-7運転						充填		一十分	PM運転		9.C		8					令止	PM運転																			
	20 21 22 22 24							1							-									A-C	в	充填		待機					1 11) 存電	則) 停電							
	121125101	ĸ	一づ運転		·····¥									8										8						ų ti			賀側)停 11(敦賀	11.(美浜					_		_
	3.F	トー ノメ	A-BJL	SsL	低压毛		充填	充填	よしょ	PM運動	PM運転	令止		A-B(1		o	充填		充填	PM運作	PM運動	井会		A-B(7	U	ポレン	パンド	干参	中学	A∙C発	ドレン	ドレン	275kV敦賀線1L(敦 ◆ 275kV敦賀線	◆ 275kV軟賀線							
	1 5 8 5 7 1 8 1 9 5																													A·B·C充填		充填									
	1 2 1 3																																								
	nt 3nt 37 5 24																																								
	1 18 19 20 21 21 22 22 24 22					<u>م</u>																																			
24年度	2月 11112513141151111	メンテナンス	A-Bループ運転	SsL	オーキ国際	Cセル空気雰囲	充填	充填	ポレン	PM運転	PM運転	市会		A-B(10%)		o	充填	充填	ドレン	PM運転	PM運転	停止		A+B (7%)	o	ドレン	ドレン	市会	停止	A・B充填	ドレン	ドレン		64							
a -	33415161758191101																																₩ 10-W/0掛 第	×V軟質線1∟(軟質側) <mark>停</mark>							
	31112																																	275				\square		_	_
	26 5 20 3 20		一ノ運転							強重Wid										BM運転																					
	0 21 22 22 24 24 25 26 27		A-B/I											A•B	-	o	充填							A-B	o									-4							
	1月 1351451551651711831933	メンテナンス	啓運売と・B	SsL	低压モード		パン	充填	えん	中中	PM運転	市会		B(10%)		A-C	パレン	充填	ポレン	귀방	PM運転	干会		B(7%)	A-C	充填	充填	運転	運転	A-B充填	ポレン	パレン		18起動変圧器停1	r			貯水タンク:乾燥保管)	·····································		
	6 7 8 9 10 11 12		1.系 統運転 • C B*																					 .	V			//液位調整) 一時停止		B-C充填_		充填						(脱気器:窒素保管、) (一)	17 (窒素佚智 <i>)</i> 7 (啓仙: 窭素保管. 開 <mark>6</mark>		
	3 4 5 5		第二十二章 100 mm									EL.		8							市会	ця Ц		C B	A·B			R)	(30%流)	<u>境</u>						ر 4	管移行完	管移行完	第時行売 修務行売	- - 	
	6 1 1		*: 登藏 B-CI						充填			PM運	001	B•C(1					充填			PME							待機	B∙C∯						道水ド	乾燥保	乾燥货	ク 聖奈日 <u>臨素保</u>	题素保	
		原子炉モード スイッチ	運転伏態	R/V液位	加'ガス圧力	1次主冷状態	系統内Na Aループ	BJU-J	ビープ	1次ポンプ運転 AJレープ	BJU-J	C-1/D	1次系流量 1			2次主冷状態 系統内Na	ビーイ	BJU-J	ピープ	2次ドンブ運転 AILープ	BJU-J	ビーープ	2次系流量		メ市大福	##10124mg	2次メル	運転 1次メ治	2次メ労	EVST冷却系	EVST 1補系	EVST 2補系	電源系		水·蒸気系	循環水	復水器	肥気器	フランコタノ参大日整曜	EV-SH	į

平成24年度プラント状態表(4/4)(平成25年1~3月)

液体廃棄物処理設備における放射性廃液発生量及び放出量

64.5377.98 51.0845.3225.62111.77 37.95 659.249437.4785 77.82 38.91 25. 64.放出量 (m^3) 洗濯廃液 82.14 668.19 66.11 46.4249 28 41.91 50.115698 40.31315731. 37. 66. 42. 97. 65. 発生量 205.12 195.40947.72 9.71 19.98 70.74 272.8571.98 42 42.00 66 5229.01 22. З. 4. 放出量 (m^3) 廃液 267.26203.74217.61 7.5383 15455217 75 4593 5125. 35. 963. 2 9. 75. 26. 69. 18. 6. 発生量 4月 5月 6月 7月 8月 <u>9</u> Д 10月 11月 12月 2月 3月 合計 平成25年 1月 項目 平成24年 Щ

添付資料-2

			1				
項目	ア、日本・魚「牛」目、		ん過水	使用量		你小都下	がすた日田
	の適水聚症重	構内用	特高用開閉所	飲料水	合計	祂小哭這重	衪尒傸卅重
月	m³	m³	m³	m³	m³	m³	m³
平成24年4月	6, 182	1, 896. 0	651	2, 054. 0	10, 783. 0	1, 498	1, 298. 6
5月	5, 214	1, 821. 5	81	2, 195. 0	9, 311. 5	1, 020	1, 179. 1
6月	5, 864	2, 213. 6	40	2, 328. 0	10, 445. 6	1, 259	1, 511.0
7月	6, 061	2, 110. 6	14	2, 458. 0	10, 643. 6	1, 678	1, 346. 0
8月	7, 111	2, 766. 5	14	2, 663. 0	12, 554. 5	1, 259	1, 564. 0
9月	6, 028	2, 120. 8	26	2, 410.0	10, 584. 8	1, 680	1, 533. 9
10月	7, 170	2, 513. 6	97	2, 514.0	12, 294. 6	1, 860	1, 820. 0
11月	6, 833	2, 163. 2	408	2, 334. 0	11, 738. 2	1, 892	1, 798.9
12月	6, 222	2, 084. 5	907	2,071.0	11, 284. 5	1,677	1, 796. 2
平成25年1月	7, 500	2, 650. 1	814	2, 175. 0	13, 139. 1	1, 829	1, 669. 8
2月	6, 090	1, 660. 3	501	2, 313. 0	10, 564. 3	1, 528	1, 647.2
3月	5, 820	1, 732. 6	267	2,624.0	10, 443.6	1, 257	1, 323. 1
合	76, 095	25, 733. 3	3, 820	28, 139. 0	133, 787. 3	18, 437	18, 487. 8

①淡水供給設備におけるろ過水・純水の製造量、使用量

項目	アルゴンガス	窒素ガス使用量						
	使用量	貯蔵タンク(A)	貯蔵タンク(B)					
月	m³	m³	m³					
平成24年4月	12,000	55, 000	2,900					
5月	11, 400	46,000	3, 900					
6月	12,200	55,000	2,800					
7月	12, 300	45,000	4, 100					
8月	11,900	51,000	4,400					
9月	10,800	43, 500	3,800					
10月	13,000	69,000	4,600					
11月	10,600	55,000	4, 100					
12月	11,500	50,000	12, 400					
平成25年1月	11,700	35, 000	6, 800					
2月	10, 100	44,000	16, 300					
3月	11, 100	53,000	3,600					
合計	138,600	601, 500	69, 700					

②アルゴンガス、窒素ガス供給設備におけるアルゴンガス、窒素ガス使用量

			_														_
D/G設備における蒸気使用量(補助ボイラのみ)、軽油使用量	D/G設備		С	リットル	843. 0	1627.0	759. 5	853.0	924.0	0.0	816.0	777.5	852.5	0.0	261.0	2702.5	10, 416.0
		軽油使用量	В	リットル	845.5	836. 0	890. 5	838. 5	0.0	0.0	3326. 5	904. 0	885.0	770.5	876.5	813.0	10, 986. 0
			V	リットル	848.0	860. 2	732.8	846.0	861.5	942. 5	918.0	789.0	2714.8	661.5	851.7	782. 0	11, 808. 0
	くラ設備	赵祉住田昌	蛭冲攺廾里	リットル	149.5	136.1	142.6	145.3	150.9	135.0	147.8	163.8	172.9	193.1	181.4	183.9	1, 902. 3
	補助ボイ	補助ポイ	杀风快历里	t	1, 738.8	1, 570. 0	1, 659. 7	1,677.7	1, 758. 9	1, 591. 1	1, 679. 5	1, 845.2	1, 960. 1	2, 171. 6	2, 127. 1	2, 175. 1	21, 954. 8
③補助ボイラ設備・	項目			月	平成24年4月	5月	6月	7月	8月	6月	10月	11月	12月	平成25年1月	2月	3月	合計
	総送電電力量	k W h	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
-----------------	--------	-------	-------------	-------------	-------------	-------------	-------------	-------------	-------------	-------------	-------------	-------------	-------------	-------------	--------------		
	総発電電力量	k W h	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
グ里、区川电グ里	使用電力量	k W h	6, 553, 080	7, 059, 120	7, 121, 520	7, 531, 920	7, 160, 640	6, 743, 280	6, 790, 680	6, 026, 400	6, 013, 320	6, 038, 280	5, 094, 240	6, 427, 440	78, 559, 920		
③元电电/1里次0.22电电/	通目		平成24年4月	5月	6月	7月	8月	日6	10月	11月	12月	平成25年1月	2月	3月	合計		

④発電電力量及び送電電力量、使用電力量

⑤排水処理設備からの放流量

項目	放流量
月	m³
平成24年4月	1, 912. 8
5月	1, 912. 6
6月	2, 126. 1
7月	2,811.6
8月	2,937.0
9月	2, 176. 3
10月	2, 475. 8
11月	2, 254. 7
12月	2, 470. 1
平成25年1月	2,720.5
2月	2, 497. 3
3月	1, 914. 3
合 計	28, 209. 1

