

HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発 (2023年度)

Operation, Test, Research and Development of
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(FY2023)

(編) 高温工学試験研究炉部
(Ed.) Department of HTTR

大洗原子力工学研究所
Oarai Nuclear Engineering Institute

本レポートは国立研究開発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。
本レポートはクリエイティブ・コモンズ 表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。
本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の
条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）
より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒 319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松 4 番地 49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License
(<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under
the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section,
Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発
(2023 年度)

日本原子力研究開発機構 大洗原子力工学研究所
(編) 高温工学試験研究炉部

(2025 年 6 月 5 日受理)

本報告書は、2023 年度の HTTR（高温工学試験研究炉）の運転・保守管理状況、HTTR を用いた研究開発等についてまとめたものである。

HTTR は熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C の我が国初の高温ガス炉の試験研究炉である。高温ガス炉は固有安全性に優れ、発電のみならず水素製造等の多様な産業利用が可能な原子炉として、将来の脱炭素社会に対応した次世代原子炉の候補として挙げられている。

HTTR の目的は高温ガス炉技術の基盤の確立及び高温ガス炉の安全性の実証等であり、安全性実証試験、長期連続運転等の高温ガス炉の研究開発に関する各種実証試験並びに高温ガス炉の運転・保守に係る実績を有している。

2023 年度は、OECD/NEA の国際共同試験として、安全性実証試験（原子炉出力 100% における炉心流量喪失試験）を実施し、高温ガス炉の高い安全性を実証した。

Operation, Test, Research and Development of
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(FY2023)

(Ed.) Department of HTTR

Oarai Nuclear Engineering Institute
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received June 5, 2025)

This report summarizes the activities carried out in the fiscal year 2023 about the operation and maintenance of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), the R&Ds using the HTTR, and so on.

The HTTR is the first Japanese test reactor of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) type with 30MW in thermal power and whose maximum outlet coolant temperature achieved 950 °C.

HTGRs are regarded as the promising candidates of the Next Generation Nuclear Plants conformed to the future decarbonized society because of the inherent safety characteristics as well as high temperature heat supply capability for not only power generation but for wide-ranging industrial uses such as hydrogen production, and so on.

The purpose of the HTTR is establishment of basic HTGR technologies, demonstration of HTGR safety characteristics, and so on. The HTTR has had a lot of experience of HTGRs' operation and maintenance throughout rated power operations, safety demonstration tests, long-term high temperature operations and demonstration tests relevant to HTGRs' R&Ds.

In the fiscal year 2023, the HTTR was confirmed its inherent safety of HTGR due to carry out the safety demonstration test (Loss of forced cooling test at the 100% power) as the international joint research of Organization for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency (OECD/NEA).

Keywords: HTGR, HTTR, Operation Management, Maintenance, Safety Demonstration Test

目 次

1. 概要	1
1.1 運転・保守の状況	3
1.2 放射線管理の状況	3
1.3 技術開発等の状況	4
1.4 人材育成の状況	4
1.5 品質マネジメント活動の状況	4
2. 運転・保守	7
2.1 原子炉の運転管理	9
2.2 装置・設備の保守管理	9
2.3 1次ヘリウム循環機フィルタ差圧上昇の原因と対策	23
3. 放射線管理	29
3.1 放射線作業時の管理	31
3.2 個人被ばく管理	31
3.3 排気及び排水の管理	31
3.4 放射線管理設備に係る保守管理	32
4. 技術開発	35
4.1 安全性実証試験	37
4.2 HTTR の燃料健全性確認	42
5. 人材育成	47
5.1 人材育成の実績	49
6. 品質マネジメント活動の実施状況	51
6.1 概要	53
6.2 品質マネジメント活動の実績	53
7. あとがき	61
参考文献	61
付録	63
付録 1 2023 年度高温工学試験研究関連研究発表	65
付録 2 2023 年度高温工学試験研究関係主要事項	66

Contents

1. Outline of Activities	1
1.1 Activities of Operation and Maintenance	3
1.2 Activities of Radiation Control	3
1.3 Activities of Research and Development	4
1.4 Activities of Quality Human Resource Development	4
1.5 Activities of Quality Assurance Management.....	4
2. Operation and Maintenance	7
2.1 Operation Management	9
2.2 Maintenance Management	9
2.3 Causes and Countermeasures of Differential Pressure Rise Event for Filters of Primary Helium Gas Circulators.....	23
3. Radiation Control	29
3.1 Radiation Monitoring and Control	31
3.2 Control of Personal Exposure	31
3.3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage	31
3.4 Maintenance of Radiation Monitoring System	32
4. Research and Development.....	35
4.1 Safety Demonstration Test	37
4.2 Soundness Confirmation of HTTR Fuel.....	42
5. Human Resource Development	47
5.1 Performance of Human Resource Development	49
6. Activities of Quality Assurance Management System	51
6.1 Outline	53
6.2 Performance of Quality Assurance Management System	53
7. Postscript	61
References	61
Appendices	63
Appendix 1 Publication and Presentations on High Temperature Engineering Research in 2023	65
Appendix 2 Essential Particular on High Temperature Engineering Research in 2023	66

1. 概要

Outline of Activities

This is a blank page.

高温工学試験研究炉（HTTR : High Temperature engineering Test Reactor）は、日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）が茨城県東茨城郡大洗町に建設した原子炉熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C の日本初の高温ガス炉である。高温ガス炉は、1,000°C 近い高温の冷却材温度を用いて、水素製造、発電、海水淡水化等の多様な熱利用が可能な原子炉である。燃料は核燃料物質をセラミックでコーティングした直径約 1mm 程度の耐熱性の高い被覆燃料粒子を用い、炉心は耐熱性の高い黒鉛から構成され、冷却材は化学反応性の低いヘリウムガスを用いる。高温ガス炉の特徴として、高温の冷却材を利用した水素製造等の多様な熱利用が可能であることに加え、被覆燃料粒子等の優れた耐熱性能及び炉心の負のフィードバック特性により、配管が破損して冷却材がなくなるような冷却材喪失事故等においても炉心溶融の生じない極めて高い安全性を有することがあげられる。図 1.1 に高温ガス炉の特徴を示す。

HTTR は平成 3 年（1991 年）から建設を開始し、平成 10 年（1998 年）11 月 10 日に初臨界、平成 13 年（2001 年）12 月に原子炉出口冷却材温度 850°C、平成 14 年（2002 年）4 月に原子炉出口冷却材温度 950°C を達成した。平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震の発生後、原子力規制委員会の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（2013 年 12 月 18 日施行）の対応を全て終了し、令和 3 年（2021 年）7 月 30 日に運転再開を実現した。表 1.1 に HTTR の建設から現在までの軌跡を示す。

脱炭素化に向けて原子力の役割が注目されており、国において、2021 年 6 月に「2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」が策定されており、その中で高温ガス炉における水素製造に係る要素技術確立等を進めるとされている。カーボンフリー水素製造などの多目的な熱利用が可能な高温ガス炉の研究開発にとって HTTR の試験及び運転実績は重要なデータである。2023 年度は、OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機関）の国際共同試験として、安全性実証試験（原子炉出力 100%における炉心流量喪失試験）を実施し、高温ガス炉の高い安全性を実証した。HTTR を用いた試験研究を通じて、安全設計方針の策定に必要なデータの取得、高温ガス炉に係る研究開発並びに原子力分野における人材育成を進めている。

1.1 運転・保守の状況

2023 年度は、2024 年 3 月 1 日から 3 月 28 日まで RS-16 サイクル（RS は HTTR の運転モードである定格運転（Rated operation）及び単独運転（Single loaded operation）を意味し、番号は HTTR の通算の運転回数を示す。）の原子炉運転を実施した。RS-16 サイクル運転は、2021 年度に発生した 1 次ヘリウム循環機フィルタの差圧上昇事象のために一度延期したが、原因分析及び対策が終了したことから 2023 年度の運転実施となった。

2023 年度の運転及び保守管理の詳細については第 2 章に示す。

1.2 放射線管理の状況

2023 年度の放射線管理において、放射線作業時の管理、個人被ばく管理、排気及び排水の管理等について問題となる事象はなかった。

2023 年度の放射線作業に関する主な作業としては、1 次ヘリウム循環機フィルタ交換作業が行われた。本作業での作業者の被ばくはなく、放射線管理上の問題がないことを確認した。

2023 年度の放射線管理の状況を第 3 章に示す。

1.3 技術開発等の状況

2023 年度は、安全性実証試験の原子炉出力 100%における炉心流量喪失試験を RS-16 サイクルの中の 2024 年 3 月 27 日に実施した。この炉心流量喪失試験は、制御棒が挿入できない条件下で 1 次ヘリウム循環機 3 台を停止させて、強制循環冷却機能及び原子炉停止機能の喪失を模擬する試験である。本試験は OECD/NEA (経済協力開発機構/原子力機関) の国際共同プロジェクトである LOFC (Loss of Forced Cooling) プロジェクトの枠組みで実施している。また、RS-16 サイクル運転中の 1 次冷却材中に含まれる核分裂生成物 (FP) の放射能濃度を測定することにより燃料の健全性 (閉じこめ性能) を確認している。

