JAEA-Review
2014-041

JAEA-Review

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2013年度）

Operation,Test, Research and Development of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) (FY2013)

（編）高温工学試験研究炉部

(Ed.) Department of HTTR

大洗研究開発センター

Oarai Research and Development Center

December 2014

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（http://www.jaea.go.jp）
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 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒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
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration 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, 2014

JAEA-Review 2014-041

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発
（2013 年度）

日本原子力研究開発機構　大洗研究開発センター
（編）高温工学試験研究炉部

（2014 年 9 月 18 日受理）

日本原子力研究開発機構　大洗研究開発センターの HTTR（高温工学試験研究炉）は、熱出力 30MW の黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉で、我が国初の高温ガス炉（平成 13 年 12 月に熱出力 30MW を達成、平成 16 年 6 月には原子炉出口冷却材温度 950℃に到達）である。

HTTR は高温ガス炉技術の基盤の確立及び高度化のための試験研究を目的としており、定常運転、安全性実証試験、長期連続運転等を行い、高温ガス炉の運転・保守経験の蓄積、各種実証試験を実施している。

平成 25 年度（2013 年度）は、平成 25 年 12 月に施行された試験研究用等原子炉施設の新規制基準の適合のための原子炉設置変更許可申請書の作成等を行い、平成 23 年東北地方太平洋沖地震以来運転停止している HTTR の再稼働に向けての活動を実施した。

本報告書は、平成 25 年度（2013 年度）の HTTR の運転と保守及び各種技術開発の状況等についてまとめたものである。

大洗研究開発センター：〒311-1393　茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002

JAEA-Review 2014-041

Operation,Test, Research and Development of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) (FY2013)

(Ed.) Department of HTTR

Oarai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received September 18, 2014)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), a graphite-moderated and helium gas-cooled reactor with 30MW of thermal power, constructed at the Oarai Research and Development Center of the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is the first high-temperature gas-cooled reactor (HTGR) in Japan. The HTTR was attained at the full power operation of 30MW in December 2001 and achieved the 950℃ of outlet coolant temperature at the outside the reactor pressure vessel in June 2004.

To establish and upgrade basic technologies for HTGRs, we have obtained demonstration test data necessary for several R&Ds, and accumulated operation and maintenance experience of HTGRs throughout the HTTR's operation such as rated power operations, safety demonstration tests and long-term high temperature operations, and so on.

In fiscal year 2013, we started to prepare the application document of reactor installation license for the HTTR to prove conformity with the new research reactor's safety regulatory requirements taken effect from December 2013. We had been making effort to restart the HTTR which was stopped since the 2011 when the Pacific coast of Tohoku Earthquake (2011.3.11) occurred.

This report summarizes activities and results of HTTR operation, maintenance, and several R&Ds, which were carried out in the fiscal year 2013.

Keywords: HTGR, HTTR, Operation, Test, Maintenance

目　　次

1. 概　要 ---------- 1
1.1 HTTR の運転の状況 ---------- 3
1.2 機器の製作、工事等の状況 ---------- 4
1.3 HTTR の品質保証活動及び環境管理推進活動 ---------- 5
1.4 所外の専門部会等での審議 ---------- 5

2. HTTR の運転・保守 ---------- 9
2.1 原子炉の運転管理 ---------- 11
2.2 炉心冷却喪失コールド試験時の運転・保守管理 ---------- 11
2.3 装置・設備の保守管理 ---------- 30
2.4 中性子検出器返還作業 ---------- 31
2.5 燃料交換機の分解点検作業 ---------- 33
2.6 原子炉冷却系統施設の弁点検 ---------- 38
2.7 補助冷却設備空気冷却器点検 ---------- 40
2.8 非常用発電機設備の保守 ---------- 42
2.9 換気空調用冷凍機点検整備 ---------- 44
2.10 換気空調設備空調用冷水コイルの更新 ---------- 46
2.11 補機／一般冷却水設備の配管サポート等更新 ---------- 48
2.12 電動式シャッター巻き上げ機更新 ---------- 51
2.13 安全保護シーケンス盤の瞬時異常箇所特定システム（APAS）の開発 ---------- 52
2.14 水質分析廃液の処理方法の検討 ---------- 55
2.15 中性子源交換に向けた検討 ---------- 64
2.16 濃縮度 5%以上核燃料物質の所外輸送---------- 66

3. 技術開発（安全性実証試験等） ---------- 69
3.1 熱負荷変動試験 ---------- 71
3.2 コールド試験結果による安全性実証試験計画の立案 ---------- 74
3.3 黒鉛酸化試験 ---------- 77
3.4 使用済燃料の直接処分についての検討 ---------- 81

4. 試験研究用等原子炉施設の新規制基準への対応 ---------- 87
4.1 概要 ---------- 89
4.2 HTTR の対応状況 ---------- 95
4.3 重要度分類の策定 ---------- 96

4.4 BDBA 事象選定の考え方の提案 97
4.5 航空機落下確率に対する考慮 99

5. 放射線管理 101
5.1 放射線作業時の管理 103
5.2 個人被ばく管理 103
5.3 排気及び排水の管理 103
5.4 放射線管理設備に係る保守管理 104

6. 品質保証活動の実施状況 107
6.1 概要 109
6.2 品質保証活動の展開 109
6.3 保安教育訓練 114

7. 環境管理活動の実施状況 119
7.1 概要 121
7.2 環境管理活動のまとめ 121

8. 高温ガス炉開発に関する国際協力 125
8.1 インドネシアとの国際協力 127
8.2 カザフスタンとの国際協力 127
8.3 中国及び韓国との国際協力 127
8.4 OECD/NEA を通じた国際協力 128
8.5 米国との国際協力 128
8.6 その他の国際協力関係 129

9. あとがき 131
参考文献 131

付録 133
付録 1 平成 25 年度高温工学試験研究関連研究発表 135
付録 2 平成 25 年度高温工学試験研究関係主要記事 137

Contents

1. Outline of Activities 1
1.1 HTTR Operation and Tests 3
1.2 Construction 4
1.3 Quality Assurance and Environmental Management of the HTTR 5
1.4 Deliberations in Specialist's Committees 5

2. Operation and Maintenance of the HTTR 9
2.1 Operation of the HTTR 11
2.2 Operation and Maintenance at the Cold Pre-test of Loss of Core Flow Test 11
2.3 Maintenance of the HTTR 30
2.4 Transport of Wide Range Monitoring Neutron Detectors 31
2.5 Overhaul of Fuel Handling Machine 33
2.6 Inspection of Valves of Core Cooling System 38
2.7 Inspection of Air Cooler of Auxiliary Cooling System 40
2.8 Maintenance of Emergency Generator 42
2.9 Maintenance of Chiller of Ventilation and Air Conditioning System 44
2.10 Repair of Cooling Coils of Ventilation and Air Conditioning System 46
2.11 Repair of Pipe Supports of Cooling Towers 48
2.12 Repair of Purchase of Electric Driven Shutter 51
2.13 Development of Abnormal Parts Assignment System (APAS) of Safety Protect Sequence Panels 52
2.14 Study of Disposal Method of Waste Fluid using Water Quality Analysis 55
2.15 Study for Neutron Source Replacement 64
2.16 Outside Site Transportation of Nuclear Fuel Material over 5% Enrichment 66

3. Research and Development (Safety Demonstration Tests etc.) 69
3.1 Thermal Load Fluctuation Test 71
3.2 Planning of Safety Demonstration Test by the Cold Pre-test 74
3.3 Graphite Oxidation Test 77
3.4 Study of Direct Disposal of HTTR's Spent Nuclear Fuel 81

4. Conformity with New Regulatory Requirements for Research Reactors 87
4.1 Outline 89
4.2 Status of Responding to the Requirements of the HTTR 95
4.3 Formulation of Safety Importance Classification 96

4.4 Basic Concept Proposal of Beyond Design Based Accidents (BDBA) Selection 97
4.5 Estimation of Aircraft Crashing Probability on the Facility 99

5. Radiation Control 101
5.1 Radiation Monitoring and Control 103
5.2 Control of Personal Exposure 103
5.3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage 103
5.4 Maintenance of Radiation Monitoring System 104

6. Status of Quality Assurance System 107
6.1 Outline of Quality Assurance System 109
6.2 Progress of Quality Assurance System 109
6.3 Education and Training for Safety 114

7. Status of Environmental Management System 119
7.1 Outline 121
7.2 Summary of Activity 121

8. International Cooperation on HTGR Development 125
8.1 International Cooperation with Indonesia 127
8.2 International Cooperation with Kazakhstan 127
8.3 International Cooperation with China and Korea 127
8.4 International Cooperation with the OECD/NEA 128
8.5 International Cooperation with the U.S.A. 128
8.6 Other International Cooperation 129

9. Postscript 131
References 131

Appendix 133
Appendix 1 Publication and Presentations on High Temperature Engineering Research in 2013 135
Appendix 2 Major Events on High Temperature Engineering Research in 2013 137

１．概　要

Outline of Activities

This is a blank page.

高温ガス炉は、700℃以上の高温の熱を取り出せるとともに、冷却材喪失事故等において燃料破損を生じない極めて高い安全性を有する原子炉である。高温工学試験研究炉（HTTR：High Temperature engineering Test Reactor）は、原子炉熱出力 30MW、最高原子炉出口冷却材温度 950℃（高温試験運転時）の性能を有し、高温の冷却材温度を利用した水素製造技術の研究開発及び高温ガス炉開発のための試験研究を行うために設置された日本初の高温ガス炉である。

HTTR は平成 3 年から建設を開始し、平成 10 年 11 月 10 日に初臨界、平成 13 年 12 月に原子炉出口冷却材温度 850℃、平成 16 年 4 月に原子炉出口冷却材温度 950℃を達成した。その後、高温ガス炉実用化を目指したデータ取得のための長期連続運転、高温ガス炉の優れた安全性を実証するための安全性実証試験等を進めている。表 1.1 に HTTR の軌跡を示す。

高温ガス炉とこれによる水素製造技術の研究開発は、総合科学技術会議が地球温暖化対策として選定した「水素エネルギーシステム技術」及び、原子力委員会が定めた 6 項目のビジョンの 1 つである「原子力による革新的水素製造技術」の実現を目指すものである。また、文部科学省の「低炭素社会づくり研究開発戦略」の戦略④「将来的なエネルギー技術開発」の 2050 年までに CO_2 の排出量を半減を超える削減に寄与するとして推進に努める技術として、革新的な水素製造技術開発があげられている。また、平成 26 年 2 月には原子力機構における今後の高温ガス炉及び水素製造技術の研究開発の在り方について、外部有識者からなる「高温ガス炉及び水素研究・評価委員会」から研究開発の意義、内容等について評価を受け、高温ガス炉とこれによる水素製造に関する基盤技術の確立をめざし、950℃の超高温ガス炉に向け HTTR 等を用いた研究開発を継続すべきとの評価結果について取りまとめた公開報告書が出されている[1)]。

平成 23 年 3 月 11 日に発生した平成 23 年東北地方太平洋沖地震（以下、「東北地方太平洋沖地震」という。）以降、HTTR は運転を停止している。平成 25 年度は、地震後の施設の健全性を確認するための地震応答解析及び設備・機器及び建物・構造物に関する点検をまとめた「HTTR 原子炉施設の健全性確認に関する報告書」に関する原子力規制庁ヒアリングを終了し、また、平成 25 年 12 月 18 日に施行された試験研究用等原子炉施設に対する新規制基準に対して、HTTR 原子炉施設の適合に関する設置許可変更申請書の作成を行っており、HTTR の再稼働に向けた活動を実施している。

1.1　HTTR の運転の状況

1.1.1　HTTR の運転

平成 25 年度は東北地方太平洋沖地震後の健全性確認等のため運転の実施が困難と判断し、原子力規制委員会に対して平成 25 年度の運転を未定とした３か年の運転計画を提出した。よって、平成 25 年度は第 5 回施設定期検査を継続して実施中であり、原子炉の運転は実施していない。

1.1.2　第5回施設定期自主検査

第5回施設定期検査は、平成22年12月8日付けで施設定期検査の申請を行い、平成23年2月1日より開始したが、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震以降、実質的に検査は延期されている。原子力規制委員会からは、試験研究用等原子炉施設に対する新規制基準に対する適合確認は、所要の審査後、新規制基準施行後初回の施設定期検査の合格をもって完了とする方針が出されており、施設定期検査期間が長期にわたり延長される見込みとなっている。HTTRにおいては、原子炉停止中においても継続的に機能を維持する必要がある施設の検査についてのみ実施されており、平成25年度は表1.2に示す3回の検査を受検した。

1.1.3 運転再開に向けた検討

東北地方太平洋沖地震以後、運転を停止しているHTTRにおける運転再開に向けた検討状況は以下の通り。

(1) 東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づく地震応答解析及び原子炉施設等の設備・機器及び建物・構造物の設備点検をまとめた報告書「HTTR原子炉施設の健全性確認に関する報告書」について原子力規制庁ヒアリングを受け、報告書について了承された。

(2) 平成25年12月18日に試験研究炉用等原子炉施設について、新しい規制基準が施行された。HTTRにおいても試験研究炉に関する新規制基準の適合性についての調査・検討を行い、HTTR再稼働に必要な設置許可変更申請書の作成を実施している。（詳細については「4.試験研究用等原子炉施設の新規制基準への対応」を参照。）

1.2　機器の製作、工事等の状況

1.2.1　機器の製作、工事の状況

平成25年度に実施した主要な機器の製作、工事の状況は、以下のとおりである。(保守管理の詳細については「2.HTTRの運転・保守」を参照。)

(1) 原子炉建家内壁･床･補修塗装作業
(2) 冷却塔･排気筒補修作業
(3) 原子炉建家Ⅰ・Ⅱ系換気空調装置空調器冷水コイル更新作業
(4) 中性子検出器（NIS）返還受入作業
(5) 補助冷却設備支持構造物更新作業
(6) 補機/一般冷却水設備の配管サポート等更新作業
(7) 燃料交換機分解点検作業
(8) 原子炉冷却系統施設の弁点検
(9) 補助冷却設備空気冷却器点検
(10)非常用発電機設備の保守

(11)換気空調用冷凍機点検整備
(12)安全保護シーケンス盤の瞬時異常箇所特定システム（APAS）の開発
(13)濃縮度 5%超核燃料の所外輸送

1.2.2　技術開発（安全性実証試験等）

HTTR の固有の安全性を実証する安全性実証試験については、循環機３台が全て停止した状態においても原子炉が安全な状態に保たれることを実証する炉心冷却喪失試験を実施する計画である。本試験については、予備試験として実施した原子炉を起動しないコールド試験により得られたデータを基に試験手順の立案を行った。また、HTTR に接続することが期待されている水素製造システムにおいて、熱負荷変動が生じた場合の影響について試験する熱負荷変動試験の検討を継続して実施している。

なお、HTTR の炉内黒鉛構造に使用されている黒鉛の高い耐火性能を示す燃焼実験のデモンストレーション、バックエンド研究開発部門からの依頼に基づく HTTR 使用済燃料の直接処分に対するデータ提供等を行った。（詳細については「3. 技術開発（安全性実証試験等)」を参照。）

1.3 HTTR の品質保証活動及び環境管理推進活動

大洗研究開発センターにおける原子力施設等の保安活動に関する品質保証活動は、平成 18 年度から JEAC4111 に準拠した品質保証活動が実施されており、HTTR 原子炉施設においても品質マネジメントシステムに則り、安全の達成・維持・向上を目的とした継続的な改善を実施している。（詳細については「6. 品質保証活動の実施状況」を参照。）

環境管理活動については、平成 18 年度から ISO14001 環境マネジメントシステムに基づく運用を大洗研究開発センター北地区において開始して以来、環境負荷低減の観点から HTTR 部の環境管理活動を継続的に実施している。（詳細については「7. 環境管理活動の実施状況」を参照。）

1.4　所外の専門部会等での審議

外部有識者から成る高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会により、今後の研究開発の在り方について事前評価を受けた（平成 26 年 1 月 21 日）[1)]。その結果、”原子力エネルギーにより熱需要に応えるという目標は重要であり、高温ガス炉とこれによる水素製造技術を我が国が持つことが必要である。そのため、HTTR を用いた研究開発を継続すべきである”との評価結果が示されると共に、研究開発の意義及び進め方について適切と評価された。また、第 2 期中期計画に記載されている技術目標の達成度に関する評価結果と実用化計画において、実証炉の基本設計以降を実施する主体の存在の有無により、原子力水素製造（HTTR-IS）試験計画への移行の可否について判断を受け、”HTTR-IS 試験計画については、水素社会への我が国の対応状況に即し、第 3 期中期計画

中に HTTR-IS 試験を実施することを含め、速やかな取り組みが必要である”との評価結果が示された。

表 1.1　高温工学試験研究炉（HTTR）の軌跡

1989.2	原子炉設置許可申請
1990.11	原子炉設置許可
1991～1997	建設
1997.9.5	原子炉施設保安規定の認可
1998.11.10	初臨界
1999.11	出力上昇試験開始
2001.12.7	定格出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850℃達成
2002.3.6	使用前検査合格証取得（30MW、850℃）
2002.6	安全性実証試験（第１期）の開始
2002.8.1～2003.3.6	第１回施設定期検査
2003.8.18～2004.2.16	第２回施設定期検査
2004.4.19	定格出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950℃達成
2004.6.24	使用前検査合格証取得（30MW、950℃）
2005.10.1～	第１期中期計画*1開始　（2005.10　日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が統合され、日本原子力研究開発機構が設立）
2004.7.26～2006.12.8	第３回施設定期検査
2006	JEAC4111 に準拠した品質保証活動及び ISO14001 環境マネジメントシステムに基づく環境管理活動の開始
2006.9.27	原子炉設置変更許可（HTTR 原子炉保護設備等の改造）
2007.3.27～4.26	定格 30 日連続運転の達成
2007.7	定期的な評価*2の実施
2007.5.21～2010.2.3	第４回施設定期検査
2010.1.22～3.13	高温 50 日連続運転の達成
2010.4.1～	第２期中期計画*1開始
2010.12.22	安全性実証試験（第２期）の開始
2011.2.1～	第５回施設定期検査
2013.12.18	試験研究用等原子炉施設に関する新規制基準施行

＊１：独立行政法人通則法に基づく中期目標を達成するための計画

＊２：「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づく運転開始から 10 年を超えない期間毎に行う保安活動等に関する評価

表 1.2　平成 25 年度の施設定期検査

回	受検年月日	検査対象及び検査項目
8	2013 年 11 月 22 日	安全保護系回路の連動装置及び警報装置の作動試験、プール水冷却浄化設備の冷却能力確認検査、気体廃棄物の廃棄施設・圧縮機の作動検査等、非常用空気浄化設備・主ダンパの作動検査、制御用圧縮空気設備の漏えい検査
9	2013 年 12 月 6 日	非常用制御設備・後備停止系駆動装置の反応度抑制効果検査、原子炉本体の線量当量率測定検査等、燃料交換機の作動検査等、気体廃棄物の廃棄施設の処理能力検査、放射線管理施設の警報検査
10	2013 年 12 月 13 日	非常用発電機の作動検査、非常用空気浄化設備の作動検査等、非常用電源設備・蓄電池及び安全保護系用交流無停電電源装置の作動検査

２．HTTR の運転・保守

Operation and Maintenance of the HTTR

This is a blank page.

2.1 原子炉の運転管理

東北地方太平洋沖地震の影響を受けた冷却塔、トレンチ、排気筒の補修作業を実施していたこと、また、平成 25 年 12 月 18 日に施行された試験研究用等原子炉施設に関する新規制基準への適合確認のための申請準備を行っていたことから、原子炉の運転は行わなかった。

2.2 炉心冷却喪失コールド試験時の運転・保守管理

炉心冷却喪失試験に向けて、解析コードの検証及び試験手順の確認を行うため、炉心冷却喪失コールド試験を実施した。炉心冷却喪失コールド試験では、試験前条件として、核熱を伴わない状態で、1 次加圧水冷却器ヘリウム循環機の入熱により、原子炉圧力容器温度を一定に保持する必要がある。このため、制御棒引抜による原子炉出力上昇操作を除き、原子炉運転と同じ操作手順で系統及び設備の運転(以下、「コールド運転」という。)を実施した。

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震後の対応により、HTTR 原子炉施設は長期間停止していることから、炉心冷却喪失コールド試験時に、(1)プラントの系統構成を実施しないと作動できない動的機器の作動確認、(2)コールド状態における系統・設備の機能確認、(3)運転員の力量維持(HTTR 運転手引に基づいた系統・設備の起動前点検の実施及び運転操作)を目的として、設備の運転・保守管理を実施した。

プラント状態は、通常の原子炉起動前と同じ状態となるように 1 次系の温度・圧力を約 120℃・2.4MPa とし、平成 25 年 4 月 6 日から 4 月 26 日にかけて実施した。

確認すべき主な項目としては、

(1) ガス循環機の作動確認
(2) 制御設備(制御棒駆動装置及び後備停止系駆動装置)の作動確認
(3) 1 次系のヘリウム漏えい率測定
(4) 系統及び設備の運転状態の確認
(5) プラントデータの確認(過去のデータとの比較による異常の有無の確認)

である。

コールド運転の結果、ガス循環機及び制御設備は正常に作動し、異常は認められなかった。1 次系のヘリウム漏えい率測定については、1 次系の温度・圧力を約 120℃・2.4MPa に保持し、24 時間データから漏えい率を算出した結果、制限値を満足していることを確認した。系統及び設備の運転は HTTR 運転手引に基づいて的確に実施され、運転状態の確認においても異常は認められず、プラントデータも平成 23 年 5 月に実施した確認試験のデータと比較した結果、異常は認められなかった。(詳細については次節「2.2.1 コールド試験による系統機器の健全性確認」を参照。)

2.2.1 コールド試験による系統機器の健全性確認

(1) 概要

HTTR は東北地方太平洋沖地震後の確認試験から約 2 年経過しており、その間に発生した余震や経年による損傷・劣化等の影響を受け、動的機器等の機能、配管・容器等の気密性、制御系の機能等の健全性が維持されているかは未確認であった。それらの健全性を確認するため、設備を起動して取得したプラントデータを過去のデータと比較することで異常の有無を評価した。その結果、冷却設備の全てのデータに異常は認められず、動的機器等の機能、配管・容器等の気密性、制御系の機能等の健全性が維持されていることを確認した。

(2) 試験履歴

今回のコールド試験は、炉心冷却喪失試験の解析精度向上及び余震や経年による損傷・劣化等の有無の確認のために実施した試験で、平成 25 年 4 月 9 日に 1 次ヘリウム循環機を起動し、10 日に昇圧を開始し、11 日に 1 次冷却材圧力が 2.4MPa に到達した。その後、15 日及び 16 日に試験 case1 及び 2（case1：1 次冷却材 120℃で炉容器冷却設備 2 系統停止試験、case2：case1 の条件で自然循環促進試験）を行い、16 日に 1 次冷却材温度を試験 case3、4（case3：1 次冷却材 150℃で炉容器冷却設備 2 系統停止試験、case4：case3 の条件で自然循環促進試験）のために上昇した。

比較とする確認試験は、平成 23 年 5 月に 3.11 地震後に動的機器等の健全性を確認するために実施した試験であり、20 日に 1 次ヘリウム循環機を起動し、21 日に昇圧を開始し、24 日に 1 次冷却材が 4.0MPa に到達するまで連続で昇圧を行った。その後、28 日に降圧を開始した。

平成 23 年 5 月実施の確認試験については、設備の健全性が維持されていることを確認していることから、今回のコールド試験のプラント状態値の比較対象とした。

(3) 比較手法

今回のプラントデータと平成 23 年 5 月に実施した確認試験のプラントデータの値を比較することで異常の有無を評価する。

(3-1) 主要なプラントデータの比較

図 2.2.1.1 に平成 23 年 5 月実施の確認試験及び今回実施のコールド試験について、ヘリウム循環機、ポンプの起動後における主要な状態量の時間変化を示す。確認試験とコールド試験を比較して、特徴的なところは以下の①～④である。なお、丸付数字は図 2.2.1.1 中に示したものに対応している。

① ヘリウム循環機、ポンプの起動により、1 次冷却材の温度と圧力が緩やかに上昇。

② 1 次冷却設備にヘリウムの追加供給を開始したため、1 次冷却材圧力の上昇率が増加。ヘリウムガス循環機回転数が一定であるため、循環機入熱量に変化はなく、1 次冷却材温度の上昇率は変化なし。

③ 1 次冷却材流量については、ヘリウムガス循環機の回転数一定制御から、手動操作による流量一定制御に切替えた。今回のコールド試験においては、この時点でヘリ

ウムの追加供給は中止し、１次冷却材圧力を約 2.4MPa に保持した。平成 23 年 5 月実施の確認試験では、ヘリウムの追加供給を継続した。１次冷却材流量を一定に制御しているため、ヘリウムの追加供給に従いヘリウムガス循環機回転数が低下した。

④ 平成 23 年 5 月実施の確認試験において、ヘリウムの追加供給を中止し、１次冷却材圧力を約 4.0MPa に保持した。

(3-2) 着目した特性

HTTR の冷却機能が正常であることを確認するため、原子炉を運転及び停止する上で必要な動的機器・配管等を多数有している重要な設備である以下の冷却設備を対象とした。なお、以下の冷却設備は、大洗研究開発センター（北地区）原子炉施設保安規定、第６篇 HTTR の管理の「原子炉起動時に正常な状態にしているべき系統及び設備」に定められている。

- １次冷却設備
- ２次ヘリウム冷却設備
- 加圧水冷却設備
- 補助冷却設備
- 炉容器冷却設備

対象の冷却設備について、確認試験後、約 2 年の間に発生した余震や経年による損傷・劣化等の有無を確認するため、以下の観点でデータを比較、評価した。

① 動的機器の機能
② 配管・容器及び接続部の気密性
③ 制御系の機能
④ 熱交換器の伝熱特性

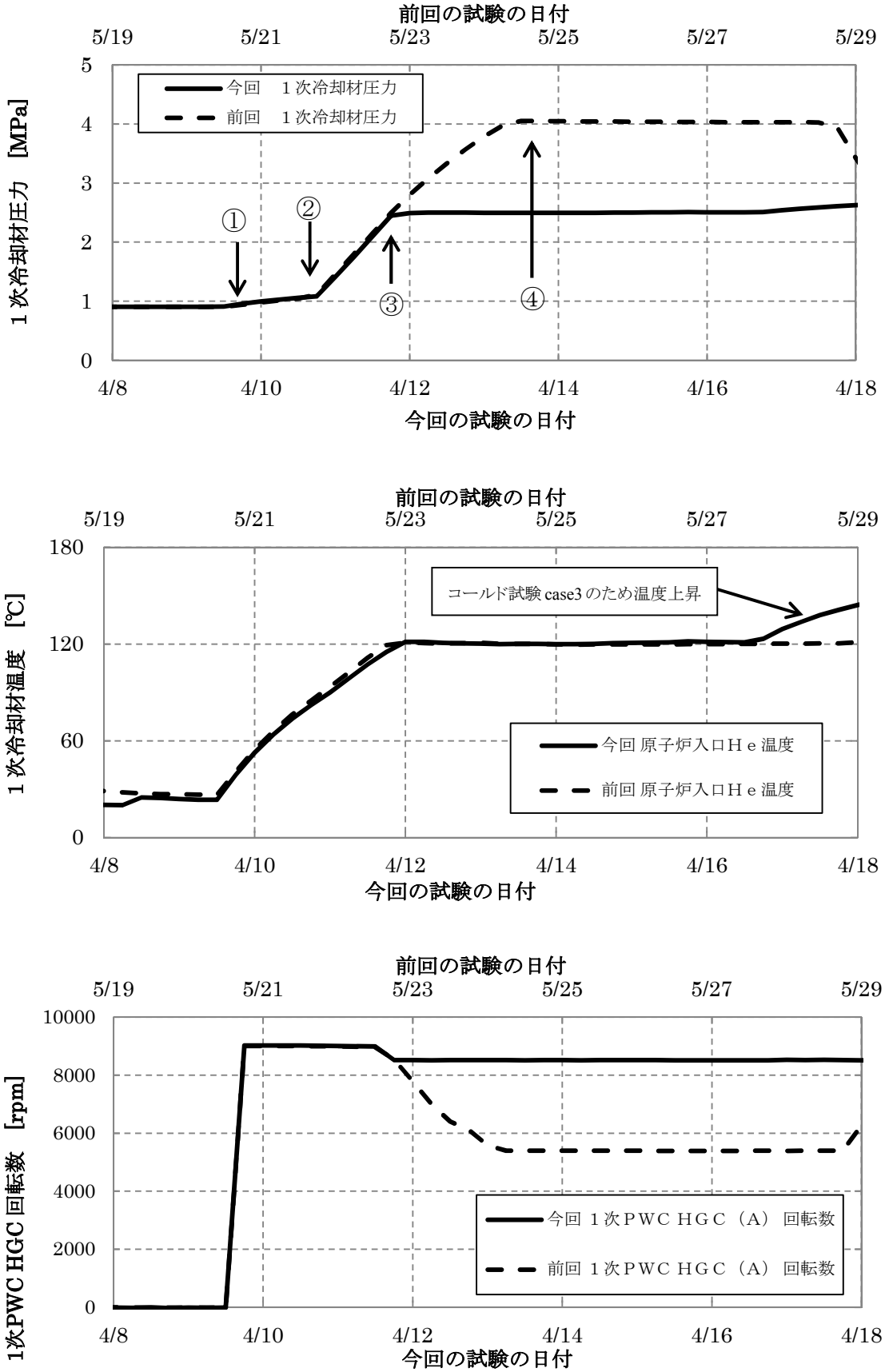


図 2.2.1.1　確認試験及びコールド試験の時系列データの比較（1/2）

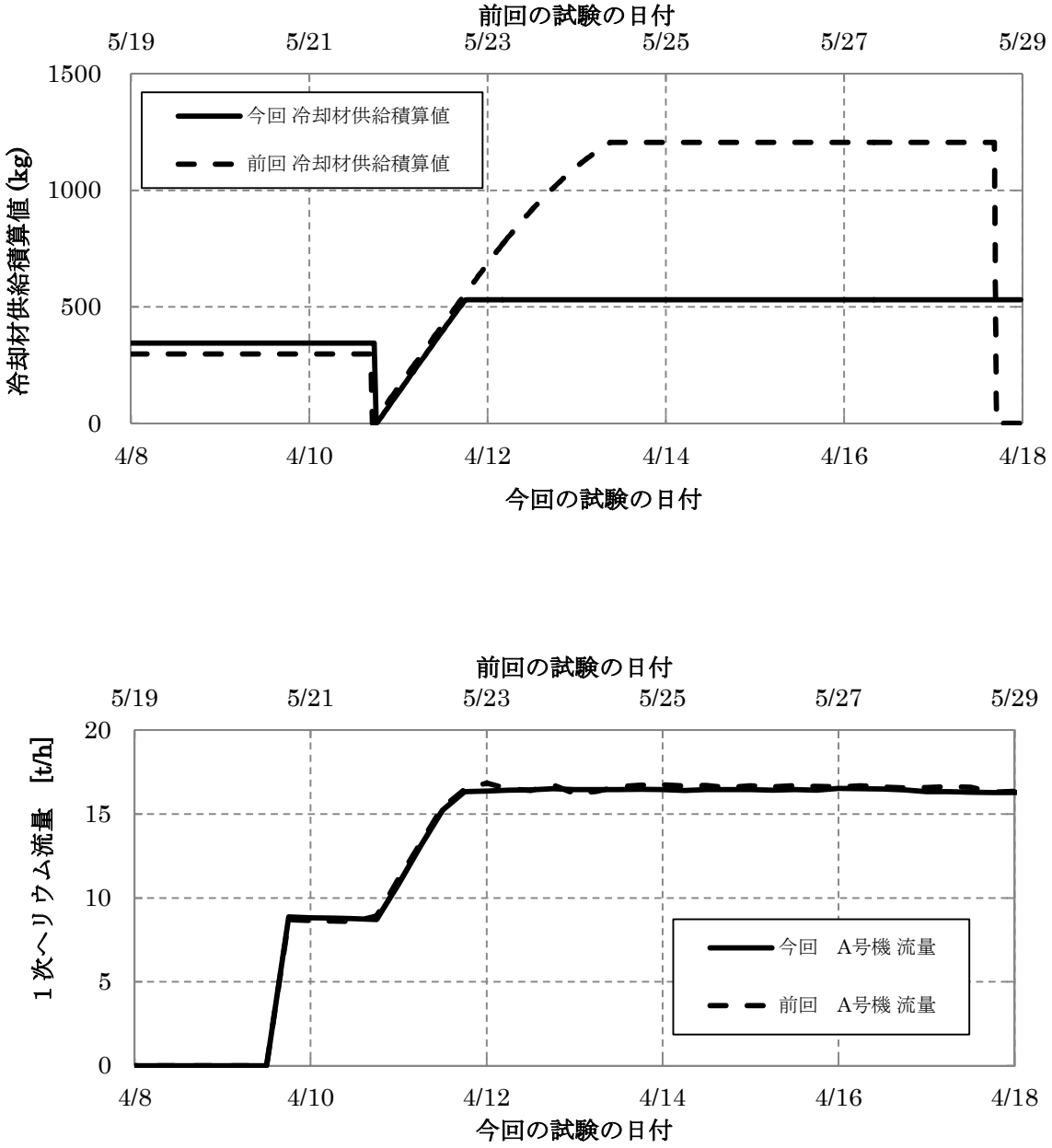


図 2.2.1.1　確認試験及びコールド試験の時系列データの比較（2/2）

(3-3) 結果

(3-3-1) 動的機器の機能

(i) 確認した項目

動的機器（ヘリウム循環機、循環ポンプ）の機能が、平成 23 年 5 月実施の確認試験時と比較して健全性を維持しているかを確認するために、以下の状態量について着目した。なお、状態量の後の括弧内の数字は、プラント計算機の当該状態量の PID 番号を示している。

1) １次冷却設備

1-a) 流量と回転数の関係（13A403, 13A404, 13A405, 13A240,13A241,13A242）

1-b) フィルタ差圧（13A104,13A105,13A106）

2) 加圧水冷却設備

2-a) １次加圧水流量（13A400）

3) 補助冷却設備

3-a) 補助冷却水流量（14A050,14A051）

4) 炉容器冷却設備

4-a) 炉容器冷却水流量（14A082,14A083, 14A084,14A085, 14A086,14A087）

(ii) 結果

流量と回転数は相関関係があり、その関係が前回の運転データと有意な差があるかを確認するため、定常状態での流量と回転数のデータを比較する。なお、流量は冷却材の供給量に依存するため、供給量が同じである時点のデータを対象とした。具体的には、図 2.2.1.1 の③以降 1 時間における 1 分間隔のデータを平均して両者を比較した。その結果を図 2.2.1.2 に示す。今回のコールド試験及び 2011 年 5 月実施の確認試験において、１次ヘリウム循環機の流量は約 17t/h に、回転数は約 8500rpm と同様な状態に保持されていることから、１次ヘリウム循環機の回転数と流量の関係に問題は無いと判断した。さらに、同図から A,B,C 号機の流量バランスに異常が無いことも確認した。