4. 純度管理

4.1ナトリウム純度管理

ナトリウム及びアルゴンガスは、下表のとおり、良好な純度に維持されている。

ナトリウム中酸素濃度測定結果

		12	系統名称》	及び酸素	濃度(ppn	n)
	原子炉の状能	11/47		2次系		EVETT
日付	(原子炉モードス	1	Aループ	Aループ Bループ Cループ		EVS1术
	イッチの位置)	*制限值 3 以下	*制	限值 10	以下	_
		基準値 10以下	基	準値 10	以下	基準値 10以下
平成24年 4月18日	メンテナンス	_			1.4	
4月25日	メンテナンス	2.0		_	_	
5月16日	メンテナンス		1.7			
5月23日	燃料交换					1.5
6月13日	燃料交换	_		1.5		
7月04日	燃料交换	2.2				
7月26日	停止				1.3	
8月01日	停止			1.4		
8月23日	メンテナンス	_	3.7			
9月12日	メンテナンス					1.3
10月03日	メンテナンス				1.6	
10月18日	メンテナンス	_	1.8	_	_	
11月29日	メンテナンス	_		1.6		_
平成25年1月17日	メンテナンス	_		2.3		_
3月14日	メンテナンス		3.2	_	_	
3月27日	メンテナンス	_			2.3	
測定頻度	* *	3ヶ月に1回	3	ヶ月に1回	1	3ヶ月に1回及び 燃料交換前後に 各1回
	法		真空蒸	留一中和	1滴定法	

* 制限値:「原子炉の状態」が「運転」「起動」に適用する

** 試料採取が可能な状態においての採取頻度を意味しており、 ナトリウム試料の採取が困難な場合は、この限りではない。 アルゴンガス中窒素濃度測定結果

		P T	系統名称》	及び窒素	濃度(ppn	n)	
	原子炉の状態	1 1/4 7		2次系		EVeT 7	
	(原ナルモートへ イッチの位置)	1 伏术	Aノレープ	Bループ	Cループ	EVO1术	
		基準値 7500以下	基準	声値 1500)0以下	管理值 2000 以下	
平成24年 4月17日	メンテナンス			_	8		
4月25日	メンテナンス	141		_		_	
5月15日	メンテナンス		9	<u> </u>			
5月22日	燃料交換	_				328	
6月14日	燃料交換			7		_	
7月10日	メンテナンス	138					
7月25日	停止				4		
8月02日	メンテナンス	_		5		_	
8月29日	メンテナンス		11	_		_	
9月11日	メンテナンス					510	
10月02日	メンテナンス				4		
10月17日	メンテナンス		10		_	—	
10月24日	メンテナンス	91			_		
11月28日	メンテナンス			<3	_		
平成25年1月16日	メンテナンス			3	_		
2月21日	メンテナンス	83			_		
3月13日	メンテナンス		37		_		
3月26日	メンテナンス	_		_	9		
測定頻度	ž *	3ヶ月に1回	3	5ヶ月に1回	ī	3ヶ月に1回及び 燃料交換前後に 各1回	
測定方	法		ガスク	クロマトグラ	ラフ法		

* 試料採取が可能な状態においての採取頻度を意味しており、 アルゴンガス試料の採取が困難な場合は、この限りではない。

4.2 水質管理実績

水・蒸気系は、H23年10月18日より保管状態で管理しているため水質データはない。

5. 設備点検概要

高速増殖炉研究開発センター プラント保全部 保修計画課 谷山 定美、菅谷 裕一郎

5.1 概要

東京電力福島第一原子力発電所事故が発生した影響により、「もんじゅ」は低温停止状態が長期継続 することとなり、機能要求がなく停止している機器は「特別な保全計画」に移行(平成24年3月)し、必要最 低限の点検(設備保全対策)を実施することとした。

現在(平成25年3月31日時点)まで、設備保全対策を実施しながら、炉内中継装置落下事象への対応 としての原子炉機器輸送ケーシングの改造、炉内中継装置の新規製作、据付、機能確認等を実施し、後 備炉停止棒駆動機構の動作不良対策としてのブレーキ交換・モータ点検、動作確認等を実施した。

5.2 炉内中継装置復旧(炉心確認試験後燃料交換時トラブル対応)

平成22年8月26日、燃料交換作業の後片づけ作業中に発生した炉内中継装置の落下事象の対応としての炉内中継装置復旧作業は平成24年3月9日に原因・対策報告書が提出された後、爪開閉ロッド回転防止のための昇降駆動装置グリッパパワーシリンダ交換(平成24年3月24日完了)、原子炉機器輸送ケーシングによって正常に吊っていることを確実に判定するための支援機能強化を目的とした原子炉機器輸送ケーシング改造(平成24年4月28日完了)、燃料取扱装置本体点検(平成24年5月13日完了)を実施し、平成24年5月14日から炉内中継装置機能確認(使用前検査)として新規製作した炉内中継装置を炉容器へ据え付け、同様に据え付けた燃料交換装置と合わせて、一連の燃料交換作業(中性子遮へい体の移送)を実施した。平成24年6月21日に使用前検査を受検し、平成24年7月20日に現地作業を全て終了した。平成24年8月8日に国への最終報告を実施した。

5.3後備炉停止棒駆動機構復旧(平成23年度設備点検トラブル対応)

平成 23 年 12 月より動作不良となっていた後備炉停止棒駆動機構について、平成 24 年 3 月から 1~6 号機全ての後備炉停止棒駆動装置のブレーキ交換・モータ点検、気中試験(平成 24 年 6 月 12 日完了) を実施した。炉内中継装置復旧作業の炉上部作業が終了した平成 24 年 7 月 8 日から 3~6 号機の炉上 部への据付を行い(1~2 号機は先行して平成 24 年 4 月 28~4 月 30 日に据付実施)、後備炉停止棒駆 動装置作動試験を実施した。その後、平成 24 年 7 月 30、31 日の据付外観検査・作動試験(使用前検査) をもって平成 22・23 年度設備点検終了とした(平成 24 年 7 月 31 日プレス発表)。

動作不良となった原因は、駆動部モータ内の電磁ブレーキディスク間に付着した摩耗粉がディスク同士の摺動抵抗を増加させ、必要な駆動トルクが一時的に大きくなったためと推定した。対策としては、毎年1回の作動確認を実施することで、摩耗粉蓄積を抑制する。詳細を添付-1に示す。

5.4 平成 22・23 年度設備点検及び主な改造工事について(平成 23 年度技術年報を再掲、実績反映)

平成22年7月22日まで性能試験(炉心確認試験)が実施され、翌7月23日から8月29日の間で40% 出力試験に向けた燃料交換を実施し、8月30日より平成22年度設備点検を開始する計画であった。保 全計画についても、平成22年7月23日付けで40%出力プラント確認試験終了までの保全サイクル(供用 開始前の第2保全サイクル)における保全計画を施行していた。

しかしながら、平成22年8月26日燃料交換作業の後片付け作業中に発生した炉内中継装置の落下 事象に伴い、状況調査及び原因調査等が実施され、平成22年10月1日から設備点検開始となった。

この設備点検のクリティカル工程を非常用ディーゼル発電機点検と原子炉補機冷却海水系点検で設定し、10~12月にかけてA・C系を翌年1~2月にかけてB系点検で調整した。これと並行してアニュラス 屋外排気ダクトの交換を行うものとした。

しかし、アニュラス屋外排気ダクトの交換については、管理区域換気空調設備の全停が伴うことや屋外 作業であるため、炉内中継装置の引き抜き作業との干渉及び天候の関係から、平成 23 年 2 月からの開 始に変更した。

設備点検の A・C 系点検は計画通り進捗していたが、平成 22 年 12 月 28 日の非常用ディーゼル発電 機 C 号機の点検後試運転において、機関の不具合(シリンダーライナーからの排ガス漏えい)が発生した ことから、設備点検のクリティカル工程を変更した。平成 23 年 4 月から対策のための点検を C・A・B 号機 の順に実施し、平成 23 年 10 月に終了した。

設備点検の最終項目となった、制御棒駆動機構の点検後試運転過程の平成23年12月に、後備炉停止棒駆動機構の2体(全数6体)に動作不調が確認され、原因究明と再発防止策を平成24年2月29日 に原子力安全・保安院へ報告した。残りの4体について再発防止策を行うこととし、平成24年度において も平成22・23年度設備点検期間として継続し、5.3に示すように後備炉停止棒駆動機構の点検を実施した。

アニュラス屋外排気ダクトの交換については、平成23年2月から開始し、10月に使用前検査を受検し、 交換工事を終了した。

平成 22・23 年度設備点検及び主な改造工事について、実績工程等を添付-2,-3 及び添付-4 に示す。

5.5 平成 24 年度設備保全対策

平成 24 年 8 月からは平成 24 年度設備保全対策として、B 系ナトリウムをドレンして原子炉補機冷却海水系海水ポンプ B,C2 点検、非常用ディーゼル発電機 B 点検等を実施した。同時に床下空気置換を実施し、平成 24 年 3,4 月に実施した1 次系配管支持装置外観点検の未実施分も実施し、配管支持装置点検を完了した。

続いて 11 月からは A 系設備点検(原子炉補機冷却海水系海水ポンプ A,C1 点検、非常用ディーゼル 発電機 A 点検等)を開始、合わせて東京電力福島第一発電所事故を踏まえた安全性向上対策として、原 子炉補機冷却海水系配管改造(A 系)を実施し、平成 24 年 12 月 26 日に使用前検査を受検した。