2023 年度の技術開発等の状況の詳細については第 4 章に示す。

1.4 人材育成の状況

原子力機構の「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の令和 5 年度の業務運営に関する計画（年度計画）」において、HTTR を人材育成の場として活用し、学生、研究者等を受け入れ、講義、実習等を通して高温ガス炉に関する知識を習得させることとしている。2023 年度は夏期休暇実習生を 5 名受入れている。

2023 年度の人材育成の活動の詳細については第 5 章に示す。

1.5 品質マネジメント活動の状況

HTTR の原子力安全を確保するために、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置づけ、事業者自ら原子炉施設の保安活動を評価・確認して、継続的に改善することを目的とする品質マネジメント活動（安全文化を育成及び維持するための活動を含む。）を実施している。本活動は、法令、保安規定等に適合した品質マネジメントシステムに基づき実施されており、原子力安全等の達成に関する外部機関への対応、プロセスの実施状況及び検査・試験、是正処置及び未然防止処置等の活動を実施している。

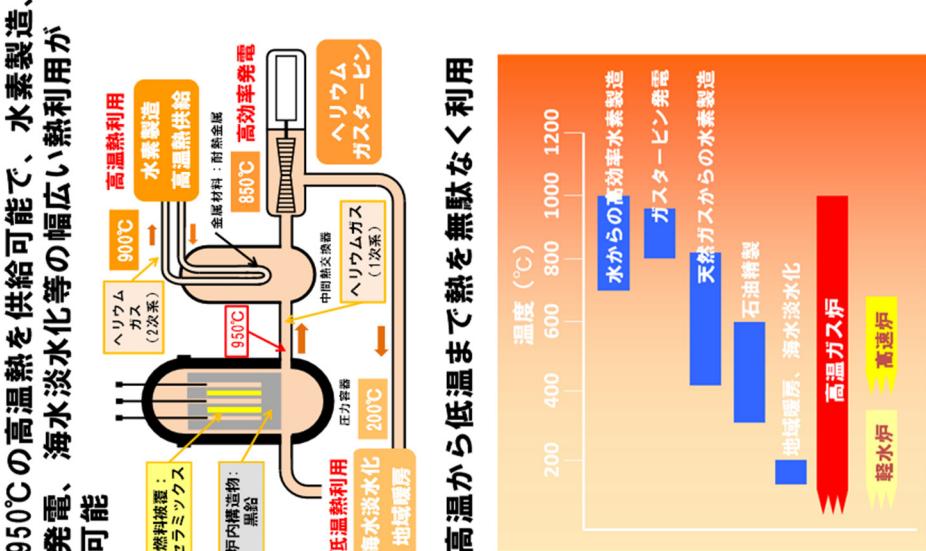
2023 年度の品質マネジメント活動の詳細については第 6 章に示す。

表 1.1 HTTR（高温工学試験研究炉）の軌跡

1989.2	原子炉設置変更許可申請（HTTR 原子炉施設の設置）
1990.11	原子炉設置変更許可（HTTR 原子炉施設の設置）
1991.5.7	核燃料物質使用許可（HTTR 原子炉施設に使用施設等を新たに設ける。）
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°C達成
2002.3.6	使用前検査合格証取得（30MW、850°C）
2002.6	安全性実証試験（第1期）の開始
2004.4.19	定格出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C達成
2004.6.24	使用前検査合格証取得（30MW、950°C）
2005.10.1～	独立行政法人日本原子力研究開発機構設立（日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が統合）
2007.3.27～4.26	定格出力 30 日連続運転の達成
2007.7	定期的な評価（第1回）（運転開始から 10 年に関する評価）の実施
2010.1.22～3.13	高温 50 日連続運転の達成
2010.12.22	安全性実証試験（第2期）の開始
2011.3.11	平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震発生
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
2014.11.26	新規制基準適応に係る原子炉設置変更許可申請
2015.4.1～	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に名称変更
2017.8	定期的な評価（第2回）の実施
2018.4.1	原子力機構組織改正（高温ガス炉研究開発センターの設置、大洗研究所への名称変更等）
2020.6.3	新規制基準適応に係る原子炉設置変更許可（2014.11.26 申請）取得
2021.7.30	HTTR 運転再開
2022.1.28	安全性実証試験（炉心冷却喪失試験（原子炉出力約 30%からの炉容器冷却設備 2 系統停止試験））の実施
2022.6.3	核燃料物質使用施設の原子炉規制法施行令第 41 条非該当施設への変更（核燃料物質使用許可）
2024.3.27-28	安全性実証試験（炉心流量喪失試験（原子炉出力約 100%からの循環機 3 台停止試験））の実施

高温ガス炉とは

- 軽水炉のリスク（炉心溶融、水素爆発、大量の放射性物質放出）が福島原発事故で顕在化
- 高温ガス炉は原理的に炉心溶融事故を起こさない



多様な熱利用が可能

- 950°Cの高温熱を供給可能で、水素製造、発電、海水淡化等の幅広い熱利用が可能

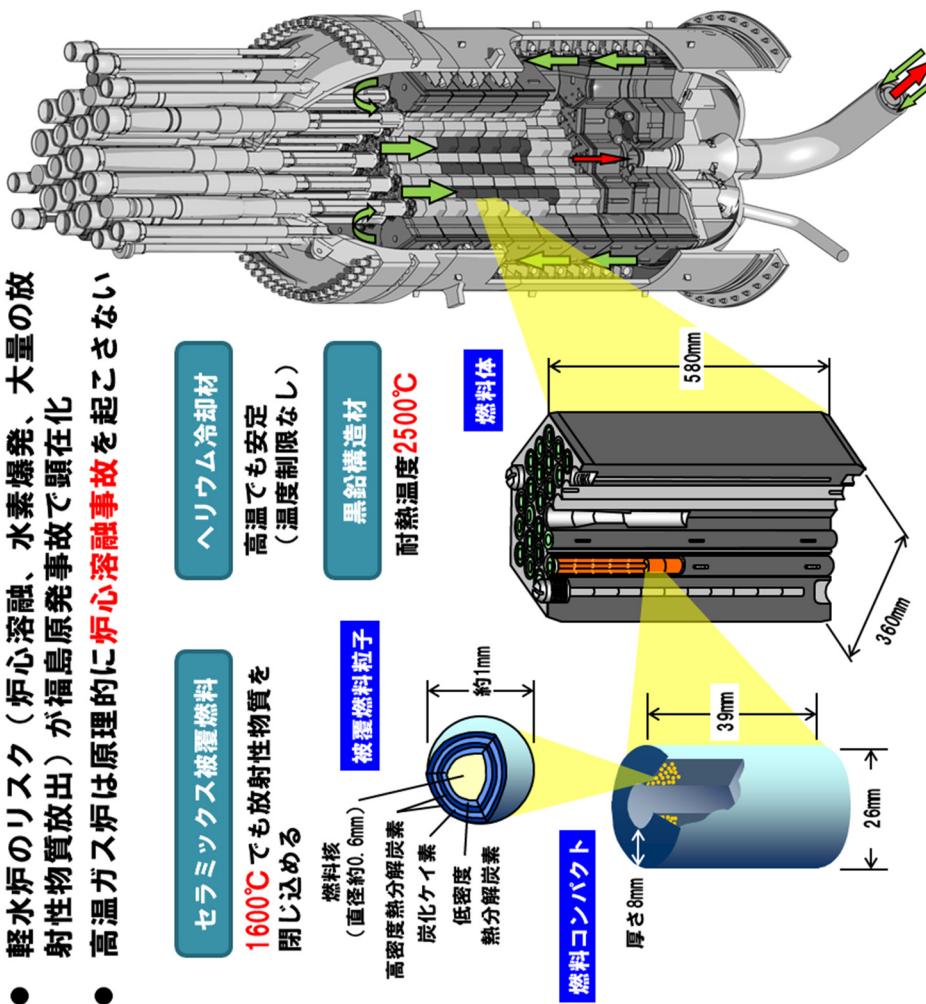


図 1.1 高温ガス炉の特徴

2. 運転・保守

Operation and Maintenance

This is a blank page.