フィルタ差圧は、１次ヘリウム循環機のフィルタに異物が混入することで上昇し、異物の混入が進行すると、高回転数においても十分な流量を得られない原因となる。そこで、流量と回転数が同じである図 2.2.1.1 の③以降 1 時間における 1 分間隔のデータを平均して両者を比較し、前回の運転データと有意な差があるかを確認した。その結果を図 2.2.1.3 に示す。今回のコールド試験及び 2011 年 5 月実施の確認試験において、１次ヘリウム循環機のフィルタ差圧は約 2kPa と同様な状態に保持されていることから、１次ヘリウム循環機のフィルタ差圧に問題は無いと判断した。

冷却水ポンプの性能の健全性を確認するために、定常状態における１次加圧水流量、補助冷却水流量及び炉容器冷却水 A・B 流量のデータと前回の運転データとを比較する。対象とするデータは、１次冷却材圧力、流量、温度等が定常状態となっている図 2.2.1.1 の④以降 1 時間における 1 分間隔のデータとし、平均して両者を比較した。その結果を図 2.2.1.4 に示す。１次加圧水流量は約 600t/h、補助冷却水流量は約 20t/h、炉容器冷却水上部・下部パネル流量は約 9t/h、炉容器冷却水側部パネル流量は約 73t/h

と同様な流量状態に保持されていることから、冷却水ポンプに問題は無いと判断した。

(iii)　まとめ

動的機器の機能の健全性を確認するために、1次ヘリウム循環機及び循環ポンプのプラントデータについて過去のデータとの比較を行った。その結果、両者のプラントデータに差は確認できず、かつ、今回のコールド試験において警報値を逸脱せずに異常を示すデータは認められなかったことから、動的機器の機能の健全性は維持されていることを確認した。

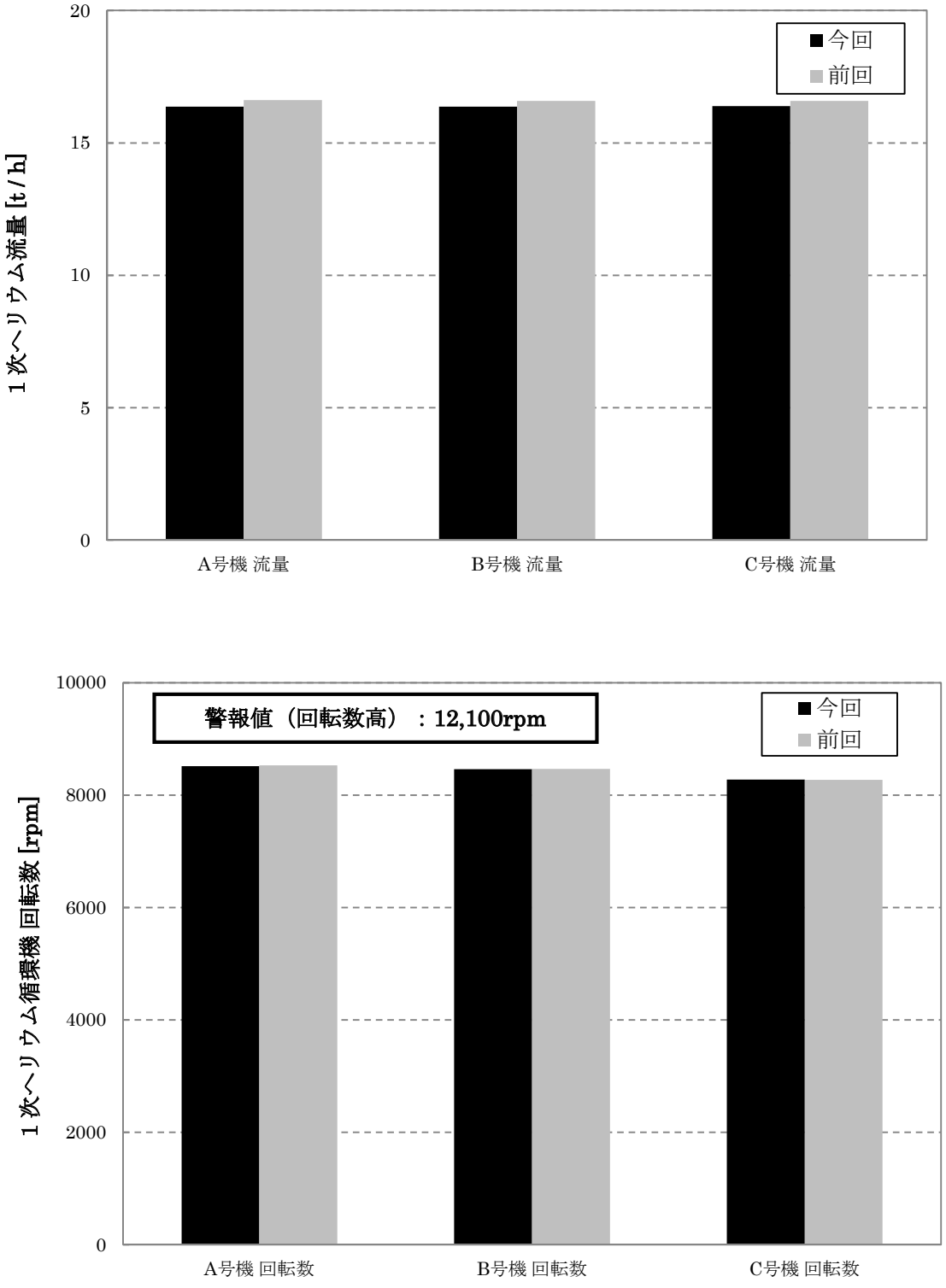


図 2.2.1.2　1次ヘリウム循環機の流量と回転数の関係の比較

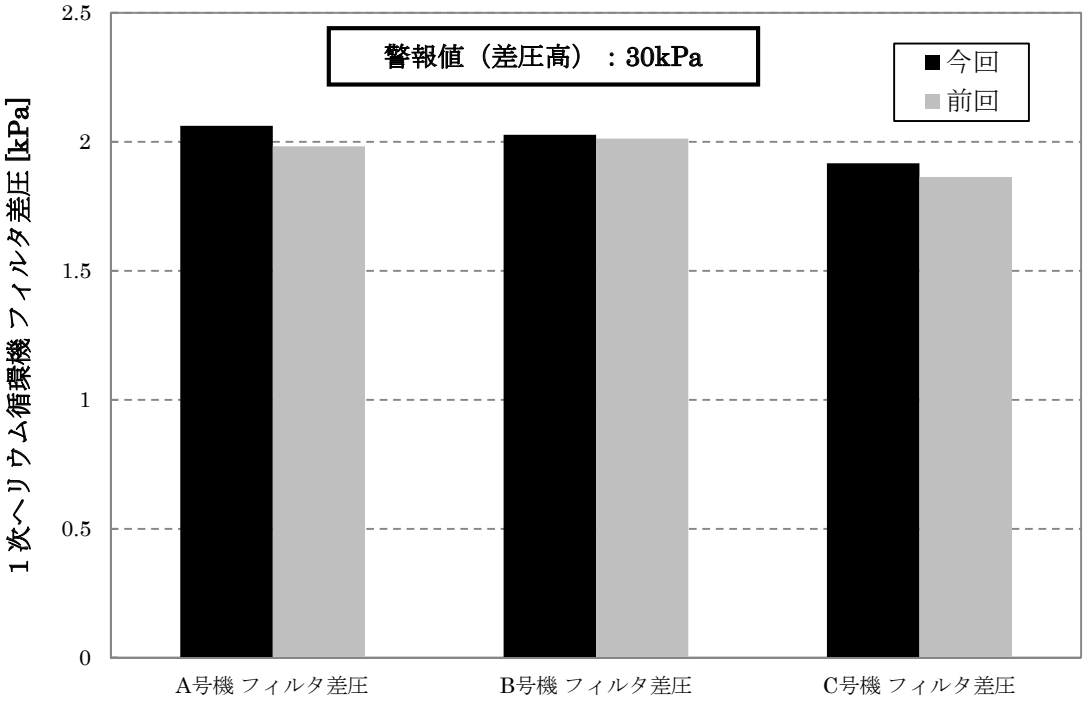


図 2.2.1.3　1次ヘリウム循環機のフィルタ差圧の比較

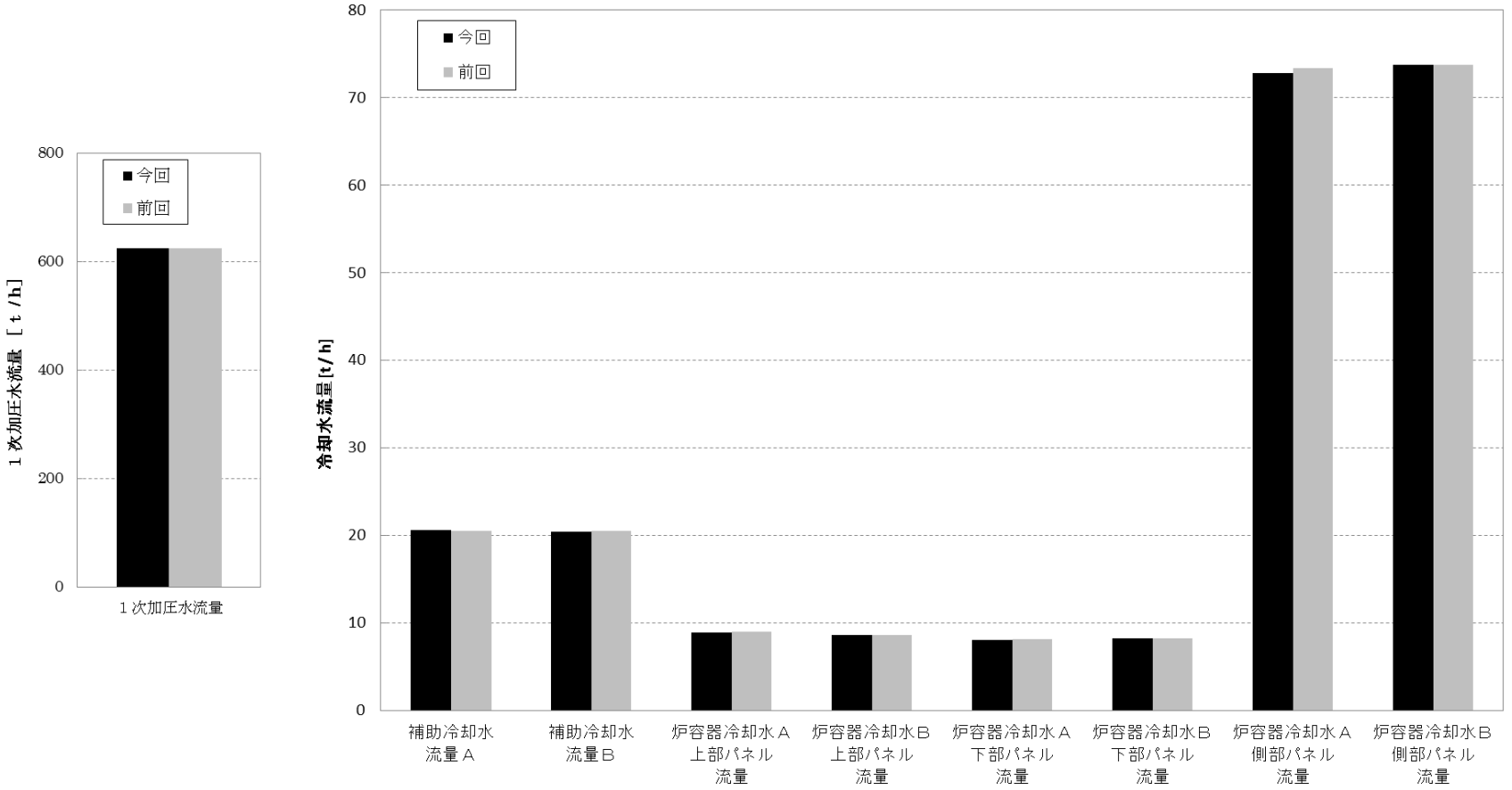


図 2.2.1.4　確認試験及びコールド試験の主要な点での冷却材温度等の比較

(3-3-2) 配管・容器及び接続部の気密性

(i) 確認した項目

配管・容器及び接続部の気密性の健全性が、平成 23 年 5 月実施の確認試験時と比較して健全性を維持しているかを確認するために、以下の状態量について着目した。なお、状態量の後の括弧内の数字は、プラント計算機の当該状態量の PID 番号を示している。

1) １次冷却設備
   1-a) １次冷却材圧力（13A406, 13A407, 13A408, 13A534, 13A535, 13A536, 13A537, 13A538, 13A539 の平均）
2) ２次ヘリウム冷却設備
   2-a) ２次冷却材圧力（13A411）
3) 加圧水冷却設備
   3-a) １次加圧水圧力（13A356）
   3-b) ２次加圧水圧力（13A357）
4) 補助冷却設備
   4-a) 補助ヘリウム圧力（14A015,14A016）
   4-a) 補助冷却水圧力（14A054,14A055）

(ii) 結果

配管・容器及び接続部の気密性の健全性を確認するために、定常状態における１次冷却材圧力、２次冷却材圧力、１次加圧水圧力、２次加圧水圧力、補助冷却材圧力及び補助冷却水圧力のデータと前回の運転データとを比較する。対象とするデータは、冷却材の供給が終了し、１次冷却材圧力、流量、温度等が定常状態となっている図 2.2.1.1 の④以降 1 時間における 1 分間隔のデータとし、各データの最大値と最小値の差を比較し、圧力の変動の有無を確認した。その結果を図 2.2.1.5 に示す。今回のコールド試験及び 2011 年 5 月実施の確認試験において、上記の圧力差は全て 0.03MPa 以下に保持されており、最も変動が大きかった補助冷却水圧力においても平均圧力が約 1.16MPa に対して変動圧力が約 0.02MPa であることから相対的な変動はわずかである。また、１次冷却材の漏えい率は、制限値 0.28%/day に対して、今回のコールド試験では 0.00%/day であったことから、配管・容器及び接続部の気密性の健全性に問題は無いと判断した。

(iii) まとめ

配管・容器及び接続部の気密性を確認するために、冷却材圧力、加圧水圧力及び冷却水圧力について過去のデータとの比較を行った。その結果、冷却材の供給が無い状態においても圧力が静定しており、漏えい率は制限値以下であったことから、冷却材等の有意な漏えいは認められず、配管・容器及び接続部の気密性の健全性は維持されていることを確認した。

図 2.2.1.5　冷却材圧力、加圧水圧力及び冷却水圧力の圧力変動の比較

(3-3-3) 制御系の機能

(i)　確認した項目

制御系の機能が、平成 23 年 5 月実施の確認試験時と比較してその機能を維持しているかを確認するために、以下の状態量について着目した。なお、状態量の後の括弧内の数字は、プラント計算機の当該状態量の PID 番号を示している。

1)　１次冷却設備

1-a)　１次・２次冷却材差圧（13A112,13A113,13A114 の平均、13A460）

1-b)　１次冷却材・加圧水差圧（13A410,13A458）

2)　加圧水冷却設備

2-a)　１次加圧水流量（13A400,13A444）

(ii)　結果

制御系の機能の健全性を確認するために、制御系作動時における１次・２次冷却材差圧、１次冷却材・加圧水差圧及び１次加圧水流量のデータと前回の運転データとを比較する。対象とするデータは、各制御系の作動時の 1 時間における 1 分間隔のデータを平均して両者を比較した。その結果を図 2.2.1.6 から図 2.2.1.8 に示す。今回のコールド試験及び 2011 年 5 月実施の確認試験において、１次・２次冷却材差圧は約 0.0750MPa（制御目標値 0.0735MPa）に、１次冷却材・加圧水差圧は約 0.50MPa（制御目標値 0.49MPa）に、１次加圧水流量は約 630t/h（制御目標値 625t/h）と制御目標値と同様な値を示していることから、制御系の機能に問題は無いと判断した。

(iii)　まとめ

制御系の性能を確認するために、１次・２次冷却材差圧、１次冷却材・加圧水差圧及び１次加圧水流量のプラントデータについて過去のデータとの比較を行った。その結果、両者のプラントデータは制御目標値で静定し、警報値を逸脱しなかったことから、制御系の性能は維持されていることを確認した。

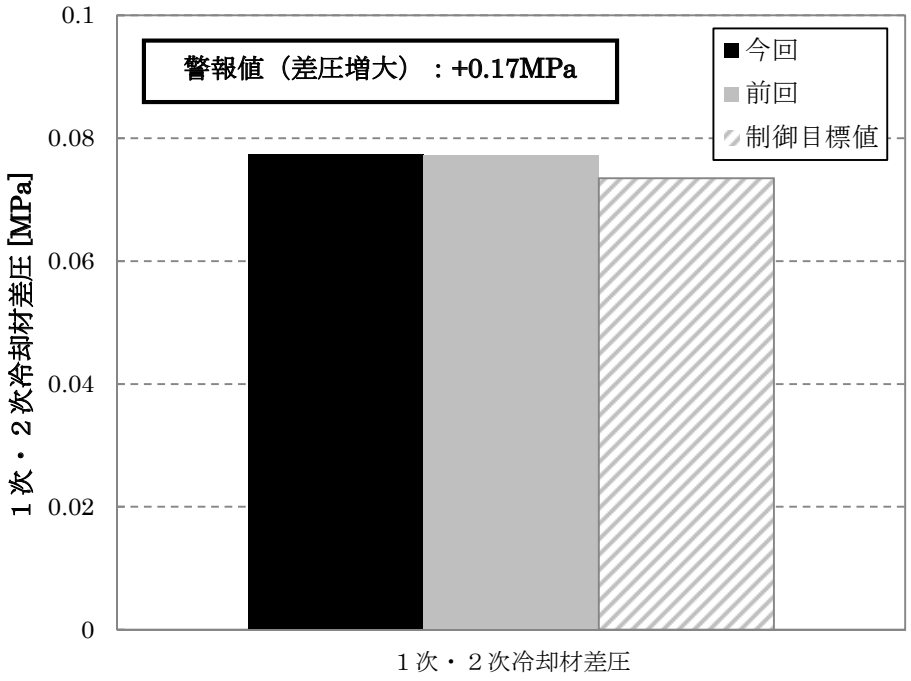


図 2.2.1.6　１次・２次冷却材差圧の比較

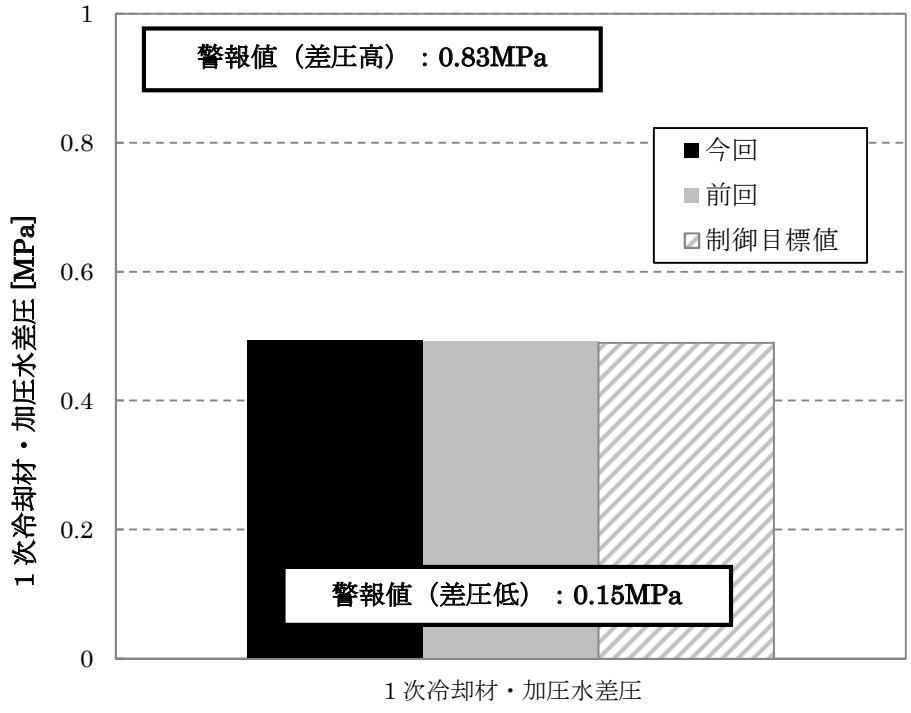


図 2.2.1.7　１次冷却材・加圧水差圧の比較

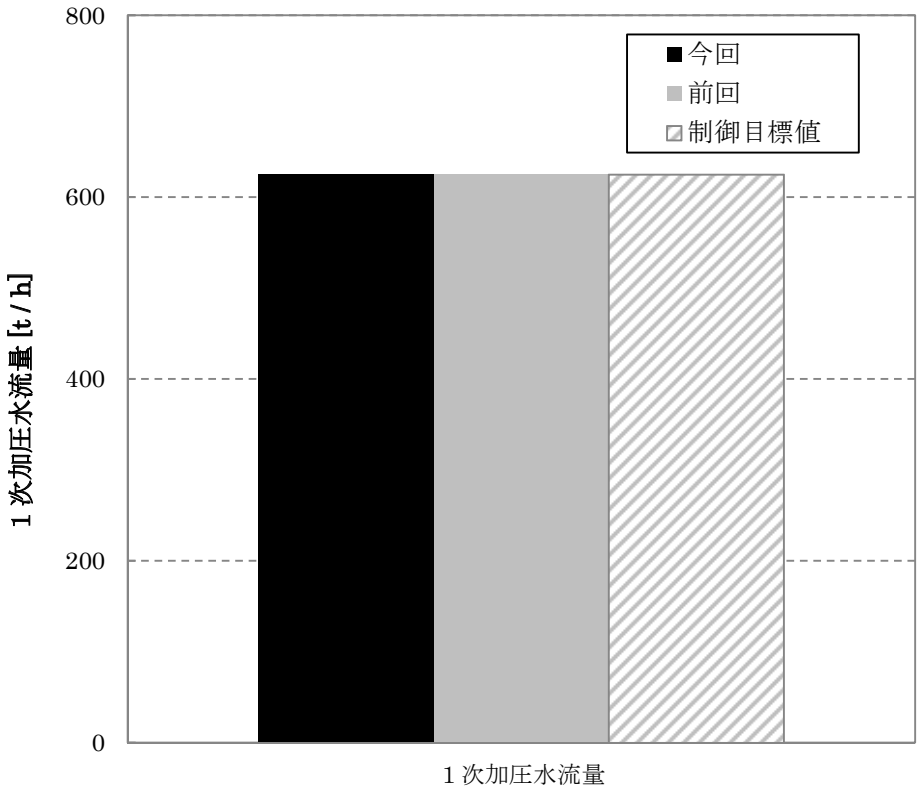


図 2.2.1.8　1 次加圧水流量の比較

(3-3-4) 熱交換器の伝熱特性

(i) 確認した状態量

熱交換器の伝熱特性が、平成 23 年 5 月実施の確認試験時と比較して性能を維持しているかを確認するために、以下の状態量に着目した。なお、状態量の後の括弧内号は、プラント計算機における当該状態量の PID 番号を示している。

1) 1 次冷却設備
   1-a) 原子炉入口冷却材温度（13A130）
   1-b) 原子炉入口冷却材温度（13A131）
   1-c) ヘリウムガス循環機入熱量（13C091）
2) 加圧水冷却設備
   2-a) 1 次加圧水冷却器入口加圧水温度（13A370）
   2-b) 1 次加圧水冷却器出口加圧水温度（13A376）
3) 炉容器冷却設備
   3-a) 炉容器冷却設備パネル入口温度（14A098）
   3-b) 炉容器冷却設備側部パネル出口温度（14A104）
4) 補助冷却設備
   4-a) 補助冷却器入口ヘリウム温度（14A000）
   4-b) 補助冷却器戻りヘリウム温度（14A005）
   4-c) スタンドパイプパージガス入口ヘリウム温度（16A055）
5) 原子炉格納容器再循環冷却装置
   5-a) 空調器入口空気温度（26A000）
   5-b) 空調器出口空気温度（26A001）

(ii) 結果

熱交換器の伝熱特性を比較する観点から、本来であれば系統の熱収支を比較すべきであるが、ヘリウムガス循環機の入熱による系統の運転の場合には、熱交換器出入口での冷却材温度差が温度計の計測誤差以下と極端に小さくなり不確かさが大きいため、本評価では、系統の冷却材温度を両者で比較することとしたものである。参考までに、ヘリウムガス循環機入熱量を Q_{GC} とすると、加圧水冷却設備、炉容器冷却設備、補助冷却設備、原子炉格納容器再循環冷却装置における除熱量を、それぞれ Q_{PWCS}、Q_{VCS}、Q_{ACS}、Q_{CV} として、系統の熱収支は、$Q_{GC}= Q_{PWCS} + Q_{VCS} + Q_{ACS} + Q_{CV}$ で表わされる。

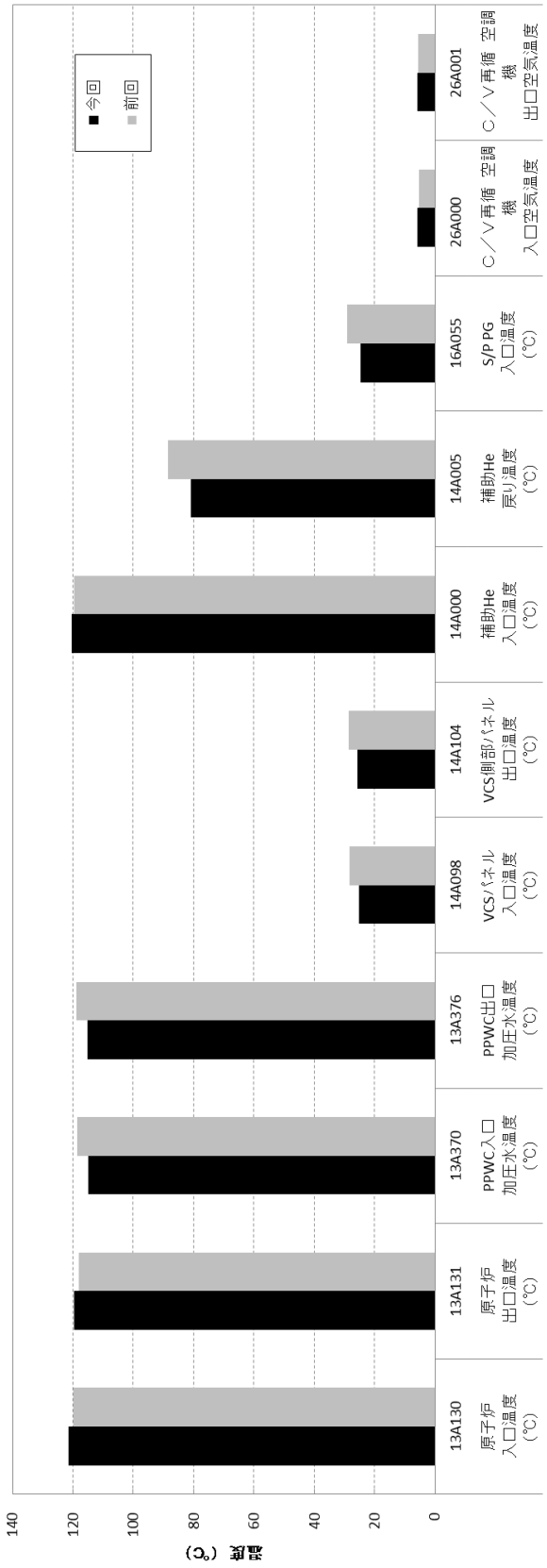
熱交換器の伝熱特性を比較するため、温度、圧力、流量が一定に保持されている時点のデータを対象とした。具体的には、今回のコールド試験に対しては 2013 年 4 月 16 日の 0:00～0:59、2011 年 5 月実施の確認試験に対しては 2011 年 5 月 27 日の 0:00～0:59 の間で、(1)項に示した状態量の 1 分間隔のデータを平均して両者を比較した。その結果を、図 2.2.1.9 に示す。

今回のコールド試験及び 2011 年 5 月実施の確認試験において、ヘリウム温度、加圧水温度は約 120℃に、炉容器冷却設備冷却水温度は 25～30℃に、空調機出入口温度は約 5℃と同様な温度状態に保持されていることから、熱交換器の伝熱特性に問題はないと判断した。なお、補助冷却器戻りヘリウム温度（14A005）及びスタンドパイプパ

ージガス入口ヘリウム温度（16A055）については、系統のヘリウム流量が１次冷却設備のそれと比較して 200 分の 1 程度でしかないので、系統を循環する間での放熱が大きく影響して温度が図に示すとおり低下している。また、１次加圧水冷却器加圧水温度（13A370、13A376)、炉容器冷却設備冷却水温度（14A098、14A104)、補助冷却器戻りヘリウム温度（14A005）及びスタンドパイプパージガス入口ヘリウム温度（16A055）については、今回のコールド試験の方が低い値となっている。これは、ヘリウムガス循環機の回転数が 2011 年 5 月実施の確認試験時の約 2 倍になったことで、ヘリウムガス循環機入熱量（13C091）が約 2 倍となっているため、必要な除熱量を得るために冷却材温度がより低くなったものと考えられる。一方、１次冷却設備の冷却材温度は両者ともに 120℃と同じであるため、機器の放熱量の指標となる空調用冷水装置冷水温度はほぼ同じである。

(iii)　まとめ

熱交換器の伝熱特性を確認するために、系統の主要な点での冷却材温度を比較した。その結果、両者ともにほぼ同様な温度に保持できていることから、熱交換器の伝熱特性について問題はないと判断した。また、両者の温度差の違いについては、入熱量の違いで説明できることを示した。



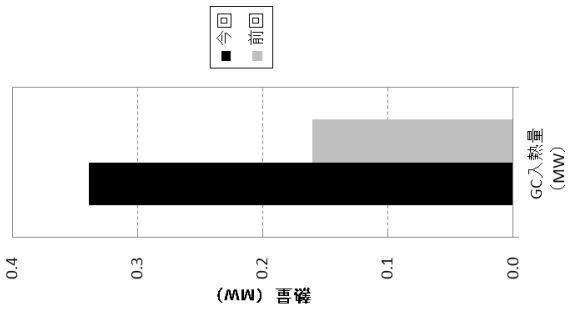


図 2.2.1.9　確認試験及びコールド試験の主要な点での冷却材温度等の比較

(4) 結言

HTTR は確認試験から約 2 年経過しており、その間に発生した余震や経年による損傷・劣化等の影響を受けずに、動的機器等の機能、配管・容器等の気密性、制御系の性能等の健全性が維持されているかを確認するため、核熱を伴わないコールド試験を実施した。健全性を確認するために、試験で取得したプラントデータを確認試験のプラントデータと比較し、異常の有無を評価した。

冷却設備の全てのデータに異常は認められず、冷却設備の動的機器、静的機器、制御設備等の健全性が維持されていることを確認した。

2.3 装置・設備の保守管理

保安規定に基づく保安上重要な設備・機器に係る保守作業等を行った。

2.3.1 施設定期検査

HTTR は、平成 23 年 2 月より第 5 回施設定期検査を実施しているが、東北地方太平洋沖地震の影響による設備・機器の点検作業に伴い、施設定期検査が継続している。このため本年度においても昨年度と同様に、原子炉停止中において継続的に機能が維持されていなければならない施設の検査について受検することとなった。

第５回施設定期検査計画書及び要領書(平成 22 年 12 月 20 日初版策定)については、東北地方太平洋沖地震に伴い、従来、書類検査（又は一部書類検査）で実施していた一部の検査項目について、原則として立会検査とする改定（平成 23 年 11 月 16 日改定 4）が行われた。その後、立会区分の変更後に検査を受検した項目については、従前の立会区分に戻す改定（平成 24 年 11 月 5 日改定 5）が行われた。

本年度は従前の立会区分に基づく機能維持に係る施設定期検査を平成 25 年 11 月 22 日、12 月 6 日、12 月 13 日にそれぞれ受検し、合格した。

2.3.2 施設定期自主検査

(1) 原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査

HTTRでは、原子炉施設保安規定に基づくHTTR本体施設等施設定期自主検査を平成23年2月1日から実施している。本年度は、当初年内の運転を目指して必要な検査を実施していたが、新規制基準施行に伴い、適合確認のための準備を進める必要が生じたことから、施設定期自主検査期間を延長することにした。

(2) 核燃料物質使用施設等保安規定に基づく施設定期自主検査

核燃料物質使用施設等に係る施設定期自主検査（放射線測定器を含む）を平成25年4月15日から平成26年1月24日の期間で実施し、保安に直接関連を有する設備及び計器について、所定の性能を満足していることを確認した。

2.4　中性子検出器返還作業

(1)　経緯

平成 22 年 3 月の原子炉停止中に広領域中性子検出器の ch.2、ch.3 が動作不能となった。HTTR 施設には当該中性子検出器の原因調査を行うための設備、装置がないことから、H23 年 2 月に拠点内の照射燃料集合体試験施設（FMF 施設）に輸送して、非破壊検査及び分解検査を行い原因の特定を行った。一連の検査が完了したことから、当該中性子検出器を FMF 施設から HTTR に返還する作業を平成 26 年 1 月に行った。

(2)　返還作業の効率化

FMF 施設への輸送作業は、当該中性子検出器を保管していた貯蔵容器を貯蔵施設から取出し、メンテナンスピット内に移動させて、専用容器に入れ替え、ch.2、ch.3 について計 2 回輸送キャスクで実施した。

今回の FMF 施設から HTTR に返還する作業は、図 2.4.1 に示すとおり、放射化された中性子検出器のケースを FMF 施設で廃棄し、検出器本体のみとしたことに加えて、収納容器内に仕切板を設ける工夫によって、ch.2、ch.3 の検出器を 1 個の収納容器に収納し 1 回の輸送とした。輸送回数を 1 回としたことにより、メンテナンスピット内での入れ替え作業ならびに貯蔵施設に保管する一連の作業を半減した。検出器本体のみとしたことによって線量が低下したことから、図 2.4.2 に示すとおり、輸送作業時に製作した昇降装置を使用しない方法で行った。昇降装置は設置調整に期間を要するが、その期間が省略されたことにより、更に作業期間を短縮させた。