平成 25 年1月からC系設備点検(非常用ディーゼル発電機 C 点検等)、及び原子炉補機冷却海水系 配管改造(C系)を開始し、平成 25 年3月1日に配管改造(C系)、及び支持構造物(C系)の使用前検査 を受検した。

平成 25 年 3 月 28 日からは B 系設備点検、及び原子炉補機冷却海水系配管改造(B 系)を開始した。

上記に記載した点検は、全て一括アイソレーションにて実施した。一括アイソレーションを実施したことで、各課間の情報共有がより確実に実施でき、作業干渉等の調整が容易となった。平成 24 年度設備保 全対策の実績工程を添付-5 に、平成 24 年度の改造工事の実績工程を添付-6 に示す。

5.6 まとめ

平成 22 年 8 月から続いた炉内中継装置落下事象は、平成 24 年 8 月の最終報告をもって終了した。 後備炉停止棒駆動機構動作不良は、平成 23 年 12 月に事象が発生し、平成 24 年 7 月 30,31 日の使用 前検査をもって終了し、同時に平成 22・23 年度設備点検を終了した。その後の「もんじゅ」は、東京電力 福島第一発電所事故を踏まえた安全性向上対策を実施しながら、設備保全対策を実施している。

5.7 添付資料

平成24年度設備保全対策について、実施した点検の実績工程を下記添付資料に示す。 添付-1:後備炉停止棒駆動機構の不具合及び原因と対策 添付-2:平成22・23年度設備点検(1次系・2次系等)主要工程 添付-3:平成22・23年度設備点検実施項目 添付-4:平成22・23年度改造工事等工程 添付-5:平成24年度設備保全対策実績工程 添付-6:平成24年度改造工事等工程

添付-1 後備炉停止棒駆動機構の不具合及び原因と対策

平成 23 年 12 月 12 日及び 12 月 20 日に発生した後備炉停止棒駆動機構の不具合について、原因と 対策を取りまとめた。

1. 発生状況

「もんじゅ」は、平成22年10月1日から平成24年7月31日にかけて平成22・23年度設備点検を実施した。この設備点検における計測制御系統施設の制御棒駆動機構の点検において、平成23年12月12日、後備炉停止棒駆動機構(以下、「BCRD」という。)1号機の動作不調が確認され、その後、点検・調整により、平成23年12月14日に動作試験を行った結果、異常のないことを確認した。

また、1号機の動作不調を踏まえ、他の5基のBCRDの動作試験を実施したところ、平成23年12月20 日、BCRD2号機においても動作不調が確認され、その後、点検・調整を実施し、平成24年1月20日に 動作試験を行った結果、異常のないことを確認した。

動作不調が一時的に発生したBCRD1号機及び2号機については、これまでの作動試験で動作不調 は解消されたが、動作不調の原因を特定するため、メーカ工場において駆動モータ、電磁ブレーキ等 の駆動部について詳細調査を実施した。

- 2. 調査結果
 - ・電磁ブレーキを含む各部品でのトルク測定において、電磁ブレーキのトルク(回転動作への抵抗)が 大きい傾向が見られた。
 - ・電磁ブレーキの分解点検において、黒色の付着物(ブレーキパッドの摩耗粉)がインナーディスクや アウターディスク等に認められた。また、これは通常の使用により発生するものであることを確認した。
 - ・ディスク間に付着した摩耗粉がブレーキパッド表面に付着・堆積し、ブレーキパッドの気孔部(凹凸 部)で圧縮し、目詰まり状態となっていることを確認した。
 - ・ディスクに付着した摩耗粉を清掃すると電磁ブレーキのトルクが減少することを確認した。
 - ・ディスクに有害な損傷、異物の噛み込み、変形、腐食はなく、ディスク等の固着のないことを確認した。
- 3. 推定原因
 - ・電磁ブレーキについて、トルクが大きい傾向が見られたこと及びディスクに付着した摩耗粉を清掃す ると電磁ブレーキのトルクが減少することを確認したことから、今回の動作不調の原因は、電磁ブレー キにあると判断した。
 - ・事象発生のメカニズムとしては、ディスク間に付着した摩耗粉がブレーキパッド表面に付着・堆積し、 電磁ブレーキが長期間にわたって動作状態であったこと、かつ作動回数が少なかったことから、この 摩耗粉がブレーキパッドの気孔部で圧縮し、目詰まり状態となり、ディスク同士の摺動抵抗を増加させ、 駆動トルクが一時的に大きくなり、今回の動作不調につながったと推定される。
- 4. 再発防止対策
 - ・全ての BCRD の電磁ブレーキを新品に交換する。なお、取外した 3~6 号機の電磁ブレーキに対し、1、 2 号機と同様な調査を行う。
 - ・ブレーキパッドに付着・堆積した摩耗粉を除去するため、定期的に動作確認を行うとともに、今後は、 駆動部の分解点検に併せて、電磁ブレーキを新品に交換する。
 - ・今後、摩耗粉の付着・堆積のメカニズムに係る評価等を実施し、更なる知見の拡充を行うとともに、動

作確認頻度の有効性について評価する。

5. 水平展開

安全上重要な機器*のうち動的機器について、摺動部の点検実績や動作実績を調査し、長期停止の 影響から摺動部の固着により、動作不調に至る可能性がないか確認する。

*:原子炉施設の安全を確保する上で重要な機器

別紙:後備炉停止棒駆動機構 駆動モータ内電磁ブレーキ概要図



■:実績	續光	经	乙黎	※ ×	2 2 2	乙黎	经了	終了		~ 》	終了	終了	之後
	ų,	5											
	平成24年度 5日 8日	5											
		5											
-		5											
		5											
	ģ	2											
		5											
	а ;	2											
	23年度 10日	5								(B)	*		
i	- - - - - - - - - - - - - - - - - - -	5				熱交換器(B)				6媒設備冷凍機 5米設備1冷凍 9備1ポンプ(E	∋. パワーセン5 ■	ê電機(B)	
	C	5				-				×■ ±■ ₩ ¥	444	ء	
	n r	5					功部					発電機(A	
	ŭ	5					棒駆動機構駆動			(A)			
		5					部、後備炉停止			治水設備1.			
-			部(B) ≠(B)				駆動機構駆動	(B)		森一 (8)			
		然料交换装置 	香環ポンプ軸封 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	ンブ軸封部(B) ノブ電動機(B) 4番(B)			助部、粗調整棒	廃ガス圧縮視		素雰囲気調節			
	度	<u>_</u>	■ H ■ ■ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓	論 編 協 派 北 、	内開放板(C)	_	_呑 軭勯機構駏			な 離 ポインし(C) ■ 40	い ター等		
1	平成22年	5	バン 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「		C)、蒸発器圧5		# []] []			C) 予凍機(A) 小菜語	₽07.187-1	ĵ	1A, 1B)
	a ;	R .	論 引 (A, C) (A, C)		器圧力開放板(1, C2) C1, C3)				気調節装置 (A) 冷凍機(A)	センター総 犬	発電機(変圧器 起動用変圧器(所内変圧器
	II Ç	5	エクステンシュ		過燕	熱交換器(A、C 海水ポンプ(A、				隆素雰囲 冷水設備1	メタクラ・パワー	発電機(A)	HH ■ ^H 2 ■ ^{IAC} ■
	項目	然料取扱設備	次冷却采設備*1	:次冷却系設備 皆計や却設体	書即污动設備 1.a一水反応生成物収納 投債	東子炉補機冷却水 真子炉補機冷却海水系設 ^賞	利卻棒駆動機構 ^{*1}	ό耕性廃棄物処理設備 気体廃棄物処理設備)	頁子炉格納容器本体* ²	鳧 笂空朙設備	所内電源供給設備	ディーゼル発電機設備	屋外開閉所、 主要変圧器設備
		貯蔵施設 取扱施設及び 核燃料物質の		原子炉冷却系统施	戦	144	杀統施設 計測制御	施設 棄の廃棄 放射性廃	格納施設原子炉	そのも	原子炉(5附属施验	<u> </u>

- 150 -

添付-2 平成22・23年度設備点検(1次系・2次系等)主要工程

*1 後備炉停止稀駆動機構1.2号機不具合の原因・対策報告を2/29に実施。今後、3~6号機について再発防止対策を実施する。
 *2 原子炉格納容器全体漏えい率試験は、もんじゆ政策が決定し、40%出力上昇試験開始が見えた段階で実施時期を火める。