2.1 原子炉の運転管理

2023年度は、2021年度に発生した1次ヘリウム循環機フィルタの差圧上昇事象の対策が終了したことから、RS-16運転サイクルを実施した。

RS-16運転サイクルは、2024年3月1日に原子炉を起動し、3月19日に原子炉出力100%（30MW）到達後、3月23日に定期事業者検査として飽和値確認検査を実施し全ての定期事業者検査項目が終了したことから同日、原子力施設検査室より定期事業者検査合格証を受領した。定期事業者検査合格後の3月27日に原子炉出力30MWにおける安全性実証試験（循環機3台停止試験）を実施し、試験終了後の3月28日に手動スクラムにより原子炉を停止した。

運転サイクル RS-16 の運転実績を表 2.1.1 に示す。

表 2.1.1 運転サイクル RS-16 の運転実績

運転サイクル No.	原子炉 起動日	原子炉 停止日	積算熱出力 MWD	運転時間 h:m	累積運転 時間 h:m	累積積算 出力 MWD
HTTR RS-16 (定格／単独)	2024.3.1	2024.3.28	504.19	648:12	16,824:52	12,604.66

2.2 装置・設備の保守管理

2.2.1 施設管理

試験研究の用に供する原子炉施設の設置、運転等に関する規則及び核燃料物質の使用に関する規則の定めにより策定された施設管理の目標を計画的かつ継続的に達成するための施設管理実施計画を策定した。また、原子炉の本体施設等の点検、検査の方法、実施頻度及び時期を整理した設備保全整理表及び検査要否整理表を作成し、原子炉施設の施設管理を実施した。

なお、核燃料物質等使用施設については、大洗研究所少量核燃料物質使用施設保安規則に基づき、使用施設の施設管理を実施した。

2022 年度に 1 次ヘリウム循環機フィルタの差圧上昇事象の対策として、1 次ヘリウム循環機フィルタ交換作業を実施するにあたり原子炉施設の運転が相当期間停止する状況を踏まえ、試験炉規則第 9 第 1 項第 7 号に基づき、特別な措置として特別な施設管理実施計画を策定し、特別な保全に移行する設備・機器を選定し保全を実施したが、1 次ヘリウム循環機フィルタ交換作業が終了したことから、2023 年度は、試験炉規則第 9 条第 1 項第 4 号に基づく施設管理実施計画に移行し、通常の保全を実施した。また、保全及び施設管理について有効性の評価を行い、改善項目として 1 次ヘリウム循環機フィルタの差圧上昇の原因となった、1 次純化設備ガス循環機のチャコールフィルタの交換周期の見直しを実施し、次期施設管理実施計画に反映することとした。

2.2.2 定期事業者検査

1 次ヘリウム循環機フィルタ交換が終了することから試験炉規則第 9 条第 1 項第 4 号に基づ

く施設管理実施計画により、施設全般に係る定期事業者検査を検査合格までに1年を超えない期間に実施した。

2023年度は、原子力施設検査室により80項目の検査を実施し、2024年3月23日に原子炉出力100%での飽和値確認検査を終了し、全ての検査で良判定を受け、同日、原子力施設検査室から定期事業者検査合格証を受領した。

HTTR原子炉施設の定期事業者検査の実績を表2.2.1に示す。

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（1/12）

検査対象	施設区分	検査方法	検査日
設備	設備、機器等		
避雷設備 （避雷針） 火山対策 （資機材） 森林火災対策 （防火帯） 竜巻対策 （飛来物管理）	保安記録確認検査（保安活動） 避雷設備（外観、接地抵抗測定） 火災対策（員数、外観、機能） 森林火災対策（巡視）、竜巻対策（巡視）		2024年1月31日
排水ポンプ 漏水検知器 漏えい防止用堰 プローアウトペネル 一般構造	保安記録確認検査（保安活動） 排水ポンプ（外観、作動、絶縁抵抗） 漏水検知器（外観、作動） 漏えい防止用堰（巡視） プローアウトペネル（外観）		2024年1月31日
誘導標識 非常用照明 誘導灯 事故時用照明	保安記録確認検査（保安活動） 誘導標識、非常用照明、誘導灯、 事故時用照明 (外観、機能)		2024年1月31日
排煙設備	保安記録確認検査（保安活動） 火災検知設備（原子炉格納容器内含む。） 内部火災対策機材 (可燃物管理、初期消火活動、水素ガス滞留防止)	排煙設備、火災検知設備（外観、機能） 内部火災対策機材（員数、外観、作動、機能）	2024年1月31日
原子炉本体	原子炉建家	保安記録確認検査（保安活動） 原子炉建家（外観）	2024年1月31日
		冷却材飽和値確認検査	2024年3月22日～23日

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（2/12）

検査対象 施設区分	設備、機器等	検査方法	検査日
原子炉本体	設備、機器等	総合検査	2024年3月22日～23日
	原子炉停止余裕検査	原子炉停止余裕検査	2024年3月1日～5日
	最大反応度添加率検査	最大反応度添加率検査	2024年3月5日
	反応度制御能力検査	反応度制御能力検査	2024年3月5日
	過剰反応度検査	過剰反応度検査	2024年3月5日
	外観検査	外観検査	2023年6月9日
	保安記録確認検査（保安活動）	保安記録確認検査（保安活動）	2024年1月31日
	原子炉建家（巡視）	原子炉建家（巡視）	
	遮蔽能力検査	遮蔽能力検査	2024年3月21日
	保安記録確認検査（保安活動） ライニング（巡視）	保安記録確認検査（保安活動） ライニング（巡視）	2024年1月31日
燃料物質取扱設備 及び貯蔵施設	ライニング	ライニング	
	燃料交換機	作動検査	2023年7月28日
	燃料出入機	作動検査	2023年6月8日
	新燃料貯蔵設備貯蔵ラック	外観検査（未臨界性確認検査）	2023年6月8日
核燃料物質貯蔵設備	原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備 貯蔵ラック	外観検査（未臨界性確認検査）	2023年6月8日
	使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック	外観検査（未臨界性確認検査）	2023年6月8日

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（3/12）

検査対象 施設区分	設備、機器等	検査方法	検査日
核燃料物質貯蔵設備	プール水冷却淨化設備	冷却能力確認検査	2023 年 7 月 28 日
核燃料物質貯蔵設備	原子炉建室内使用済燃料貯蔵設備 貯蔵プール	警報検査	2023 年 7 月 28 日
1 次冷却設備	中間熱交換器 1 次加圧水冷却器 1 次ヘリウム循環機 配管、弁		
補助冷却設備（補助ヘリウム冷却系）	補助冷却器 補助ヘリウム循環機 配管、弁		
原子炉冷却系統施設	入口フィルタ プレチャコールトラップ 入口加熱器 酸化銅反応筒 (CuOT) 冷却器 モレキュラーシーブトラップ (MST) コールドチャコールトラップ (CCT) ガス循環機用フィルタ	漏えい検査	2024 年 2 月 25 日～26 日

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（4/12）

検査対象 施設区分	設備、機器等	検査方法	検査日
	ガス循環機 戻り加熱器 配管、弁		
1 次ヘリウム純化設備（再生系）	冷却器 ガス循環機 加熱器 配管、弁		
試料採取設備（1 次ヘリウムサンプリング設備）	圧縮機 弁、配管	漏えい検査	2024 年 2 月 25 日～26 日
補助冷却設備（補助冷却水系）	補助冷却水加工器 配管、弁	漏えい検査	2023 年 8 月 9 日～10 日
補助冷却設備（補助ヘリウム冷却系）	補助ヘリウム循環機 回転数制御装置盤	作動検査	2023 年 11 月 29 日
補助冷却設備（補助ヘリウム冷却系）	補助冷却水循環ポンプ	作動検査	2023 年 8 月 1 日
補助冷却設備（補助ヘリウム冷却系）	主要弁	作動検査	2023 年 7 月 12 日、 8 月 1 日
補助冷却設備（補助冷却水系）	主要弁	作動検査	2023 年 8 月 1 日
補助冷却設備（補助冷却水系）	補助冷却水空気冷却器	作動検査	2023 年 8 月 1 日

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（5/12）

検査対象 施設区分	設備、機器等	検査方法	検査日
原子炉冷却系統施設	炉容器冷却設備	水冷管ペネル 冷却器 サーナンク 配管、弁	漏えい検査 2023年8月7日～8日
	炉容器冷却設備	主要弁	作動検査 2023年7月24日
	炉容器冷却設備	循環ポンプ	作動検査 2023年8月7日
	1次冷却設備	1次ヘリウム循環機 回転数制御装置盤	作動検査 2024年2月19日
	1次冷却設備	主要弁	作動検査 2023年7月12日、 8月1日
	2次ヘリウム冷却設備	2次ヘリウム循環機 回転数制御装置盤	作動検査 2024年2月19日
	2次ヘリウム冷却設備	主要弁	作動検査 2023年7月12日
	加圧水冷却設備	加圧水循環ポンプ	作動検査 2023年10月16日
	加圧水冷却設備	主要弁	作動検査 2023年7月12日、10月16日
	1次ヘリウム純化設備（純化系）	ガス循環機	作動検査 2023年10月11日～13日
1次ヘリウム純化設備（再生系）		ガス循環機	
1次ヘリウム純化設備（純化系）		主要弁	作動検査 2023年10月10日
1次ヘリウム純化設備（再生系）		主要弁	