以上から、効率的に作業を行ったことにより、短期間で返還作業が完了できた。

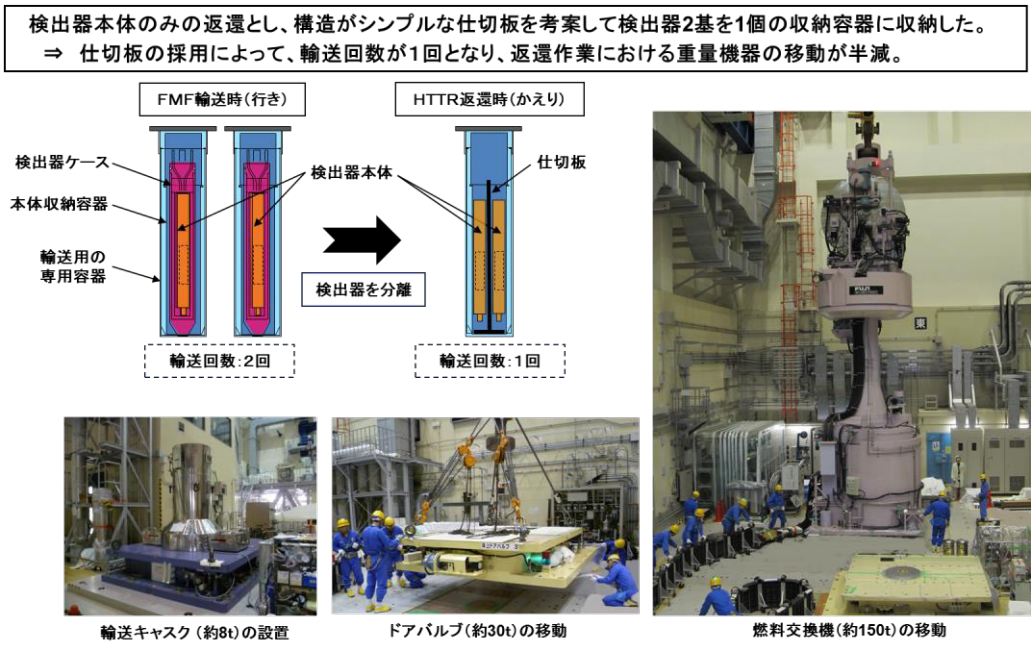


図 2.4.1　輸送回数の半減による作業期間の短縮化

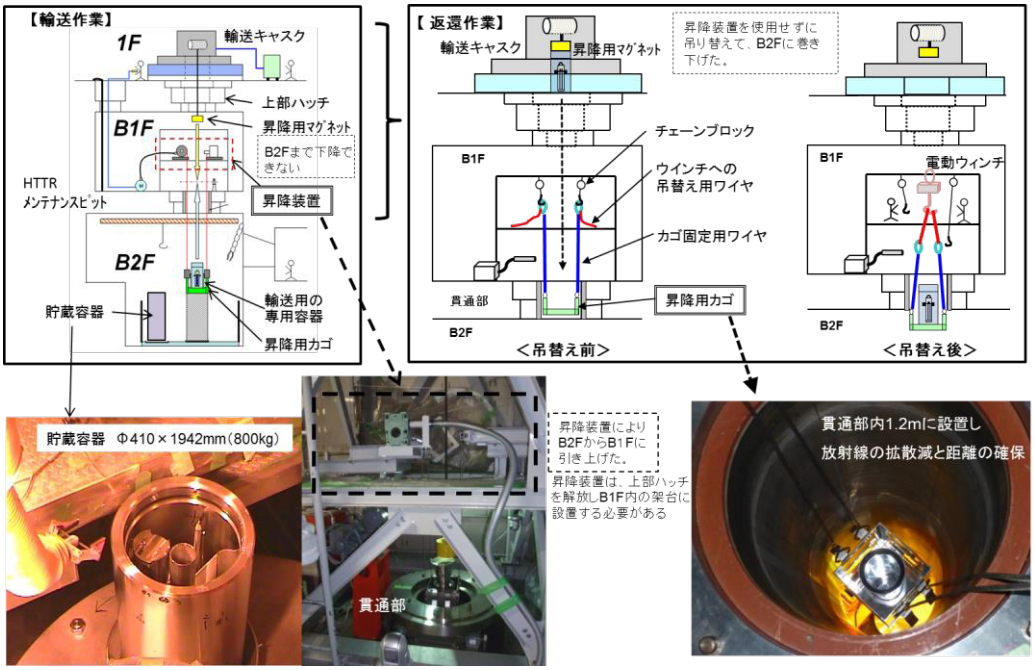


図 2.4.2　メンテナンスピット内での入れ替え作業

2.5　燃料交換機の分解点検作業

(1) 概要

燃料交換機は、炉心構成要素等の炉心への装荷、炉心からの取出し、原子炉、新燃料貯蔵設備のうち貯蔵セル設備、使用済燃料貯蔵設備のうち貯蔵プール設備間における移送、受け渡しを行うための設備である。燃料交換機の全体概要図を図 2.5.1 に示す。

HTTR では、平成 27 年度に中性子源交換を計画している。中性子源の交換は、燃料交換機を使用して中性子源を内包する炉心構成要素を原子炉から取出し、燃料交換機メンテナンスピットに移送し、新規の中性子源に交換後、再び原子炉内に装荷する。今年度の分解点検は、中性子源交換に備え、主にグリッパ駆動装置ならびにアーム伸縮駆動装置について実施した。

今回は、平成 13 年度に実施して以来、2 回目の分解点検である。主に、グリッパ駆動装置のうちケーブル・ホース等の巻取装置の軸貫通部に使用されている軸シール部の交換、それらの巻取装置の制御系の交換、アーム伸縮駆動装置の減速機の交換を行い、それらの交換後に燃料交換機の作動確認を行った。グリッパ駆動装置の軸貫通部の概要を図 2.5.2 に、交換した巻取装置の制御機を図 2.5.3 に、アーム伸縮駆動装置の概要を図 2.5.4 に示す。

(2) 点検結果

① グリッパ駆動装置の点検

グリッパ駆動装置の点検において、ケーブル・ホース等の各巻取装置の貫通軸シールのＸリングの交換を行った。Ｘリングはほとんど角形に近いＸ字状でネジレを起こすことなく、しかも軸に対しシール面が平滑均等にシールされるようになっており、回転用として有効なリングパッキンである。また、Ｘリングの交換に加えてケーブル・ホース等の巻取機構の制御系の交換を行った。交換に伴い張力制御の適正な制御パラメータに調整を行い、各ケーブル等に実際に負荷をかけての実負荷校正を行い、動作に異常がないことを確認した。

② アーム伸縮駆動装置の点検

アーム伸縮駆動装置の点検において、減速機として使用されているハーモニックドライブ及びモータ・ブレーキの交換を行った。ハーモニックドライブは、楕円と真円の差動を利用した減速機である。交換後、アーム伸縮動作について作動確認を行い、動作に異常がないことを確認した。

③ その他

・各駆動装置及び減速機等の潤滑油の交換

以下の駆動装置及び減速機について、潤滑油の交換を行った。

ⅰ．グリッパ駆動装置

ⅱ．全体旋回装置

ⅲ．回転ラック駆動装置

ⅳ．上部ドアバルブ
ⅴ．下部ドアバルブ
ⅵ．落下緩衝装置

・ブロック識別番号確認用 ITV 装置の点検

ブロック識別番号確認用 ITV 装置について、カメラ制御器内部の基盤及びカメラ本体のカートリッジの交換を行った。交換後、モニタ画面に映像が映し出されることを確認した。

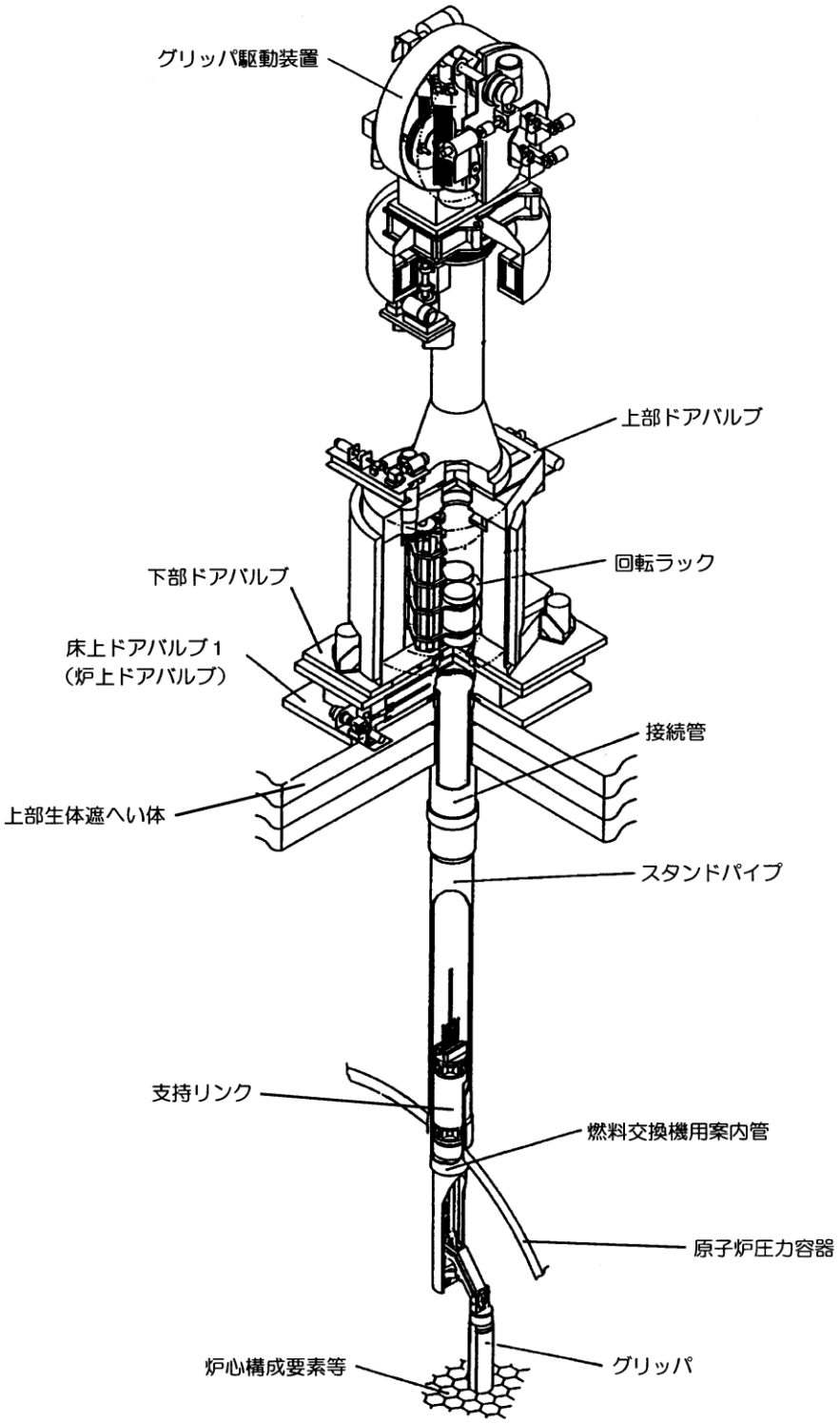


図 2.5.1　燃料交換機の全体概要図

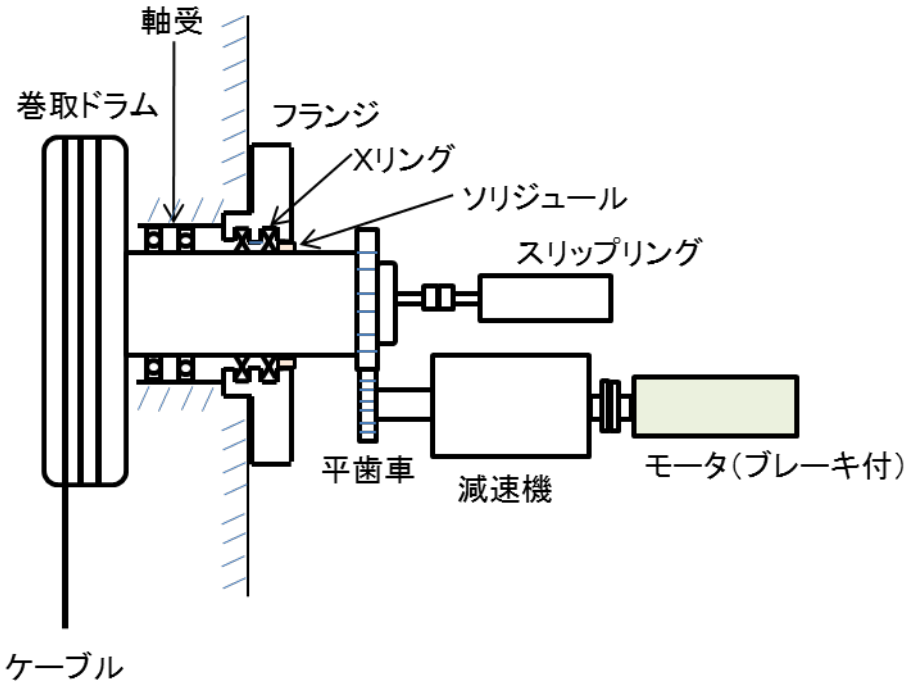


図 2.5.2　グリッパ駆動装置の軸貫通部の概要

図 2.5.3　交換した巻取装置の制御機

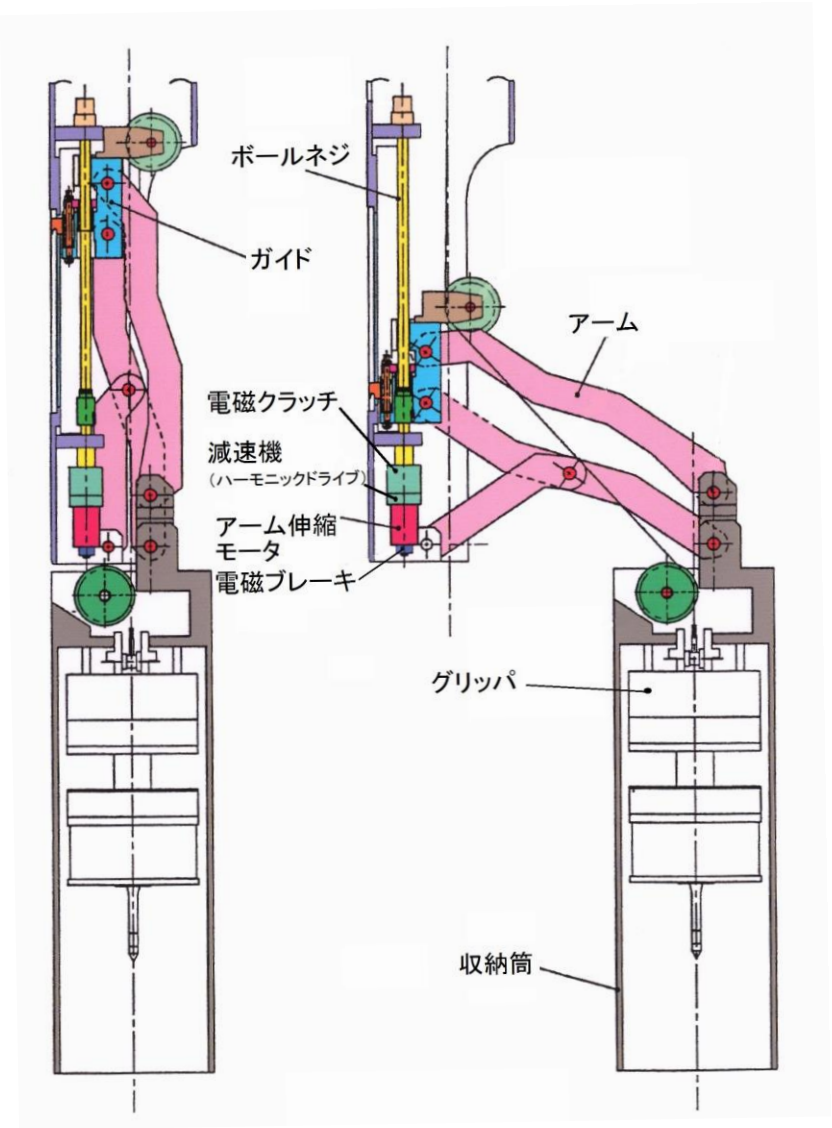


図 2.5.4　アーム伸縮駆動装置の概要図

2.6　原子炉冷却系統施設の弁点検

(1) 概要

原子炉冷却系統施設のうち、加圧水冷却設備、１次ヘリウム純化設備及び補助冷却設備補助冷却水系に設置されている手動弁及び空気作動弁について、機能及び性能の健全性維持を図るため、点検・整備を行った。

(2) 点検内容

(i)加圧水冷却設備用手動弁

加圧水冷却設備の加圧器ドレンライン止弁(135V23)及び、加圧水循環ポンプ仕切弁(135V4A/B,135V6 A/B)の分解点検を行った。

分解した各部品は、清掃後、弁体及び弁座の当たり確認及び外観に異常がないことを確認するとともに、消耗品の交換を実施した。135V23 については、弁座に傷を確認したため、弁座の摺り合せを実施して傷を除去した。図 2.6.1 に分解状況を示す。

弁の組立て復旧後、漏えい検査を実施し、弁座、グランド部等からの漏洩が無いことを確認した。

(ii)１次ヘリウム純化設備用空気作動弁

１次ヘリウム純化設備のモレキュラーシーブトラップ（B）入口弁（161V13B）において、弁開閉操作時に異音が発生したことから、グランドパッキンの交換等を行った。グランドパッキンを交換し、作動試験を実施したところ、異音、振動及びカジリ等の異常はなく動作することを確認した。なお、点検作業中、シリンダー単体での作動確認を行ったところ、初動で確認された異音が作動を繰り返すうちになくなったことから、シリンダー内のグリス切れが原因の可能性もあり、今後対応を検討する。

(iii)補助冷却設備補助冷却水系用空気作動弁

補助冷却設備補助冷却水系に使用している弁のうち、加圧器排気調節弁(1412V64)において、弁座からの漏れが確認されたため、分解点検を実施した。

弁体及び弁座シール部に、異物が噛み込んで出来たと思われる傷を確認したため、弁座の摺り合せを実施して傷を除去した。また、主要構成部品である弁体・弁座・弁ふたのシート部については、浸透探傷検査(PT)を行い異常がないことを確認した。その他、弁箱内等の発錆について除去するともに、ガスケット、グランドパッキン等の消耗部品を交換した。図 2.6.2　に分解状況を示す。

分解点検終了後作動検査を行い、異音・異常な振動がなく円滑に作動することを確認した。また、系統内のヘリウム置換を行った後、漏えい検査を実施し、異常のないことを確認した。

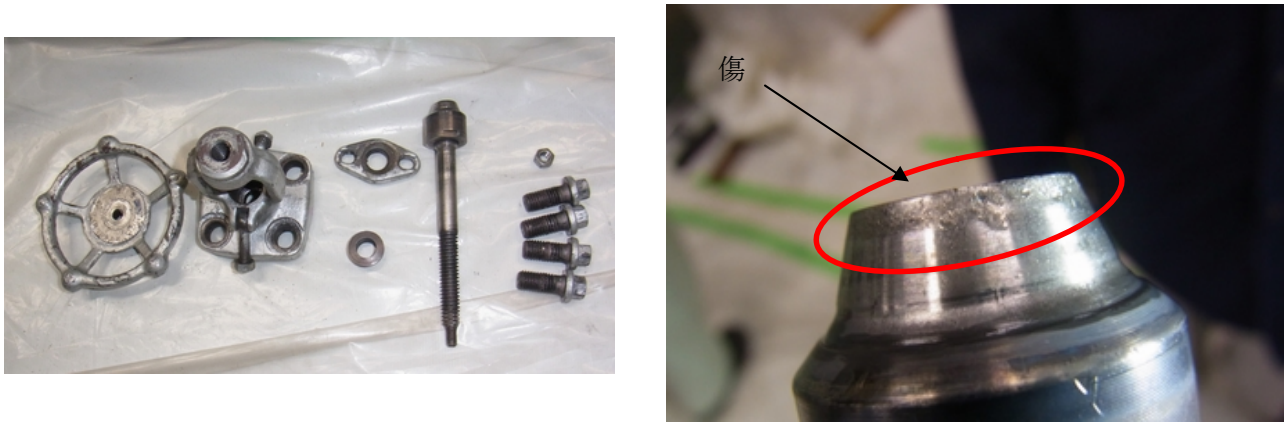


図 2.6.1　加圧水冷却設備の加圧器ドレンライン止弁(135V23)の 分解状況

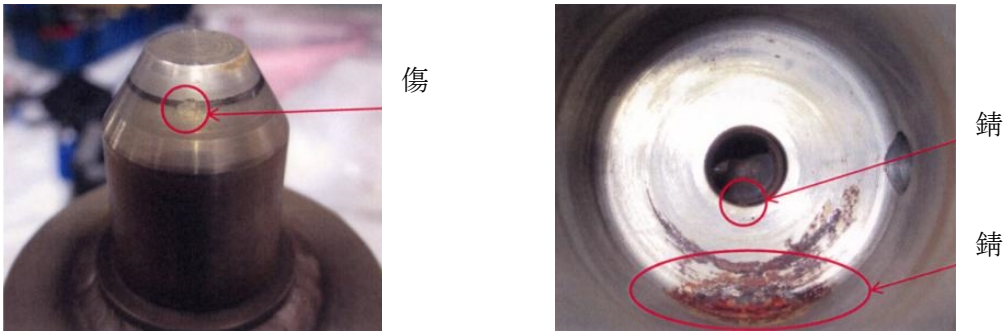


図 2.6.2　加圧器排気調節弁（1412V64）の 分解状況

2.7　補助冷却設備空気冷却器点検

(1) 概要

補助冷却設備空気冷却器について、設備の機能・健全性維持を図るため、減速機、電動機及びファンブレードの分解点検を実施した。図 2.7.1 に空気冷却器の外観を示す。

(2) 点検結果

(i)分解点検

以下に点検詳細について示す。

①減速機については、高速軸・低速軸・中間軸の各軸の外観、PT 検査を実施し、シャフト及び歯車等に異常がないことを確認した。また、歯車のバックラッシュ測定・歯当り検査を実施し、歯面の欠け、異常な摩耗等がないことを確認した。あわせて、ベアリング、潤滑油及び消耗品の交換を行った。

②電動機については、ケーシングに発錆がみられたが、固定子巻線・回転子・軸等の内部には錆はなく、異常のないことを確認した。あわせて、ベアリング、フリンジャの交換を行った。図 2.7.2 に電動機の分解状況を示す。

③ファンブレードについては、ステム部近傍に経年劣化によるものと思われるクラック及びヘアークラックが確認されたため、補修を行った。図 2.7.3 にヘアークラック部、図 2.7.4 に補修後のファンブレードを示す。また、ファンブレードの固定用に使用していた U-ボルトを緩み止め機能を有するロックナットに交換した。

(ii)作動検査

取り外したファンブレード、減速機及び電動機を据付調整後、作動検査を行い、所定の性能を満足し、健全であることを確認した。

図 2.7.1　空気冷却器外観

図 2.7.2　電動機分解状況

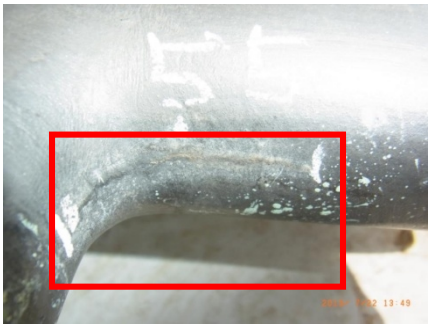


図 2.7.3　ヘアークラック部

図 2.7.4　補修後のファンブレード

2.8　非常用発電機設備の保守

(1)　非常用発電機に係る塩害防止対策

HTTR の非常用発電機設備は、発電機本体、ガスタービンエンジン、始動用空気槽、始動用空気圧縮機、主燃料槽、燃料小出槽、制御盤等から主に構成される。

自主点検において、発電機の絶縁性能が許容限界に近づいている事を確認したことから、平成 24 年 6 月、発電機メーカーに搬出することによる絶縁抵抗回復作業を実施した。工場での分解作業において、回転子及び固定子等に塵埃及び塩分の付着を確認し、特に塩分が絶縁性能を著しく低下させた主な原因であるとの結論が得られたことから、平成 26 年 3 月、発電機の空気取入れ口に除塩フィルターを設置した。除塩フィルターの設置により、塩分による絶縁性能の低下を大幅に低減させることが期待できる。図 2.8.1 に分解作業時に確認した塵埃及び塩の結晶の様子、図 2.8.2 に設置した除塩フィルターを示す。

(2) 施設定期検査の受検

HTTR の非常用発電機設備は、商用電源喪失後の電圧確立時間が設置許可上の要求事項となっていることから、商用電源喪失から 50 秒以内で電圧が確立することを施設定期検検査項目としている。平成 25 年 12 月 10 日、第 5 回施設定期検査を受検したところ、A 号機 34 秒、B 号機 35 秒の電圧確立時間が確認され、判定基準である 50 秒を十分満足した結果で合格した。

図 2.8.1　分解作業時確認した塵埃及び塩の結晶

除塩フィルター設置前

除塩フィルター設置後

図 2.8.2　除塩フィルター設置状況

2.9　換気空調用冷凍機点検整備

(1) 概要

空調用冷凍機は、HTTR 原子炉建家換気空調設備の空調器冷却コイル用冷水を供給するための装置であり、Ⅰ系（Ａ・Ｂ）、Ⅱ系の３台設置している。今回、これらの冷凍機について、電動機、圧縮機、羽根車等の分解点検を実施し、消耗品等の交換及び電動機の固定子劣化診断を行った。また、シーズンイン点検にて、エリミネータの金属破片が冷媒フィルタから確認されたことから、蒸発器内部の点検整備も併せて実施した。

(2) 冷凍機点検・整備及びエリミネータ補修

冷凍機点検・整備を平成 25 年度 11 月～平成 26 年 1 月に実施した。点検・整備、補修内容は以下の通りである。

(i) 冷凍機の点検・整備

電動機軸受・圧縮機軸受・羽根車・釣合板衝帯、シールリング、ベアリング等の交換を行った。また、フランジ等各部の気密試験を実施して各部漏えい等のないことを確認した。なお、主電動機については内部点検時に固定子劣化診断を実施して、固定子巻線の電気エネルギー損失がないことを確認した。点検・整備後、総合運転を実施し、異常のないことを確認した。

(ii) エリミネータ補修

シーズンイン点検（平成 25 年 6 月）時、冷媒フィルタにエリミネータの金属片を確認したため、ファイバースコープによる蒸発器内部の目視確認を実施し、冷凍機ＩＡ・Ｂ系、Ⅱ系にエリミネータの損傷を確認した。損傷の原因が、軽負荷時にホットガスバイパスの戻り冷媒ガスが一定箇所へ噴霧されていたことを確認したため、戻り冷媒ガスが直接エリミネータに噴霧されることを防止するよう、パンチングメタルを設置した。（図 2.9.1　参照）

エリミネータの金属破片の有無については、今後も引き続き点検整備において確認する。

冷凍機解放部

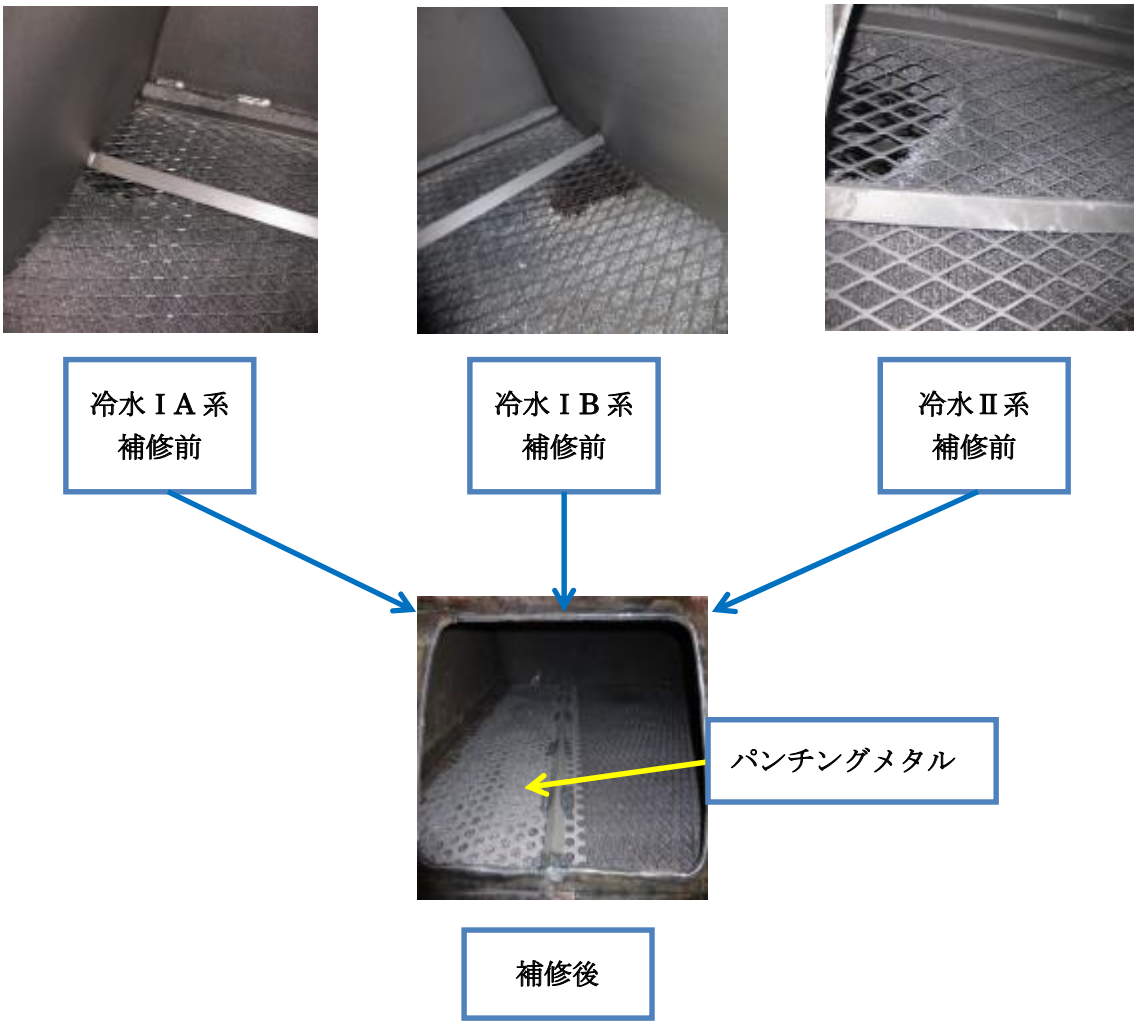


図 2.9.1　補修前後の各冷凍機蒸発器

2.10　換気空調設備空調用冷水コイルの更新

(1)　概要

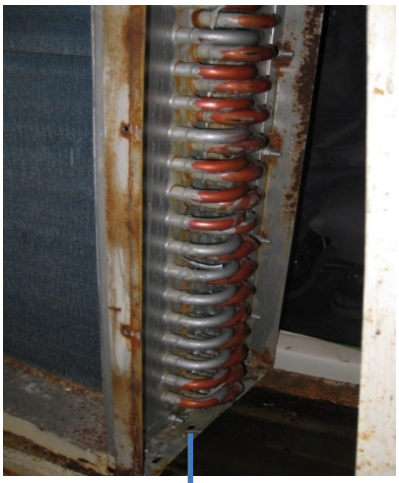
原子炉建家Ⅰ系及び放射能測定室系換気空調装置（以下、「建家Ⅰ系、測定室系」という。）は、外気を原子炉建家へ取入れて、管理区域各室の換気及び空調を行い、管理区域の排気浄化及び負圧制御の機能を有する装置である。また、原子炉建家Ⅱ系（以下、「建家Ⅱ系」という。）は非管理区域用換気空調装置である。

平成 24 年 11 月 15 日より空調用冷水装置空調器内の冷水コイル凍結防止のため、冷水循環運転を実施していた。12 月 27 日外気温度が長時間にわたり氷点下（最低気温-8.2℃）に達したため、冷水コイルの銅管内の水が凍結し、膨張することによって、建家Ⅰ・Ⅱ系、測定室系冷水コイルに亀裂が生じ、漏水が発生した。このため、冷水コイルの更新及び運用方法の見直しを行った。　（図 2.10.1 参照）

(2)　更新作業

冷水コイルの更新作業は平成 25 年 5 月 13 日～7 月 11 日に行った。冷水コイルのU字型銅管は、補修が出来ないため、亀裂を確認した全ての冷水コイルユニットを撤去し、新規コイルユニットの設置を行った。据付調整後、外観、漏えい及び系統機能検査を実施し、異常のない事を確認した。（図 2.10.2 参照　新規コイル・据付）

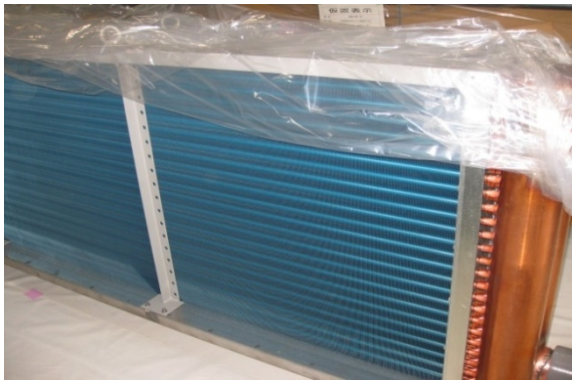
さらに、これまで実施してきたろ過水の凍結防止循環運転に加え、温度監視強化及び適宜ろ過水（約 10℃）を補給することにより循環水温度の上昇を図るマニュアルを作成するなどして、運用方法について見直しを行った。更新後の平成 25 年 12 月～平成 26 年 3 月中において、見直した運用方法により凍結を防止できることを確認した。今後も凍結防止対策を実施するとともに、監視強化を行い、冬期における冷水コイルの保護に努める。



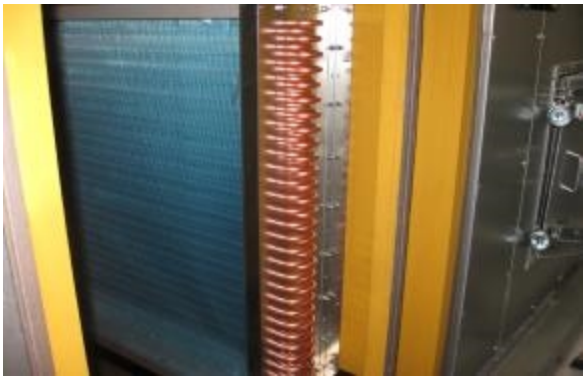
拡大図

建家Ⅰ系空調器A冷水コイル

図 2.10.1　冷水コイル　交換前



建家Ⅰ系空調器A冷水コイル



建家Ⅱ系空調器冷水コイル

図 2.10.2　冷水コイル　交換後

2.11　補機／一般冷却水設備の配管サポート等更新

(1) 概要

補機／一般冷却水設備は、原子炉の安全運転・安全停止に必要な系統・機器に冷却水を供給するとともに、各系統・機器で昇温した冷却水を冷却塔で除熱することを目的とする設備である。今回、表面に腐食が見られた冷却塔の屋外配管サポートと水の滲みを確認した一般冷却水設備のろ過水給水配管の更新を行った。

(2)　冷却塔の屋外配管サポートの更新

冷却塔の屋外配管サポートはSS400炭素鋼製で、設置後約15年以上経過していて表面腐食が激しいことから、サポート部の更新を行った。撤去した配管サポートの腐食は表面のみであった。肉厚測定を実施したところ、減肉が少なかったので新規サポートは、設置時と同じ材質を選定し設置した。更新前後の状況を図2.11.1に示す。