JAEA-Review 2013-032

添付-3 平成22·23年度設備点検実施項目

	NO.	設備名称	機器名称	点検 号機	点検項目	点検内容	備考
原子	1	炉外燃料貯蔵槽	床ドアバルブ	D	分解点検	床ドアバルブの分解点検	D:H23.02.25~H23.03.24
炉 冷 却 系	2	炉外燃料貯蔵槽冷却系	空気冷却器	A	開放点検	空気冷却機の開放点検	A:H22.10.12~H22.10.22
統施設			循環ポンプ軸封部	A,B,C	分解点検	ポンプ軸封部の分解点検	A:H22.12.17~H23.02.04 B:H23.02.02~H23.04.10 C:H22.12.17~H23.04.01
	3	1次主冷却系	1次主循環ポンプ回転検出器等	A,B,C	交換	検出器の交換	A:H22.12.17~H23.02.04 B:H23.02.02~H23.04.10 C:H22.12.17~H23.04.01
			1次主循環ポンプ軸封部供給圧カスイッチ等	A.B.C	交換	検出器の交換	A:H22.12.17~H23.02.04 B:H23.02.02~H23.04.10 C:H22.12.17~H23.04.01
	4	1次ナトリウムオーバフロー系	1次ナトリウムオーパフロー系主要弁	-	分解点検	主要弁の分解点検	H22.10.04~H23.03.08
	5	1次ナトリウム純化系	1次ナトリウム純化系主要弁	-	分解点検	主要弁の分解点検	H22.10.04~H23.02.04
	6	1次ナトリウム充填ドレン系	1次ナトリウム充填ドレン系主要弁	-	分解点検	主要弁の分解点検	H22.11.15~H23.03.02
	7	1次アルゴンガス系	1次アルゴンガス系主要弁	-	分解点検	主要弁の分解点検	H23.01.14~H23.02.28
			循環ポンプ軸封部	в	分解点検	ポンプ軸封部の分解点検 シールリング交換	B:H23.01.21~H23.04.08
	8	2次主冷却系	蒸気発生器出入口止め弁	в	分解点検	主要弁の分解点検 グランドパッキン交換	B:H22.11.05~H22.11.26
			支持構造物	A,B,C	分解点検	支持構造物の分解点検	A.B.C: H22,11,18~H23,08.05
	9	2次ナトリウムオーバフロー系	2次ナトリウムオーバフロー系主要弁	в	分解点検	主要弁の分解点検	B:H23.08.22~H23.12.24
	10	2次ナトリウム純化系	2次ナトリウム純化系主要弁	в	分解点検	主要弁の分解点検	B:H23.08.22~H23.10.25
	11	2次アルゴンガス系	蒸発器カバーガス圧力計	с	交換	蒸発器カバーガス圧力計の交換	C:H23.10.04~H23.12.24
			空気冷却器	в	開放点検	空気冷却器の開放点検	B:H23.02.14~H23.03.24
			空気冷却器用送風機	в	開放点検	送風機の開放点検	B:H23.02.14~H23.03.24
	12	補助冷却設備	補助冷却設備空気冷却器出口止め弁	в	分解点検	主要弁の分解点検	B:H23.02.14~H23.03.24
			支持構造物	A,B,C	分解点検	支持構造物の分解点検	A,B,C:
			過熱器用圧力開放板	с	交換	圧カ開放板の交換	C:H22.10.26~H22.12.16
			蒸発器用圧力開放板	с	交換	圧力開放板の交換	C:H22.10.26~H22.12.16
	13	Na-水反応生成物収納設備	過熱器用圧力開放板開放検出器	с	交換	圧カ開放板開放検出器の交換	C:H22.10.26~H22.12.16
			蒸発器用圧力開放板開放検出器	с	交換	圧力開放板開放検出器の交換	C:H22.10.26~H22.12.16
			熱交換器	A,B,C 1,C2	開放点検	熱交換器の開放点検 伝熱管ECT	A:H22.10.01~H22.11.23 B:H23.08.23~H23.10.05 C1:H22.10.14~H23.1.11 C2:H22.11.15~H23.1.11
	14	原子炉補機冷却水設備	冷却水ポンプ	B,C2	分解点検	冷却水ポンプの分解点検	B:H23.10.03~H23.10.13 C2:H22.11.15~H23.1.11
			サージタンク	A,B,C	開放点検	サージタンクの開放点検	A: H22.10.01~H22.11.18 B: H23.08.23~H23.10.07 C: H22.11.15~H22.12.28
			海水ポンプ	A,C1, C3	分解点検	海水ポンプの分解点検	A,C1:H22.10.01~H22.11.17 C3:H22.11.16~H22.12.27
	15	百子 垣補機冷却海水設備	海水ストレーナ	A,B,C	開放点検	海水ストレーナの開放点検	A,C: H22.10.01~H22.12.27 B: H23.08.23~ H23.10.04
			主配管	A,B,C	開放点検	内部外観点検、ライニング点検、消耗品の交換	A.C: H22.10.01~H22.10.31 B: H23.08.23~H23.10.07
			支持構造物(油圧防振器)	в	分解点検	工場分解点検	B:H23.01.13~H23.09.30
	16	1次メンテナンス冷却系	1次メンテナンス冷却系主要弁	-	分解点検	主要弁の分解点検	H23.02.10~H23.02.14
			機器冷却系冷却ポンプ	A	分解点検	冷却水ポンプの分解点検	A:H22.10.27~H22.11.16
	17	機器冷却系設備	機器冷却系ポニーモータ冷却ユニット	с	開放点検	ポニーモータ冷却ユニットの開放点検	C:H23.03.07~H23.03.25
			機器冷却系電磁ポンプ冷却ユニット	в	開放点検	電磁ポンプ冷却ユニットの分解点検	B:H23.02.07~H23.03.07

	NO.	設備名称	機器名称	点検 号機	点検項目	点検内容	備考
計	18	微調整棒駆動機構	FCRD駆動部	3	分解点検	駆動部の分解点検	3:H23.01.31~H23.12.01
測 制	19	粗調整棒駆動機構	CCRD駆動部	4,6,9	分解点検	駆動部の分解点検	4,6,9:H22.12.17~H23.12.09
御系	20	後備炉停止棒駆動機構	BCRD駆動部	1,6	分解点検	駆動部の分解点検	1,6:H22.12.17~H24.7.31
統施			制御用空気圧縮機	AB	分解点検	制御用空気圧縮機の分解点検	A:H23.06.15~H23.08.31 B:H23.03.04~H23.03.22
īΥ			制御用空気除湿装置除湿塔	A-A B-B	開放点検	制御用空気除湿装置除湿塔の開放点検	A-A:H23.06.15~H23.08.31 B-B:H23.03.04~H23.03.22
			制御用空気アフタクーラ	A	開放点検	制御用空気アフタクーラの開放点検	A:H23.06.15~H23.08.31
	21	前側用止桶空気設備	制御用空気貯槽	A,B	開放点検	制御用空気貯槽の開放点検	A:H23.06.15~H23.08.31 B:H23.03.04~H23.03.22
			制御用空気ドレンセパレータ	A	開放点検	制御用空気ドレンセパレータの開放点検	A:H23.06.15~H23.08.31
			制御用空気貯槽安全弁	A,B	分解点検	制御用空気貯槽安全弁の分解点検	A:H23.06.15~H23.08.31 B:H23.03.04~H23.03.22
	22	中性子計装	中性子検出器(PRM)	-	設定値変更	出力領域中性子東高 高設定の警報設定値変更	H23.03.07~H23.03.09
原	23	原子炉格納容器	原子炉格納容器全体	-	漏えい率試験	原子炉格納容器全体漏えい率試験	
子 炉	24	機器搬入口	機器搬入口	-	外観点検	外観点検	40%試験前のC/V-LRT前に実 施
格納	25	パーソナルエアロック	エアロック(常用・非常用)	-	分解点検	分解点検	H23.02.07~H23.02.25
施設	26	バキュームブレーカ	弁類(逆止弁・隔離弁)	-	分解点検	逆止弁の分解点検	H23.07.13~H23.08.11
			アニュラス循環排気ファン	A	分解点検	ファンの分解点検	A:H23.01.19~H23.01.28
	21	アーユフス崩境排丸装直 	アニュラス循環排気装置 よう素用フィルタユニット	A,B	性能·機能確認	よう素除去効率確認試験	A,B:H23.01.11, H23.01.18
F	28	燃料取扱設備室換気装置	燃料取扱設備室浄化ファン	в	分解点検	ファンの分解点検	B:H23.01.06~H23.01.19
の 他			中央制御室空調ファン	в	分解点検	ファンの分解点検	B:H23.03.22~H23.04.06
原子	29	中央制御室空調装置	中央制御室浄化ファン	A,B	分解点検	ファンの分解点検	A:H22.11.08~H22.12.17 B:H23.03.24~H23.04.06
が の 付			中央制御室排気ファン	A	分解点検	ファンの分解点検	A:H22.11.09~H22.12.17
属設備			内燃機関	A,B,C	分解点検	内燃機関の分解点検	A:H22.10.12~H22.11.14 B:H23.08.23~H23.10.17 C:H22.11.17~H23.06.21
	30	ディーゼル発電機設備	空気だめ	A,B,C	開放点検	空気だめの開放点検	A:H22.10.12~H22.11.14 B:H23.08.23~H23.10.17 C:H22.11.17~H23.06.21
			空気だめの安全弁	A,B	分解点検	空気だめの安全弁の分解点検	A:H22.10.12~H22.11.14 B:H23.08.23~H23.10.17 C:H22.11.17~H23.06.21
			発電機	A,B,C	分解点検	発電機軸受けの分解点検	A:H22.10.12~H22.11.14 B:H23.08.23~H23.10.17 C:H22.11.17~H23.06.21
			浄化フィルタユニット 微粒子フィルタ	-	性能検査	フィルタ交換後の除去効率確認試験	H23.02.21~H23.03.23
	31	分析設備	浄化フィルタユニット よう素除去フィルタ	-	性能検査	よう素除去効率確認試験	H23.02.21~H23.03.23