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（6/12）

検査対象 施設区分	設備、機器等	検査方法	検査日
試料採取設備（1 次ヘリウムサンプリング設備）	圧縮機 主要弁	作動検査	2023 年 10 月 11 日～12 日
試料採取設備（1 次ヘリウムサンプリング設備）	安全保護ロジック盤 原子炉スクラム遮断器 スクラム装置盤	作動検査	2023 年 10 月 10 日
安全保護回路 原子炉保護設備	安全保護シーケンス盤	作動検査	2023 年 8 月 28 日～31 日
安全保護回路 工学的安全施設作動設備	警報表示装置盤	作動検査	2023 年 8 月 28 日～31 日
警報回路	中性子計装盤 制御棒位置計装盤 補助冷却設備安全保護		
原子炉計装 計測制御系統施設	地震計（安全保護系） 主冷却設備安全保護系計装盤 放射能計装盤 1 次冷却材放射能計装盤 辅助冷却設備安全保護系計装盤	作動検査	2023 年 8 月 28 日～31 日
原子炉制御設備	運転モード選択装置	作動検査	2023 年 10 月 25 日
制御設備	制御棒 スクラム検査	スクラム検査	2023 年 8 月 22 日

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（7/12）

検査対象 施設区分	設備、機器等	検査方法	検査日
制御設備	制御棒駆動装置 制御棒 制御棒駆動装置	駆動速度検査	2023年8月23日～24日
非常用制御設備	後備停止系駆動装置 原子炉出力制御装置	反応度抑制効果検査（後備停止系） 作動検査	2023年10月27日 2023年8月25日
制御棒引抜阻止回路 警報回路	警報表示装置盤 中央制御室 中央制御室	外観検査 外観検査	2023年7月31日 2023年7月31日
計測制御系統施設 中央制御室	プラント計算機 高温プレナム部温度計装盤 燃料破損検出装置盤	警報検査	2023年8月2日～3日
原子炉計装	回転数振動計数盤 炉容器冷却設備計装盤 プラント制御装置	主冷却設備安全保護系計装盤 補助冷却設備安全保護系計装盤 1次冷却材放射能計装盤	2023年10月4日、10月5日、11月30日
その他主要な計装	警報回路 原子炉計装	警報表示装置盤 燃料破損検出装置ガス圧縮機	2023年10月27日

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（8/12）

検査対象 施設区分	検査方法	検査日
气体廃棄物の廃棄施設	減衰タンク 漏えい検査	2023年9月20日～21日
气体廃棄物の廃棄施設	処理能力検査	2024年3月20日
原子炉建家（床・壁・壇）	保安記録確認検査（保安活動） 原子炉建家（巡視）	2024年1月31日
气体廃棄物の廃棄施設	圧縮機 作動検査	2023年9月20日～21日
气体廃棄物の廃棄施設	排風機 作動検査	2023年9月27日、10月3日
放射性廃棄物の廃棄施設	フィルタユニット フィルタ捕集効率検査	2023年7月13日～14日
气体廃棄物の廃棄施設	主要弁 作動検査	2023年9月27日、10月3日
气体廃棄物の廃棄施設	減衰タンク 外観検査	2023年9月20日～21日
气体廃棄物の廃棄施設	主配管 バッファタンク 漏えい検査	2023年7月18日～19日 2023年9月20日～21日
气体廃棄物の廃棄施設	排気筒 外観検査	2023年9月26日
液体廃棄物の廃棄設備（原子炉建家）	洗浄廃液ドレン系廃液槽 機器ドレン系廃液槽 床ドレン系廃液槽 漏えい検査	2023年5月30日、 9月15日、10月17日
液体廃棄物の廃棄設備（使用済燃料貯蔵建家）	使用済燃料貯蔵建家ドレン系廃液槽 漏えい検査	2023年5月30日、 9月15日、10月17日
放射性廃棄物の廃棄施設	固体廃棄物保管室 保安記録確認検査（保安活動） 固体廃棄物保管室（巡視）	2024年1月31日

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（9/12）

検査対象 施設区分	検査方法	検査日
作業環境モニタリング設備（線量当量率モニタリング設備）	ガンマ線エリニアモニタ 中性子線エリニアモニタ 事故時ガンマ線エリニアモニタ 警報検査	2023年11月24日
排気モニタリング設備	排気ガスモニタ 排気ダストモニタ 事故時排気ガスマニタ	
作業環境モニタリング設備（室空気モニタリング設備）	室内ガスマニタ 室内ダストモニタ 放射性物質濃度測定検査	2024年3月20日
作業環境モニタリング設備（線量当量率モニタリング設備）	排気ガスモニタ 排気ダストモニタ	
原子炉本体を含む	ガンマ線エリニアモニタ 中性子線エリニアモニタ 事故時ガンマ線モニタ 線量当量率測定検査	2024年3月21日
原子炉格納容器附属施設	配管貫通部 隔離弁 燃料交換機ハッチ メンテナンスハッチ 漏えい検査	2023年10月16日
原子炉格納施設	エアロック 熱電対交換ハッチ 漏えい検査	2023年8月29日 ～10月24日

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（10/12）

検査対象 施設区分	設備、機器等	検査方法	検査日
	非常用避難口		
	配管貫通部 貫通スリーブ		
	配管貫通部 貫通配管		
	配管貫通部 端板		
	配管貫通部 伸縮継手		
	配管貫通部 隔離弁		
	漏えい検査		2023年8月29日 ～10月24日
原子炉格納容器附屬施設	電線貫通部 貫通部スリーブ		
	電線貫通部アダプタ・ヘッダモジュール		
	ダクト貫通部 貫通部スリーブ		
	ダクト貫通部 貫通ダクト		
	ダクト貫通部 貫通配管		
	ダクト貫通部 端板		
	ダクト貫通部 隔離弁		
原子炉格納施設	配管貫通部 隔離弁	作動検査	2023年10月16日～17日
	ダクト貫通部 隔離弁		
原子炉格納容器附屬施設	排風機	作動検査	2023年10月19日 2023年11月30日
非常用空気浄化設備	排気フィルタユニット	フィルタ捕集効率検査	2023年8月4日～9日
非常用空気浄化設備	ダクト	外観検査	2023年9月26日

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（11/12）

検査対象 施設区分	検査方法	検査日
原子炉格納施設 サービスエリア	設備、機器等 主ダッシュパネル	作動検査 2023年10月17日
	非常用空気淨化設備 排気管	外観検査 2023年9月26日
	非常用空気淨化設備 循環ポンプ	気密検査 2023年10月19日
	補機冷却水設備 循環ポンプ	作動検査 2023年9月15日
	補機冷却水設備 冷却塔ファン	作動検査 2023年9月15日
制御用圧縮空気設備 換気空調設備 原子炉建家 I 系換気空調装置	制御用空気貯槽 主配管	漏えい検査 2023年8月18日
	排気 A 系統排風機	作動検査 2023年9月1日
	循環送風機	作動検査 2023年9月7日
	循環フィルタユニット 中央制御室系換気空調装置	フィルタ捕集効率検査 2023年9月6日～7日
	非常用発電機 ガスタービン発電機	作動検査 2023年10月19日
その他試験研究用 等原子炉施設の附 属施設	蓄電池 安全保護系用交流無停電電源裝置 充電器盤	作動検査 2023年10月19日

表 2.2.1 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績（12/12）

検査対象 施設区分	設備、機器等	検査方法	検査日
全交流動力電源喪失時の対応機器（可搬型発電機、可搬型計器、燃料）	保安記録確認検査（保安活動） 可搬型発電機（員数、機能）、可搬型計器（員数、校正）、燃料（員数）	2024年1月31日	
所内通信連絡設備（現場指揮所） 非常用放送設備 送受話器（ページング） 敷地内の通信連絡設備 大洗研究所外通信連絡設備	保安記録確認検査（保安活動） 所内通信連絡設備（現場指揮所）（員数、機能） 非常用放送設備（外観、機能） 送受話器（ページング）（機能） 敷地内の通信連絡設備（外観、作動） 大洗研究所外通信連絡設備（機能） 大洗研究所内通信連絡設備（機能）	2024年1月31日 2月9日	
その他試験研究用 等原子炉施設の附 属施設	可搬型発電機 可搬型計器 プール注水機材（消防自動車、消防用吸管） 防護器材 建家目張り用機材 瓦礫撤去用工具	保安記録確認検査（保安活動） 可搬型発電機（員数、機能）、可搬型計器（員数、校正） プール注水機材（消防自動車（性能）、消防用吸管（外観））、防護器材（員数、外観）、建家目張り用機材（員数）、瓦礫撤去用工具（員数、外観）	2024年1月31日 2月9日