腐食が表面腐食のみであったため、更新したサポートについて計画的に錆止め塗装及び上塗り塗装を行うことにより長期的に健全性を維持する計画である。

(3)　一般冷却水設備ろ過水給水配管の更新

ろ過水給水配管は、一般冷却水設備へろ過水を供給するために、設計圧力：静水頭、材質：STPT370、呼び径：50A、配管肉厚3.9ｍｍ（40scｈ）で敷設されたもので、敷設後15年以上経過している。今回、水の滲みを確認したため、対策として、ろ過水の腐食対策用配管として実績のあるSUS304配管に材質を変更することとした。なお、当該配管と同様の構造である補機冷却水設備のろ過水給水配管についても、材質の変更を行った。今までの実績及び本対策により、20年以上の長期にわたり腐食に対する配管の健全性を維持することが可能であると考える。更新前後の配管の実施状況を図2.11.2に示す。

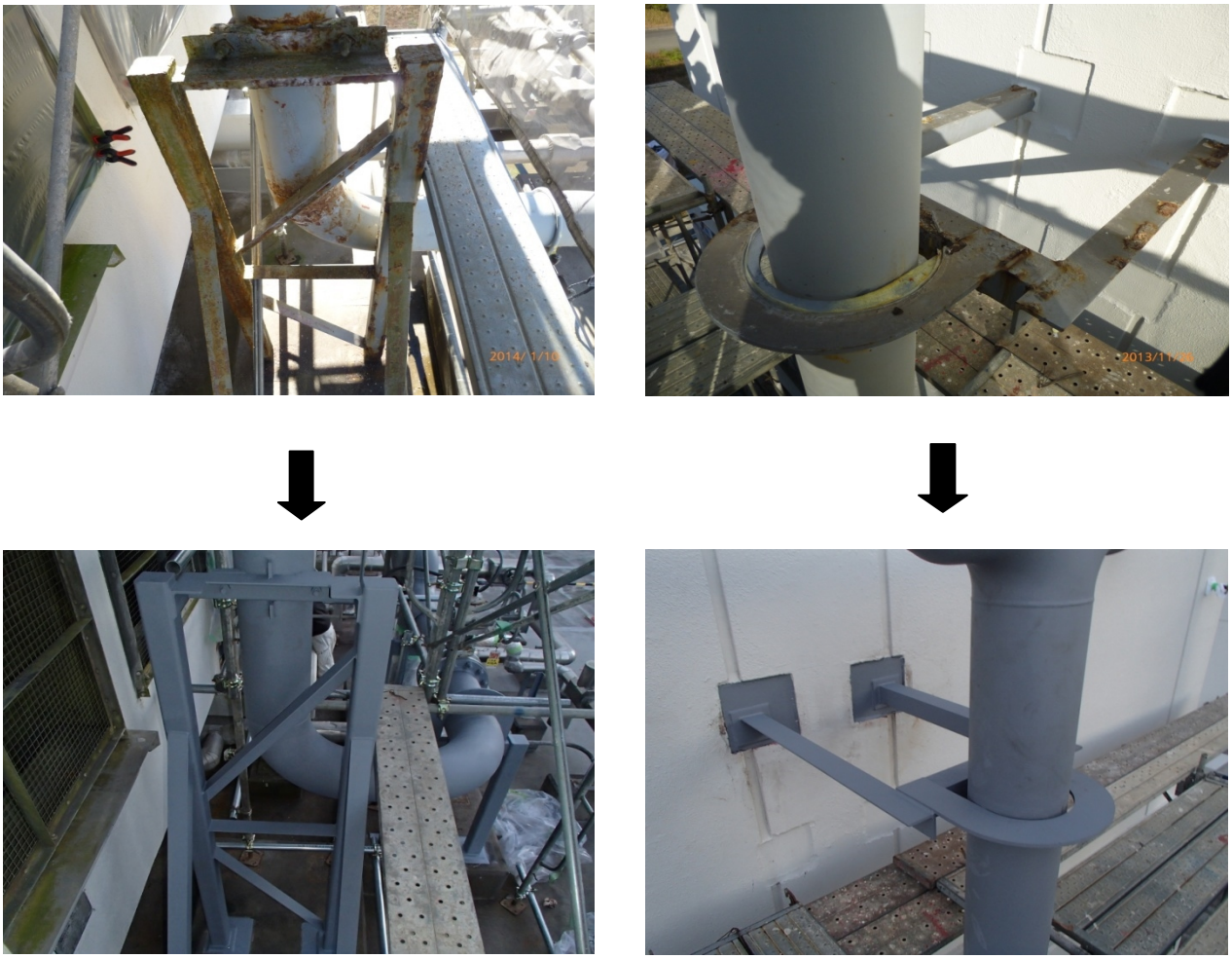
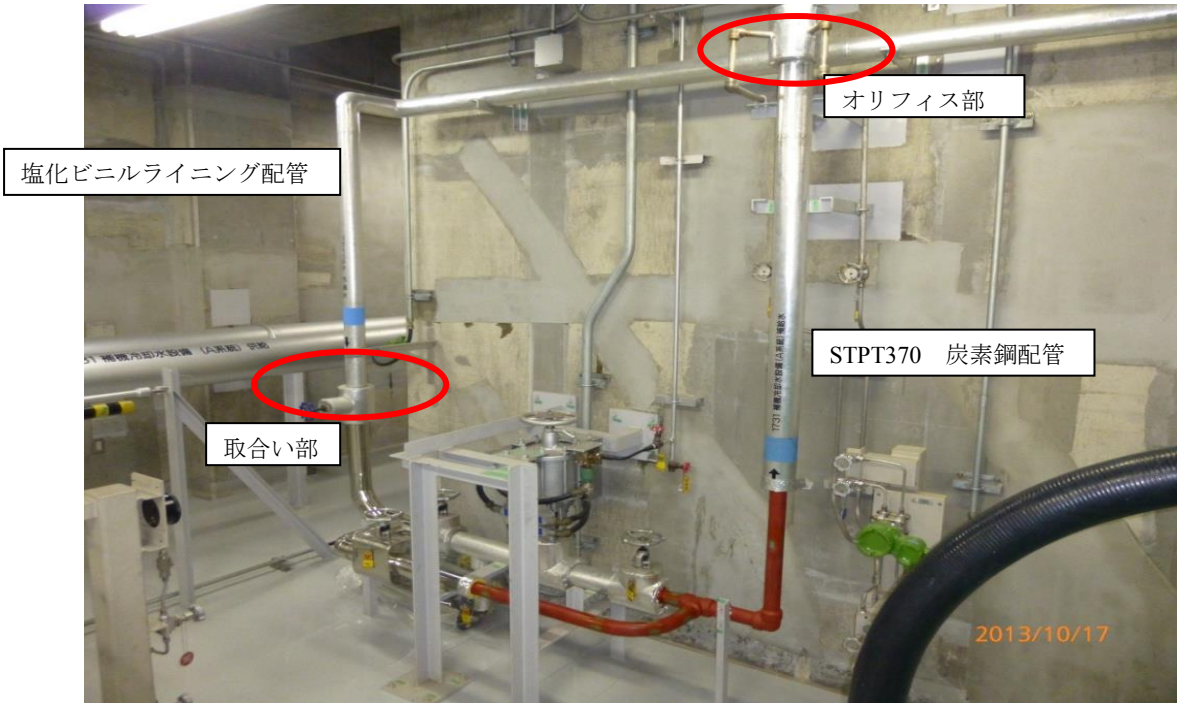


図 2.11.1　更新前後の冷却塔の屋外配管サポートの状況



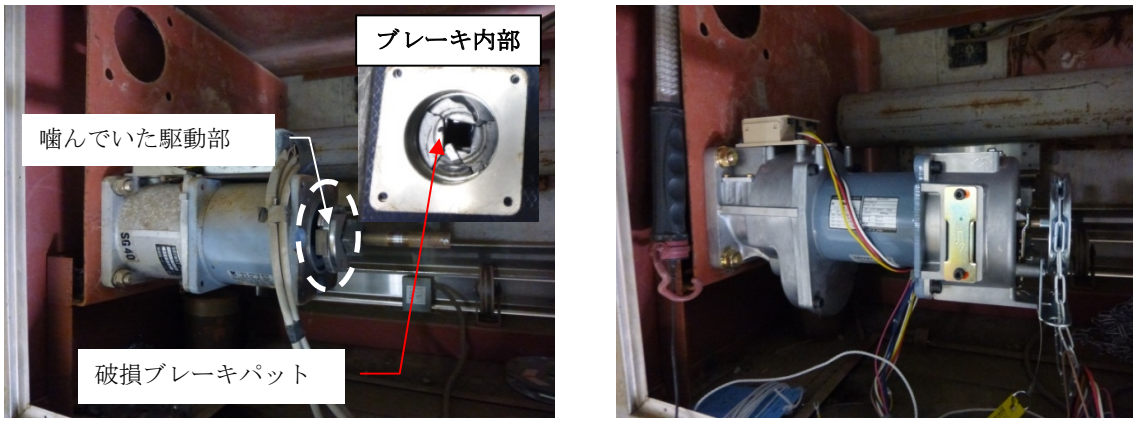
(a)更新前

(b)更新後

図 2.11.2　ろ過水給水配管外観図

2.12　電動式シャッター巻き上げ機更新

原子炉建家に設置している電動式シャッターに不具合を生じたため、駆動部等の点検を実施した。その結果、電動機内部にあるブレーキパットが駆動部に噛み込み、開閉できない状態であることを確認した。このため、巻き上げ機及び電動機を更新した。更新前後の電動機及び巻き上げ機を図 2.12.1 に示す。原因は、プラスチック製のブレーキパットが経年劣化により破損したためで、電動式シャッターを定期的に点検し健全性を維持できるよう検討していく。



(a)更新前　　(b)更新後

図 2.12.1　更新前後の電動機の状況

2.13　安全保護シーケンス盤の瞬時異常箇所特定システム（APAS）の開発

(1)　概要

安全保護シーケンス盤は、原子炉施設の異常時において原子炉の冷やす、閉じ込める機能を有する工学的安全施設作動設備を作動させる安全上重要な設備である。

当該盤は、原子炉運転中に毎月 1 回の頻度で「工学的安全施設作動設備論理回路の作動試験」により健全性確認を実施しており、その試験で異常が確認された場合には、速やかに原因調査を実施し、24 時間以内に復旧できない場合は原子炉を停止することが原子炉施設保安規定で定められている。

当該盤は、約 250 枚の制御基板で構成され複雑な制御回路構成であるため、これまで、試験で異常が確認された場合には、当該盤を熟知した日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）担当者及び製作メーカ技術者による原因調査を必要としていた。過去に実施した試験では、異常が確認されてから復旧するまでに約 20 時間を要したことがある。

そこで、当該盤で異常が確認された場合に、瞬時に異常箇所を特定することにより技術者を支援し、設備の早期復旧に向けた対策が速やかに行えるよう瞬時異常箇所特定システム（APAS;Abnormal Parts Assignment System）を開発した。

(2)　開発の内容

開発した瞬時異常箇所特定システムは、異常原因特定データベースと異常原因特定フローの組み合わせにより構築している。瞬時異常箇所特定システムの概略図を図 2.13.1 に示す。

異常原因特定データベースは、当該盤で発生する可能性がある異常を回路図面から抽出（約 1800 通り）し、その異常毎に対する推定原因及び推定原因に対する具体的な調査方法及び復旧方法をデータベースとして構築したものである。

異常原因特定フローは、当該盤で発生した異常信号に対応した推定原因、調査方法及復旧方法が予め作成した異常原因特定データベースから自動的に抽出され、専用端末の CRT に表示するものである。CRT への異常信号に対する推定原因、調査方法及び復旧方法の表示例を図 2.13.2 に示す。

(3)　まとめ

当該システムを開発したことにより、当該盤で異常が確認された場合に、瞬時に異常箇所を特定できるようになり、部品交換等の設備復旧に向けた対策を速やかに実施することが可能となった。

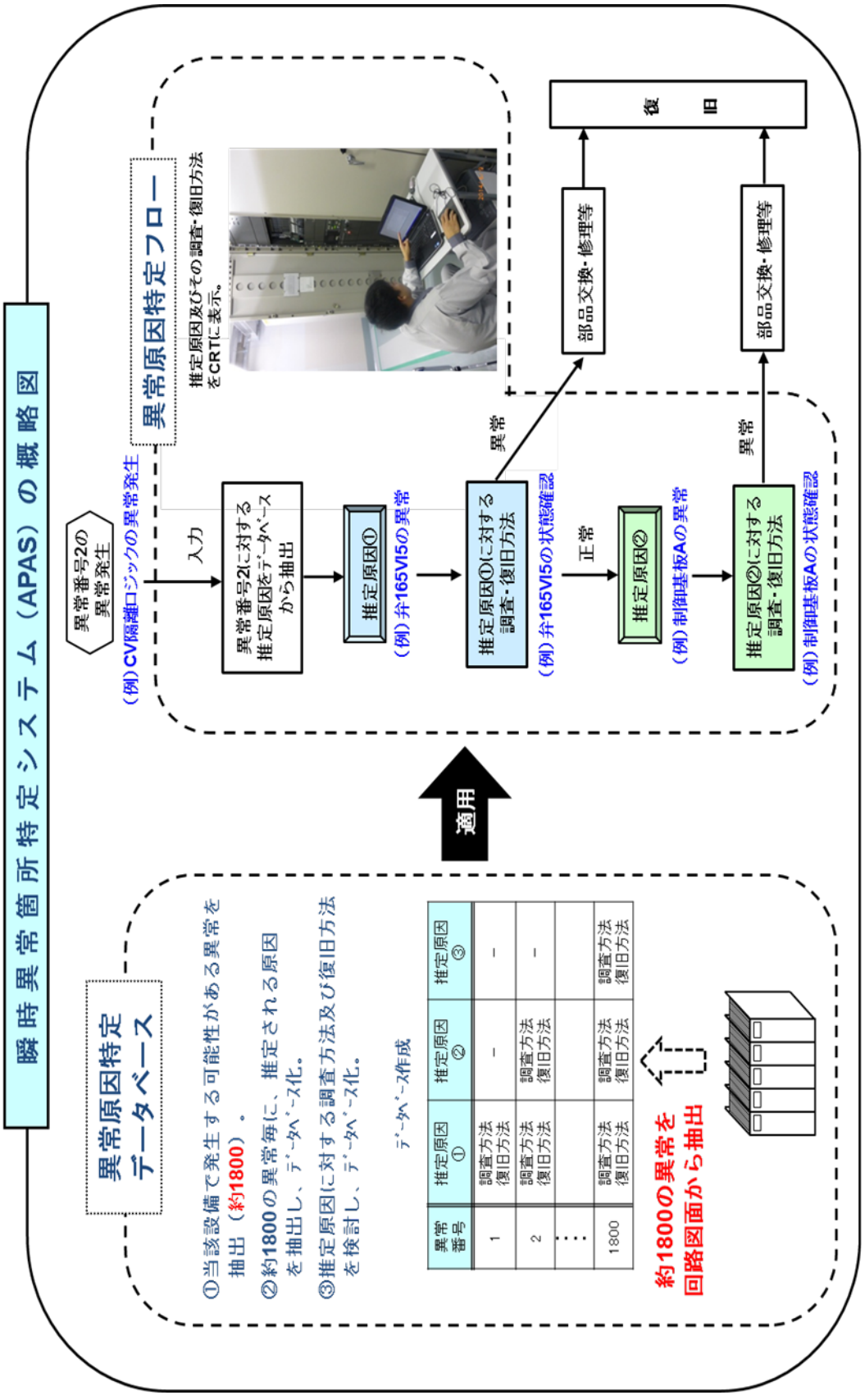


図 2. 13. 1　瞬時異常箇所特定システムの概略図

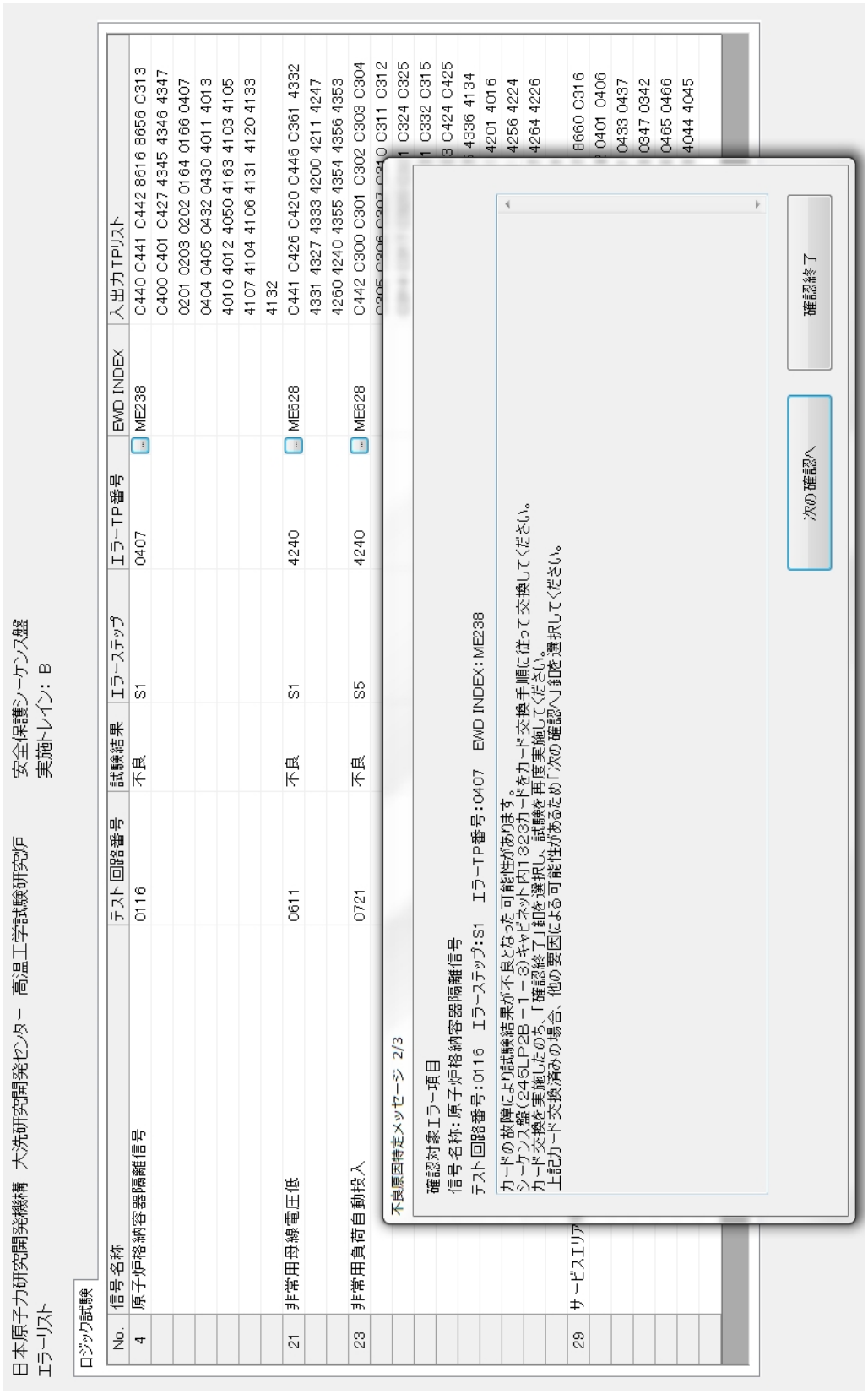


図 2. 13. 2　CRT への推定原因、調査方法及び復旧方法の表示例

2.14　水質分析廃液の処理方法の検討

(1) 概要

HTTR の冷却設備の各機器及び配管の主要材料には炭素鋼を使用しており、これらの設備の冷却水には脱酸素及び腐食防止を目的として薬液を注入するとともに、管理目標値を定めて管理している。これらの設備の維持・管理のため、定期的に冷却水をサンプリングし、水質分析を行い、ヒドラジン濃度、pH、電気電導度、溶存酸素、濁度及び塩化物イオン濃度等が管理目標値内である事を確認している。このうち、ヒドラジン濃度及び塩化物イオン濃度の測定後の試料ならびに器具の洗浄で生じる洗液には高濃度の酸、有機化合物及び水銀等が含まれる。これらの分析廃液を廃棄処分するには、通常の排水方法ではなく環境汚染等の防止から適切な処置が必要となる。

また、処理対象の廃液は放射性物質の取扱いに係る管理区域で用いられることから、処理施設へ引き渡すには放射性物質の濃度測定が必要となる。

HTTR ではこれらの分析廃液を処理する計画であるが、水銀を含んだ塩化物イオン濃度分析廃液（以下「廃液」という。）については、処理手順が確立されていないため、廃液の処理手順構築を目的に調査を行った。また、その結果に基づき模擬廃液による検証試験を行った。

(2) 水銀除去方法の調査

廃液には高濃度の酸及び水銀等が含まれるが、廃液から水銀を除去することで処理施設への引き渡し条件を満たす可能性があることから、水銀除去方法について調査を行った。以下に調査結果を記すとともに表 2.14.1 にその概要を示す。

(i) 硫化ナトリウムによる方法

水銀又は水銀の化合物に硫化ナトリウムを反応させると、硫化水銀の沈殿を生成する。硫化水銀は毒劇物に該当せず水・有機溶剤に不溶なことから、沈殿をろ過すれば水銀を安全に除去することが可能である。

一方、硫化ナトリウムは酸と反応して有毒な硫化水素を発生する性質があることから、廃液を事前に中和にしておく必要がある。

さらに、硫化水銀は、過剰の硫化ナトリウムに溶解する性質があることから、処理を行う前に水銀の濃度を予め確認し添加量を決めておく必要がある。

(ii) イオン交換樹脂による方法

イオン交換樹脂は合成樹脂の一種で、陽イオン交換樹脂と陰イオン交換樹脂の二種類があり、カラム等の筒状の容器に充填した状態で使用する。陽イオン交換樹脂の入ったカラム上部から廃液を注ぐと、水銀イオンは陽イオンであるため、陽イオン交換樹脂は酸を放出し、酸の抜けた部分に水銀イオンが吸着する。(陰イオン交換樹脂には吸着されない)。吸着された水銀イオンは樹脂内に保持されるので、カラム下部から水銀イオンを含まない廃液を得ることが可能である。また、イオン交換樹脂は酸・アルカリで再生できるので、少量のイオン交換樹脂でも多量の廃液を処理することができる。

一方、イオン交換樹脂は酸・アルカリに対して吸着したイオンを放出する性質があ

ることから、処理を行うには廃液を予め中和しておく必要がある。また、イオン交換樹脂はイオン以外を吸着する性質を持たないことから、化合物や沈殿の除去には不向きである事に加え、イオン交換樹脂その物が新たな廃棄物となる。

(iii) 活性炭による方法

活性炭は、主成分が炭素でスポンジのような多孔質の構造を持つ吸着剤の一種で、活性炭を廃液に浸けると、内部に入り込んだイオンや水は容易に通り抜けるが、水銀を含む化合物や沈殿は通り抜けられずに吸着される。吸着された化合物や沈殿は活性炭内部に保持される。一方、活性炭はイオンを吸着する性質を持たないので、水銀イオンの除去には不向きである。

(iv) キレート剤による方法

キレート剤による方法は、EDTA（エチレンジアミン四酢酸）に代表されるキレート化合物と金属イオンとの反応を利用した処理方法である。廃液にキレート剤を加えると、キレート剤は廃液中の水銀イオンと反応し、キレート化合物を生成し沈殿する。キレート剤は、使用時の pH も 3～10 と幅広く、硫化ナトリウムのように予め中和しておく必要が無いのも利点である。

一方、生成する沈殿は有機化合物であることから、保管が必要な場合、硫化水銀に処理する必要があり、処理を行うため薬品や機材が新たに必要となる。

(v) 抽出による方法

ジチゾンと呼ばれる薬品を含む有機溶剤(発がん性物質等)で、水銀を含む溶液を撹拌すると、ジチゾンと水銀が結合して化合物を生成する。この化合物は水に不溶で有機溶剤に可溶なことから、水溶液からの水銀の除去に向いている。

一方、有機溶剤から回収される水銀は有機物を含むことから、保管を前提とした場合、硫化水銀に処理する必要があり、処理を行うため薬品や機材が新たに必要となる。また、使用済の有機溶剤は処理が難しく、新たな廃棄物の処理を検討する必要がある。

以上（i）～（v）方法のうち、(ii) イオン交換樹脂、(iii) 活性炭による方法は、使用済のイオン交換樹脂、活性炭の処分が困難な事から除外した。

（i）硫化ナトリウムによる方法は、予め廃液の中和が必要で、添加量が多いと硫化水銀が溶解するなどの注意点があるものの、新たな廃棄物の発生量が少なく、水銀及び水銀を含む化合物を硫化水銀として回収することが可能である。

（iv）キレート剤による方法は、廃液中の酸の有無に左右されず水銀を沈殿として回収することが可能であるが、沈殿を硫化水銀に処理するための薬品や機材が別途必要となることから除外した。

（v）抽出による方法は、使用済の抽出剤の処分が困難であり、回収した沈殿を硫化水銀に処理するための薬品や機材が必要となることから除外した。

以上の事から、(i) 硫化ナトリウムによる方法が廃液中の水銀除去方法として最適と考えられることから、硫化ナトリウムによる処理手順の確立について調査を行った。

(3) 硫化ナトリウムによる処理手順

硫化ナトリウムによる廃液の処理フローを図 2.14.1 に示す。廃液は中和後、硫化ナト

リウムを添加し硫化水銀を生成させ、ろ過により硫化水銀とろ液に分離する。

分離した硫化水銀を含む沈殿は、乾燥させて回収する。また、ろ液は水銀濃度が環境基準値以下であることを確認し、色素除去後ろ過を行い処理を依頼する。

以下に調査した処理手順の詳細を示す。

(i) 中和

硫化ナトリウムが廃液中の硝酸・塩酸と反応して、有害な硫化水素が発生しないようにするため、アルカリ性の薬品（アンモニア水）で中和を行うこととする。ただし、水酸化ナトリウム溶液で中和した場合、水酸化鉄の沈殿が生成されるため、その後加える硫化ナトリウム溶液と水銀との反応が妨害されやすくなるため、少量ずつ加える必要がある。

(ii) 硫化ナトリウムの添加

アンモニアによる中和後、硫化ナトリウムを添加して硫化水銀の沈殿を生成させる。ただし、添加する硫化ナトリウムの量を求める事は難しいことから少量ずつ加えることとする。本来は、事前に廃液中の水銀濃度を確認し、その濃度に見合った硫化ナトリウム溶液を加えることが理想的である。従って、硫化ナトリウム溶液を加え、黒色の硫化水銀の沈殿物が沈降して、その上澄水に硫化ナトリウム溶液を加えても沈殿が生成されないことを目安に実施することとする。なお、硫化ナトリウムを過剰に加えると生成した硫化水銀の沈殿を溶解させる可能性がある。

(iii) ろ過

硫化水銀及び水酸化鉄の沈降を確認してから上澄みをろ過し、沈殿を含む廃液はろ過せず乾燥させる。これは、ろ過の回数を少なくし、ろ過に伴い発生するろ紙などの廃棄物量を少なく抑えるためである。しかし、予想される沈殿の発生量は、水酸化鉄を含めてもわずかなことから、ろ過で発生する廃棄物はわずかであると思われる。

(iv) 水銀濃度の測定

ろ液を処理するには、ろ液中に水銀及び水銀化合物が含まれていないことを確認する必要がある。HTTR が水銀濃度測定方法に採用した還元気化法は、使用する試薬に重金属（スズ）が含まれ新たな廃棄物処理が必要である。しかし、重金属（スズ）を含む溶液処理に用いられる、硫酸マグネシウム七水塩を加えアルカリ性（pH12.5）とし、凝集剤を添加後中性（pH8.5）に近づける方法で、還元気化法による重金属（スズ）の処理が可能である。

(v) 色素成分の除去

液体中の色素成分の除去には、活性炭による吸着法がある。活性炭には顆粒状や粉末状のものがあるが、活性炭のような球体の場合、その比表面積（表面積/体積）は直径に反比例するため、同じ量（体積）でも粒子の細かい方が表面積が大きくなり効果を発揮する。

(4) 検証試験

検証試験に使用する模擬廃液は、実際に塩化物イオン分析廃液を作成し行った。これは、水銀を含む模擬廃液を使用することで、水銀の除去率算出、問題点等を幅広く検討することが可能となるためである。以下に検証試験の結果を示す。

(i) 模擬廃液の処理

模擬廃液 20mL に、硫化ナトリウム溶液（1%溶液）10mL を加え硫化水銀を沈殿させ（図 2.14.2 参照)、分離の廃液処理を行い、ろ過後のろ液について水銀濃度を測定した結果を表 2.14.2 に示す。なお、分析方法は還元気化法（定量下限値は 0.0001mg/L）で、目標とする総水銀の濃度は環境基準値（0.0005mg/L 以下）とした。

硫化水銀を分離するにはろ紙を用いるが、ろ紙の孔径による違いを確認するため 5A（約 5μm)、5C（約 1μm）及び MF（約 0.45μm）の 3 種類について実施した。なお、一連のろ過操作は、5A で得られたろ液を 5C でろ過、さらに 5C で得られたろ液を MF でろ過し、得られたろ液の水銀濃度を測定した。

実験の結果、5A を使用した塩化物イオン分析廃液の水銀除去率は 99.6%以上であるが環境基準値を満足することができない。しかし、MF までろ過すると環境基準値を満足する値になることが確認できた。

(ii) 活性炭による色素成分の除去

表 2.14.3 に試験結果を示す。廃液を処理したろ液 10mL に、粉末状活性炭（68W）及び（50W）を 0.05g、0.1g 及び 0.25g の割合で混合した（図 2.14.3 参照)。粉末状活性炭（50W）は 0.1g 以上、(68W）は 0.25g の以上で無色透明になり（図 2.14.4 参照)、放射性物質の濃度測定に適した性状へ処理することが可能であることが確認できた。

(5) まとめ

今回の調査結果から、HTTR の水銀を含む廃液は、硫化ナトリウムによる方法により適切に処理出来ることが確認できた。

しかし、現在の分析方法を継続すると、廃液は年間約 10L 発生することから、定期的に廃液処理を行う必要がある。

今後、塩化物イオンの測定方法をイオンクロマトグラフ法等の水銀を使用しない測定方法に変更することで、廃液処理の問題解決が期待できることから、塩化物イオン濃度の測定方法の改善について検討していく方針である。

表 2.14.1　水銀除去方法の概要

方　法	メリット	デメリット	判定
（1）硫化ナトリウム	沈殿物の生成・分離操作が容易、硫化水銀の沈殿物は毒劇物に該当しない。	硫化ナトリウム溶液の添加が多すぎると水銀が沈殿物から溶解する。	○
（2）イオン交換樹脂	廃液を一定時間で通水することで操作が容易	水銀化合物や沈殿物の除去ができない。 イオン交換樹脂を充填し、通水するなどの装置、かつ、樹脂の交換が必要	△
（3）活性炭	廃液に一定時間接触・混合させるのみ、価格が安い。	水銀イオンの吸着はできない。 活性炭の交換が必要	×
（4）キレート剤	使用 pH の範囲が広く、比較的操作が容易	処理を行うための薬品や機材が必要	△
（5）抽出	水に不溶の有機溶媒で抽出分離が比較的容易	有機溶剤の使用 高濃度水銀には不向き	×

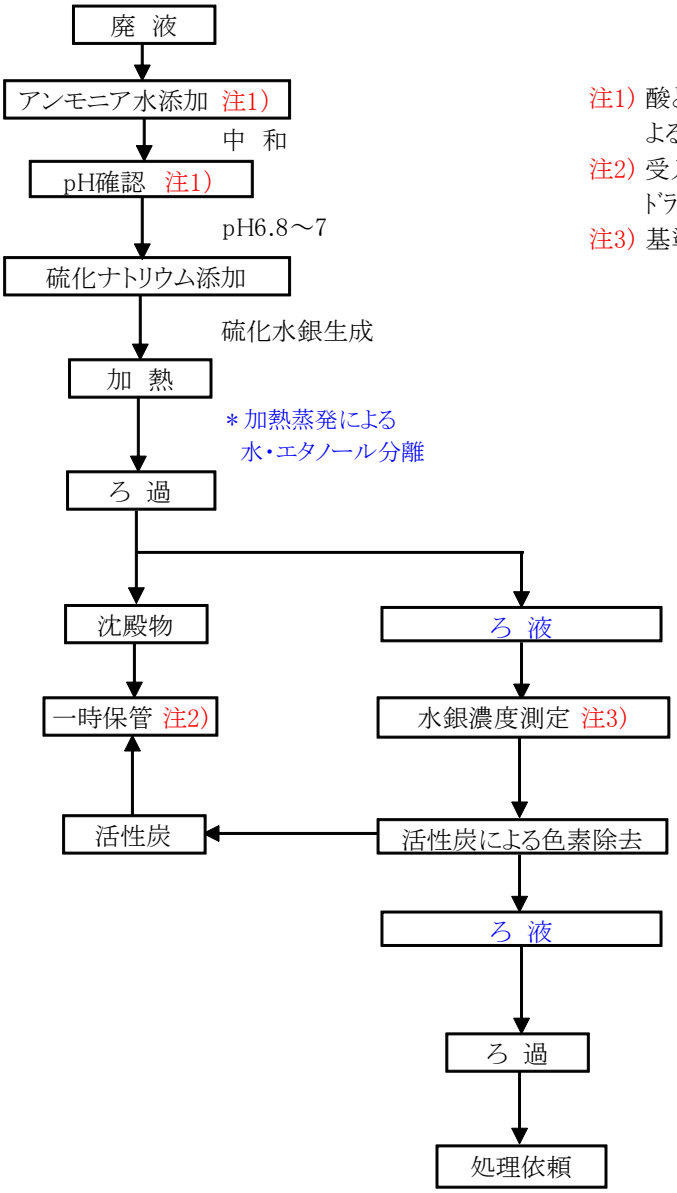
表 2.14.2　水銀除去結果

廃液の種類	ろ紙 型番※	水銀濃度（mg／L） 2 回の平均値	除去率(%)	初期水銀濃度 (mg／L)
塩化物イオン分析廃液	5A	0.0529	99.936	82.4
	5C	0.00875	99.989	82.4
	MF	0.0001	99.999	82.4

※　5A（定量ろ紙；孔径約 1μm)、5C（定量ろ紙；孔径約 1μm）
MF(ﾒﾝﾌﾞﾚﾝﾌｨﾙﾀｰ；孔径約 0.45μm)

表 2.14.3　色素除去結果

	塩化物イオン分析廃液を処理したろ液 10mL に 加えた粉末状活性炭の量(g)		
	0.05g	0.1g	0.25g
粉末状活性炭 (梅蜂 FA 印 68W)	薄藁色	薄藁色	無色透明
粉末状活性炭 (梅蜂 FA 印 50W)	薄藁色	無色透明	無色透明



注1）酸と硫化ナトリウムとの反応による硫化水素の発生防止のため
注2）受入条件が確定するまで、ﾄﾞﾗﾌﾄﾁｬﾝﾊﾞｰ内で一時保管
注3）基準値：0.0005mg/L以下とする。