添付-4 平成22・23年度改造工事等工程

₩₩	塘	C E		∑ K	完了	完	۲ ()	Ŕ	1 })K	完了	ůK		完		ぷ
		8A														
		7.A														
	≖成24年度	6月														
	-	5A														
		4月														
		3 月												2/29	-3/2	
		2.Ħ												H24/2/3∼:	€:H24/2/8∽	16
		ц,												ЧЯ	C	/28∼H24/3/
		12.A										大方を	28			H23/11
		11月										貧通部の止フ ~10/26	$10/14 \sim 10/$			-
	3年度	10月										善作業 配管等貨 H23/9/1 ⁴	B系:H23/			
	平成2:	9 Н										各部上蓋改 30 蓋改				
		8Д										請機送水管 23/8/22~9,				
		7月									10/6	₩ I				
		6Д									+23/6/1~					
		5A		業:2												
		4月		震計設置件 33/3/22~4/			4/8/8		/15							
		зд		₩		~3/11	/2/21~H2		/2/21~10							
		2.Ħ			1/25	H23/1/24-	H23		H23							
	2年度	1月			H23/1/6~											
	平成2.	12.A	F業) 1∕21													
		11 J	作業(準備 1 3/18~H23/3													
		10A	掘削 [,] H22/8													
	Ē	ı Ķ		[測用地震計の追加設置 	※料出入設備通路クレー 落下防止対策	6体廃棄物貯蔵プールの ・ロッシング対策	i内中継装置引抜き・復	王事	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	5 外排気タクト取替工事	んじゅ港湾内及び取水口)浚渫	2米口付近からディーゼル 1巻への海米の止米対策	-	(気発生番人口止め弁、 間助冷却設備空気冷却器 しし止め弁の保温材パッ がた。	2	ミ子炉補機冷却海水ポン 、周りの防水壁の補強
				推 制 制		事 图ス	<u> </u>	<u><u> </u></u>		ы <u>т</u>	46		6 えた安 死 − 原子	〈全性向,力発電	上対策 所事故	を ほブ

JAEA-Review 2013-032

JAEA-Review 2013-032

		添	付一5 平成24年度設備保全対策実績工程	P成25年3月31日
		I		■∶実績
	項目	48 58 68	平成24年度	備考
取 救 敷 酸 微 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数 数	燃料取扱設備	4月 5月 6月 炉内中維装置復旧工事 *1	7/д 6/д 9/д 10/д 11/д 12/д 1/д 2/д X 8/8終了	<u>約</u> 終了
	1次冷却系設備			
原子	2次冷却系設備			
,炉冷却系統拖	補助冷却設備		補助冷却設備本体、送風機(A) ■■■■■■■	終了
設	Na一水反応生成物収納 設備			
系計潮	原子炉補機冷却水 原子炉補機冷却海水系 設備		海水ポンプ(A, C1) 海水ポンプ(B, C2)	发造(B) 3/28から配管 改造(B)開始
系 計 統 測 施 制 設 御	制御棒駆動機構	後備炉停止棒駆動機構駆動部 *1 H22、23年度設備点検	7/31終了	終了
の 廃 棄 施 設	放射性廃棄物処理設備 (気体廃棄物処理設備)		廃ガス圧縮機(B)	終了
格 原 施 設	原子炉格納容器本体			
Ę	换気空調設備		冷媒設備ネ凍機(C) 冷媒設備ポンプ(A) 窒素雰囲気ファン(C)	終了
その他原子炉の	所内電源供給設備		メタクラ・パワーセンター(E系) メタクラ・パワーセンター(A系) メタクラ・パワーセンター ■ ■	-(C系) 終了
附属施設	ディーゼル発電機設備		発電機(B) 発電機(A) 発電機(C)	終了
	屋外開閉所、 主要変圧器設備			