2.3 1次ヘリウム循環機フィルタ差圧上昇の原因と対策

2.3.1 フィルタ差圧上昇事象の発生状況

HTTR は、2021 年 7 月から RS-14 を行い、定格出力 30MW に到達して定期事業者検査を合格した。合格後、原子炉を停止するために出力を降下し、約 21MW に到達した 9 月 25 日頃から 1 次冷却設備ヘリウム循環機（以下「HGC」という。）のフィルタ差圧が上昇傾向（運転開始時約 2.6kPa から原子炉停止直前に約 24.5kPa に上昇）にあることを確認した（図 2.3.1 参照）。その後、1 次ヘリウム純化設備ガス循環機（以下「純化 G/C」という。）の号機切り替えを行うことで、フィルタ差圧の上昇が収まった。また、RS-14 終了後に炉心冷却喪失試験のために行った RS-15においても、原子炉起動後に試験の設定出力(9MW)を維持していたところ、RS-14 と同様に HGC フィルタ差圧が上昇傾向であることを確認した。このため、RS-15 終了後に本事象の原因調査を行うこととした。HGC の概略を図 2.3.2 に示す。

2.3.2 原因調査

本事象の要因として、1 次系統内にフィルタ差圧を上昇させる物質が発生したことが考えられた。RS-14において、純化 G/C に充填していた軸封のためのシリコンオイルが 75cm³ 減少しており、また、純化 G/C は過去に軸用バリシールが偏磨耗し、摩耗粉が 1 次系統内に混入した経緯があった。そのため、本事象は純化 G/C に異常が発生し、機内のシリコンオイルが、1 次冷却系統に混入した後に HGC フィルタに捕集され、差圧上昇が発生したものと推定し、純化 G/C について軸部を調査するために RS-15 終了後に機内の分解点検を行った。その結果、軸部に通常認められない油分の付着を確認した。さらに、RS-14 での純化 G/C (B 号機) のシリコンオイル減少量 75 cm³について、粉粒体工学の分野で一般的に使用されている Kozeny-Carman の式¹⁾ を用いて評価したところ、シリコンオイルが同体積 75 cm³かつ直径 10~20μm の粉体と仮定し計算した場合、差圧上昇分は約 20kPa であり、今回の差圧上昇と同程度であったことから、純化 G/C の分解点検を行うとともに、さらに調査を進めることとした。

2.3.3 純化 G/C 分解点検

純化 G/C について分解点検を行った結果、軸部以外にも上部ディスタンスピース、吐出配管、チャコールフィルタからシリコンオイルに含まれる Si が検出された（図 2.3.3）。このうち、シリコンオイルを除去するために設置されているチャコールフィルタの出口部から Si が検出されたことから、チャコールフィルタが経年劣化し、ミスト化したシリコンオイルが 1 次冷却系統に混入したことが分かった。当該チャコールフィルタは、交換後 1 年もしくは純化 G/C の運転時間で 6000 時間毎に交換を行うものである。今回のケースにおいては、東日本大震災後の長期運転停止により純化 G/C の運転時間は少なかったことと、ヘリウム雰囲気中であったことから交換は見送っていた。しかしながらチャコールフィルタは、使用環境が不活性ガス環境下であっても、ミスト化したシリコンオイルによって劣化が進行し、本事象の要因になったものと考えられる。

なお、純化 G/C の A・B 号機のチャコールフィルタ交換期間と運転時間は A 号機の前回交換が 2017 年（4 年前）、運転時間が 152 時間であり、B 号機は 2013 年（10 年前）に交換し、運転時間は 522 時間であった。

2.3.4 1 次ヘリウム循環機フィルタの調査

2023 年 4 月から HGC フィルタを新品に交換し、HGC の差圧上昇防止を行うとともに、差圧上昇がみられた HGC フィルタについて、純化 G/C 起因のシリコンオイルが付着していることを確認するため、以下の調査を実施した。

① 外観観察

未使用のフィルタと使用済みのフィルタをデジタルマイクロスコープ（Hirox 社製 KH-1300）にて（断面は 80 倍、表面は 120 倍）観察したが、当該機材の倍率では目詰まりを生じさせた物質は確認できなかった。

② フィルタ付着物量の推定

使用済フィルタの一部を切り出した試料を洗浄し、洗浄前後の試料の重量差からフィルタ 3 基分の付着物量を計算したところ 22g となった。RS-14 中に純化 G/C に充填されていたオイルは 75 cm^3 （重量換算にして 72 g（シリコンオイルの比重 : 0.96 g/cm^3 ））の減少していることから、約 3 割の付着物を回収できた。この付着物について SEM 及びエネルギー分散型 X 線分析装置（EDX）にて観察することとした。なお、任意の場所のフィルタエレメント表面から採取した付着物（以下「表面付着物」という。）も試料として観察した。

③ 表面分析

フィルタから採取後に洗浄、乾固させた試料（以下「洗浄後乾固物」という。）と、表面付着物について、SEM による表面観察と EDX による元素分析を実施した。

洗浄後乾固物については、 $200 \mu\text{m}$ 以下の針状の物質と $50 \mu\text{m}$ 以下の固形物が SEM にて観測され、それらを EDX 分析すると、針状の物質からは Si が観測されたが、同時に Al も観測された。HTTR では 1 次系統内の断熱材にカオウール（主成分は Al_2O_3 (47%) 及び SiO_2 (52%)）を使用していることから、当該 Si はカオウール由来のものとも考えられ、シリコンオイル由来か否かの判別はできなかった。

一方で、表面付着物の観察結果においては、フィルタエレメントへの付着物は 1 次冷却材入口に近いフィルタ上部ほど多く、その大きさはフィルタ網径 $5\mu\text{m}$ に対して $10\sim20\mu\text{m}$ であり、HGC フィルタ差圧を上昇させる要因になりえることを確認した。さらに表面付着物の EDX 分析を行ったところ Al のピークは出現せず、シリコンオイルに起因する Si であることが分かった（図 2.3.4）。

2.3.5 再発防止

HGC フィルタ差圧上昇の再発防止対策として、純化 G/C の A・B 号機のチャコールフィルタを新規品に交換した。また、自主点検要領書（課制定文書）にチャコールフィルタの交換頻度を定めて管理することとした。交換頻度については、純化 G/C の運転時間で 6,000 時間毎で

あつものを3年毎(純化G/Cの運転時間に依存しない)又は3年以内であっても純化G/Cの運転時間が6,000時間に達した場合はその都度とした。チャコールフィルタ交換後に行ったRS-16では、フィルタ差圧の上昇は見られなかった。このことから、再発防止対策が有効であることを確認できた。RS-16におけるHGCフィルタ差圧の推移を図2.3.5に示す。