図 2.14.1　塩化物イオン分析廃液処理フロー

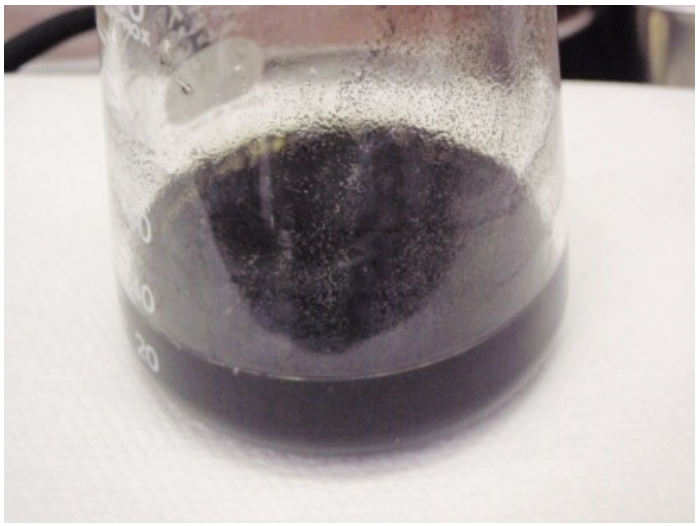


図 2.14.2　硫化水銀生成

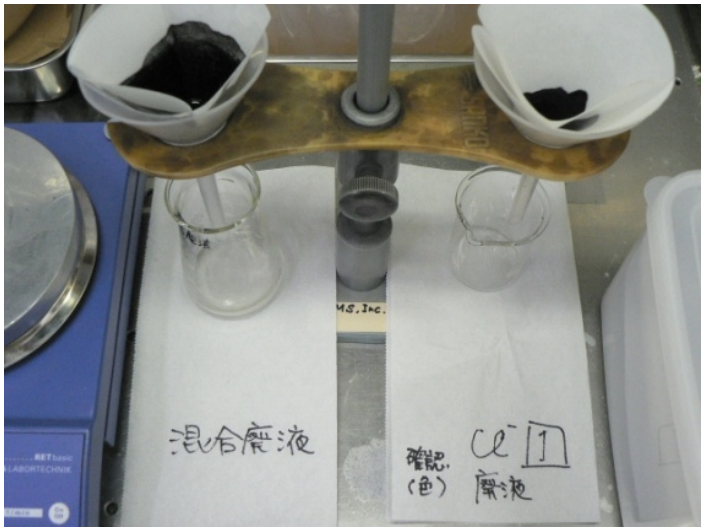


図 2.14.3　活性炭処理

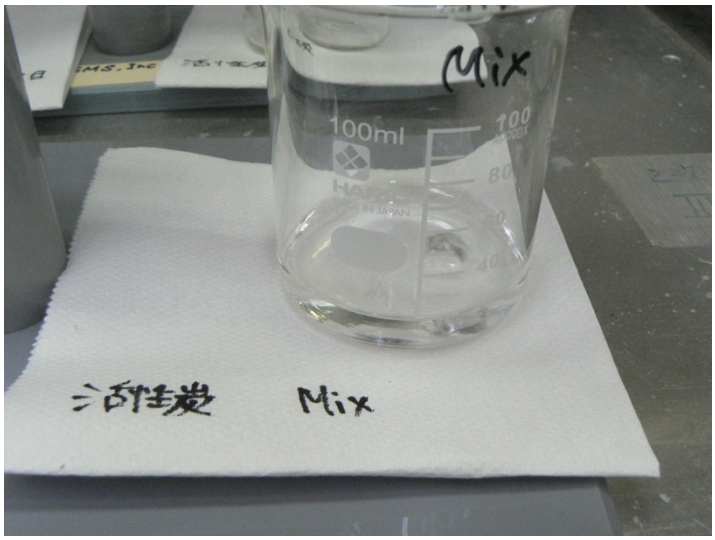


図 2.14.4　活性炭処理後

2.15　中性子源交換に向けた検討

(1) 概要

HTTR では、中性子源として ^{252}Cf（半減期 2.6 年）の密封線源を 3 個炉心に装荷し、原子炉の起動及び広領域中性子検出器の健全性の確認に使用している。表 2.15.1 に中性子源の仕様を示す[2)]。

中性子源は、原子炉停止中における広領域中性子検出器の健全性を確認できるようにするために約 5 年を目安として交換をしており、現在炉心に装荷している中性子源は、平成 16 年の交換より約 8 年が経過している[2)]。なお、広領域中性子検出器の計数率低下への対策として過年度に警報設定値を 1.5cps に変更した。中性子源の交換については、過年度より検討を実施しており、本年度の検討の結果、平成 27 年度に交換することを決定した。

(2) 検討結果

検討の結果を下記に示す。

(i)　交換時期

これまでの計数率の測定データより、現在炉心に装荷している中性子源は、このまま使用を継続した場合、図 2.15.1 に示すとおり平成 27 年度には運転に必要な計数率を下回り使用限界に達することが改めて推定されたため、それまでに交換が必要となることが判明した。一方で、中性子源はアメリカで製作され、日本国内に納入された後、日本国内での検査及び中性子源ホルダーへの充填等を経て HTTR に納入されることから、発注から納入までに約 1 年間を要することをこれまでの中性子源購入に向けた調査から確認していた。

以上のことを基に検討した結果、平成 26 年度に購入（発注及び製作）を行い、平成 27 年度に交換することとした。

(ii)　交換用中性子源の仕様

仕様については変更を実施せず、現在炉心に装荷している中性子源と強度、材料等について同等のものとすることとした。

(iii)　中性子源輸送容器

平成 16 年の交換作業における HTTR への輸送作業では、(社) アイソトープ協会の輸送容器を使用したことから[2)]、今回も同じ輸送容器を使用することを検討した。しかし、今後長期間に渡り定期的な中性子源の交換が必要であり、その都度輸送容器の手配が必要となること及び交換作業時における安全性の向上が考えられることから、中性子源用の輸送容器を平成 26 年度に製作し、今回（平成 27 年度）の交換に用いることとした。

表 2.15.1　HTTR 起動用中性子源の仕様[2)]

種類：　　カリホルニウム２５２
数量：　　$3.7\times10^{9}\times$ ３個
カプセル寸法：直径 7.8mm×高さ 10mm
形式：X1 型標準二重カプセル
材料：SUS316 相当
最高使用温度：800℃
最高使用圧力：4.7MPa

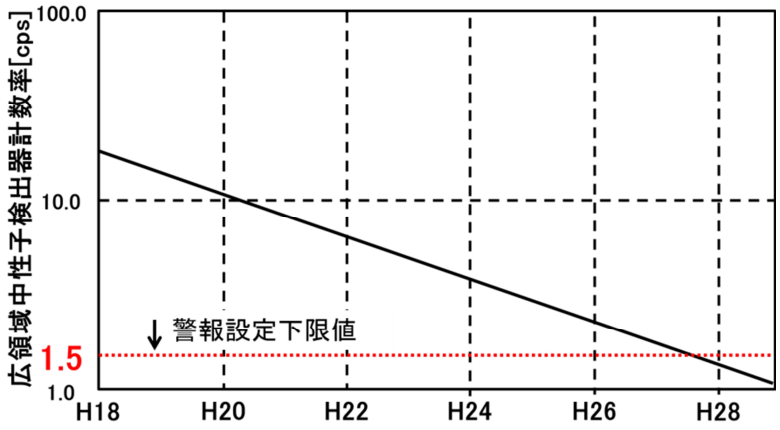


図 2.15.1　中性子源の減衰履歴と予測曲線

2.16　濃縮度 5%以上核燃料物質の所外輸送

(1) 概要

HTTR では、HTTR 燃料製作の必要が生じる毎に原料となるウランを燃料メーカである原子燃料工業株式会社（以下「原燃工」とする）に支給し、製作（被覆燃料粒子、燃料コンパクト、燃料棒組立）を発注してきた。製作に伴う QC サンプル（HTTR 燃料の品質管理上必要となるサンプル燃料であり、炉心に装荷する燃料と同じ製作工程で製作された燃料から抽出されたサンプル）及びウランの残材は、次期燃料製作に役立てることを目的として原燃工にて保管してきた。

このたび、平成 25 年度に原燃工からの要請を受けて、QC サンプル及びウランの残材のうち濃縮度 5%以上のものを原燃工から原子力機構の原子力科学研究所のホットラボに輸送した。

(2) 輸送作業

(i)　輸送対象物

HTTR 燃料を図 2.16.1 に示す。HTTR 燃料は、二酸化ウランの球状燃料核に第 1、2、4 層に熱分解炭素、第 3 層に炭化ケイ素（SiC）の被覆を施した四重被覆燃料粒子である。燃料棒は、黒鉛スリーブ中に被覆燃料粒子を黒鉛マトリックス中に分散した円筒形状の燃料コンパクトを 14 個挿入し、上下に端栓を施している[3)]。

今回の輸送では、被覆燃料粒子、燃料コンパクト等の QC サンプル及びウラン粉末を対象とした。

(ii)　輸送

輸送対象物は、図 2.16.2 に示す燃料保管容器に移し替えた後、HTTR 燃料の燃料棒の輸送にも使用された原燃工がライセンスを有する TNF-XI型輸送容器[4)]に装荷・梱包し、IP-2 型輸送物として、原子力科学研究所のホットラボまで輸送した。

(iii)　搬入・保管及び輸送容器の返送

ホットラボにおける作業については、事前に綿密な打ち合わせを行うとともに、未照射燃料管理課による指示の下で、輸送物の施設内への搬入、開梱、輸送容器からの燃料保管容器の取出し及び貯蔵設備への装荷を実施した。また、空の輸送容器は、L 型輸送物として原燃工まで返送した。返送時における、原子力損害賠償補償及び原子力損害賠償責任保険（原子力輸送賠償責任保険）の付保は、原子力損害の賠償に関する法律及び原子力損害賠償補償契約に関する法律に従い、荷送人である原子力機構が付保した。

(3) まとめ

次期 HTTR 燃料製造のために原燃工に保管してきた QC サンプル及ウランの残材のうち、濃縮度 5%以上のものを原子力科学研究所のホットラボへ輸送した。本作業は、事前の打ち合わせ及び未照射燃料管理課の協力及び指示により、トラブルなく平成 25 年 11 月に完了した。

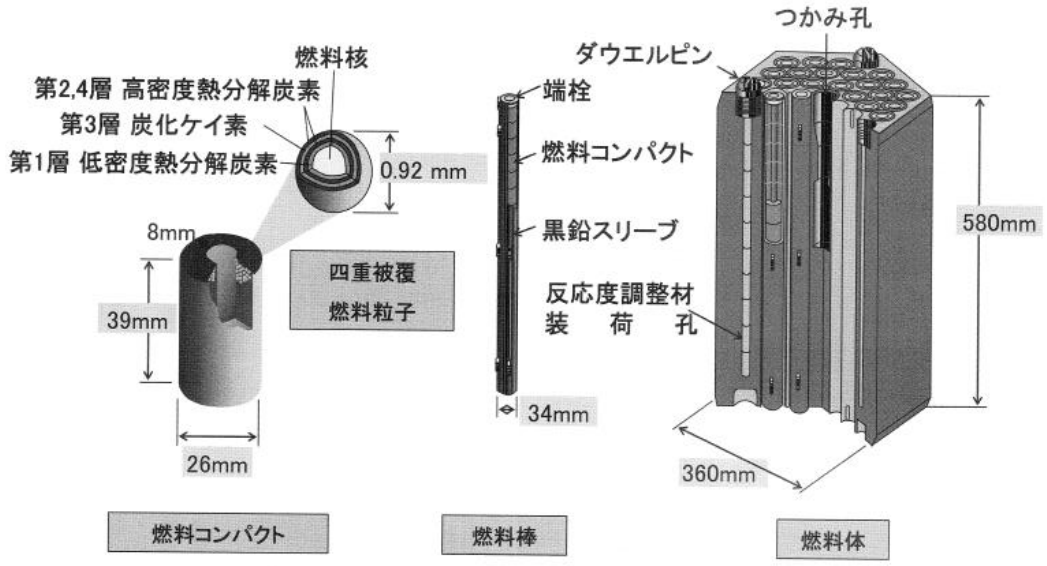


図 2.16.1　HTTR 燃料 [3)]

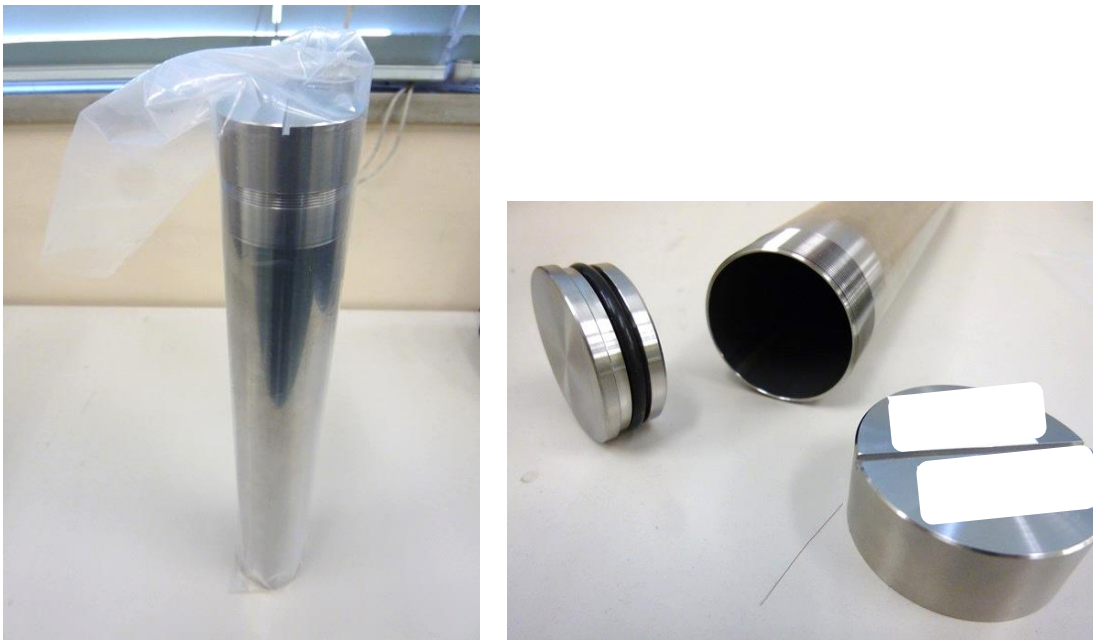


図 2.16.2　燃料保管容器

This is a blank page.

３．技術開発（安全性実証試験等）

Research and Development (Safety Demonstration Tests etc.)

This is a blank page.

3.1 熱負荷変動試験

3.1.1 概要

現在、HTTR での経験を基に高温ガス炉水素製造設備の設計研究が行われており、水素製造設備で熱負荷変動が生じた場合にも原子炉が安定する事が求められている。そこで制御系設備設計の観点から、高温ガス炉水素製造設備に起因する熱負荷変動時の原子炉システムの安定性の実証と共に、熱負荷変動に対する原子炉設備の動特性解析コードの高度化に必要なデータ収集のため、HTTR を用いた熱負荷変動試験を計画している。今年度は、実際の運転である制御系を作動させた条件で熱負荷変動が発生した場合の試験条件の検討を行った。熱負荷変動試験に関わるHTTRの原子炉制御システムの構成を図3.1.1に示す。

3.1.2 原子炉システムの挙動

主要な制御系が不作動時と作動時の各パラメータを比較する事により、HTTR の制御系の特性の確認を行った。本解析では空気冷却ファン 4 台停止させた場合の制御系作動/不作動時の制御特性のうち原子炉出口温度/原子炉出力を図 3.1.2 に示す。

全制御系が作動し空気冷却ファン 4 台が停止した時、原子炉入口温度は約 25℃上昇する。それに伴い原子炉出口温度は上昇し、原子炉出口温度制御系から原子炉出力制御系に中性子束を低下させる方向に出力制御目標値が与えられる。しかし、燃料と減速材の温度の上昇に伴う負の反応度添加の影響が大きいため、制御棒は引き抜かれ、原子炉出口温度は 3 時間後まで上昇するが、その後安定な状態へと向かうことが解析的に確認できた。

3.1.3 試験可能範囲の検討

実施可能な試験条件について検討を行った。結果を図 3.1.3 および図 3.1.4 に示す。熱負荷変動試験に伴い、発報する可能性がある警報として原子炉入口温度高と加圧水冷却器入口加圧水温度高がある。

この結果から、90%以下の試験は停止台数によらず試験可能である。ただし、現状では原子炉出口温度制御系は出力 90%以上でのみで使用可能であることから、原子炉出力 90%以下で本試験を行うにあたっては、原子炉出口温度制御系の改造が必要となる。

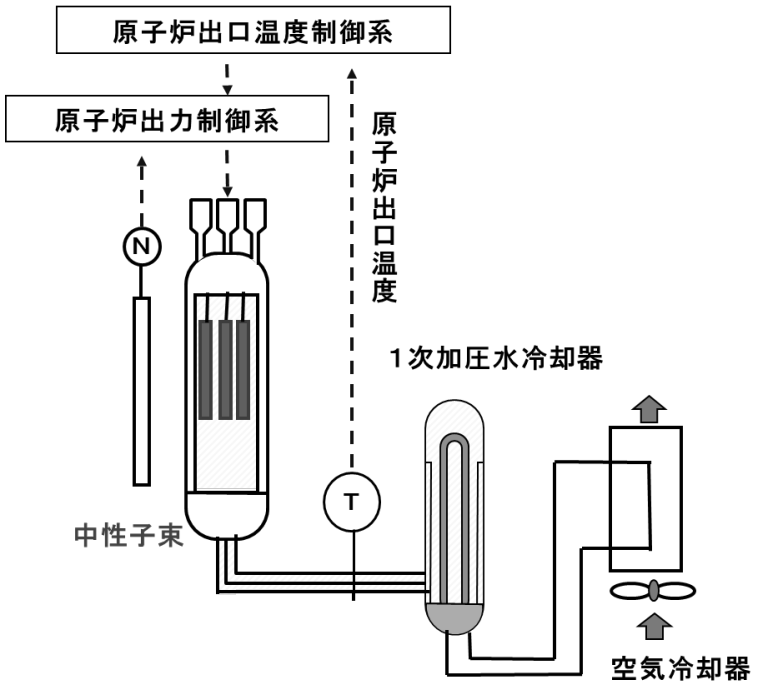


図 3.1.1　熱負荷変動試験に関わる HTTR の原子炉制御システム

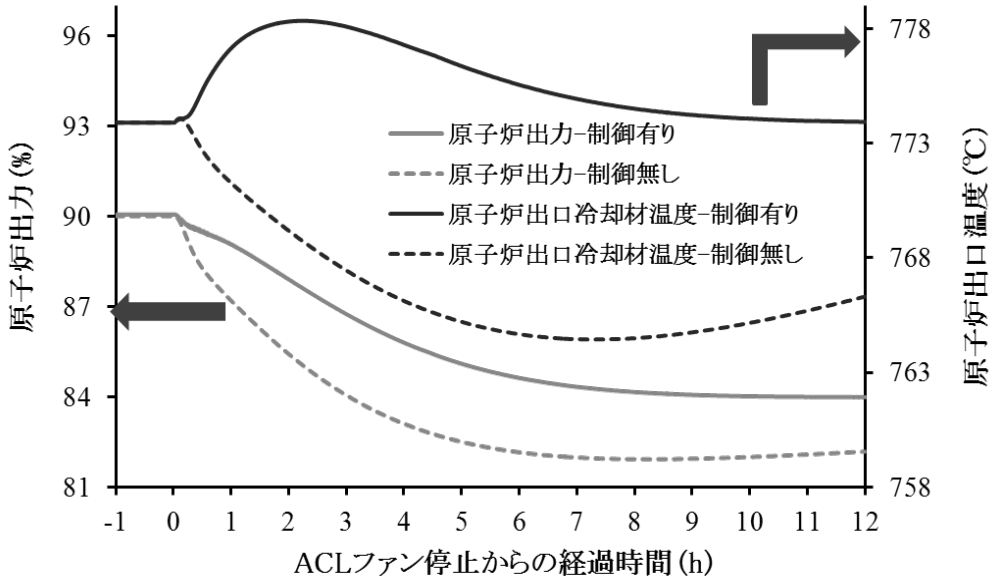


図 3.1.2　熱負荷変動時の原子炉出力と原子炉出口冷却材温度

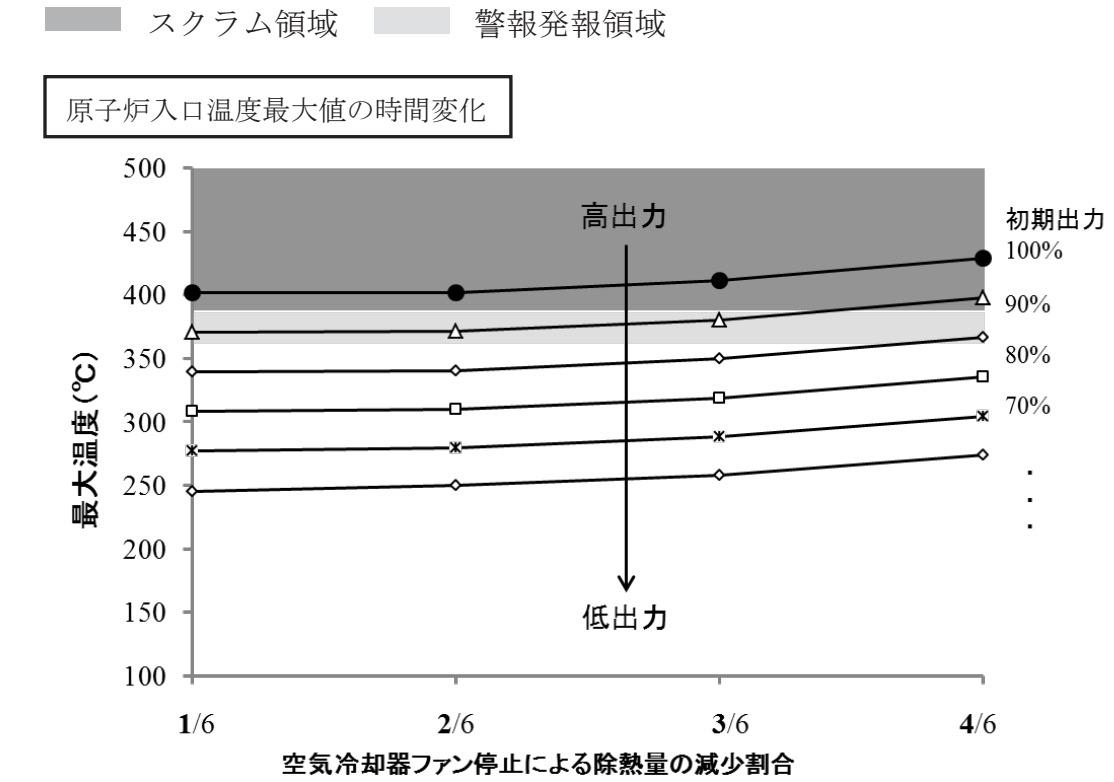


図 3.1.3　　原子炉入口温度最大値の時間変化

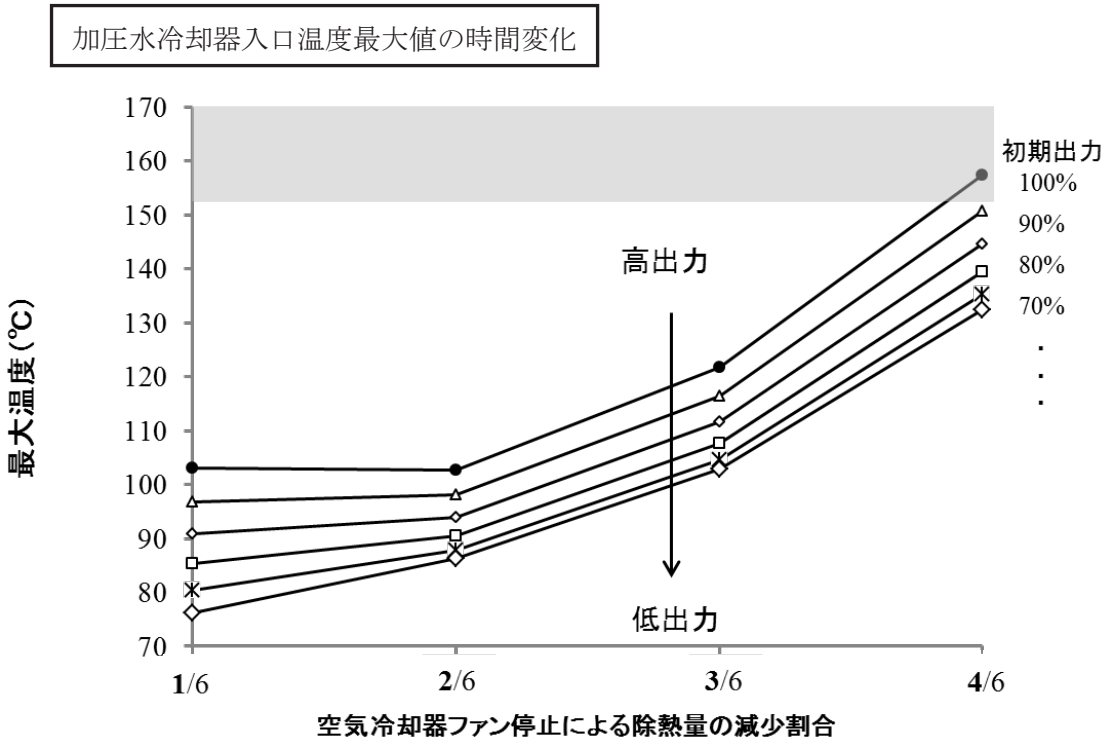


図 3.1.4　　加圧水冷却器入口温度最大値の時間変化

3.2　コールド試験結果による安全性実証試験計画の立案

3.2.1　安全・確実な炉心冷却喪失試験の試験手順の提案と確認[5)]

HTTR を使用した炉心冷却喪失試験では、炉心を冷却するヘリウムガスの強制循環を停止させ、かつ、炉容器冷却設備の２系統の冷却水系統を停止させる。原子炉の保有熱や崩壊熱は原子炉から１次生体遮へい体を通って地面へと放熱され、炉内構造物や生体遮へい体温度が上昇するが、このような状態でも原子炉が安全であることを実証する。

この際、炉容器冷却設備は約 15mの高低差があるため、冷却水の自然循環により水冷管の冷却が期待されている。しかし、当該水冷管は形状が複雑なため数値解析による高精度な温度と自然循環流量の予測が困難であることから、水冷管に局所的な温度上昇が財産保護の観点から懸念され、炉心冷却喪失試験の実施を困難にしていた。

そこで、まず、温度上昇箇所を特定するため複数の熱電対を設置し、炉心冷却喪失試験の試験手順を踏んで、非核加熱状態の炉心冷却喪失コールド試験により、炉容器冷却設備を停止させる試験を実施して、水冷管の温度変化を実測した（図 3.2.1)。また、高精度な電磁流量計を設置して冷却水の自然循環流量を実測し、循環ポンプのバイパス弁を開けて自然循環流量を可能な限り増加させ、自然循環の水冷管温度への影響を確認できるよう試験方法を工夫した。

試験の結果、最高使用温度以下であるものの、局所的に温度制限の目安としている監視温度を超える箇所を特定した。一方、冷却水の自然循環流量は、一時的には増加するものの、時間の経過とともに減少するため、当該水冷管の冷却に効果がないことを明らかにした（図 3.2.2)。

このため、並行して実施した数値解析の予測結果との比較検討により、独自の試験方法を考案して、十分短い時間の冷却水循環ポンプの起動により、炉心冷却喪失試験で着目すべき炉内構造物、１次生体遮へい温度への影響を極めて小さく抑え、かつ、問題となる水冷管温度の上昇を抑制できることを実証した（図 3.2.3)。

本試験方法の考案により、HTTR が停止中であるにも関わらず、非核加熱試験により、水冷管の局所的昇温部分の特定、自然循環による水冷管温度への影響の確認、当該水冷管の昇温抑制方法の有効性を実証できた。このように、安全・確実な炉心冷却喪失試験の試験手順を提案するとともに、その有効性を確認することで、HTTR 再稼働後早期の炉心冷却喪失試験の実施のための安全性実証試験計画を立案することができた。

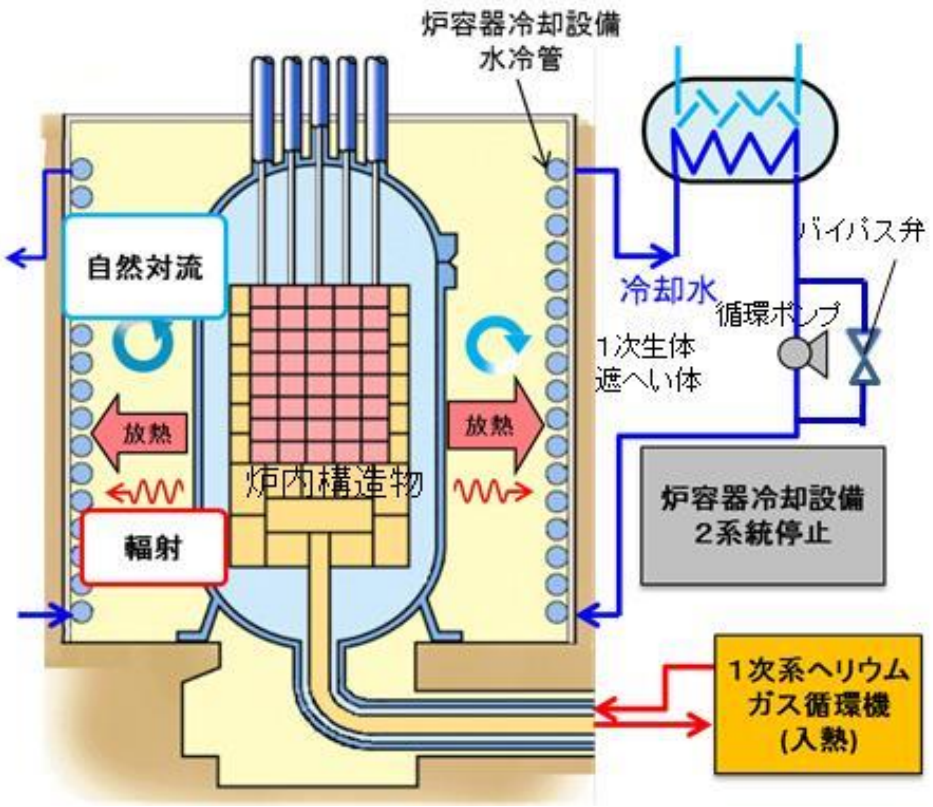


図 3.2.1　非核加熱状態での炉心冷却喪失試験（炉心冷却喪失試験）の概要

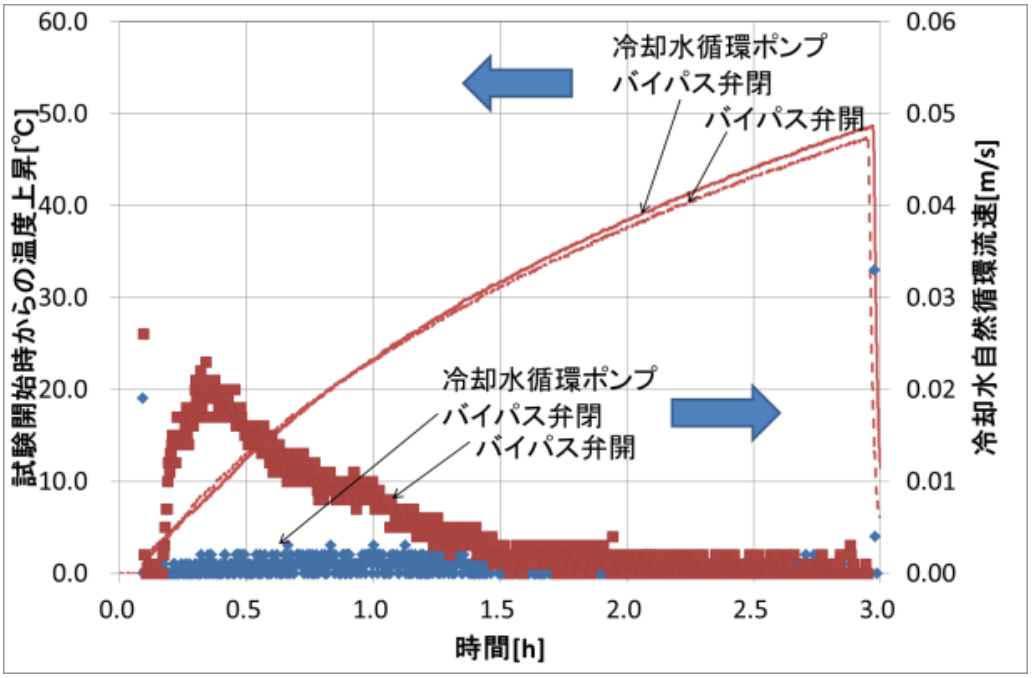


図 3.2.2　水冷管昇温部と自然循環による影響

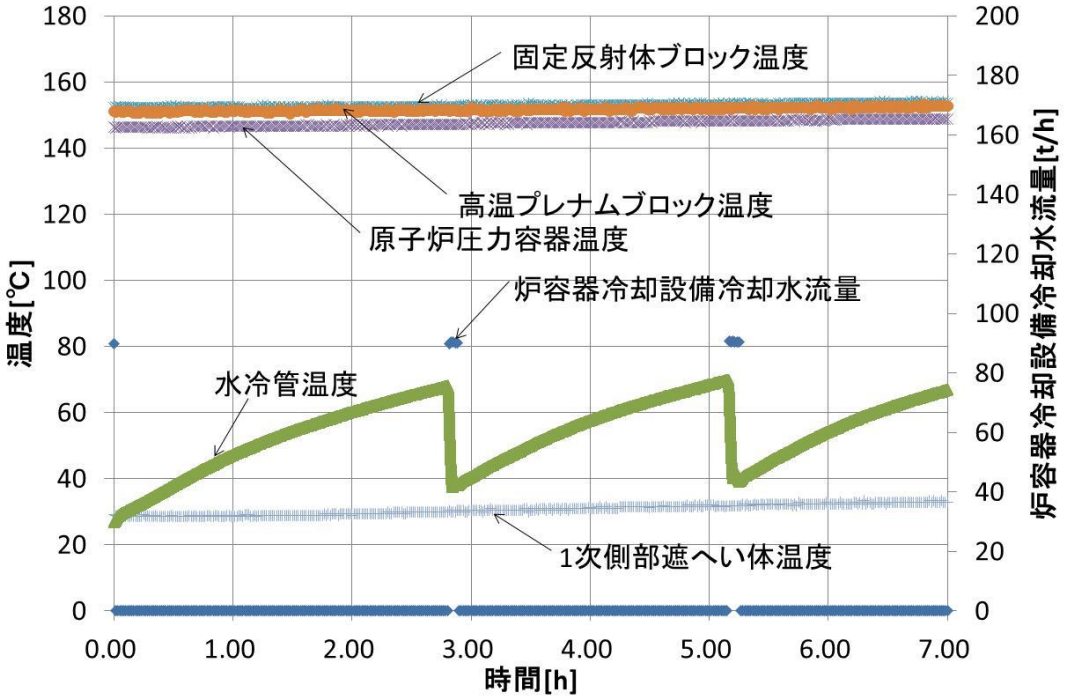


図 3.2.3　冷却水循環ポンプの短時間起動による原子炉炉内構造物、1 次遮へい体温度への影響

3.3 黒鉛酸化試験

3.3.1 概要

HTTR の炉内構造物には、高密度・高純度の黒鉛材料が用いられている。このような黒鉛は、酸化触媒となる金属不純物が極めて少なく、また内部気孔が少なく反応表面積が小さい等の理由により、自己燃焼（炎を上げて燃えること）しにくい。