*1: 炉内中継装置復旧工事、後備炉停止棒駆動機構駆動部点検は設備保全対策対象外である。

					添付-6 ፯	平成24 4	年度改 〕	造工事等	計程				平成25年	3月31日 ■:実績
	ц Ч						平成24年	度						4 王 王
	Ц Н	4月	5月	6月	7月 8月	6 E	月	10月	11月	12月	H25年1月	2月	3月	浦 ち
		原子炉機器輸	送ケーシング改造(3	3/28~4/28)										
			燃料交換装置点検((4/27 ~5/13)										
	炉内中継装置引抜き・復 IIFT 事		炉内中継装	∈置機能確認(準備作業:炉內中継装	置炉上部据付领	等)(5/14~6/	18)						完了
	+ 1			点 中 日 中 日	ュ継装置機能確認(6/19~	~6/21)								
				■ 後	片付け(復旧)作業(6/22 [,]	~8/8)								
	もんじゅ港内しゅんせつエ 事				グラブ船による浚渫・	運搬·投入作	業(6/25~10/	(26)		******				完了
	格納容器空調用冷媒配管 ベイパフェインに認							バイパスライン	設置工事(9/24~	-3/15)				完了
	~~~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~													
踏まえ・福島第一四	電源接続盤の設置工事	電源接続盤及	¢び電路設置(3/26~	~5/30)										完了
に安全原子力									A系配管改造(1)	1/15~12/26	(			
性向」発電話	原子炉補機冷却海水系配											B系配管	膏改造(3/28~)	
エ対策 が事故を	管改造										C系配管i	牧造(1/15~3/	1)	
踏まえたシご福島第一區				井 一 一	state 業(A.B. C.Iブ)(6/	18~8/31)								
J アアクシデント対応 & 子力発電所事故を	水素爆発防止対策用排気 口据付作業													况
										*****				

# JAEA-Review 2013-032

# 6. 主な改造工事(設工認/工認ベース) 緊急安全対策に係る原子炉補機冷却海水系配管取替えの変更認可 及び使用前検査の手続きについて

高速増殖炉研究開発センター プラント保全部 保修計画課 谷山 定美、菅谷 裕一郎

#### 6.1 概要

東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、緊急安全対策として、非常用ディーゼル発電機の緊急復旧のための代替設備の配備用に、ポンプ簡易接続のための接続座を原子炉補機冷却海水系配管の一部を取替えて設置した。

本資料は、原子炉補機冷却海水系配管取替えを実施するにあたり、許認可手続きの有無及び使用前検査の取扱いに関して纏めたものである。

#### 6.2 実施内容

取水口に設置されている原子炉補機冷却海水系ポンプが使用不能となった場合に、非常用ディーゼル発電機の冷却能力に応じた代替ポンプを配備し、仮設ホースを送水管路内の原子炉補機冷却海水系配管に接続するにあたり、その接続を容易にするため当該配管に接続座及び弁を設け、非常用ディーゼル発電機への冷却流路を確保するものである。

具体的には、接続座から分岐された配管についてはフランジ取り合いにて、仮設ホースを接続し、その 仮設ホースについては送水管路の天上部点検ロ付近のグレーチング踊り場に敷設した状態とする。仮 設ポンプ運転時には、仮設ポンプ側の仮設ホースを送水管路の点検ロを開け、接続座側の仮設ホース のフランジ取り合い部と接続することにより、速やかな接続の対応を図るものである。

そのため、原子炉補機冷却海水系配管のうち、送水管路内の一部について、仮設ホースと接続するための接続座を設けた配管との取替え及び弁の追加を行うものである。

#### 6.3 取替え配管、及び支持構造物の設工認/工認上の取扱いについて

取替える配管は、取替え前の配管と同一材料で同一寸法の配管である。設計及び工事の方法の変更 認可申請手続き上、同一材料で同一寸法の配管の取替えについては、本文記載事項の変更にあたらな いことから、過去においても変更認可申請を不要とし、使用前検査のみ受検している(平成 20 年度から平 成 21 年度にかけて、原子炉補機冷却海水系配管の外面腐食による 18 スプールの交換を実施している が、使用前検査のみの対応である)。

工事計画の変更認可申請手続き上は、工事計画書の本文記載値の変更を伴わない工事であり、電気 事業法施行規則別表2における、原子炉補機冷却海水系設備に係る「取替工事」についても記載がない ため、工事計画の手続きは不要であり、使用前検査のみの対応である。

また、接続座は配管を分岐して設けるが、この分岐管は管継手(T管)を用いる。第4種管の場合、JIS規格品であって、主配管と同等以上の肉厚を有していれば(A,B系には、肉厚7.9mm、C系には、肉厚9.5mmの異径T管継手)、設計及び工事の方法の認可申請書/工事計画認可申請書(以下「設工認/工

認」という、)の本文への記載事項にあたらないため、変更認可申請の手続きは不要で、かつ、使用前検 査も不要である。

弁については、第4種管に接続される弁の機器区分は技術基準上、区分外機器であり、設工認/工認 の本文への記載事項にあたらないため、変更認可申請の手続きは不要で、かつ、使用前検査も不要で ある。

支持構造物については、設工認/工認の本文への記載事項にあたらないため、変更認可申請の手続き は不要である。ただし、設工認申請書本文に記載のある配管に取り付く支持構造物のうち、耐震クラス As のものについては、使用前検査対象のため、使用前検査は必要である。取替え対象は、B系が2個、C 系が1個である。

なお、今回の工事において、弁及び接続座以降の配管の追加により、耐震計算書及び系統図が変更 となるが、本文(設計条件、設計仕様)の変更ではないため、本件に係る耐震計算書及び系統図の変更 手続きは、他の設工認変更手続きと併せて行うことになる。工認については、添付資料の変更であるため、 手続きは不要である。

参考として、取替え部に該当する設工認の本文の記載事項を下記に示す。

表1.設計条件(A~C系とも同様であるため、A系を記載)

名称	「原子炉補機冷却	海水ポンプ A か	ら原子炉補機冷却海水系海	水ストレーナ A まで」
	「原子炉補機冷却	海水系海水ストル	~ーナAから原子炉補機冷去	即水熱交換器Aまで」
機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力(kg/cm²)	最高使用温度(℃)
高速原型炉第4種管	As	海水	9.5	50

表 2.1. 設計仕様(A 系及び B 系が同様であるため、A 系を記載)

名称    「原子炉	甫機冷却海水ポンプ A から原子炉補機	冷却海水系海水ストレーナ A まで」
「原子炉	甫機冷却海水系海水ストレーナAから原	₹子炉補機冷却水熱交換器 A まで」
主	要寸法	<del>-&gt;</del>
外径(mm)	厚さ(mm)	土安竹科
457.2	7.9	SM41C

表 2.2.設計仕様(C 系)

名称	「原子炉補	機冷却海水ポンプCから原子炉補機	冷却海水系海水ストレーナ C まで」
	「原子炉補	機冷却海水系海水ストレーナCから原	₹ 行子炉補機冷却水熱交換器 C まで」
	主要	寸法	十一十十
外径(mm)		厚さ(mm)	土安り伝
660.4		9.5	SM41C

対象となる支持構造物の詳細を表3に示す。

系統	支持点番号	支持構造物の種類	支持構造物の区分
原子炉補機冷却海水系	RE-420B-005A		
主配管	RE-420B-006A	レストレイント	而打
	RE-420C-014A		

表 3.対象となる支持構造物

耐:対象は耐震 As クラスの支持構造物

# 6.4 まとめ

今回の原子炉補機冷却海水系配管の一部取替えについては、既設配管と同一仕様(本文記載事項: 材料、温度、圧力、寸法)であるため、変更申請は不要である。また、支持構造物の取替えについても、設 工認/工認の本文への記載事項にあたらないため、変更認可申請の手続きは不要である。使用前検査 については、既設設工認申請内容と変わらないことから、原子炉等規制法第28条の使用前検査合格条 項に相違することはない。

# 6.5 添付資料

添付-1:原子炉補機冷却海水系 配管系統図

# 6.6 参考文献

[1]原子力機構,緊急安全対策に係る原子炉補機冷却海水系配管の一部取替えについて(福島第一原 子力発電所事故を踏まえた安全性向上対策)

[2]原子力機構,事業者検査要領書(ME-ハ-U-I-11)(イ-10A-I-13)



〇:接続座設置箇所

# 7. 放射線業務従事者の月別線量

平成24年度の放射線業務従事者の月別線量を下表に示す。

	年 月						平成2	4年度					
項目		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
お针幼業	職員	297	307	319	319	319	317	313	317	319	312	315	312
成別禄耒 務従事者	協力会社	422	412	412	408	426	440	442	524	537	570	626	533
数(人)	合計	719	719	731	727	745	757	755	841	856	882	941	845
	職員	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
総線量 (人·mSv)	協力会社	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	合計	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	職員	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
平均線量 (mSv)	協力会社	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	合計	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00

# 8. 放射性廃棄物管理

# 8.1 放射性廃棄物放出管理

保安規定に基づく、平成24年度の気体、液体廃棄物の測定結果を下表に示す。 なお、主冷却系室開放等の影響から気体、液体のトリチウムの放出が認められているが、保安規定に定めら れた放出管理の目標値に比べて十分に低い値であった。

# 気体廃棄物放出実績

		気体廃棄	物(希ガス)	ヨウ素	₹-131	粒子壮	犬物質	トリチウム
期 間		平均濃度	放出量	平均濃度	放出量	平均濃度	放出量	放出量
		(Bq/cm ³ )	(Bq)	(Bq/cm ³ )	(Bq)	(Bq/cm ³ )	(Bq)	(Bq)
平成24年	4月	_	_	—	_	-	_	1.5E+07
	5月	_	_	-	-	_		
	6月	_	_	_	_	_	_	_
	7月	_	_	_	_	_	_	_
	8月	_	_	_	_	_	_	_
	9月	_	_	_	_	_	_	_
	10月	_	_	_	_	_	_	_
	11月	_	_	_	_	_	_	1.9E+08
	12月	_	_	_	_	_	_	1.6E+07
平成25年	1月	_	_	_	_	_	_	_
	2月	_	_	_	_	_	_	3.2E+08
	3月	_	_	_	_	_	_	4.9E+06
年間	目 引	_	_	_	_	_	_	5.5E+08
放出管理目 (Bq/年	目標値 F)		8.2E+13		1.5E+08			

注)検出限界値未満の場合は"ー"と表記する。

液体廃棄物放出実績

	トリチウムを除	《液体廃棄物	トリチウ	ム(液体)
期 間	平均濃度	放出量	平均濃度	放出量
	(Bq/cm ³ )	(Bq)	(Bq/cm ³ )	(Bq)
平成24年 4月	_	_	1.9E-07	6.3E+05
5月	—			
6月	—	_		-
7月	—			
8月	—		2.3E-05	6.9E+07
9月	_	_	1.2E-05	3.2E+07
10月	_	—	2.6E-06	9.1E+06
11月	—		5.3E-06	1.3E+07
12月	—	_	5.2E-06	1.1E+07
平成25年 1月	—	_	6.5E-07	1.4E+06
2月	—	_	5.7E-07	9.0E+05
3月	_	_	3.5E-06	9.5E+06
年 間	—	—	4.4E-06	1.5E+08
放出管理目標値 (Bq/年)		5.5E+09		
放出管理の目標値 (Bq/年)				9.2E+12

注)検出限界値未満の場合は"ー"と表記する。

	21         22         23         24         累積合計	0 0 0 0 1,680	0 4 8 8 4 1,244	164         344         180         92         72         948	72         236         344         156         104         1,508	0 0 0 0 20	236         584         532         256         180         5,400	848         4,432         4,964         5,220         5,400         5,400
	18	1	1				3	3, 3
	17	148	104	0	4	0	256	3, 060
<	16	120	136	0	72	0	328	2, 804
↓ ¥	15	88	84	0	44	0	216	2,476
Ē	14	124	108	0	12	0	244	2, 260
s \ -	13	56	80	0	20	0	156	2,016
	12	68	64	0	48	20	200	1, 860
F	11	124	88	8	72	0	292	1,660
	10	148	112	0	56	0	316	1, 368
	6	168	72	0	16	0	256	1,052
	8	56	20	0	09	0	136	796
	7	152	96	0	32	0	280	660
	9	256	104	0	20	0	380	380
	種別平成	可燃 ドラム缶	- 不然 雑 ドラム缶 田	□ 本 本 可然 ** ックスハ [*] レット	不 <i>燃</i> <i>ボック ス</i> レ゚レット	プラスチック 固化体	合計(本数)	累積保管数(本数)

ム缶発生本数
ミ度月別 ドラ
平成24年
8.2

累積合計	0	4	72	104	0	180
3	0	4	20	44	0	68
2	0	0	0	0	0	0
1	0	0	32	28	0	60
12	0	0	0	0	0	0
11	0	0	0	0	0	0
10	0	0	0	0	0	0
6	0	0	0	0	0	0
8	0	0	0	0	0	0
7	0	0	0	0	0	0
9	0	0	0	0	0	0
5	0	0	20	32	0	52
4	0	0	0	0	0	0
EE	回燃 ドラム缶	不燃 ドラム缶	可燃 ボックスル ^{。レット}	不燃 ボックブル ^{。レット}	プラスチック 固化体	計 (本 数)
種男		雑田	回体			4¤

# 年度別ドラム缶発生本数

# 貯蔵限度 約23,000本 ボックスパレットはドラム缶4本に換算

#### 9. 不適合管理

平成23年度の不適合のデータ分析結果

#### 9.1 不適合発生件数

平成 20、21、22、23、24 年度の不適合発生件数は、順に 218 件、191 件、126 件、51 件、51 件であ り、減少傾向を示している。減少の要因として、作業件数の減少が考えられることから、図 1 に平成 22 年 9 月以降の毎月の作業件数、不適合発生件数及び現場作業に係る不適合発生件数を示す。図 1 より、各月の作業件数について、平成 23、24 年度は平成 22 年度より少ないこと、及び、現場作業に係 る不適合件数について、平成 22 年度は最大 12 件もあるが、平成 23、24 年度は 0~2 件の間で推移し ていることが示される。これらより、まず、作業件数が減少したことが、不適合発生件数が減少した要因 であると考えられる。しかしながら、平成 22 年度の 2 月や 3 月は、作業件数が多いにもかかわらず不適 合発生件数及び現場作業に係る不適合発生件数は少ないことから、単に作業件数が減少したことによ り不適合発生件数が減少しただけでなく、個々の不適合の是正処置や所大での不適合未然防止対策 も一定の効果を挙げているものと推測される。そこで、発生した不適合事象の内容等から、不適合発生 件数が減少した背景について考察する。



# 9.2 不適合事象の分類及びデータ分析

平成 22、23 年度の不適合事象別件数を図 2 に示す。図 2 より、平成 23 年度において、「プラントの 異常等」(13 件減少)、「設備の故障等」(15 件減少)及び「作業管理等」(10 件減少)が、著しく減少し ていることが示される。これら3つの不適合事象の原因等について、平成 22 年度と平成 23 年度の比 較・考察を行った。