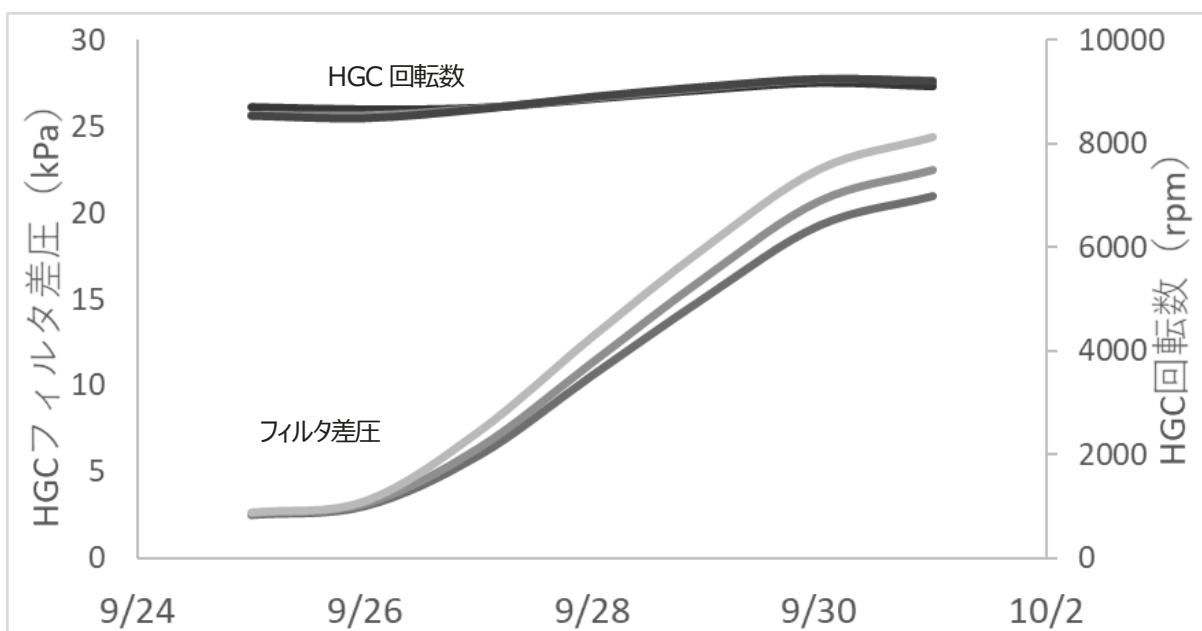


図 2.3.1 RS-14 におけるフィルタ差圧上昇の推移

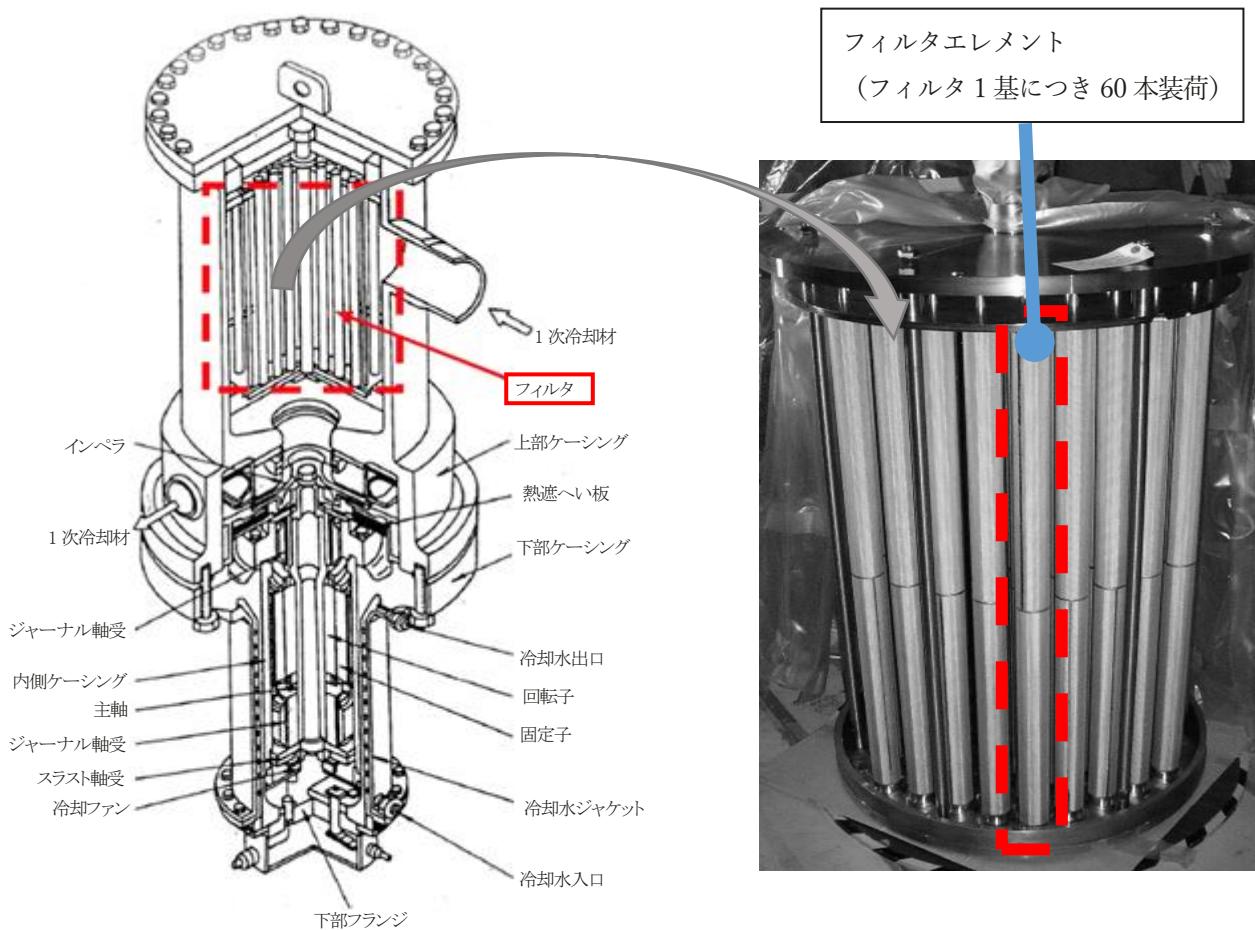


図 2.3.2 1 次ヘリウム循環機(HGC)とフィルタ

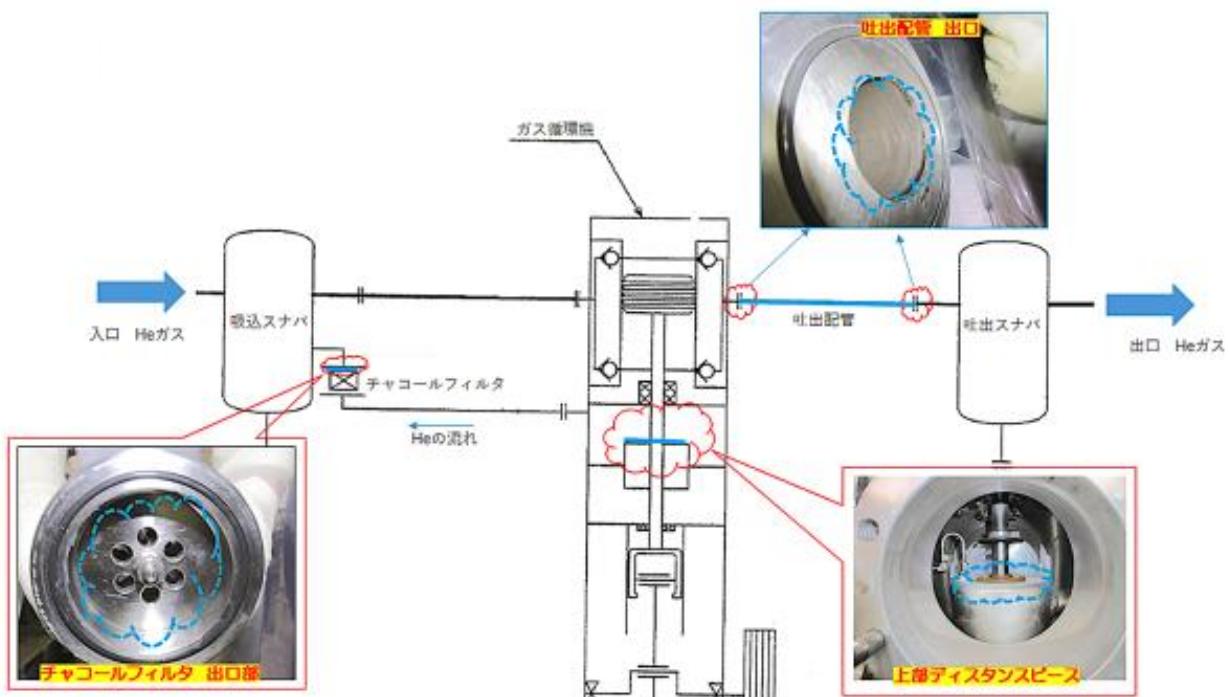


図 2.3.3 純化 G/C の構造と Si 検出箇所

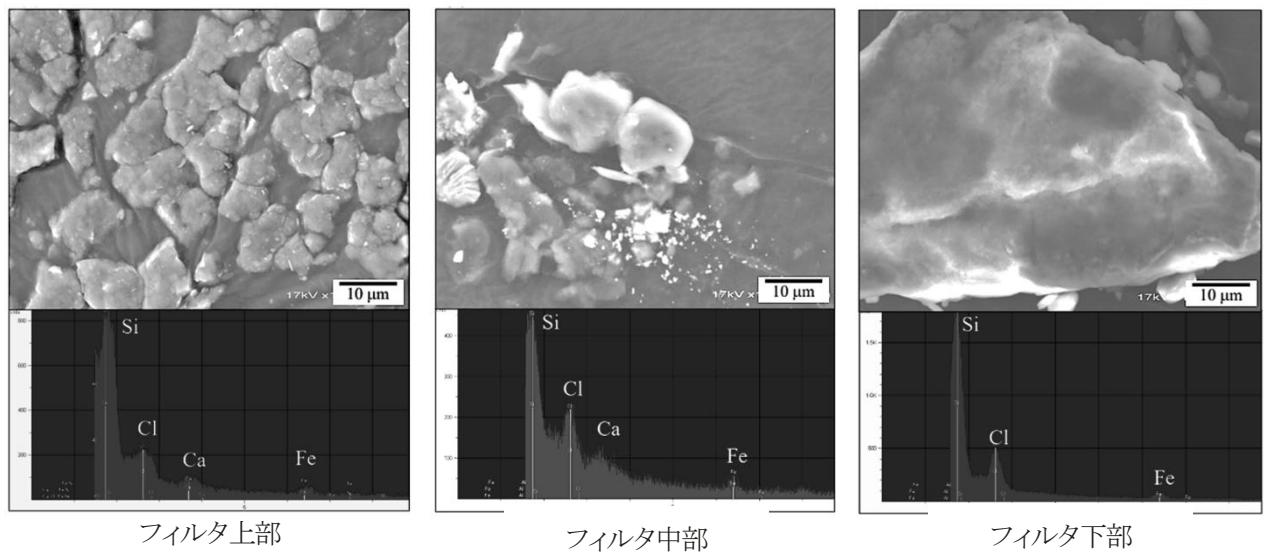


図 2.3.4 表面付着物の EDX 分析結果

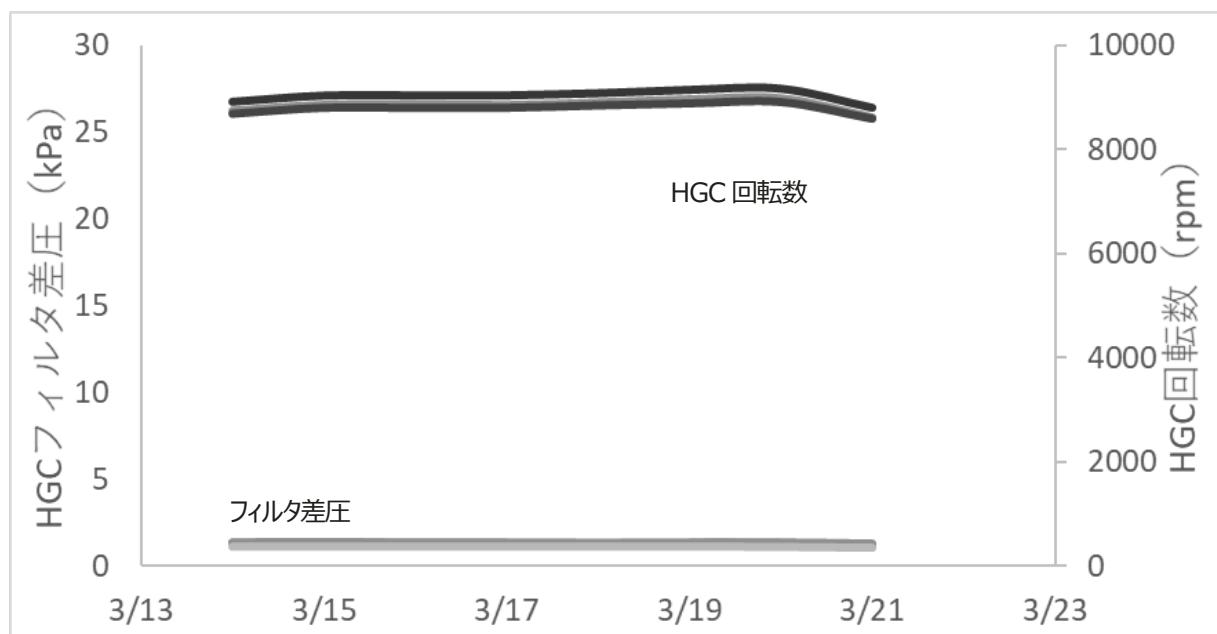


図 2.3.5 再発防止対策後のフィルタ差圧の推移

3. 放射線管理

Radiation Control

This is a blank page.

3.1 放射線作業時の管理

(1) 作業中の管理

本年度は、計測制御設備、気体廃棄物処理設備等の対応作業が行われた。作業期間中において、放射線モニタリングなどを実施した結果、放射線管理上問題となる事象はなかった。

(2) 1次ヘリウム循環機フィルタ交換作業

1次ヘリウム循環機フィルタ交換作業が2023年4月17日から2023年7月6日にかけて行われた。本作業は、1次冷却設備に設置しているヘリウムガス循環機のうち、1次加圧水冷却器まわりの3台についてケーシングを開放し、フィルタ交換を行う作業である。また、使用済フィルタについては保管容器に封入し保管し、使用済フィルタの分析のため、エレメントの切り出しを行った。

本作業での作業者の被ばくは計画値以内に抑えられ、作業中の線量当量率及び表面密度の確認を隨時行うとともに、移動型ダストモニタにて空气中放射能濃度を測定し、放射線管理上の問題がないことを確認した。

(3) その他の作業

上記以外の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結果、放射線管理上問題となる事象はなかった。

3.2 個人被ばく管理

放射線業務従事者の被ばく結果を表3.1に示す。本年度における放射線業務従事者の被ばくは、線量限度を十分に下回っていることを確認した。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、内部被ばくもないことを確認した。

3.3 排気及び排水の管理

(1) 排気中の放射性塵埃及び放射性ガスの管理

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3.2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

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3.3に示す。有意に検出された核種は³H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。³Hの最大濃度は 2.4×10^0 Bq/cm³、年間放出量は 1.4×10^7 Bq/年であった。³Hの年間放出量は、大洗研究所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で有意に検出された核種は³Hのみで、それ以外の核種は全て検出下限濃度未満であった。³Hの濃度は 2.3×10^{-1} Bq/cm³、放出量は 1.1×10^6 Bqであり、廃液量は 4.7×10^0 m³であった。

3.4 放射線管理設備に係る保守管理

(1) 定期的な自主点検

原子炉施設保安規定第2編36条に基づき、2023年5月9日から6月30日にかけて放射線測定機器の定期的な自主点検を実施した結果、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、放射線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。

(2) 修理及び改造

本年度における放射線管理設備に係る修理及び放射線管理設備に係る保安規定における改修計画の提出に該当する改造はなかった。

表 3.1 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	66	64	2	0	0	0	0.00	0.2	0.3