一方、「試験研究の用に供する原子炉の原子炉施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原子力規制委員会、平成 25 年 11 月 27 日）では、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設について、「発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設からの多量の放射性物質又は放射線を放出する事故」について必要に応じて評価及び対策が求められている。具体的な事故として「燃料体の損傷が想定される事故」が挙げられ、その原因となりうる事象として、「設計基準事故の想定を超える空気侵入事故又は水侵入による炉内構造物（黒鉛）の酸化、可燃性ガスによる爆発等」が例示されている。HTTR の炉内構造物の酸化については、評価を行い設計に反映しているとともに、減圧事故時に一酸化炭素濃度が燃焼範囲に入らない評価結果を得ている[6), 7)]。

しかしながら、黒鉛を用いていたチェルノブイリ発電所における事故により、黒鉛の「酸化」を「炎を上げて燃えること」とイメージし、HTTR でも同様な上昇気流による FP 拡散が起きると誤解されている可能性がある。

そこで、HTTR の燃料体等に使用されている原子炉級微粒等方性黒鉛 IG-110（東洋炭素（株）製）及び固定反射体ブロック等に使用されている原子炉級中粒準等方性黒鉛 PGX（UCAR 社製）について、定性的な耐火性能（自己燃焼しにくい等）を示すために、火炎に曝される状況を仮想して試験を実施した。

3.3.2 試験方法

本試験では、IG-110 及び PGX を用いて、20×20×100 ㎜の試験片を作製し、大気中雰囲気中でガストーチの火炎により加熱した。試験の実施状況を図 3.3.1 に示す。加熱は 20 分間継続して実施した。試験では、IG-110 及び PGX の耐火性能の確認が容易となるように、比較試料として炭素材（低密度、不純物を多く含む炭素材を使用）を IG-110 または PGX と同時に加熱した。

耐火性能は、①自己燃焼（炎を上げて燃えること）の有無、②試験前後の試験片の外観の変化を確認することで評価した。

3.3.3 試験結果

試験の結果、IG-110 及び PGX は、①大気雰囲気中で火炎に曝されても自己燃焼しないこと、及び図 3.3.2 及び図 3.3.3 に示すように②火炎による加熱前後でき裂の発生、表面が灰になるなどの外観上の大きな変化がないことを確認した。一方、炭素材については、図 3.3.1 に示すように試験中に酸化による試験片の赤色化が確認され、さらに、図 3.3.4 に示すように試験後に試験片が酸化により大きく損傷していることが確認できた。

以上により、IG-110 及び PGX が定性的に耐火性能に優れていることを試験により示した。また、チェルノブイリ原子力発電所のような、燃焼に伴う上昇気流による FP 拡散は

起きにくいことを定性的に示した。

本試験の成果のうち、IG-110 に係る成果については、東洋炭素（株）の協力を得ることにより原子力学会にて報告した[8)]。また、試験映像のうち IG-110 に係る映像を HTTR の公開ホームページにて掲載した[9)]。

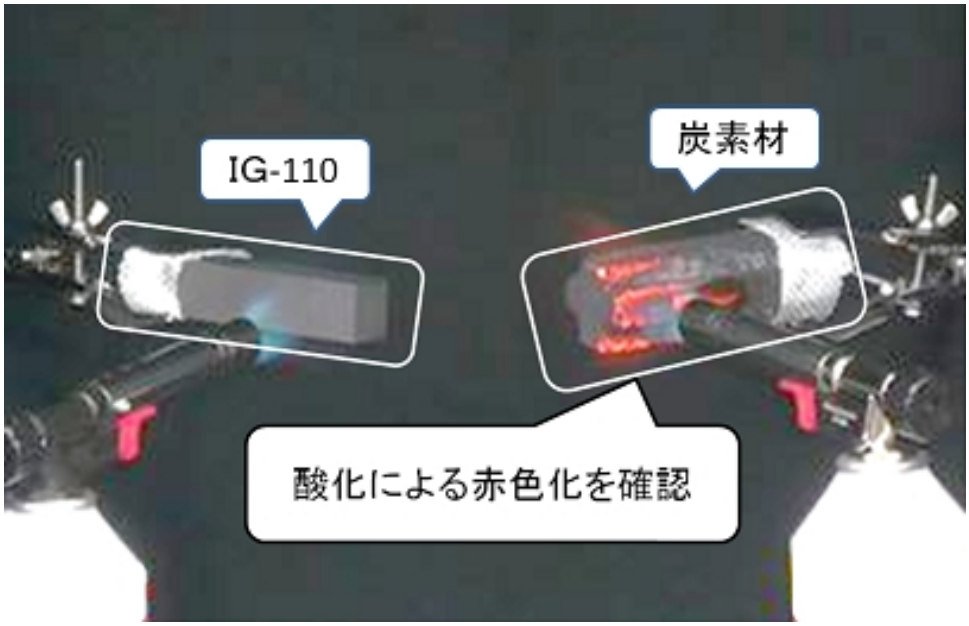


図 3.3.1　試験の実施状況

図 3.3.2　試験後の IG-110

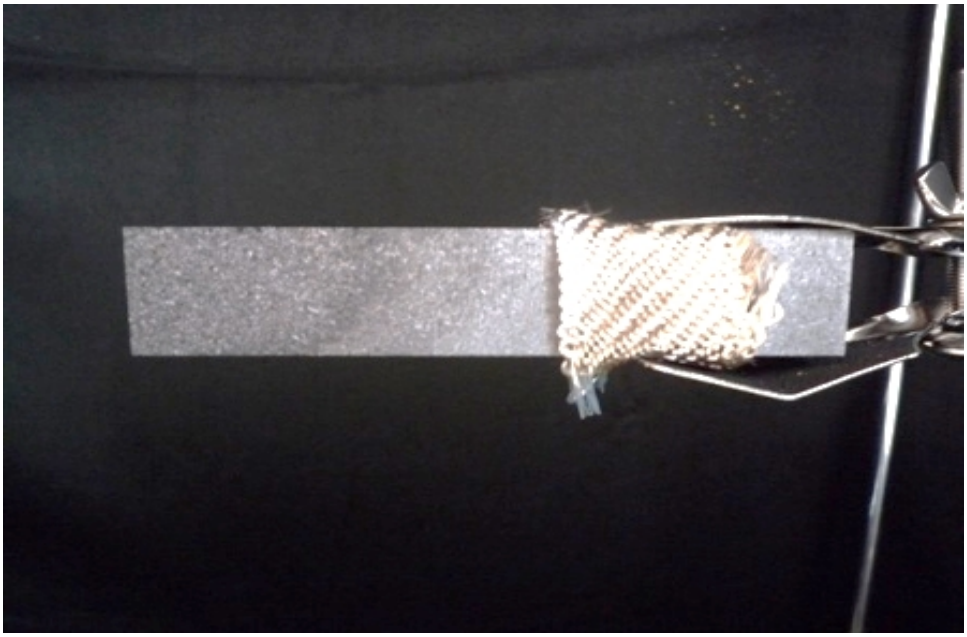


図 3.3.3　試験後の PGX

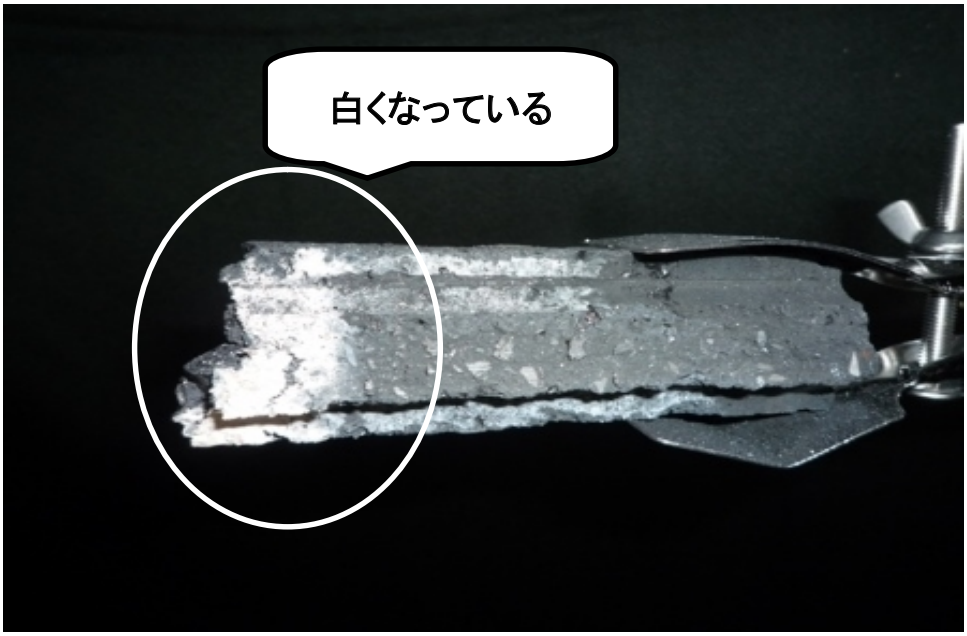


図 3.3.4　試験後の炭素材

3.4　使用済燃料の直接処分についての検討

3.4.1　概要

HTTR の使用済燃料は、英国又はフランス等の再処理事業者、若しくは米国のエネルギー省に委託して再処理を行うこととしている[10]。一方で、「地層処分基盤研究開発に関する全体計画【研究開発マップ】（平成 25 年度～平成 29 年度）」（地層処分基盤研究開発調整会議、2014 年 3 月）においては、使用済燃料の直接処分について「新たな原子力政策の策定や核燃料サイクルのシナリオの選択に柔軟性を与えるためにも研究に着手することが必要である」との記載がされている。また、同計画では、使用済燃料直接処分分野の研究開発計画の策定及び研究実施における基本方針において、試験研究炉などの使用済燃料も対象とする旨が記載されている。原子力機構では、直接処分を含む地層処分に係る研究開発がバックエンド研究開発部門を中心に実施されている。

今年度は、上記の研究開発への貢献を目的として形状、総量、重量、核分裂生成物の放出挙動等の基礎データを設計図書及び公開文献等を基にして整理するとともに、ORIGEN 2.2[11), 12), 13)] を使用した計算によりして放射能等を推定した。

3.4.2　基礎データ

(1)　形状

HTTR 燃料を図 3.4.1 に示す。HTTR 燃料は、二酸化ウランの球状燃料核に第 1、2、4 層に熱分解炭素、第 3 層に炭化ケイ素（SiC）の被覆を施した四重被覆燃料粒子である。燃料棒は、黒鉛スリーブ中に被覆燃料粒子を黒鉛マトリックス中に分散した円筒形状の燃料コンパクトを 14 個挿入し、上下に端栓を施したものである[4)]。

被覆燃料粒子の第 2 層及び第 4 層は気体状 FP の拡散障壁としての役目、第 3 層は金属 FP の拡散障壁としての役目を有している[14)]。

(2)　総量・重量

総量及び重量は、設計図書等を基に燃料棒単位及び燃料体ブロック単位の 2 通り算出した。算出においては、現在までに製作した 2 炉心分の数値を算出した。結果を表 3.4.1 に示す。

(3)　核分裂生成物の放出挙動

被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出挙動について文献調査を行った。その結果、以下を確認した。

長期保管及び直接処分中に燃料から漏えいする可能性が高いのは、気体状又は揮発性の高い放射性物質であると考え、5 年以上の期間を考えた場合に放出挙動が重要になると予想されるクリプトン（Kr-85）及びヨウ素（I-129）に着目した健全粒子（被覆層が全て健全な被覆燃料粒子）、貫通破損粒子（被覆層が全て破損している粒子）からの放出割合の計算が過去に行われていた。その結果、クリプトン及びヨウ素の著しい放出は、軽水炉の使用済燃料を直接処分した場合に潜在的有害度が天然ウランと同程度となる 10^5 年以降に生じると報告されている[15)]。

(4) 崩壊熱

使用済燃料の崩壊熱について調査を行った。その結果、以下を確認した。

「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた電源機能等喪失時における炉心等の健全性評価について（報告)」(23 原機（大安）023、平成 23 年度 4 月 28 日）における HTTR の「全電源喪失時の原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料の温度評価」では、使用済燃料の平均燃焼度 22,000MWd/t、炉内での冷却期間 10 日、燃料交換に要する期間を 30 日とした場合の崩壊熱を 66k W としている。

(5) 放射能

使用済燃料 1 体あたりの放射能は、ORIGEN 2.2 により推定した。算出においては、平均燃焼度 22,000 MWd/t、平均濃縮度 6.0 wt%t、とした。使用済燃料 1 体あたりの放射能（代表的な核種）について、冷却期間 2 年間及び 10 年間とした場合の結果を表 3.4.2 に示す。

3.4.3 まとめ

設計図書及び公開文献等を基にして、使用済燃料直接処分に必要となる形状、総量、重量、崩壊熱、使用済燃料 1 体あたりの放射能等の基礎データの整理を実施した。整理したデータはバックエンド研究開発部門の関係部署に提供した。

表 3.4.1　使用済燃料の総量及び重量

総量：	約 5.1 m^3	（燃料棒）
	約 20 m^3	（燃料体ブロック）
重量：	約 9.7 ton	（燃料棒）
	約 32 ton	（燃料体ブロック）

表 3.4.2　使用済燃料 1 体あたりの放射能（合計及び代表的な核種）(1/2)

	冷却期間（年）	
	2	10
H3	6.2E+10	4.0E+10
Se79	9.9E+06	9.9E+06
Kr85	9.0E+11	5.4E+11
Kr85M	0.0E+00	0.0E+00
Sr89	1.1E+10	4.3E-08
Sr90	1.2E+13	1.0E+13
Y90	1.2E+13	1.0E+13
Y91	5.3E+10	4.9E-05
Zr95	1.3E+11	2.4E-03
Nb95	3.0E+11	5.3E-03
Nb5M	1.3E+09	2.3E-05
Ru103	6.0E+08	2.4E-14
Rh103M	6.0E+08	2.4E-14
Ru106	1.1E+13	4.9E+10
Rh106	1.1E+13	4.9E+10
Sb125	7.8E+11	1.0E+11
Te125M	2.9E+11	3.9E+10
I129	0.0E+00	1.7E-02
Te129	9.1E+05	0.0E+00
Te129M	1.4E+06	9.4E-21
I131	7.5E-14	0.0E+00
Cs137	1.4E+13	1.2E+13
Ba137M	1.4E+13	1.1E+13
Cs140	0.0E+00	0.0E+00
Ba140	2.1E-03	0.0E+00
La140	2.4E-03	0.0E+00

（単位:Bq）

表 3.4.2　使用済燃料 1 体あたりの放射能（合計及び代表的な核種）(2/2)

	冷却期間（年）	
	2	10
Ce141	5.9E+07	5.1E-20
Pr143	2.2E-02	0.0E+00
Ba144	0.0E+00	0.0E+00
La144	0.0E+00	0.0E+00
Ce144	4.1E+13	3.4E+10
Pr144	4.1E+13	3.4E+10
Pr144M	6.3E+11	5.1E+08
Nd147	1.2E-06	0.0E+00
Pm147	2.1E+13	2.5E+12
Pm148	1.8E+06	9.2E-16
Pm148M	3.5E+07	1.7E-14
Sm151	5.4E+10	5.0E+10
Sm153	0.0E+00	0.0E+00
Eu154	5.0E+11	2.6E+11
Eu155	2.9E+11	8.9E+10
Eu156	4.9E-02	0.0E+00
U235	1.7E+07	1.7E+07
U237	2.1E+08	1.4E+08
U238	6.9E+07	6.9E+07
U239	0.0E+00	0.0E+00
Np238	8.7E+05	8.3E+05
Np239	1.5E+08	1.5E+08
Pu238	7.3E+10	6.9E+10
Pu239	5.9E+10	5.9E+10
Pu240	4.9E+10	4.9E+10
Pu241	8.6E+12	5.8E+12
Am241	3.6E+10	1.3E+11
Cm242	3.8E+10	1.4E+08

（単位:Bq）

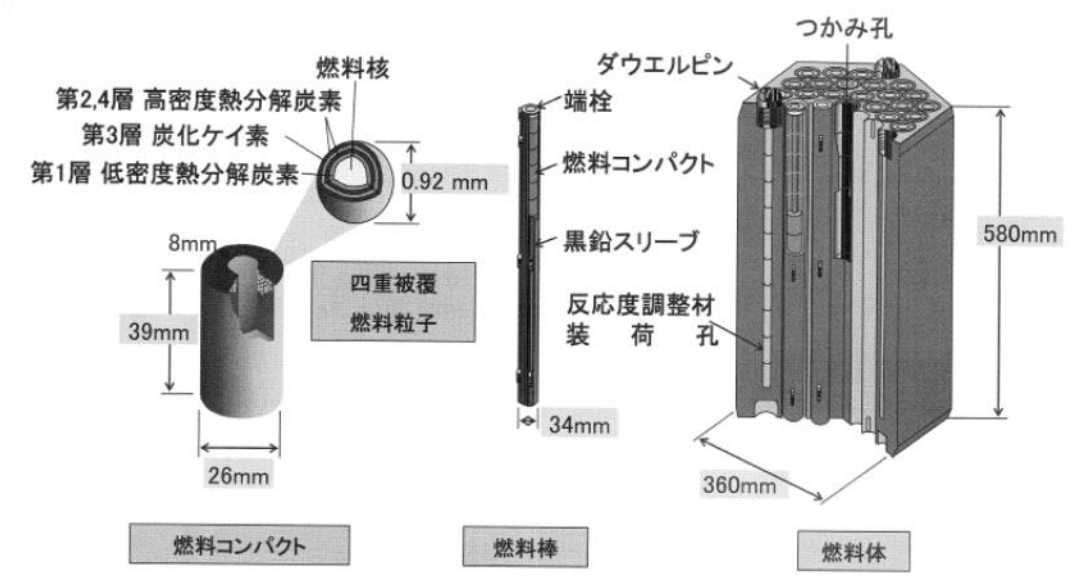


図 3.4.1　HTTR 燃料 [4)]

This is a blank page.

４．試験研究用等原子炉施設の新規制基準への対応

Conformity with New Regulatory Requirements for Research Reactors

This is a blank page.

4.1 概要

東北地方太平洋沖地震は、東京電力福島第一原子力発電所に津波被災による長期の全交流電源喪失を生じさせ、結果として３基の原子炉が炉心溶融を起こし、大量の放射性物質がサイト外に放出される INES レベルで最悪のレベル７の大規模原子力事故（東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、「福島第一事故」という。））を引き起こした。現在も事故収束に向けての活動は継続して実施されているが、事故発生を契機に明らかとなった原子力利用に関する政策に係る縦割り行政の弊害は事故当初から問題とされ、福島第一事故以前の原子力規制体制を一新し、原子力規制行政の一元化を図るため原子力規制委員会が新たに設置されることとなった[16]。

原子力規制委員会（以下、「委員会」という。）は、平成 24 年 9 月 19 日の原子力規制委員会設置法の施行に伴い設置された。同法は、実用発電用原子炉に関する重大事故対策の強化、運転期間の制限、最新知見の施設・運用への反映制度の導入等の規制強化を喫緊の課題としているが、実用発電用原子炉のみならず原子力規制体系全体に対する強化も意図しており、試験研究用等原子炉施設を含む核燃料施設等に係る新規制基準についても同法施行後１年３ヶ月以内に施行することが定められた。これを受け、委員会は国際的な基準から見てもより安全な原子力の規制を策定すること目的に検討を開始し、平成 25 年 12 月 18 日に核燃料施設等の多くの新規制基準とともに試験研究用等原子炉施設に係る新規制基準が施行された。

4.1.1 新たに制定された規則の概要

(1) 試験研究用等原子炉施設に関する新規制基準体系の特徴

試験研究用等原子炉施設は、実用発電用原子炉と異なり、使用目的、燃料型式、冷却方式等が多種多様であり、また、熱出力は 1000MWt 以上にもなる実用発電用原子炉に比べ低出力であるため、一般に事故の進展もゆるやかであり、事故の対応は比較的容易である。よって、試験研究用等原子炉施設に対しては、一律な規制ではなく、出力レベルに応じた安全性の要求が求められ、また、代表的な水冷却型原子炉以外の原子炉についてはその炉型の特徴を踏まえたものとするいわゆるグレーデッドアプローチ（Graded Approach：グレード別適用）がとられている。

試験研究用等原子炉施設に対する新規制基準は、「試験研究用等原子炉施設の新規制基準骨子」[17]（以下「新規制骨子」という。）にその要点が示されている。高温工学試験研究炉は新規制骨子で述べられている「ガス冷却型研究炉」に対応するため、新規制骨子又はその他関係する新規制類におけるガス冷却型研究炉に対する要求を満足する必要がある。

主にガス冷却型研究炉の試験研究用等原子炉に関する新規制基準体系の特徴を以下に示す。

(i)自然現象

自然現象に対する考慮については従来の「安全設計指針」（旧原子力安全委員会が作成した審査指針。以下、「旧指針」という。）においても、洪水、津波、風、凍結、積雪、地滑り等を考慮することが求められていたが、新規制基準では、洪水、風（台

風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等を考慮することとなり、より厳格な対応が求められるようになった。(自然現象のうち地震及び津波については後述。)また、竜巻、火山の影響等に対する評価の詳細については、実用発電用原子炉に対するガイドライン[18),19)]が作成されており、試験研究用原子炉施設の審査においても参考にされる。

(ii)設計基準を超える事象(BDBA)

従来の試験研究用原子炉施設の安全評価は「異常な過渡変化」と「事故」からなる設計基準事象に対する安全性の評価並びに「重大事故」と「仮想事故」からなる技術的見地とは離れたものとして設定された立地評価事故に対する評価が基になっていたが、新規制基準では、立地評価事故が廃止され、「設計基準事故(DBA:Design Based Accident)に加えて考慮すべき事故(設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の一般公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与える事故(BDBA:Beyond Design Based Accident))」が定義され、これを評価し、場合によっては影響を緩和するために必要な設備、手順等を整備することが求められている。

なお、ガス冷却型研究炉に対しては、影響緩和が必要な燃料体の損傷が想定される事故として設計基準事故時の想定を超える空気侵入又は水侵入による炉内構造物(黒鉛)の酸化、可燃性ガスによる爆発等が例示され、また、評価結果によっては、可燃性ガス排出等による、設計基準事故の想定を超える空気や水の原子炉圧力容器への侵入による爆発の防止対策をとることが求められている。

(iii)地震・津波

安全機能を有する構築物、系統及び機器については、適切と考えられる津波に十分耐えられる設計が必要であることが新たに追加された。地震に関する新安全基準は新規制骨子での記載上は旧指針と変わりはないが、試験研究用等原子炉施設は旧原子力安全委員会から規制強化が進められていた「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等[20)]を準用する。この指針は、地震動評価策定方法の高度化等により基準地震動が増大するなど規制要求は高くなっており、この厳格な適用が求められている。

(iv)安全設計のその他の主要な要求事項

安全設計の要求事項として、外部電源喪失に対する規制及び火災対策に対する規制が強化された。また、内部溢水に対する規制が追加された。

外部電源喪失に対する規制が強化され、外部電源喪失に加え全交流動力電源の喪失に備えるため、必要に応じ、原子炉の安全停止、停止後に監視等の必要な電源を事故の収束するまでの一定時間確保できる非常用電源設備等を設けることと定められている。

また、火災に対する考慮では、従来は「火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の3方策を適切に組み合わせて、火災により原子炉施設の安全性を損なうことがないもの」とされていた。新規制基準では、火災発生防止、火災検

知及び消火並びに火災の影響の軽減の防護対策の方針については変わらないが、原子炉施設の安全上の特徴に応じたより厳格な適用が求められている。

内部溢水とは原子炉施設内でタンク、プール等で保有している水が機器及び配管の破損やスロッシングによって原子炉施設内部にあふれ出ることであり、設計基準において想定する溢水に対して安全機能を損なわれないことが求められている。

(v)設計及び工事の方法に係る品質保証

炉規法第２７条（設計及び工事の方法の認可）に設計及び工事の方法の認可の際には、設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織が技術上の基準に適合することを確認することとなった。適合を要求される技術上の基準とは、具体的には「実用発電用原子炉施設に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」[21] と同一のものであり、これを試験研究用等原子炉施設の建設段階の品質保証に適用されることとなった。

4.1.2 試験研究用等原子炉施設に関する新規制基準規則の概要

上述の「試験研究用等原子炉施設の新規制基準骨子」に示された新しい規制基準等を原子力規制法へ反映すべく、法律、政令、規則、内規等の改正及び制定が成された。試験研究用等原子炉施設に関する新たに制定された規則及び改正された規則を表4.1.1に示す。また、設計段階から運転段階までの流れに沿った新規制基準規則類との関連を図4.1.1に示す。

また、以下に試験研究用原子炉施設に関する規則及び改正された規則の概要について示す。

・「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（改正）

試験研究用等原子炉施設に関係する改正点は以下のとおり。

(1)バックフィット制度の適用（第２８条の３性能の維持）

(2)各種の試験炉に関する主務大臣を廃し、原子力規制委員会の一元的な監督

(3)設置許可、設計及び工事の方法の認可、使用前検査、施設定期検査に適用する技術上の基準の変更等（下部規則の制改正）

(4)設工認に関して、「設計及び工事に係る品質管理の方法及びそのための組織」に関する項目の追加

・「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（改正）

主な改正点は以下のとおり。

(1)設置許可申請書の記載事項の「試験研究用等原子炉施設の一般構造」に「耐津波構造」を追加。また、添付書類十に設計基準事故に超える事故（BDBA）に関する説明を追加。

(2)使用前検査、使用前検査等に係る技術上の基準を新たに設けたことによる旧条項の削除

(3)記録事項に警報装置から発せられた警報内容の記載の追加

(4)保安規定の「非常の場合に採るべき処置」に設計基準事故を超える事故（BDBA）に関する処置を加える。
(5)報告対象となる事故故障等の機器故障による事項に設計基準事故を超える事故（BDBA）の拡大を防止するために必要な機器の追加及び火災による機器故障による事項の追加

・「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」（改正）

炉規法第２７条設計及び工事の方法の認可基準の一つ「設計及び工事の方法が原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するものであること」に対する原子力規制委員会が定める技術上の基準。設計基準事故を超える事故（BDBA）が発生した場合の事故の拡大の防止等の必要な措置に係る規定を追加する等の改正が行われた。

・「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（制定）

炉規法第２４条設置許可基準の一つ「試験研究用等原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会で定める基準に適合するものであること」に対する原子力規制委員会が定める基準として制定。

・「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（制定）

炉規法第２７条設計及び工事の方法の認可基準の一つ「その者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織が原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するものであること」に対する原子力規制委員会が定める技術基準として制定。

・「試験研究の用に供する原子炉等の性能に係る技術基準に関する規則」（制定）

炉規法第２８条の３性能の維持「試験研究用等原子炉施設の性能が原子力規制委員会で定める技術上の基準に適合するようにその試験研究用等原子炉施設を維持しなければならない」に対する原子力規制委員会が定める技術上の基準として制定。また、第２８条使用前検査及び第２９条施設定期検査での技術上の基準としても用いられる。

・「試験研究の用に供する原子炉等における保安規定の審査基準」（内規）

炉規法第３７条保安規定に「原子力規制委員会は、保安規定が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は試験研究用等原子炉による災害の防止上十分でないと認めるときは認可をしてはならないとされており、保安規定の認可の審査にあたって確認すべき事項について定められた。

表 4.1.1　試験研究用等原子炉施設に関する新たに制定された規則類

規則名	分類
核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律	（改正）
試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	（改正）
試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則	（改正）
試験研究の用に供する原子炉等の溶接の技術基準に関する規則」	（改正）
試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則	（制定）
試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則	（制定）
試験研究の用に供する原子炉等の性能に係る技術基準に関する規則	（制定）
試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	（内規）
試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則の解釈	（内規）
試験研究の用に供する原子炉等における保安規定の審査基準	（内規）

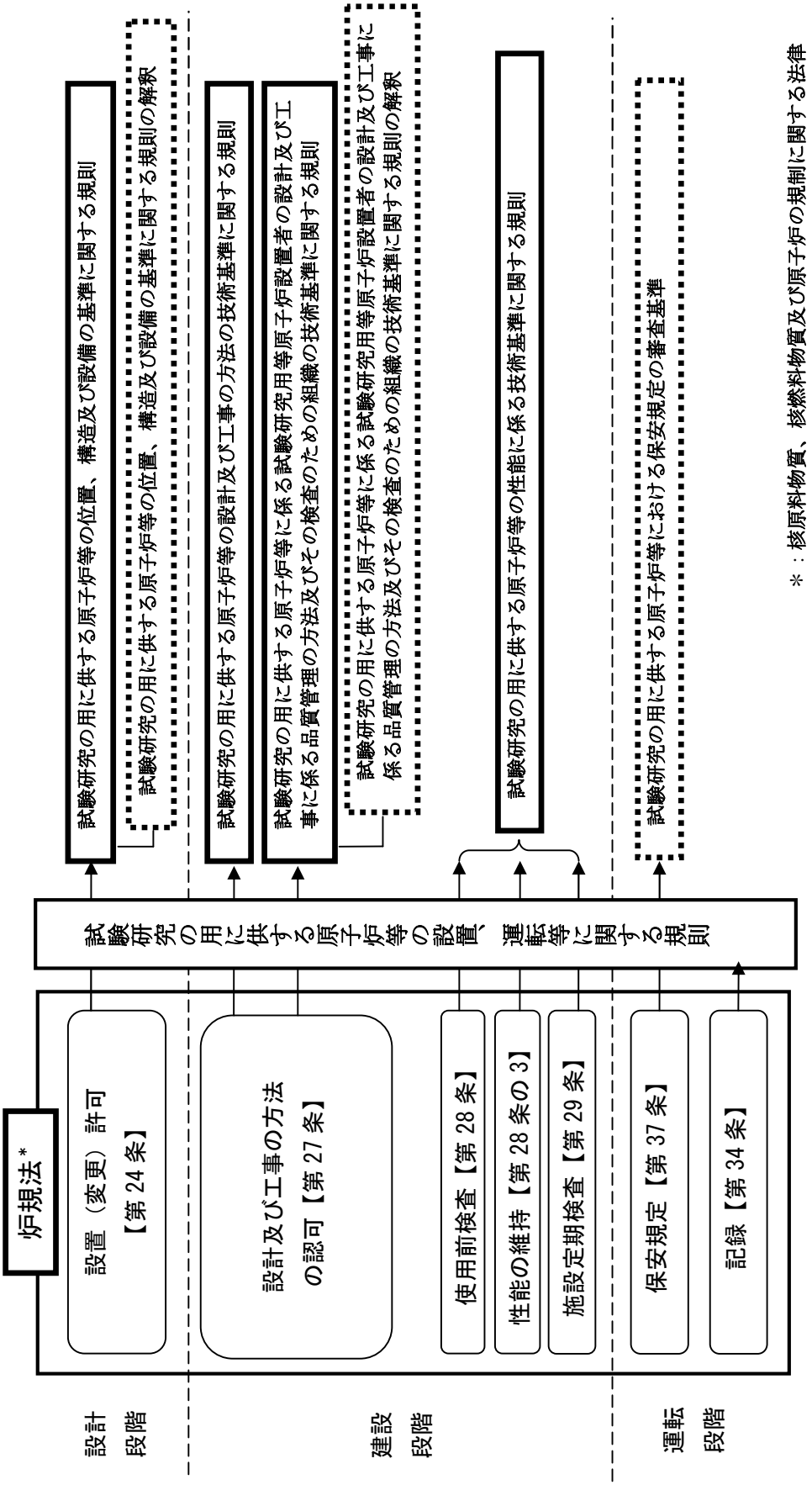


図 4.1.1　設計段階から運転段階までの流れに沿った新規制基準規則との関連

4.2　HTTR の対応状況

新規制基準の適用については、原子力規制委員会から基本的な考え方[22)]が示されており、新規制基準の施行後は適切な時期に新規制基準への適合確認を行うことが必要とされている。しかしながら、今回の新規制基準の導入では施行までの時間が限られていたことから、施行後適切な時期までに完了することとされている。なお、適切な時期とはバックフィット制度（すでに設置許可を受けている原子炉施設においても原子力規制委員会が定める最新の技術上の基準への適合を義務づける制度）の適用の有無、核燃料施設等の有する活動のリスク等に応じて決められる。

試験研究用原子炉施設は炉規法第２８条の３によりバックフィット制度が適用されている。また、低出力炉（熱出力 500kW 未満）は新規制基準施行後の初回施設定期検査に入る前の運転が許可されているが、中高出力炉（熱出力 500kW 以上 50MW 以下)、ガス冷却型研究炉等は、原則的に新規制基準施行後の初回施設定期検査までには適合確認を完了しなければ運転をしてはならないこととなっている。

高温工学試験研究炉においては、平成２５年度は新規制基準の適合確認のための調査・検討を行い、早期の適合確認の完了後の再稼働を目指した原子炉設置変更許可申請の準備等を進めている。平成 25 年度おける以下の項目の検討状況について次項以降にて示す。

(1)重要度分類の策定
(2)設計基準事故を超える事故（BDBA）事象選定の考え方の提案
(3)航空機落下確率に対する考慮（「外部からの衝撃に対する損傷の防止」の一部）

4.3　重要度分類の策定

新規制基準における重要度分類に関する要件は、平成 25 年 12 月 18 日に施行された「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、試験炉設置許可基準規則という。）の第 12 条（安全施設）に規定されており、その解釈として同日施行された「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」においては、重要度分類は「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下、研究炉指針という。）（平成 3 年 7 月 18 日原子力安全委員会決定）の「添付　水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」を参考とし、行うように記載されている。

HTTR の重要度分類においては、設置許可申請時に研究炉指針が施行前であったことや、日本で初の高温ガス炉であり未知な部分もあったことなどから、基本的には実用発電用軽水型原子炉（以下、発電炉という。）の設置許可申請に倣った重要度分類としており、この結果として、HTTR は試験研究炉でありながら、発電炉とはその出力の違いによる潜在的なリスクや事象の進展・拡大の違いあるものの発電炉と同等の重要度分類となっている。

HTTR における新規制基準の適合性確認にあたっては、試験炉設置許可基準規則を満足するよう重要度の見直しを行うこととし、その基本的な考え方は、研究炉指針に基づくものとして重要度分類を行う。研究炉指針では、①～⑤の発電炉との違いを考慮するもとしており、HTTR においてもこれを参考にするとともに研究炉指針に加え高温ガス炉の特徴を考慮し、重要度分類することで進めており、指針等に対してより論理的整合性が高まると考えられる。

① 冷却材の温度及び圧力が低いことから、冷却材の内蔵エネルギーが小さく、冷却系統の構成が比較的簡単であること。
② 原子炉の出力が小さく、核分生成物のインベントリが小さいこと。
③ 炉心が小さく燃料の濃縮度が高いことから、燃料要素 1 本当りの反応度価値が大きく、また、高出力炉では、出力密度が高いこと。
④ 原子炉の連続運転時間が短く、起動停止が容易であり、また、系統の温度や放射線レベルが低いことから、機器等の点検、補修等が容易であること。
⑤ ループ照射設備、水平実験孔等の各種実験装置を有することから、実験作業者の原子炉接近に伴う被ばくの機会が多いこと。

4.4 BDBA 事象選定の考え方の提案

(1) はじめに

試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則五十三条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）において、試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故よりも低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない、と定められている。

ここでの、発生頻度が設計基準事故よりも低い事故であって、多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれのあるものについて、事象選定の方針（案）についてまとめた。

(2) 発電用等原子炉との比較

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）において、試験研究炉と同様に、事故に対して必要な措置を講じるように定められている。発電用等原子炉では、事象を解釈で定め、必要に応じて確率論的リスク評価で追加することとなっている。

一方、試験研究炉では、事象の想定に当たって、以下を考慮する。

① 設計基準事故の想定（単一故障）を上回る事故（想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象に起因する多重故障を考慮する）。

② 敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれのある事故。

(3) 選定の考え方

上記の①について

- 事象の想定では、設計基準事故の想定（単一故障）を上回る想定（多重故障）を要求している。これは、外部事象（起因事象）の影響が設計基準の影響を上回ることを要求しているわけではなく、過度に影響が大きい外部事象（起因事象）を想定しない。
- 設計基準事故を上回る事故は、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び自然現象等に対して、原子炉の安全性を損なうことがないように設計することが求められている構造物、系統及び機器の機能喪失を重畳させるものとする。なお、起因事象となる運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び自然現象等は、表 4.4.1 に示す。
- 自然現象等である地震、津波、竜巻、航空機落下等の中から、喪失する機能の観点から、自然現象等の代表事象を選定する。
- 上記に基づき事故シーケンスをまとめ、代表事象を選定する。

上記の②について

- ①の選定の考え方に基づき事象の候補を特定し、候補の中から実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるおそれのある事象を選定する。

(4) 選定結果に対する評価の見通し

(3)の考え方に基づいての評価の結果は、判断基準を満足する見通しである。

表 4.4.1　起因事象

	大項目	小項目
運転時の異常な過渡変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	・未臨界状態からの制御棒誤引抜き ・出力運転中の制御棒誤引抜き
	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 （原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化を含む）	・中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止 ・1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開 ・中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇 ・1次加圧水冷却器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇 ・1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開 ・加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開 ・2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開 ・2次冷却設備の除熱量の増大 ・商用電源喪失
	照射試料及び実験設備の異常	・照射試料の移動による反応度添加 ・照射キャプセルの断熱性能の低下
	特殊運転時の異常	・特殊運転時の異常
設計基準事故	炉心冷却能力の低下	・燃料体内冷却材流路閉塞事故 ・1次冷却設備二重管内管破損事故 ・2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故 ・2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故 ・加圧水配管破断事故
	減圧事故	・1次冷却設備二重管破断事故
	水侵入事故	・1次加圧水冷却器伝熱管破損事故
	1次ヘリウム純化設備に関する事故	・1次ヘリウム純化設備破損事故
	廃棄物処理設備に関する事故	・気体廃棄物処理設備破損事故
	照射試料及び実験設備に関する事故	・照射試験装置スイープガス配管破損事故 ・燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故
	制御棒の抜け出し等による事故	・スタンドパイプ破損事故
	その他	・地震、火災、台風、洪水等の自然力に対する安全評価

4.5　航空機落下確率に対する考慮

(1)　概要

試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）の第３項において”安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない”と定めされている。航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成 14・04・29 原院第 4 号（平成 14 年 7 月 30 日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。

(2)　評価手法

実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成 14・04・29 原院第 4 号（平成 14 年 7 月 30 日原子力安全・保安院制定））に基づき、評価を行う。

(3)　評価項目

評価対象事故は、以下の項目である。

１）計器飛行方式民間航空機の落下事故
　①　飛行場での離着陸時における落下事故
　②　航空路を巡航中の落下事故
２）有視界飛行方式民間航空機の落下事故
３）自衛隊機又は米軍機の落下事故
　①　訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中の落下事故
　②　基地－訓練空域間を往復時の落下事故

(4)　評価結果

原則としている標的面積及び現実的な標的面積での評価値は、判断基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えず、航空機落下を「想定される外部人為事象」として設計上考慮する必要がないとの結論を得た。

This is a blank page.