# (1)「プラントの異常等」

「プラントの異常等」の原因の分類結果を図3に示す。図3より、不適合原因として、特に「アイソレ 確認不十分(実施・復旧抜け含む)」が、14件から2件に大幅に減少していることが示される。



(2)設備の故障等

「設備の故障等」の原因の分類結果を図4に示す。図4より、不適合原因として、特に「要領・手順 書等の誤り、記載なし」、「アイソレ確認不十分(実施・復旧抜け含む)」及び「現場確認不十分(点検 対象誤りを含む)」が減少していることが示される。



(3)作業管理等

「作業管理等」の原因の分類結果を図5に示す。図5より、不適合原因として、特に「現場確認不十分(点検対象誤りを含む)」が減少していることが示される。



以上(1)、(2)及び(3)の結果より、特に減少した不適合事象 3 分類の減少理由として、以下のこと が挙げられる。

①平成22年度に実施した個々の是正処置による効果

平成 22 年度においては、要領書・手順書等の改正やチェックシートの作成など"仕組み"の改善や 不適合事象を教訓とした教育・周知徹底を主な是正処置として実施していた。その結果、平成 22 年度 の不適合原因として多かった「要領・手順書等の誤り、記載なし」、「アイソレ確認不十分(実施・復旧抜 け含む)」及び「現場確認不十分(点検対象誤りを含む)」が、平成 23 年度において大幅に減少してお り、これらの不適合原因が除去されたことが、平成 23 年度の不適合件数の減少に寄与しているものと 推測される。すなわち、個々の不適合事象に対して実施した是正処置が有効であったと考えられる。

# ②安全管理強化アクションプラン

平成22年度は、上記(1)、(2)及び(3)事象の原因に「アイソレ確認不十分(実施・復旧抜け含む)」 を含んでいた不適合事象が19件あったが、平成23年度は17件減少し、2件であった。これより、アイ ソレーションの実施・復旧に対する検討及び確認が確実に実施されたことが、同原因による不適合の 低減につながっているものと考えられる。その背景として、平成23年1月から実施した「安全管理の強 化アクションプラン」において、「点検時のアイソレーション作業に係るチェックシステムの改善」の対策 を実施しており、この改善がアイソレミスによる不適合発生の未然防止に大きな効果を発揮しているも のと推定される。

# 9.3 まとめ

平成 20 年度以降、不適合発生件数は減少し、平成 23 年度においては 51 件と大幅に減少している。 今後、過去のデータと比較しながら平成 24 年度のデータ分析を実施する。

	報告先または冊子名称	日本鋳造工学会第160回 全国講演大会	日本原子力学会2012年秋 の大会	日本機械学会M&M2012材 料力学カンファレンス	関西原子力懇談会「原子 力関係科学技術の基礎的 研究の動向調査委員会」	International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles; Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR- 13)	International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles; Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR- 13)	International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles; Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR- 13)
;書類」(平成24年度)	筆頭著者 または発表者	羽鳥 雅一	山口 裕	金子 尚昭* *:株式会社IHI	光元 里香	加藤 優子	近藤 悟	梅林 柒司
ミットレントレントの「研究開発報告	所属	高速増殖炉研究開発セ ンター 機械保修課	高速増殖炉研究開発セ ンター 技術課	高速増殖炉研究開発セ ンター 施設保全課	高速増殖炉研究開発セ ンター 技術課	高速増殖炉研究開発セ ンター 技術課	高速増殖炉研究開発センター	高速増殖炉研究開発セ ンター 技術課
「開発センターによる「外部発表	翻訳標題	About the intensity evaluation by the strength reduction of flake graphite cast iron by mixing of Pb, and acoustic velocity	Implementation of integrated safeguards with development of safeguards equipments at Monju	Comparison with limit analysis and primary stress in Tee	Evaluation of fluctuation signals on steady state in MONJU	もんじゅ再起動炉心における制御棒価値測定	もんじゅの現状と最近の進展	高速増殖原型炉1もんじゅ」の保障措置
10. 高速増殖炉研究	原標題	Pbの混入による片状黒鉛鋳鉄 の強度低下と音速による強度 評価について	「もんじゅ」における統合保障 措置の実施状況と保障措置機 器開発	ティの極限解析と一次応力の 裕度比較	「もんじゅ」ゆらぎ特性評価	Control rod worth measurement in Monju restart core	RECENT PROGRESS AND STATUS OF MONJU	Safeguards in pototype fast breeder reactor Monju
	発行•報告 年月	2012/05	2012/09	2012/09	2012/11	2013/03	2013/03	2013/03
	No.	1	2	Ϋ́	4	ູ	9	7

平成24年
報告書類」(
び「研究開発
部発表票]及
ターによる「外
研究開発セン
高速増殖炉1
10.

No.	発行•報告 年月	原標題	翻訳標題	所属	筆頭著者 または発表者	報告先または冊子名称
∞	2013/03	Hydrogen concentration behavior in the IHTS of Monju	高速増殖原型炉もんじゅにお ける2次主冷却系統内の水素 挙動	高速増殖炉研究開発セ ンター 品質保証室	伊藤 和寛	2013 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2013)
6	2013/03	東京電力福島第一原子力発 電所事故を考慮した「もんじゅ」 の安全性に関する総合評価	Comprehensive safety assessments of MONJU taking into account the accident at Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station of Tokyo Electric Power Company	高速増殖炉研究開発セ ンター 運営管理室	近藤 哲緒	JAEA-Research 2013-001
10	2013/03	炉内中継装置の引抜方策の検討に係る調査について:「もんじゅ」原子炉容器内構造物の 観察	The Investigation related to the study on the method to withdraw the in-vessel transfer machine; Observation of the structure in the reactor vessel of the fast breeder reactor Monju	高速増殖炉研究開発セ ンター 燃料環境課	針替 仁	JAEA-Technology 2013- 014
11	2013/03	高速増殖原型炉もんじゅ性能 試験(炉心確認試験)報告書 「制御棒価値確認」	Monju system startup test report control rod reactivity worth measurements	高速増殖炉研究開発セ ンター 技術課	加藤 優子	JAEA-Technology 2013- 018
12	2012/04	Estimation of the sub- criticality of the sodium-cooled fast reactor Monju using the neutron source multiplication method	中性子増倍法を用いたナトリケム冷却高速炉「もんじゅ」の未臨界度評価	FBRプラント工学研究センター	山口 勝久	International Conference on Physics of Reactors; Advances in Reactor Physics; Linking Research, Industry, and Education (PHYSOR 2012)
13	2012/04	Monju system startup tests (SSTs) related to thermal- hydraulics	熟流動に関係する「もんじゅ」性能試験について	FBRプラント工学研究センター ンター プラント特性評価グルー プ	大草 享一	4th RCM of the IAEA Coordinated Research Project on Benchmark Analyses of Sodium Natural Convection in the Upper Plenum of the MONJU Reactor Vessel

報告先または冊子名称	2012 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '12)	8th International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies (NPIC & HMIT 2012)	17th International Workshop on Electromagnetic Nondestructive Evaluation (ENDE 2012)	20th International Conference on Nuclear Engineering and ASME 2012 Power Conference (ICONE-20 & POWER 2012)	日本保全学会第9回学術 講演会	Ist International Symposium on Socially and Technically Symbiotic System (STSS 2012)
筆頭著者または発表者	民村 介	Lind, M.* *:デンマーク工科大学 (Technical University of Denmark)	Mihalache, O.	茶 健思	山口 智彦	古澤 宏明* *:岡山大学大学院 自然 科学研究科 産業創成工学専攻 機械インターフェイス学 研究室
所属	FBRプラント工学研究センター	FBRプラント工学研究センター プラント特性評価グループ	FBRプラント工学研究セ ンター 運転・保全技術開発グ ループ	FBRプラント工学研究センター プラント特性評価グループ	FBRプラント工学研究センター ンター 運転・保全技術開発グ ループ	FBRプラント工学研究センター プラント特性評価グループ
翻訳標題	JENDL-4.0を用いたもんじゅの 炉物理不確かさ解析	もんじゅプラントにおけるオペレーティングモードのモデル化	高速炉の蒸気発生器伝熱管の ための大規模3次元FEM電磁 場解析と評価	全交流電源喪失時の「もん じゅ」炉外燃料貯蔵設備のプラ ント挙動評価	Development of multi-coil RF- ECT sensor for JSFR SG tubes	未観測重要状態変数の推定による過熱器状態診断
原標題	Application of the JENDL-4.0 nuclear data set for uncertainty analysis of the prototype FBR Monju	Modeling operating modes for the MONJU nuclear power plant	Large scale 3D FEM electromagnetic simulations and validations for FBR steam generator tubes	Plant dynamics evaluation of a Monju ex-vessel fuel storage system during a station blackout	高速炉の蒸気発生器伝熱管用 マルチコイル型RF-ECTセンサ の開発	Diagnosis of superheater by estimating an unobserved important state variable
発行•報告 年月	2012/06	2012/07	2012/07	2012/07	2012/07	2012/08
No.	14	15	16	17	18	19

報告先または冊子名称	Symbio International Workshop 2012 on Advanced Condition Monitors for Nuclear Power and Other Process Systems	12th International Conference on Radiation Shielding (ICRS-12) and 17th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division of the American Nuclear Society (RPSD 2012)	日本原子力学会2012年秋 の大会	日本原子力学会2012年秋 の大会	日本原子力学会2012年秋 の大会	日本原子力学会2012年秋 の大会
筆頭著者 または発表者	大田 恭史	増山 大輔* *:三菱FBRシステムズ株 式会社	北野 彰洋	河口 淙道	矢田 浩基	佐久間 涉* *:北海道大学生
所属	FBRプラント工学研究センター ンター 運転・保全技術開発グ ループ	FBRプラント工学研究センター ンター 炉心・燃料特性評価グ ループ	FBRプラント工学研究セ ンター 炉心・燃料特性評価グ ループ	FBRプラント工学研究セ ンター ナトリウム技術開発グ ループ	FBRプラント工学研究セ ンター 運転・保全技術開発グ ループ	FBRプラント工学研究センター ンター 炉心・燃料特性評価グ ループ
翻訳標題	レーザ干渉法を用いた非接触AE測定による軸受の状態監視	FFTF遮へい実験解析に基づく JENDL-4.0によるFBR遮へい設 計精度の評価	Evaluation of feed back reactivity in Monju start-up test, 2; Evaluation based on the at the plant data in critical state	Study of the impurity effect on wetting property by liquid sodium	Study on standardization of laser welding technologies, 10; Study on accuracy improvement of repair technologies with cold spray and laser welding	Evaluation of feed back reactivity in Monju start-up test, 1; Measurement of reactivity temperature coefficient by dynamics identification method
原標題	Non-contact acoustic emission measurement for condition monitoring of bearings in rotating machine using laser interferometry	Evaluation of the accuracies on the FBR shielding design with JENDL-4.0 based on the analyses of the mock-up shielding experiments for the FFTF	「もんじゅ」性能試験(炉心確認 試験)におけるフィードバック反応度評価,2;臨界点に基づく測定値評価と解析との比較	液体ナトリウムの濡れ性におけ る不純物効果の研究	レーザー溶接補修技術の標準 化に向けた研究開発,10; コー ルドスプレー及びレーザー照 射による溶接法の高度化に向 けた検討	「もんじゅ」性能試験(炉心確認 試験)におけるフィードバック反 応度評価,1;動特性同定法に よる反応度温度係教測定
発行•報告 年月	2012/08	2012/09	2012/09	2012/09	2012/09	2012/09
No.	20	21	22	23	24	25