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	297	282	15	0	0	0	0.02	0.7	5.0
全作業者	362*	345*	17	0	0	0	0.01	0.7	5.3

*年度内で同一人が出向職員（職員等）と請負業者の両方の区分で作業したため、全作業者の人数は、職員等と請負業者の合計よりも少ない。

(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 3.2 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	<7.0×10 ⁻¹¹	—
	全β	<1.2×10 ⁻¹⁰	—
	¹³⁷ Cs	<3.8×10 ⁻¹⁰	0
	¹³¹ I	<2.0×10 ⁻⁹	0
放射性ガス	³ H	<3.8×10 ⁻⁵	0
	⁸⁸ Kr、 ¹³⁸ Xe 等	<2.0×10 ⁻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 3.3 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	2.4×10^0	1.4×10^7	2.2×10^1
⁶⁰ Co	$< 3.5 \times 10^{-3}$	0	
¹³⁷ Cs	$< 3.6 \times 10^{-3}$	0	
その他	$< 2.3 \times 10^{-2}$	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 : 大洗研究所の放出管理目標値 (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

4. 技術開発

Research and Development

This is a blank page.

4.1 安全性実証試験

安全性実証試験は、HTTR を用いて事故事象を模擬した試験を行い、高温ガス炉の固有の安全性を示すとともに、原子炉挙動に関するデータを取得して安全解析コードの予測精度を向上させ、高温ガス炉の安全設計・安全評価技術を高度化することを目的としている。

これまで安全性実証試験として、制御棒引抜試験、循環機回転数低下試験、循環機停止試験、炉心流量喪失試験及び炉心冷却喪失試験を行ってきた。このうち、炉心流量喪失試験及び炉心冷却喪失試験は、OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機関）の国際共同プロジェクトである LOFC（Loss of Forced Cooling）プロジェクトの枠組みで実施しており、本プロジェクトは以下の 3 つの試験ケースで構成されている。

- ・ 炉心流量喪失試験（低出力=30%（9MW）） : 循環機 3 台停止+制御棒の挿入なし
(2010 年 12 月実施)
- ・ 炉心冷却喪失試験（低出力=30%（9MW）） : 循環機 3 台停止+制御棒の挿入なし
+炉容器冷却設備停止
(2022 年 1 月実施)
- ・ 炉心流量喪失試験（高出力=100%（30MW）） : 循環機 3 台停止+制御棒の挿入なし
(本年度（2024 年 3 月）実施)

本年度は 2024 年 3 月 27 日に、原子炉出力 100%において炉心流量喪失試験を実施した。炉心流量喪失試験は、制御棒が挿入できない条件下で 1 次ヘリウム循環機 3 台を停止させ、強制循環冷却機能の喪失と原子炉スクラム（制御棒の挿入）の失敗事象を模擬する試験である。

（1）試験の目的

HTTR は、炉心に耐熱性・熱伝導性に優れ、かつ熱容量の大きい黒鉛を使用していること、原子炉の出力密度が小さいことから、万一、事故が発生した場合でも、炉心の温度変化が緩やかであり、かつ炉心の熱が速やかに外部に伝わるよう設計されており、燃料破損（炉心溶融）に至らない優れた固有の安全性を有している。このような安全性を実証することを目的として、炉心流量喪失試験（原子炉出力 100%からの循環機 3 台停止試験）を実施した。試験の概要を図 4.1 に示す。この試験では、制御棒が挿入できない条件下で、1 次ヘリウム循環機を全数（3 台）停止し、炉心の強制循環冷却機能を喪失させた場合において、制御棒を挿入しなくても負の反応度フィードバック特性（炉心の温度が上がると、核分裂反応が起きにくくなり、出力が下がるしくみ）により原子炉出力が自然に低下し、原子炉が安定な所定の状態に移行し、この間、燃料温度、炉内構造物温度等の変化が緩慢であることを確認する。