５．放射線管理

Radiation Control

This is a blank page.

5.1 放射線作業時の管理

平成 25 年度において実施された主な放射線作業は、施設定期自主検査及び中性子検出器本体の返還作業である。施設の放射線管理として、管理区域内及び放出放射性物質の定期的な放射線モニタリングを実施した。その他の放射線作業について、随時、放射線モニタリングを実施して放射線管理を行った。

(1) 原子炉運転中の管理

東北地方太平洋沖地震に伴う施設の健全性に関する点検作業、原子炉建家の補修作業を実施していたことから原子炉運転は行われなかった。

(2) 施設定期自主検査作業中の管理

平成 23 年 2 月 1 日から施設定期自主検査作業が開始された。計測制御設備、気体廃棄物処理設備の施設定期自主検査作業等が行われたが、放射線管理上問題はなかった。

(3) 中性子検出器本体の返還作業

平成 26 年 1 月 10 日～1 月 31 日において、中性子検出器本体の返還作業が行われた。この作業は、放射化された中性子検出器を受け入れ、保管場所の照射物貯蔵ピットに移動する作業で、可搬型ガスモニタを設置してモニタリングを行いながら実施した。本作業における作業者の被ばくはなかった。また、放射線管理上の問題はなかった。

(4) その他の作業

その他の作業については、放射線管理上問題はなかった。

5.2 個人被ばく管理

平成 25 年度における放射線業務従事者の被ばく結果について、表 5.1.1 に示す。平成 25 年度における職員等及び請負業者について、0.1mSv を超える被ばくはなく、放射線業務従事者に係る線量限度を十分下回っていた。また、内部被ばくについては、バイオアッセイ法及び体外計測法による定期的に行う確認検査を実施した。結果、全て検出下限値未満であり、内部被ばくのないことを確認した。

5.3 排気及び排水の管理

HTTR の排気筒から放出した放射性気体廃棄物及び廃液貯槽から一般排水溝へ放出した放射性液体廃棄物は、放出管理目標値に比べて十分低い値であり異常な放出はなかった。

(1) 排気中の放射性塵埃及び放射性ガスの管理

HTTR 排気筒から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの測定結果を表 5.1.2 に示す。放射性塵埃及び放射性ガスの最大濃度は、全て検出下限濃度未満であり、排気筒からの有意な放出はなかった。

(2) 放射性廃液の管理

HTTR の放射性廃液貯槽から放出された放射性廃液の最大濃度及び年間放出量を表 5.1.3 に示す。有意に検出された核種は ^{3}H のみで、それ以外の核種は年間を通して全て検出下限濃度未満であった。^{3}H の最大濃度は、2.3×10^{-1} Bq/cm^{3}、年間放出量は、1.1×10^{6} Bq/年であった。^{3}H の年間放出量は、大洗研究開発センターの放出管理目標値に比べて十分低い値であった。また、廃棄物管理施設に引渡した放射性液体廃棄物は、^{3}H：1.5×10^{7} Bq、4.6×10^{1} m^{3} であった。

5.4　放射線管理設備に係る保守管理

5.4.1　施設定期自主検査

原子炉施設保安規定第 2 編 36 条及び核燃料物質使用施設等保安規定第 2 編第 33 条に基づき、平成 25 年 4 月 15 日から平成 25 年 8 月 30 日において放射線測定機器の施設定期自主検査を実施し、保安に関連を有する設備及び機器について所定の性能が維持されていることを確認した。結果については、安全管理部長に報告するとともに、HTTR 運転管理課長に通知した。

5.4.2　修理及び改造

放射線管理設備に係る、保安規定における改造計画の提出に該当する改造はなかった。

表 5.1.1　放射線業務従事者の実効線量の状況

作業者区分	放射線業務従事者（人）	実効線量分布（人）					平均線量（mSv）	最大線量（mSv）	集団線量（人･mSv）
		検出下限線量未満	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv 超え 5.0mSv 以下	5.0mSv 超え 15mSv 以下	15mSv を超える者			
職員等	60	60	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	217	217	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	277	277	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

（注）職員等：職員、出向職員をいう。

外来研究員等：外来研究員、共同利用研究者をいう。

表 5.1.2　HTTR から放出された放射性気体廃棄物

種　類	測定線種及び核種	最大濃度 (Bq/cm^3)	年間放出量*1 (Bq/年)
放射性塵埃	全α	$<2.1\times10^{-11}$	―
	全β	$<1.1\times10^{-10}$	―
	^{137}Cs	$<3.4\times10^{-10}$	0
	^{131}I	$<1.3\times10^{-9}$	0
放射性ガス	^{3}H	$<2.2\times10^{-5}$	0
	^{88}Kr、^{138}Xe 等	$<1.8\times10^{-3}$	0

（注）年間放出量は、最大濃度が検出下限濃度未満の場合放出量を”0”として集計した。

＊1：HTTR の放出管理目標値（気体廃棄物）

種　類	核　種	放出管理目標値 (Bq/年)
放射性希ガス	^{88}Kr、^{138}Xe 等	3.7×10^{13}
放射性ヨウ素	^{131}I	3.2×10^{9}
トリチウム	^{3}H	1.1×10^{13}

表 5.1.3　HTTR から放出された放射性液体廃棄物

主な核種	最大濃度 (Bq/cm^3)	年間放出量*2 (Bq/年)	廃液量 (m^3)
^{3}H	2.3×10^{-1}	1.1×10^{6}	1.8×10^{1}
^{60}Co	$<2.9\times10^{-3}$	0	
^{137}Cs	$<4.0\times10^{-3}$	0	
その他	$<1.8\times10^{-2}$	0	

（注）年間放出量は、最大濃度が検出下限濃度未満の場合放出量を”0”として集計した。

＊2：大洗研究開発センターの放出管理目標値（液体廃棄物）

核　種		放出管理目標値(Bq/年)
^{3}H		3.7×10^{12}
^{3}H 以外	総量	2.2×10^{9}
	^{60}Co	2.2×10^{8}
	^{137}Cs	1.8×10^{9}

This is a blank page.

６．品質保証活動の実施状況

Status of Quality Assurance System

This is a blank page.

6.1　概要

平成 25 年度は、計画的に品質保証活動を展開した結果、品質マネジメントシステムの改善等を目指したセンター共通の品質目標並びに安全性実証試験計画の立案等を目標とした部独自の品質目標の全てを達成することができた。特に今年度は、センター教育・訓練管理要領の統合化に併せて、当部の教育・訓練管理要領の中に懸案であった要員の力量評価の仕組みを構築することができた。また、保安検査における要望事項への対応、当部で発生した放射線業務従事者指定登録に係る不適合管理における是正処置、さらには、他施設で発生したクレーン工事に係る届出不備を受けた予防処置等を通して、保全活動のさらなる改善を図ることができた。

平成 24 年度まで実施された東北地方太平洋沖地震に対する地震応答解析等を用いた HTTR 原子炉施設の健全性に関する総合的な評価結果は、HTTR 原子炉施設の健全性に関する報告書として、平成 24 年 9 月 7 日に監督官庁に提出した。その後、本報告書に対する監督官庁のヒアリングが実施され、平成 25 年 7 月 18 日をもって終了した。また、同地震により損傷した HTTR 原子炉家屋におけるオペフロ内側壁面及び建家外壁面等の耐震壁の補修作業も、昨年度から継続的に取り組み、建家外壁の防水機能を高めるための防水塗装も併せ、平成 25 年 7 月までにすべてを終了した。

平成 23 年 2 月から開始した第 5 回施設定期検査は、現在も継続中である。平成 25 年度は、原子炉停止中においても継続的に機能を維持する必要がある施設について、3 回に分けて受検し、いずれの検査でも、対象設備の機能が正常に維持されていることの確認を受けた。

なお、今年度は、「もんじゅ」における保守管理上の不備に対する“保安規定の変更命令”を受けたことを踏まえ、理事長の臨時のマネジメントレビューが実施され、そのアウトプットとして、「原子力安全に係る品質方針」の改正が行われた。これを受けて、「大洗研究開発センター品質方針」が変更されるとともに、各部の品質目標に所幹部と各部の意見交換会が追加され、保安のための双方向のコミュニケーションが図られた。

6.2　品質保証活動の展開

大洗研究開発センターの品質保証活動は、品質保証計画書（平成 18 年 11 月 1 日施行）に基づく活動に移行して約 7 年が経過し、センター全体としての品質保証活動の共通化、合理化、定着化が図られてきた。平成 25 年度は特に、品質マネジメントシステムの運用実績を反映したシステムのさらなる合理化、スリム化として、前年度から取り組まれてきたセンター教育・訓練管理要領の統合化が図られた。これに併せて、当部の教育・訓練管理要領も改定し、懸案であった要員の力量評価の仕組みを構築した。また、そのほかの品質保証管理要領書に対しても、記載事項に関する要領書の整合性を図るなど、より使いやすい要領書となるよう改定を行った。

また、大強度陽子加速器施設 J-PARC における放射性物質の漏えい事象を受けて、監督官庁からの要請に基づく安全体制総点検を実施するとともに、茨城県からの要請に基づく安全管理体制に係る調査を実施した。さらに、保安検査における要望事項への対応、当部で発生した放射線業務従事者指定登録に係る不適合管理における是正処置、さらには、他施設で発生したクレーン工事に係る届出不備を受けた予防処置等を通して、保全活動のさらなる改善を図ることができた。なお、HTTR の品質保証活動に係る重要事項を審議する HTTR 品質保証委員会は、平成 25 年度、延べ 11 回開催し、18 件の議案を審議した。

これら一連の業務においては、品質保証活動組織（図 6.2.1）並びに HTTR の品質保証管理要領書（図 6.2.2）に基づく保安活動を適切に展開し、業務の確実な遂行を図った。

以上の活動実績を品質マネジメントシステムの適切性及び有効性の観点から分析し、以下に平成 25 年度の品質保証活動の実施状況としてまとめた。

6.2.1 原子力安全等の達成に関する外部の受け止め方

平成 25 年度に実施された、IAEA の査察、施設定期検査、保安検査官の巡視、運転計画の届出及び運転計画変更の届出において、監督官庁からの指摘事項等はなかった。また、東日本太平洋沖地震を受けて実施した HTTR 原子炉施設の健全性確認に関する報告書に係る監督官庁のヒアリングにおいて、監督官庁からのコメント、質問事項、追加要望事項等に遺漏なく対応した。さらに、新規制基準の施行(H25.12.18)に伴う試験研究炉の警報発報時の対応について、監督官庁のヒアリングにおける質問事項等に迅速に対応するとともに、保安規定改定の準備を進めた。なお、平成 25 年 5 月に発生した、J-PARC における放射性物質の漏えい事故を踏まえて、水戸市長から要請された原子力施設の安全管理の徹底に関し、当部では、保安に係わる全ての職員等に対し、これまで以上に事故発生の防止に努めることを部長が訓示した。

平成 25 年度における原子炉施設保安規定遵守状況の保安検査において、検査官から以下の事項について要望が出され、それぞれに適切に対処した。

(1) 放射線作業における日々の線量を記録に残すこととの要望に対し、放射線業務従事報告書等に被ばく線量を記録するよう被ばく線量の管理方法を改善した。

(2) 地震後巡視点検における他部署からの通報を記録に残すこととの要望に対し、運転手引の点検記録様式を変更し、点検報告を記録に残すよう改善した。

大強度陽子加速器施設 J-PARC における放射性物質の漏えい事象を受けて、原子力機構は監督官庁から、安全意識の低さ、安全管理体制不備に対する措置と報告を求められた。原子力機構では、本部に安全体制調査・対策本部を設置するとともに、各拠点に点検調査委員会を設置し、安全管理体制等の総点検を実施した。総点検の結果、HTTR においては、安全管理並びに施設の運転管理の体制に不備がないことが確認されたが、点検結果を反映して管理職位の代理者について文書化するとともに、外部ユーザー（研修生等）の受け入れを想定した作業安全手引を制定し、安全管理体制の改善を図った。また、茨城県からの要請に基づく安全管理体制に係る調査を実施し、原子力施設における管理区域の設定状況並びに非常時における初動対応体制に不備がないことを確認した。

6.2.2 プロセスの実施状況及び検査・試験の結果

平成 25 年度の「業務の計画及び実施」等に係るプロセスの実施状況及び検査・試験の結果は、以下のとおりである。

(1)「業務の計画及び実施」プロセスの監視及び測定

平成 25 年度当初に、レビュー実施要領に基づく「日常的レビュー」を実施し、当該年度に計画された業務について、品質保証計画書の要求事項が満たされていることを確認した。

その後、計画されたそれぞれの業務について、保安規定に基づく業務報告、高温工学試験

研究炉部品質目標の達成度確認及び課長による定期レビュー等を通して、監視及び測定を実施し、プロセスの実施状況等を確認した。

(a)運転管理

平成 25 年度は、東北地方太平洋沖地震を受けた原子炉施設の健全性確認、新規制基準の施行に伴う対応準備などにより、原子炉の運転は行っていない。

(b)核燃料物質等管理

HTTR核燃料物質使用実施計画に基づき、H23年度にFMF施設に輸送し、照射後試験を実施した中性子検出器 2 個について、HTTR 施設への返還作業を計画通り実施した。

(c)放射性廃棄物管理

平成 25 年度は、気体廃棄物の環境への放出量及び液体廃棄物中の放射性物質濃度を保安規定に定める放出管理目標値内に管理するとともに、固体廃棄物については、記録票により確実な引渡しを行った。なお、施設、設備から発生する放射性廃棄物の発生量については、年間削減計画値を環境目標に掲げ、発生量の計画的削減に取り組んでいる。

(d)保守管理

① 炉心冷却喪失コールド試験

安全性実証試験である炉心冷却喪失試験に係る解析コードの検証及び試験手順を確認するコールド試験（炉容器冷却設備２系統停止）を、直勤務体制（平成 25 年 4 月 6 日～4 月 26 日）で実施した。なお、試験に伴い実施した起動前点検、漏えい率測定（at 2.44MPa・120℃）、サーベランス試験等における何れの検査においても、設備・機器に異常等がないことを確認した。

② 原子炉建家、冷却塔他補修作業

東北地方太平洋沖地震後の建家補修作業として、（ⅰ）原子炉建家外壁・内壁補修作業（平成 25 年 1 月～4 月）、（ⅱ）HTTR 搬出入建家ブレース材の交換作業(平成 25 年 2 月)、及び(ⅲ)HTTR 冷却塔、機械棟、排気筒他補修作業（平成 25 年 4 月～7 月）を計画通り実施し、完了した。

③ 施設定期自主検査

保安に直接関連する計器の校正及び保安上重要な設備について、使用施設に係る施設定期自主検査を終了した。なお、原子炉施設に係る施設定期自主検査は、第 5 回施設定期検査が長期に渡っているため、継続して実施している。

④ 施設定期検査

第 5 回施設定期検査が長期に渡っているため、施設定期検査計画及び検査要領に基づく施設定期検査は、原子炉停止中に継続的に機能を維持する必要のある施設を対象に、3 回に分けて受検し、いずれの検査でも問題なく合格した。

⑤ 新燃料体の管理

新燃料体の貯蔵中点検を実施し、貯蔵設備に異常のないことを確認するとともに、取出した新燃料体にも有意な傷等は認められないことを確認した。

(a)非常時の措置

保安教育訓練実施計画に基づく避難訓練等を通して、実地における注意点等を情報共有するとともに、非常の場合に採るべき措置に関する保安教育を通して、事故・故障又は災害が発生した場合の対応について再確認した。

(2)「教育訓練」プロセスの監視及び測定

保安教育実施計画に従って、計画的に保安教育を実施し、保安規定に係る教育を終了した。また、品質保証活動に関する集合教育において、業務における改善事例の紹介等を通して、品質保証活動に対する各自の関与についての認識を深めるなど、実効性のある教育に努めるとともに、品質目標に掲げられた品質保証に係る教育への積極的参加を通して、品質保証活動に対する理解の促進に努めた。

(3)「評価及び改善」プロセスの監視及び測定

(a)検査及び試験

第5回施設定期検査において、保安規定に基づく施設定期自主検査を確実に実施するとともに、施設定期検査計画書に基づく定期検査を計画的に受検し、所定の性能が維持されていることの確認を受けた。また、使用施設等についても、保安に直接関連する計器の校正並びに保安上重要な設備の施設定期自主検査を行い、計画どおり終了した。

(b)監査

平成25年度定期内部監査において、「原子力安全に関連する業務に従事する要員に必要な力量の明確化」及び「不適合に係る記録の識別管理」に関する所見があったが、全体として、品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されていることの確認を受けた。

(c)不適合管理

平成 25 年度は、放射線業務従事者指定登録に係る確認不備が発生し、不適合管理（ランク C）を実施した。また、不適合管理並びに是正処置及び予防処置要領の改定を受けて、不適合区分の見直しに係る周知教育を実施するとともに、原子力安全監査所見で出された不適合の修正、是正処置及び予防処置について、再確認し、理解を深める教育を実施した。

6.2.3 予防処置及び是正処置の状況

(1) 予防処置の実施状況について

(a)水平展開に基づく予防処置

平成 25 年度は、管理責任者から指示があった水平展開事項のうち、以下の項目について、部の水平展開指示事項を決定した。また、水平展開指示事項に基づく点検・調査結果及び処置内容が妥当であることを、HTTR 品質保証委員会で確認した。

① 「旧廃棄物処理建家の火災」に係る水平展開（品質保証に係る水平展開）

② 放射線業務従事者の被ばく管理の不備に係る改善指示について（品質保証に係る水平展開）
③ 大強度陽子加速器施設 J-PARC ハドロン実験施設事故の対応について（水平展開）
④ 水質汚濁防止法の改正に係る水平展開の実施について

(b)知見に基づく予防処置

材料試験炉部において発生した、炉室クレーン工事に係る届出不備事象の発生を受けて、同様の設備を持つ当部でも発生する可能性があること、また､本件は法令等の確実な遵守という観点からも重要度が高い事象であることから、同様な事象の発生を未然に防ぐための予防処置が必要と評価し、「HTTR クレーン設備・運転管理要領」を策定するとともに、本要領に基づく設備管理を開始した。

(2) 是正処置の実施状況について

平成25年度は、放射線業務従事者指定登録に係る不適合管理の是正処置として、以下の処置を実施した。

① 指定登録申請書作成ツールを改定し、電離健康診断の日から６ヶ月を超えているとき等指定要件が満たされていない場合には、エラーメッセージが表示され、申請書の印刷が出来なくなるチェック機能の追加。
② 改定した HTTR 放射線安全作業マニュアルに基づく、指定登録申請時の確認手続きについての定期的な教育の実施。

その後、本指定登録において同様の不適合は発生しておらず、有効性のレビューにおいて、本是正処置は有効であることを確認した。

6.2.4 品質マネジメントシステムの継続的な改善

平成 25 年度は、HTTR 品質保証委員会の審議を経て、以下の品質保証要領書等の改定を行い、保守管理体制を整備するとともに、品質マネジメントシステムの継続的な改善に取り組んだ。

(1) 平成 24 年度品質目標である､「外部委託業務における作業管理の充実」の施策として、管理マニュアルである「ＨＴＴＲ特定施設の運転保守業務に係る点検表」をレビューし、点検に係る作業手順等に変更があった場合は､その妥当性を評価し､評価結果が反映された点検表に基づき､確実な作業管理を実施することなどを管理マニュアルに反映し明記した。　〔平成 25 年 3 月 1 日　施行〕

(2) 平成 24 年度品質目標に基づく品質文書の定期的レビューを実施し、以下の主要な品質保証管理要領の改定を通してマネジメントシステムを改善した。〔平成 25 年 2 月 8 日、平成 25 年 4 月 1 日施行〕

(a) 設計・開発管理要領(QAM-04)を改定し、設計・開発のプロセスにおける課長及び担当

者の役割を明記する。

(b) 業務の管理要領(QAM-07)を改定し、ＨＴＴＲ運転手引及びＨＴＴＲ使用手引に係る自主検査は、「検査及び試験の管理要領」及び「検査実施要領」で管理することを明記する。

(c) 文書及び記録の管理要領(QAS-01)を改定し、文書レビューの実施時期、イントラネット掲載文書の管理等に係る記載の適正化を図る。

(d) HTTR 品証委員会運営要領(QAS-11) を改定し、品証委員会における審議事項について、他の要領との整合性を確認し、許認可申請書に係る事項等の見直しを図る。

(e) レビュー実施要領(QAS-12)を見直し、文書レビューは「文書及び記録の管理要領」により実施することを明記するなど、記載の適正化を図る。

(3) 平成 24 年度品質月間における原子力安全監査所見のレビュー結果を反映し、「HTTR 機械棟における設備・機器に係る管理要領」を改定し、本要領から具体的な運転手順及び点検表を分離して別に定め、管理要領を整備した。　〔平成 25 年 4 月 1 日施行〕

(4) 平成 25 年度保安検査における要望を受け、放射線作業における日々の線量を記録に残すよう被ばく線量の管理方法を改善するとともに､地震後巡視点検における他部署からの通報が記録に残るよう点検表を改善した。

6.3 保安教育訓練

6.3.1 保安教育訓練の実施

HTTR における保安教育訓練は、原子炉施設保安規定及び核燃料物質使用施設等保安規定並びに放射線障害予防規程に基づき、保安教育実施計画書（教育・訓練実施年間計画書（教育件名及び教育予定時期等を記載したもの。)及び保安教育訓練実施計画確認表(HTTR に関する保安活動等を行う者各々について教育時間等を記載したもの。）を含む。）を作成し、当計画に従って教育訓練を実施し、その結果を所定の時期に報告している。また、本教育訓練は、HTTR 品質管理要領書「教育・訓練管理要領（HTTR－QAM-02）」に基づき管理を行い、全体を通して確実に実施している。

6.3.2　平成 25 年度保安教育訓練実施結果

(1) 放射線業務従事者指定教育（受入教育）

放射線業務従事者指定教育は職員等 10 名について実施した。また、外来作業者（短期）については、延 197 名について実施した。

(2) 再教育及び品質保証に係る教育

保安教育実施計画書に基づき、計画通り実施した。品質保証に関する教育は、計画、要領の改訂、水平展開等に応じて随時実施した。

6.3.3　保安教育訓練の有効性の評価

HTTR 品質管理要領書「教育・訓練管理要領（HTTR－QAM-02）」に基づき、各課長は教育対象者にアンケートを取り、教育訓練の有効性の評価を行った。その結果、以下の様な改善事項が挙げられた。

(1)運転要員を対象とした施設、設備等に係る習熟教育及び技術の伝承に係る教育を計画的に実施する必要がある。

(2)法律に基づく保安教育は教育内容が固定化されていることから、これまでに使用した資料を再活用することで、資料準備に係る講師の負担を軽減できた。

(3)教育内容が規定されている保安教育は定まった内容の繰り返しにもなるため、新たに発生した不適合事象や水平展開事項の中から教訓を引き出して教育に取組む等、実効性のある教育にする必要がある。

(4)教育受講者の業務内容や力量に応じて、適宜、教育内容や使用教材を見直していくことが望ましい。

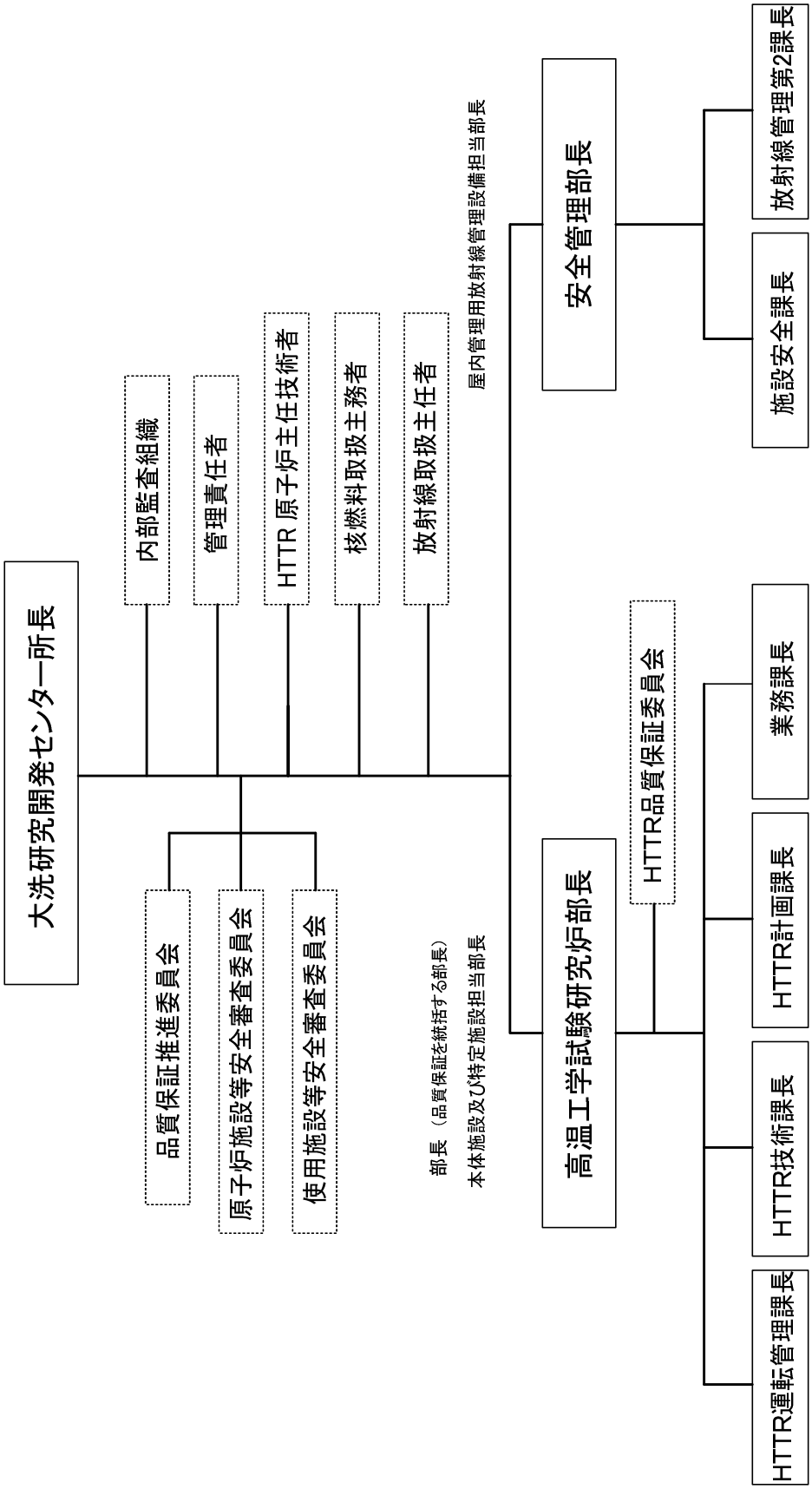


図 6.1.1　HTTR の保安活動に係る品質保証活動組織図

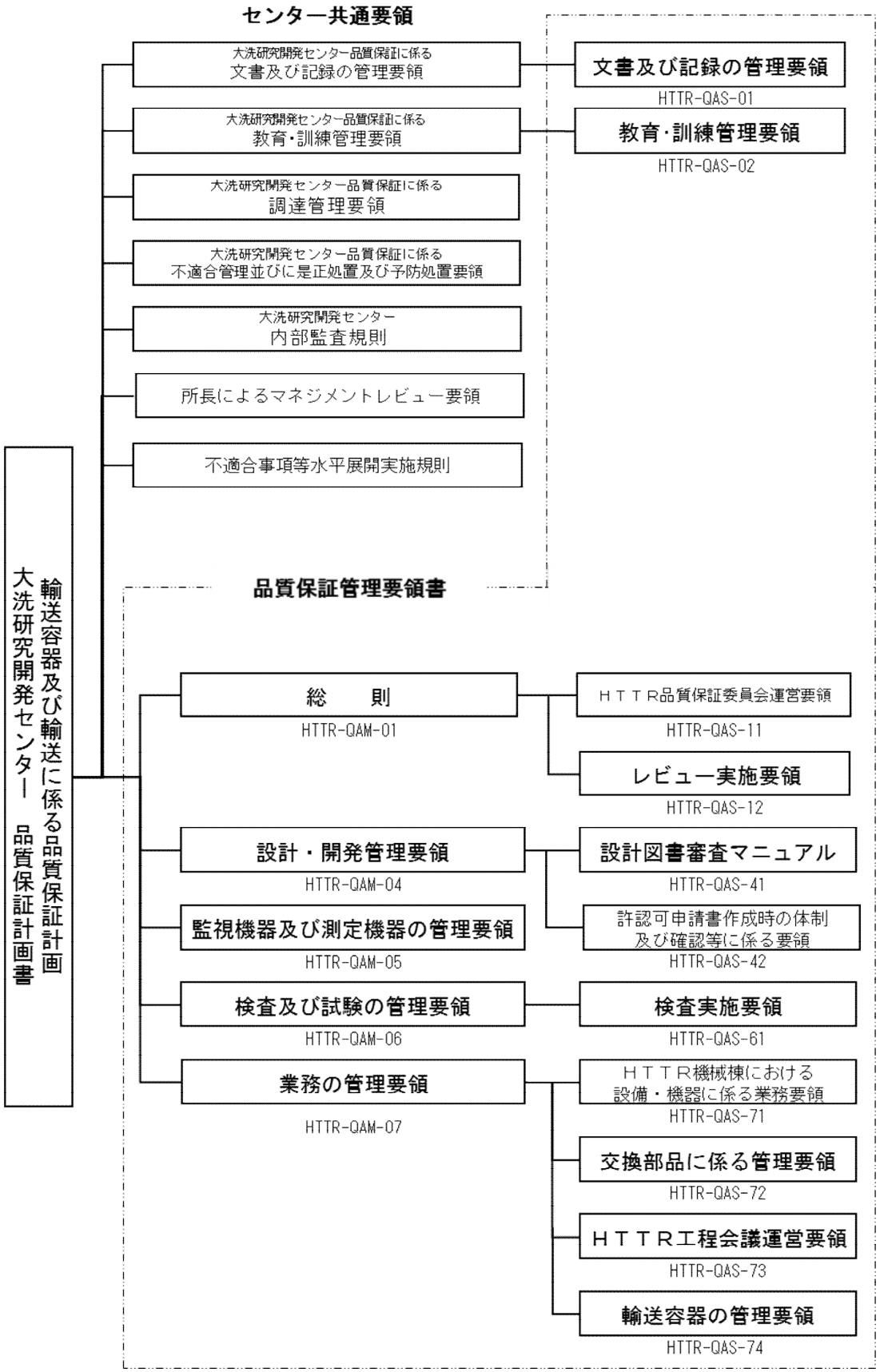


図 6.1.2　HTTR の品質保証活動に係る文書体系図（平成 26 年 3 月 31 日現在）

This is a blank page.

７．環境管理活動の実施状況

Status of Environmental Management System

This is a blank page.