報告先または冊子名称	15th Biennial IEEE Conference on Electromagnetic Field Computation (CEFC 2012)	日本原子力学会関西支部 第8回「若手研究者による 研究発表会」	International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles; Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR- 13)	International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles; Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR- 13)	International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles; Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR- 13)	JAEA-Review 2013-007
筆頭著者または発表者	Mihalache, O.	道に 口底	山田 文昭	北野 彰洋	大平 博昭	松尾 陽一郎
所属	FBRプラント工学研究セ ンター 運転・保全技術開発グ ループ	FBRプラント工学研究セ ンター ナリリウム技術開発グ ループ	FBRプラント工学研究セ ンター 原型炉安全技術グルー プ	FBRプラント工学研究センター ンター 炉心・然料特性評価グ ループ	FBRプラント工学研究センター ンター プラント特性評価グループ	FBRプラント工学研究セ ンター ナトリウム技術開発グ ループ
翻訳標題	高速炉の蒸気発生器伝熱管の 供用期間中検査のための詳細 な渦流探傷解析の進歩と性能	Wetting of metallic plated stainless steels by liquid metal sodium	地震・津波時のナトリウム自然循環による「もんじゅ」炉心冷却性評価	「もんじゅ」性能試験でのフィードノミック反応度評価	「もんじゅ」炉上部プレナム自然 対流にかかわるベンチマーク解 析	Investigation of analytical methods for the transfer behavior of corrosion product (CP) transfer behavior in the coolant sodium of fast breeder reactors
原標題	Advancement and performance in large scale ECT simulations for ISI of FBR magnetic SG tubes	メッキ処理されたステンレス鋼と 液体金属ナトリウムの濡れ性	Evaluation on coolability of the reactor core in Monju by natural circulation under earthquake and subsequent tsunami event	Evaluation of feedback reactivity in Monju start-up test	Benchmark analyses of sodium natural convection in the upper plenum of the MONJU reactor vessel	高速炉における放射性腐食生成物(CP)のナトリウム中移行挙動評価のための解析手法の調査
発行•報告 年月	2012/11	2013/02	2013/03	2013/03	2013/03	2013/05
No.	26	27	58	29	30	31

表 1. SI 基本単位					
甘大昌	SI 基本ì	単位			
盔半里	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	А			
熱力学温度	ケルビン	Κ			
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組立里(	立の例		
知力量	SI 基本単位			
和立里	名称	記号		
面積	平方メートル	$m^2$		
体 積	立法メートル	$m^3$		
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	キログラム毎立法メートル	kg/m ³		
輝 度	カンデラ毎平方メートル	$cd/m^2$		
屈折率()	(数字の) 1	1		
比透磁率(b)	(数字の) 1	1		
(a) 量濃度 (amount conce	entration) は臨床化学の分野では	物質濃度		
(substance concentratio	m) とも上げれる			

(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

	SI 祖立単位					
組立量	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		
亚 面 角	ラジアン(b)	rad	1 ^(b)	m/m		
· 協 乃 立 休 角	フテラジア、(b)	cm ^(c)	1 (b)	$m^{2/m^2}$		
	a low (d)	51 H7	1			
月 10 <u>数</u>		N		s ha a ⁻²		
		D	221 2	11 Kg S		
	~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~	Ра	N/m ²	mikgs		
エネルギー,仕事,熱量	ジュール	J	Nm	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	С		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	$m^{-2} kg^{-1} s^3 A^2$		
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	$m^{2} kg s^{2} A^{1}$		
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m ²	kg s ^{\cdot2} A ^{\cdot1}		
インダクタンス	ヘンリー	Н	Wb/A	$m^2 kg s^2 A^2$		
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		К		
光東	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)	Βα		s ⁻¹		
吸収線量 比エネルギー分与				~		
カーマ	クレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²		
線量当量,周辺線量当量,方向	2 (P) (P)	e.,	Ultra	2 -2		
性線量当量,個人線量当量		SV	J/Kg	m s		
酸素活性	カタール	kat		s ⁻¹ mol		

酸素活性(カタール) kat [s¹ 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 ュ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及び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。
 (a)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)へルツは周崩現象についてのみ、ペシレルは抜焼性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (a)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度度を表すために使用される。
 (d)やレ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。
 (d)かけ性核種の放射能(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

	S	[組立単位	
組立量	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
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表 面 張 九	コニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角 速 度	ミラジアン毎秒	rad/s	$m m^{-1} s^{-1} = s^{-1}$
角 加 速 度	ミラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	$m m^{-1} s^{-2} = s^{-2}$
熱流密度,放射照度	E 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 sA
表 面 電 荷	うクーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
電 束 密 度 , 電 気 変 位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
誘 電 卒	『ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透 磁 率	ミ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 sA
吸収線量率	ゴグレイ毎秒	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	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号		
10^{24}	э 9	Y	10 ⁻¹	デシ	d		
10^{21}	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	с		
10^{18}	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m		
10^{15}	ペタ	Р	10 ⁻⁶	マイクロ	μ		
10^{12}	テラ	Т	10 ⁻⁹	ナノ	n		
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	р		
10^{6}	メガ	М	10^{-15}	フェムト	f		
10^{3}	+ 1	k	10 ⁻¹⁸	アト	а		
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z		
10^{1}	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	v		

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=60s		
時	h	1h =60 min=3600 s		
日	d	1 d=24 h=86 400 s		
度	٥	1°=(п/180) rad		
分	,	1'=(1/60)°=(п/10800) rad		
秒	"	1"=(1/60)'=(п/648000) rad		
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²		
リットル	L, 1	1L=11=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³		
トン	t	$1t=10^{3}$ kg		

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で

衣される剱値が夫缺的に待られるもの							
名称				記号	SI 単位で表される数値		
電	子ズ	ドル	ŀ	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J		
ダ	N	ŀ	\sim	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg		
統-	一原子	質量単	〔位	u	1u=1 Da		
天	文	単	位	ua	1ua=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	-	N	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀	柱ミリメー	トル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オン	グストロー	- 4	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海		里	М	1 M=1852m
バ	-	\sim	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm)2=10 ⁻²⁸ m ²
1	ッ	ŀ	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネ	-	パ	Np	の形はないの教徒的な眼球は
ベ		N	В	31単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
デ	ジベ	N	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	Р	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s			
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{-1} = 10^{-4} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$			
スチルブ	sb	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd } \text{ cm}^{\cdot 2} = 10^4 \text{ cd } \text{m}^{\cdot 2}$			
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx			
ガ ル	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²			
マクスウェル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{ G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$			
ガウス	G	1 G =1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T			
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≙ (10 ³ /4π)A m ^{·1}			
(c) 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				SI 単位で表される数値		
キ	ユ	IJ	ĺ	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq		
$\scriptstyle u$	\sim	トゲ	\sim	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$		
ラ			K	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy		
$\scriptstyle u$			ム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv		
ガ	3	~	7	γ	1 γ =1 nT=10-9T		
フ	T.	N	"		1フェルミ=1 fm=10-15m		
メー	ートルヌ	系カラゞ	ット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg		
ŀ			N	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa		
標	進	大気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa		
力	П	IJ	ļ	cal	1cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J (「IT」カロリー) 4.184J(「熱化学」カロリー)		
3	カ	17	~		$1 = 1 = 10^{-6}$ m		

この印刷物は再生紙を使用しています