7.1　概要

大洗研究開発センターの ISO14001 環境マネジメントシステム運用は、ISO14001:2004 の要求事項に適合した「大洗研究開発センター　環境管理規則」（以下、環境管理規則という。）に基づき実施している。

大洗研究開発センターの環境マネジメントシステムは、平成 18 年度から南地区とシステム統合し、センターでの運用を開始した。平成 24 年度には外部認証登録機関の認証を受けない環境マネジメントシステムの自己適合を宣言しており、PDCA サイクルに基づき環境負荷を低減するための改善活動を継続的に実行している。

以下に、平成 25 年度の環境管理活動の実施状況を示す。

7.2　環境管理活動のまとめ

7.2.1　環境方針

平成 25 年度の大洗研究開発センターの環境方針は、福島第一事故の環境回復に関する研究開発、環境負荷低減に優れた高速増殖炉サイクルや高温ガス炉開発等を進めるとともに、環境法令を遵守し、省エネルギー、省資源、廃棄物の低減に努めること等を定めている。環境方針はセンター及び部のイントラネットによる周知、ポスターによる掲示等により職員等に周知されている。

7.2.2 環境目的・目標の設定

平成 25 年度の高温工学試験研究炉部の著しい環境側面は、環境側面調査及び環境影響評価により、①年間消費電力、②A 重油、③コピー紙使用量、④被ばく線量、⑤炉心燃料集合体（新燃料貯蔵設備）が特定された。この著しい環境側面及び大洗研究開発センターの環境目的・目標から、高温工学試験研究炉部の環境目的・目標を設定した環境管理実施計画を作成した。平成 25 年度の高温工学試験研究炉部の環境目的・目標は(1)放射線被ばくの低減、(2)放射性廃棄物の削減、(3)省エネ・省資源の維持管理の３項目とした。また、環境管理活動に関する日常運用管理のための関連手順書（環境作業手順書、目的目標達成管理以外の必要な手順書等）を作成した。

7.2.3 環境目的・目標の達成状況

高温工学試験研究炉部の環境目的・目標の結果については、四半期毎に評価をし、環境管理責任者へ報告している。平成 25 年度の高温工学試験研究炉部の環境目的・目標は以下に示すとおり、すべての項目において目標を達成した。表 7.1.1 に平成 25 年度の高温工学試験研究炉部の環境目的・目標の達成状況を示す。

(1) 放射線被ばくの低減

事前教育の徹底や放射線作業連絡票の被ばく低減措置を行った。平成 25 年度の

累積被ばく線量は、0.0 人 mSv であり、計画被ばく線量 1.5 人 mSv の 80%以下に抑制する目標を達成した。なお、第４四半期の計画値は平成 26 年 1 月に FMF からの使用済広領域中性子検出器の受入れ作業が追加されたため、当初の累積 0.4 人 mSv から 1.5 人 mSv へ変更した。

(2) 放射性廃棄物の削減

不要物品を管理区域へ持ち込まないなどの削減対策に努めた。平成 25 年度の放射性廃棄物の発生量実績値は、17.43 m^3であり、年間計画値 24.62 m^3に対して 5%以上の削減目標を達成した。

(3) 省エネ・省資源の維持管理

コピー紙使用量については、部内の文書配布に関し両面コピーや電子メール使用の励行を継続して実施した。平成 25 年度の実績値は 518 千枚であり、当初使用予定数量 708 千枚に対して 2%削減の目標を達成した。

年間使用電力については、東北地方太平洋沖地震による電力供給不足を勘案した更なる節電を目指し、昼休み時間帯や不使用部屋の消灯並びに空調温度設備の設定温度制限等を徹底して実施した。平成 25 年度の HTTR 研究・開発棟の実績値は 500MWH であり、当初使用予定量 577MWH に比べ 1%の節電とした目標を達成した。

高温工学試験研究炉部の環境管理活動については、部のイントラネットにコピー紙使用量や電気使用量などに関する環境管理活動の進捗が一目でわかるトレンドグラフの掲載、環境管理文書等の掲載の実施により部内職員等への周知に努めている。図 7.1.1 に平成 21 年度から平成 25 年度までの年間コピー紙使用量と年間電気使用量の計画値と実績値の比較を示す。

7.2.4 内部監査

平成 26 年 2 月に実施された、内部監査実施要領に基づく定期内部監査では、部の環境マネジメントシステム活動が適切に維持されていることが確認され、内部監査員からの要望事項及び指摘事項は無かった。

7.2.5 法令等の遵守状況

法規制等要求事項に特定されている設備について、遵守状況（定期検査記録等）を評価し、要求事項が満たされていることを確認した。また、その結果については法規制等要求事項登録表により年度末に環境管理責任者へ報告している。

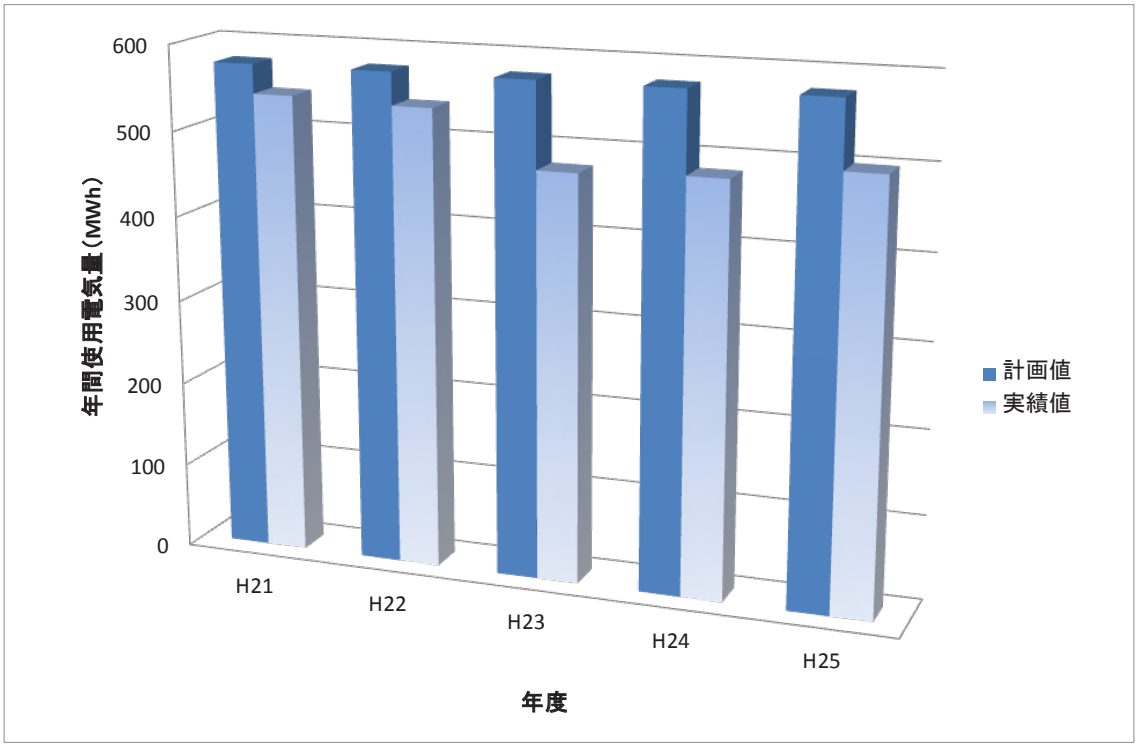
7.2.6 その他（教育訓練、文書レビュー等）

環境に関する教育訓練については、年度当初に教育訓練年間プログラムを作成し、環境管理規則に基づく自覚教育、異常時対応訓練、高圧ガス応急措置訓練、PRTR 法等に基づく教育訓練を実施した。

また、環境管理に関する定期的な文書レビューを実施し、一部要領を改訂した。

表 7.1.1　平成 25 年度　高温工学試験研究炉部　環境目的・目標の達成状況

	実績値（年間）	計画値（年間）	実績/計画（%）
放射線被ばく量（人 mSv）	0.0	1.5	0
放射性廃棄物量（m^3）	17.43	24.62	71
コピー紙使用量（千枚）	518	708	73
使用電力（MWH）	500	577	86



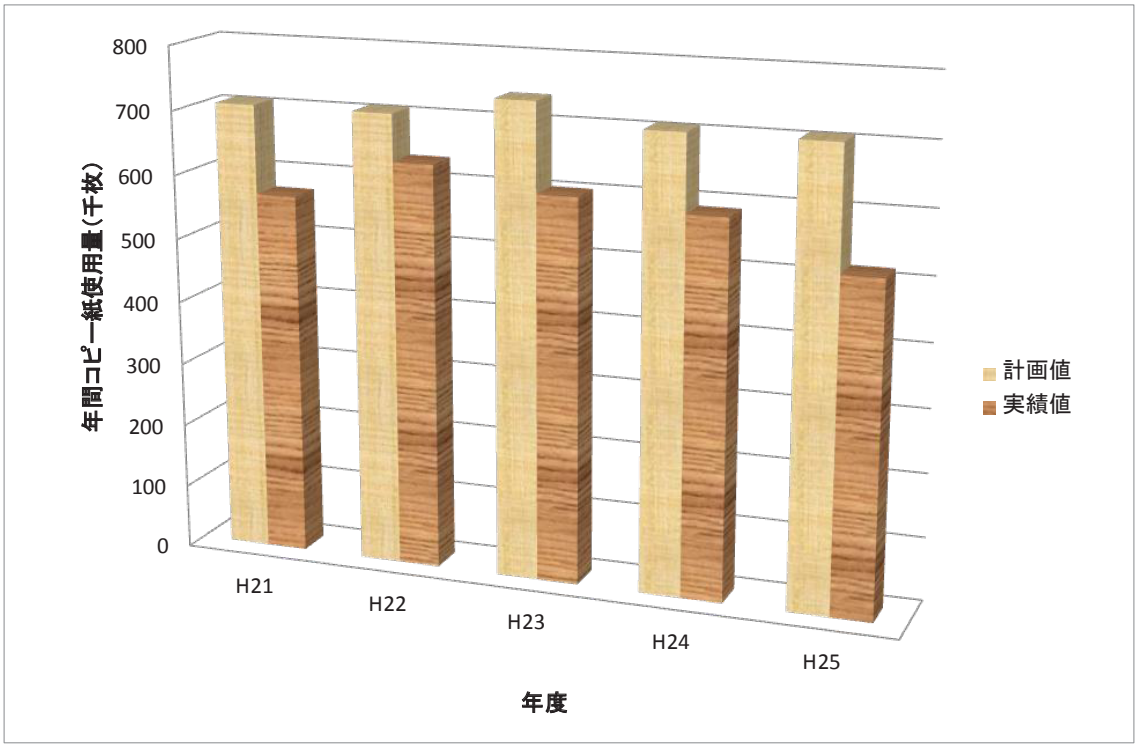


図 7.1.1　コピー紙使用量と電気使用量の計画値と実績値の比較

８．高温ガス炉開発に関する国際協力

International Cooperation on HTGR Development

This is a blank page.

8.1 インドネシアとの国際協力

インドネシアとの協力は、インドネシア原子力庁（BATAN）が計画する高温ガス炉試験・実証炉建設に技術的に協力し、インドネシア民間企業が計画する商用高温ガス炉への採用につなげることを目的としている。

2014 年 3 月の BATAN 訪問時に、BATAN が計画する高温ガス炉試験・実証炉建設への協力が要請され、今後、研究に関する協力、情報及び人員の交換に関する協定の枠組みに関して協議することとなった。

8.2 カザフスタンとの国際協力

カザフスタンにおける原子力の安全審査を担当する原子力技術安全センターとの間で 2012 年に署名した「高温ガス炉の安全研究協力に関する実施取決め」に基づき、高温ガス炉の安全設計方針に関する研究協力についての提案及び IAEA における安全設計方針協力研究計画への参画要請を行った。

国立カザフスタン大学（KazNU）及び NNC と締結した「高温ガス炉技術に関する将来の人材育成支援のための協力に関する覚書」に基づき、2009 年 11 月から 2013 年 4 月までに KazNU へ計 8 回の講師派遣を実施している。また、KazNU と締結した「高温ガス炉技術及び照射試験炉技術に関する研究協力覚書」に基づく具体的な研究協力の内、高温ガス炉用途に供する黒鉛の高温腐食に関する研究が、2013 年 4 月より開始された。

2010 年 6 月 1 日付けで開始された国際科学技術センター（ISTC）のプロジェクト「WWR-K 研究炉における高温ガス炉燃料性能の研究」では、実施機関であるカザフスタン核物理研究所（INP）において、日本の高温ガス炉燃料技術を基に製造した高温ガス炉燃料試料を用いた照射試験が 2012 年 10 月より開始され、2014 年 2 月までに燃焼度約 69 GWd/t に到達した。現在、照射燃料試料の健全性は維持されており、今後、目標である高燃焼度（100 GWd/t）照射データを達成するため、プロジェクト終了期限を 2015 年 2 月まで延長する予定である。

2013 年 8 月 1 日付けで ISTC パートナープロジェクト「WWR-K による耐酸化黒鉛の照射挙動研究」を新たに開始した。等方性黒鉛に格段に優れた耐酸化性を持たせた耐酸化黒鉛の中性子照射環境条件における安定性を確認するため、INP が実施機関、原子力機構がパートナーとなり、WWR-K 研究炉を用いて耐酸化黒鉛の照射試験を共同で実施する。2014 年 6 月には、INP において原子力機構が製作・輸送した照射試験用キャプセルの炉内装荷前検査を終了し、2014 年 9 月中旬から照射試験を開始する予定である。

8.3 中国及び韓国との国際協力

中国清華大学核能及新能源技術研究院（INET）と締結した「高温ガス炉分野における協力（情報交換・人材派遣）に関する覚書」は、2010 年 6 月 20 日に 5 年間延長されている。また、発電用炉として山東省威海に建設中の HTR-PM に関しては、原子力機構と共同

で黒鉛を開発してきた東洋炭素株式会社が炉内黒鉛構造物の納入契約を 2008 年 11 月に締結しており、HTTR と同じく東洋炭素製の IG-110 黒鉛が炉内黒鉛構造物として使用される。なお、HTR-PM の建設は、東京電力（株）福島第一事故の影響で一時中断されていたものの、安全検査を経た後、2012 年 12 月に再開された。建設期間は 59 ヶ月であり、2017 年末に完成予定である。

韓国とは、2008 年度に韓国原子力研究所（KAERI）と締結した「韓国原子力研究所と日本原子力研究開発機構との間の原子力の平和利用分野における協力のための取決め」に基づき、高温ガス炉及び核熱水素製造技術に関する情報交換会議をこれまでに 5 回行う等、研究協力を進めている。2013 年 11 月には、HTTR と NHDD 計画、核分裂生成物の研究、燃料と原子炉級黒鉛の研究及び水素製造に関する情報交換を第 5 回会議として KAERI で実施した。なお、2013 年 9 月に、本協定の期間が、2018 年 9 月までに延長された。

8.4 OECD/NEA を通じた国際協力

OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機関）の原子力施設安全委員会（CSNI）において、HTTR を用いた試験の OECD/NEA プロジェクトを進めている。本プロジェクトについては、東北地方太平洋沖地震の影響による HTTR 試験の再開の遅れに伴い、平成 24 年度に 1 年間の期間延長を行っているが、計画された試験を完了する目的から本プロジェクトのさらなる期間延長の必要が認識され、平成 26 年 2 月の臨時運営委員会にて 2 年間の延長が提案された。機構としては、本プロジェクトの実施機関として HTTR 試験を再開させ、協定に基づき試験により取得した試験データを提出して国際約束を守ることが重要との認識のもと、本協定の 2 年間延長の必要性を認め、上記提案に合意した。また、他のプロジェクト参加国からの賛成が得られ、平成 28 年 3 月 31 日までの延長が決定された。

8.5 米国との国際協力

米国との協力は、原子力機構と米国エネルギー省（DOE）／アイダホ国立研究所（INL）の研究資産や技術の効果的活用による研究開発促進、HTTR を用いた熱利用試験についての日米協力の可能性の探求、DOE/INL からの外部資金獲得及び我が国発の高温ガス炉技術の NGNP プロジェクトへの採用、それに基づく国際標準化を目的としている。

既に、OECD/NEA の「HTTR 共同試験プロジェクト」や「原子力関連研究開発分野における協力に関する MEXT/DOE の間の実施取決め」を通して協力が進められている。また、新たに DOE と締結する予定の「高温ガス炉の研究開発に関する協力のためのプロジェクト取決め」に関して DOE と協議し、協力の内容について合意を得た。協力の内容は、以下のとおりである。

・データ、モデル及び解析コードの相互交換
・HTTR とオレゴン州立大学にある The High Temperature Test Facility（HTTF）実験装置の相互補完

・原子炉動特性モデルの妥当性評価
・崩壊熱を含めた過渡変化に関する研究
・原子炉計測試験の準備

8.6 その他の国際協力関係

(1) 第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）

第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF：Generation IV International Forum）の超高温ガス炉システム取決めは、2006年11月に日本、仏国、米国、EU、韓国、カナダ及びスイスの間で署名された。その後、中国が2008年に追加署名した。また、カナダが、2012 年末をもって脱退した。現在、①燃料・燃料サイクル、②水素製造及び③材料の 3つのプロジェクトについて参加国による署名が行われ、共同研究が実施されている。さらに、計算手法検証・ベンチマークプロジェクトの創設が準備されている。以下、各プロジェクトの最近の動向を示す。

①燃料・燃料サイクルプロジェクト

2013年12月の仏国における第9回会合で、ユーラトム・米国の照射試験炉を利用した共同照射・照射後試験、燃料挙動モデルによるベンチマーク、被覆層特性評価のためのラウンドロビン試験、燃料の安全性に関する試験研究の情報交換がなされ、参加国に中国を加えたプロジェクト修正取り決めが2014年1月12日に発効した。

②水素製造プロジェクト

2014年3月の仏国における第13回会合で、ISプロセス・高温水蒸気電解・Cu-Clプロセスの要素技術開発等の情報交換がなされ、中国を加えたプロジェクト取決めの改定作業が進捗中である。

③材料プロジェクト

2013年11月の日本における第9回会合で、黒鉛照射データの取得状況、金属材料に対する照射効果、材料データベースの作成等に関する情報交換がなされ、中国の新規参加を含むプロジェクト取決めの改定について具体的な検討が進められた。

(2) 国際原子力機関（IAEA）

国際原子力機関（IAEA）との協力では、ガス炉に関する技術委員会会議、協力研究計画（CRP）等の活動方針を審議する最高機関であるガス冷却炉技術ワーキンググループ（TWGGCR）を通じて、各国における高温ガス炉技術に関する研究開発の動向等の情報の交換、国際協力研究の調整等を行っている。CRP の現状として、高温ガス炉の特性評価（CRP5）、高温ガス炉用燃料の技術開発の進展（CRP6）及び原子力プロセス熱利用の発展（CRP7）は、成功裡に終了した。また、「原子炉級黒鉛の照射クリープの理解の向上に向けて」に関するIAEA協力研究プロジェクトに参加中であり、「高温ガス炉の安全基準」に関するCRPを2014年中に立ち上げる予定である。

さらに、様々な水素製造システム技術の評価、原子力を用いた水素製造技術の可能性及び経済性の評価、核熱水素製造における IAEA 参加国間の連携に関する活動「核熱利用水素製造の技術経済性と IAEA HEEP ソフトウェアのベンチマーク解析の調査」に参加中である。

9. あとがき

本報告書は、高温工学試験研究炉部における平成25年度の試験・運転及び技術開発等の実績について、HTTR運転管理課、HTTR技術課、HTTR計画課及び安全管理部・放射線管理第2課の関係者が分担して執筆し、HTTR計画課において編集したものです。

平成25年度の高温工学試験研究炉部の業務全般を理解していただく上で、本報告書をご活用いただければ幸いです。なお、本報告書の作成に際しましては、関係各位からご助言・ご指導をいただきましたことに感謝し、ここに謝意を表します。

参考文献

1) 「高温ガス炉とこれによる水素製造技術の研究開発」に関する評価報告書　高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会　平成26年2月.

2) 高温工学試験研究炉部, “HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2004年度）”, JAEA-Review 2006-008, (2006), 90p.

3) 高温工学試験研究炉部, “HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2008年度）”, JAEA-Review 2010-012, (2010), 91p.

4) 富本浩　ほか, “HTTR第2次燃料組立、貯蔵作業における燃料取扱い”, JAEA-Technology 2009-025, (2009), 29p.

5) 高田昌二　ほか、炉心冷却喪失コールド試験による高温工学試験研究炉（HTTR)の安全性実証試験計画の立案, JAEA-Technology 2014-001(2014), 34p.

6) 日本原子力研究所　大洗研究所高温工学試験研究炉設計室　他, “高温工学試験研究炉の黒鉛構造設計方針”, JAERI-M 89-006, (1989), 37p.

7) 日本原子力研究開発機構, “独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）原子炉設置許可申請書（完本）[別冊3　HTTR]”, (2012).

8) 島﨑洋祐　他, “高温ガス炉用黒鉛の耐火性能試験”, 日本原子力学会「2014年春の年会」, 東京都世田谷区, (2014).

9) 日本原子力研究開発機構, “高温ガス炉用黒鉛の耐火性能確認試験”, http://httr.jaea.go.jp/MOVIE/GL-FP/GL-FP.html　(2014年5月14日参照).

10) 日本原子力研究開発機構, “独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）原子炉設置許可変更申請書（完本）[共通編]”, (2012).

11) 須山賢也　他, “JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ：ORLIBJ32”, JAERI-Data/Code 99-003, (1999), 83p.

12) 須山賢也 他, “JENDL-3.2に基づく軽水炉MOX燃料用ORIGEN2ライブラリ”, JAERI-Data/Code 2000-036, (2000), 35p.

13) 片倉純一 他, “JENDL-3.3に基づくORIGEN2用断面積ライブラリセット:ORLIBJ33”, JAERI-Data/Code 2004-015, (2004), 115p.

14) 角田淳弥 他, “高温ガス炉燃料サイクルの技術的成立性の検討(ケーススタディ)”, JAEA-Technology 2008-007, (2008), 23p.

15) 沢和弘 他, “高温工学試験研究炉燃料の貯蔵及び再処理技術の検討”, JAERI-Research 2001-034, (2001), 20p.

16) 原子力規制委員会設置法の概要 平成24年6月11日 (原子力規制委員会HP). http://www.nsr.go.jp/nra/gaiyou/data/gaiyo.pdf (2014年12月10日参照).

17) 試験研究用等原子炉施設の新規制基準骨子案(改訂版) 平成25年9月2日. https://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/kaku_shinkisei/data/0018_08.pdf (2014年12月10日参照).

18) 原子力発電所の火山影響評価ガイド 平成25年4月. https://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/shin_anzenkijyun/data/0021_04.pdf (2014年12月10日参照).

19) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド 平成25年6月. https://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/shin_anzenkijyun/data/0023_06.pdf (2014年12月10日参照).

20) 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日原子力安全委員会). http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsashishin/pdf/1/si004.pdf (2014年12月10日参照).

21) 実用発電用原子炉施設に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則 (平成25年6月28日原子力規制委員会). http://law.e-gov.go.jp/htmldata/H25/H25F31901000008.html (2014年12月10日参照).

22) 「核燃料施設等の新規制基準施行後の適合確認のための審査の進め方について(案)」(第37回原子力規制委員会) 平成25年12月25日. https://www.nsr.go.jp/committee/kisei/h25fy/data/0037_01.pdf (2014年12月10日参照).

付　　録

Appendix

This is a blank page.

付録１　平成 25 年度高温工学試験研究関連研究発表（所内）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR 運転管理課	25・9	東北地方太平洋沖地震に対するHTTR非常用発電機の健全性確認	本間　史隆	JAEA-Technology 2013-034
HTTR 技術課	25・10	HTTR のコールド試験による設備健全性の再確認	小野　正人	JAEA-Technology 2013-042
HTTR 計画課	25・10	HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発（2012 年度）	野尻　直喜	JAEA-Review 2013-042
HTTR 技術課	26・01	炉心冷却喪失コールド試験による高温工学試験研究炉（HTTR）の安全性実証試験計画の立案	高田　昌二	JAEA-Technology 2014-001
HTTR 運転管理課	25・02	HTTR 制御性試験装置の概要	本間　史隆	JAEA-Technology 2014-010

平成 25 年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術課	25・06	高温工学試験研究炉HTTR；世界における高温ガス炉開発のトップランナー	高田　昌二	茨城大学社会公開セミナー
HTTR技術課	25・10	Investigation on thermal-load fluctuation test using the HTTR	栃尾　大輔	JSME-Mechanical Engineering Journal
HTTR技術課	25・12	Improvement of Temperature Evaluation Model of Biological Shielding Concrete for HTTR Simulating LOFC with Inactive	高田　昌二	Mechanical Engineering Journal
HTTR技術課	26・1	Helium Control Technology in HTTR	栃尾　大輔	Journal of Nuclear Science and Technology
HTTR運転管理課	26・1	Operational Experience of HTTR	清水　厚志	Journal of Nuclear Science and Technology
HTTR運転管理課	26・1	Establishment of Instrumentation And Control Technology of the HTTR	本多　友貴	Journal of Nuclear Science and Technology
HTTR技術課	26・2	Seismic Integrity Confirmation of the HTTR Against 2011 Tohoku Earthquake	飯垣　和彦	Journal of Nuclear Science and Technology
HTTR技術課	26・3	高温ガス炉用黒鉛の耐火性能試験	島﨑　洋祐	日本原子力学会2014年春の年会
HTTR技術課	26・3	東北地方太平洋沖地震におけるHTTRの地震応答解析	飯垣　和彦	日本原子力学会2014年春の年会
HTTR技術課	26・3	HTTRのコールド試験による系統機器の健全性確認	小野　正人	日本原子力学会2014年春の年会
HTTR運転管理課	26・3	HTTRを用いた通常運転状態からの熱負荷変動試験の検討	本多　友貴	日本原子力学会2014年春の年会
HTTR技術課	26・3	高温ガス炉の中性子検出器健全性確認	篠原　正憲	日本原子力学会2014年春の年会
HTTR技術課	26・3	Development of the Maintenance Technologies for the Future High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR)Using Operating Experiences Acquired in High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)	島﨑　洋祐	Journal of Nuclear Science and Technology

付録２　平成 25 年度高温工学試験研究関係主要記事

年　月	工　事　・　試　験　等	主　要　事　項
平成 25 年 4 月	・原子炉建家内壁･床･補修塗装作業 （H25 年 2 月 14 日～4 月 5 日） ・炉心冷却喪失コールド試験 （6 日～26 日） ・冷却塔･排気筒補修作業（22 日～7 月 19 日） ・冷却塔換気空調設備･フィルタ交換作業 （23 日） ・クレーン設備定期点検（23 日）	・安全協定に基づく年間主要事業計画に係る説明会（23 日）
平成 25 年 5 月	・通信連絡設備定期点検（7 日～17 日） ・よう素除去フィルタ再生作業（9 日～17 日） ・中央制御盤定期点検（13 日～15 日） ・プラント制御装置定期点検（13 日～31 日） ・主冷却設備安全保護系計装盤定期点検 （13 日～6 月 10 日） ・伝送器指示計等点検校正作業 （13 日～6 月 14 日） ・原子炉建家Ⅰ・Ⅱ系換気空調装置空調器冷水コイル更新作業（13 日～7 月 31 日） ・放射能計装設備定期点検作業 （20 日～6 月 7 日） ・原子炉格納容器定期点検作業 （20 日～7 月 31 日）	・実在庫検認：IAEA 査察（14 日） ・第 1 四半期/原子炉施設保安検査 （15 日～17 日） ・第 1 四半期/使用施設等保安検査 （20 日～22 日） ・原子力規制庁へ HTTR の状況報告（27 日） ・施設定期検査申請書変更届（31 日）
平成 25 年 6 月	・補助冷却設備、空気冷却器定期点検作業 （4～20 日） ・燃料交換機定期点検作業（10 日～8 月 9 日） ・炉容器冷却設備計装等定期点検 （17 日～7 月 5 日） ・補助冷却設備計装等定期点検 （17 日～7 月 3 日） ・放射能計装設備サンプリングポンプ定期点検作業（27 日～7 月 1 日）	・大洗町議会年間主要事業計画説明（13 日） ・鉾田市議会年間主要事業計画説明（14 日） ・施設定期検査申請書変更届（18 日） ・大洗研究開発センター北地区計画停電 （22 日）

年　月	工　事　・　試　験　等	主　要　事　項
平成 25 年 7 月	・1 次ヘリウムサンプリング設備自主検査（10 日） ・隔離弁作動自主検査（16 日～19 日） ・加圧水循環ポンプ自主検査（18 日） ・スタンドパイプ自主点検（24 日） ・廃液槽漏えい自主検査（29 日～8 月 2 日）	・平成 25 年度安全大会（1 日） ・平成 25 年度全国安全週間一斉パトロール（4 日） ・平成 25 年度役員巡視及び意見交換会（9 日） ・平成 25 年度夏季節電（16 日～9 月 30 日）
平成 25 年 8 月	・圧縮機作動検査、減衰タンク・主配管漏えい自主検査（5 日～7 日） ・非常用空気浄化設備定期点検（19 日～9 月 10 日） ・気体廃棄物排気施設定期点検（22 日～9 月 30 日） ・電気設備定期点検（26 日～9 月 2 日） ・緊急遮断のための性能自主検査（26 日、29 日）	・大洗センター一斉現場安全パトロール（5 日～9 日） ・第 2 四半期/原子炉施設保安検査（6 日～8 日） ・第 2 四半期/使用施設等保安検査（20 日～22 日） ・大洗研究開発センター第 1 回総合訓練 発災場所　固体廃棄物前処理施設（28 日） ・HTTR 避難訓練（30 日）
平成 25 年 9 月	・圧縮空気設備定期点検（2 日～27 日） ・補機/一般冷却水設備定期点検（2 日～10 月 16 日） ・プール水冷却浄化設備定期点検（3 日～6 日） ・気体廃棄物廃棄施設自主検査（3 日～6 日） ・原子炉格納容器定期点検（9 日～13 日） ・非常用空気浄化設備自主検査（11 日～27 日） ・非常用発電機主燃料槽定期点検（12 日～13 日） ・換気空調設備自主検査（24 日） ・TETRIS 定期保守作業（26 日）	・茨城県による原子炉施設安全管理体制立入調査（17 日）

年　月	工　事　・　試　験　等	主　要　事　項
平成 25 年 10 月	・薬液注入装置定期点検（7 日～8 日） ・放射能計装設備自主検査（10 日～11 日） ・換気空調設備自主検査（17 日～18 日） ・蒸気供給設備定期点検（21 日～11 月 1 日） ・機械棟ボイラー定期点検（28 日～31 日） ・補助冷却設備支持構造物更新作業 （28 日～30）	・全国労働衛生週間（1 日～7 日） ・平成 25 年度核物質防護訓練（15 日）
平成 25 年 11 月	・空調用冷凍機定期点検 （1 日～H26 年 1 月 31 日） ・メンテナンスピット用放射線モニタ定期点検（15 日～22 日） ・加圧水空気冷却器凍結防止装置取付作業 （25 日） ・1 次冷却設備支持構造物定期点検（26 日） ・補機/一般冷却水設備定期点検 （27 日～12 月 2 日） ・加圧水空気冷却器、補助冷空気冷却器凍結防止装置連続運転（28 日～）	・第 3 四半期/原子炉施設保安検査 （6 日～8 日） ・施設定期検査〔第 5 回の 8 回目〕 （22 日）
平成 25 年 12 月	・燃料交換機復旧作業（9 日） ・1 次冷却設備支持構造物定期点検（19 日） ・クレーン設備定期点検（19 日～20 日）	・施設定期検査〔第 5 回の 9 回目〕 （6 日） ・第 3 四半期/使用施設等保安検査 （11 日～13 日） ・施設定期検査〔第 5 回の 10 回目〕 （13 日）

年　月	工　事　・　試　験　等	主　要　事　項
平成 26 年 1 月	・NIS 返還受入作業（10 日～31 日） ・非常用放送設備定期点検（21 日～24 日） ・クレーン設備定期点検（23 日、29 日） ・二酸化炭素消火設備定期点検 （27 日～28 日）	・北地区計画停電（25 日～26 日） ・平成 25 年度第 2 回総合訓練 発災場所　ホットラボ施設（29 日） ・次年度運転計画（3 ヵ年）届出（31 日） ・所幹部と管理職との意見交換会（31 日）
平成 26 年 2 月	・特殊扉等定期点検（3 日～7 日） ・燃料交換機改良作業（6 日～3 月 25 日） ・補機/一般冷却水設備給水配管更新作業 （12 日～3 月 18 日） ・自動火災報知設備定期点検（17 日～21 日） ・消火設備定期点検作業（27 日～3 月 3 日）	・役員と若手職員との意見交換会 （3 日～26 日） ・北地区計画停電（8 日～9 日） ・第 4 四半期/原子炉施設保安検査 （12 日～14 日） ・ISO14001 に基づく平成 25 年度内部監査 （18 日） ・第 4 四半期/使用施設等保安検査 （18 日～20 日） ・理事と課長職との意見交換会 （21 日、25 日） ・法人文書ファイル等の管理状況等に係る 監査（技術課：27 日）
平成 26 年 3 月	・後備停止系駆動装置作動試験（11 日） ・クレーン設備定期点検（14 日） ・新燃料体取扱装置点検（24 日～28 日） ・加圧水空気冷却器凍結防止装置取外し作業 （25 日～26 日）	・所長パトロール（13 日） ・非常用発電機完成検査（17 日） ・平成 25 年度大洗研究開発センター施設 見学会（22 日）

国際単位系（SI）

表１．SI 基本単位

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

表２．基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	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(b)	（数字の） 1	1
比透磁率(b)	（数字の） 1	1

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

表３．固有の名称と記号で表されるSI組立単位

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

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

表４．単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

表５．SI 接頭語

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

表６．SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1hm^2=10^4m^2
リットル	L, l	1L=1l=1dm^3=10^3cm^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単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10^{-19}J
ダルトン	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
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10^5Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10^{-10}m
海里	M	1 M=1852m
バーン	b	1 b=100fm^2=(10^{-12}cm)2=$10^{-28}m^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デシベル	dB	

表９．固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10^{-7} J
ダイン	dyn	1 dyn=10^{-5}N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm^{-2}=0.1Pa s
ストークス	St	1 St =1cm^2 s^{-1}=$10^{-4}m^2$ s^{-1}
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm^{-2}=10^4cd m^{-2}
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm^{-2} 10^4lx
ガル	Gal	1 Gal =1cm s^{-2}=$10^{-2}ms^{-2}$
マクスウェル	Mx	1 Mx = 1G cm^2=10^{-8}Wb
ガウス	G	1 G =1Mx cm^{-2} =10^{-4}T
エルステッド(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	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10^{10}Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10^{-4}C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10^{-2}Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10^{-2}Sv
ガンマ	γ	1 γ =1 nT=10-9T
フェルミ		1フェルミ=1 fm=10-15m
メートル系カラット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1cal=4.1858J（「15℃」カロリー），4.1868J（「IT」カロリー）4.184J（「熱化学」カロリー）
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10^{-6}m

（第8版，2006年改訂）