（2）試験の内容

試験は図 4.2 に示す手順で実施する。また試験条件を表 4.1 に示す。

表 4.1 炉心流量喪失試験（原子炉出力 100%からの循環機 3 台停止試験）の試験条件

運転モード	定格・単独運転
原子炉出力	100%（初期出力）
1 次ヘリウム循環機停止台数	3 台（A,B,C 号機）

(3) 試験結果

試験結果を図 4.3 に示す。1 次ヘリウム循環機 3 台停止後、冷却材流量がゼロとなることで燃料及び減速材の温度が上昇し、負のドップラー反応度が添加されるため原子炉出力は急激に低下する。その後、出力降下に伴い燃料温度が低下することでドップラー反応度は正となるが、減速材の温度上昇による負の反応度（減速材反応度）と、中性子の吸収能力の高いキセノンが炉内に蓄積することによる負の反応度（キセノン反応度）が添加されることで、全反応度（ドップラー反応度+減速材反応度+キセノン反応度）は負となり、原子炉出力はほぼゼロの状態が維持される。

炉心強制循環冷却がなくなることにより、崩壊熱は炉心から炉心外周部の黒鉛固定反射体、圧力容器へと輻射と熱伝導により伝えられる。炉心外周部の黒鉛の高温プレナム部側部の固定反射体内面温度は、1 次冷却材の流量が減少する過程で僅かに上昇するものの、その後は出力の低下に伴い、低下することを確認した。

原子炉圧力容器の表面温度は、測定したどの位置においても時間の経過とともに低下しており、原子炉内部の熱が圧力容器表面から放熱され、炉容器冷却設備により原子炉が冷却されていることを示している。また、胴下部や下鏡では、炉心からの熱伝導に比べ炉容器冷却設備への放熱量が多いため温度低下の勾配は大きくなつた。

また、動特性解析コード TAC/BLOOST による解析により、燃料温度の異常な上昇はなく緩やかに推移することを確認した。

(4) まとめ

HTTR を用いた炉心流量喪失試験（原子炉出力 100%からの循環機 3 台停止試験）により、1 次冷却材流量の喪失による強制循環冷却機能が喪失した状態で、さらに原子炉スクラム（原子炉スクラムに制御棒の挿入）に失敗しても、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、静定するとともに、燃料温度の変化が緩慢であることが実証できた。

試験により得られたデータをもとに、今後、炉心設計コード、安全解析コードの高度化を進めていく。また、試験データは、所定の手続き後、OECD/NEA を介して参加国へ提供する予定である。

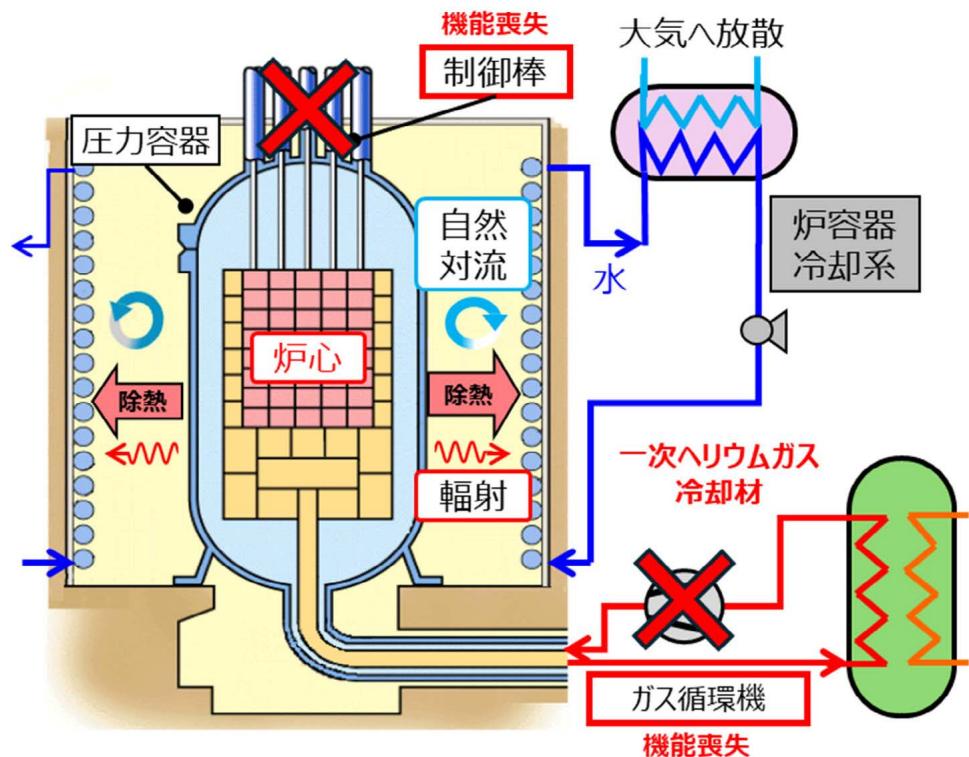


図 4.1 炉心流量喪失試験（原子炉出力 100%からの循環機 3 台停止試験）の概要

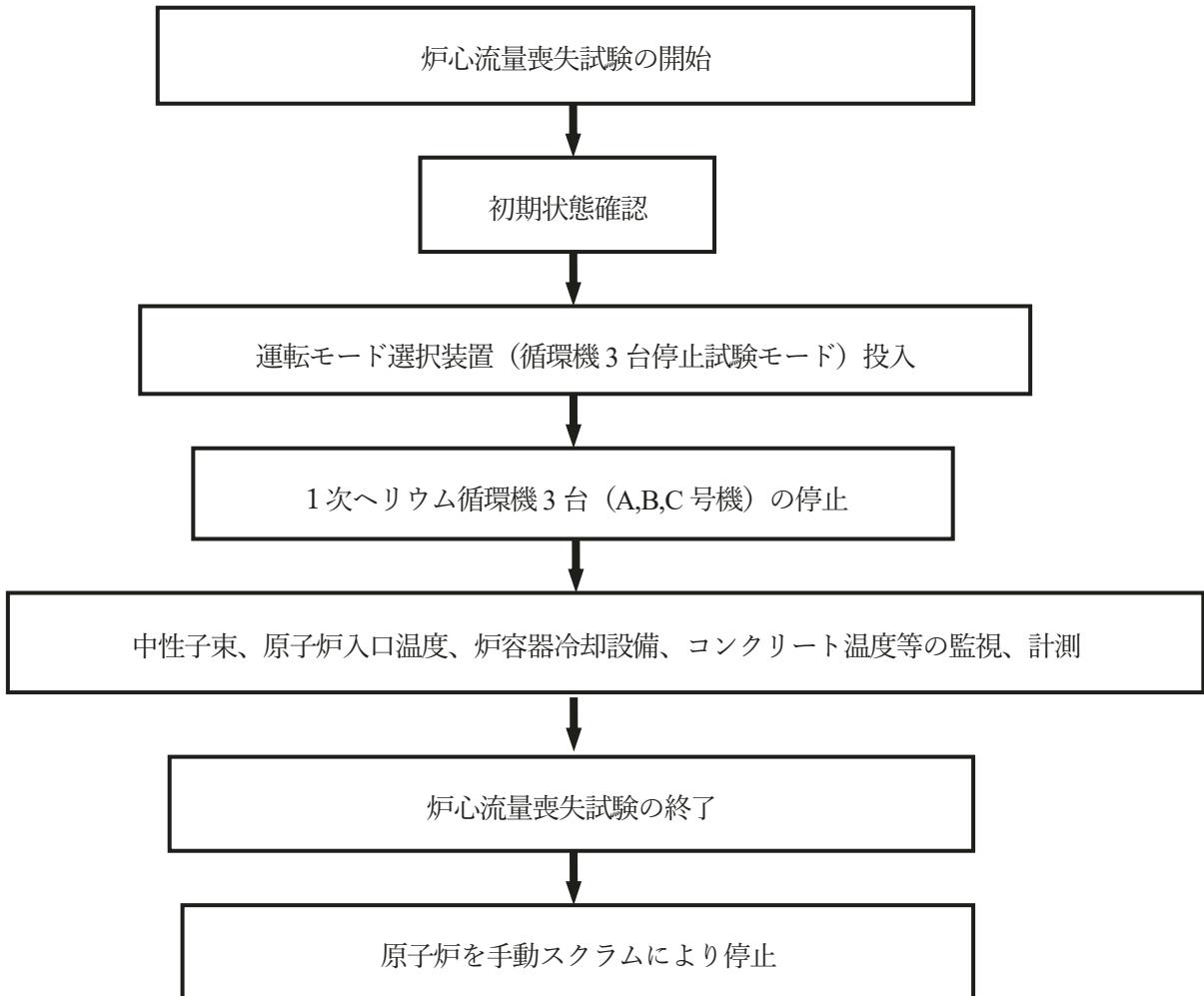
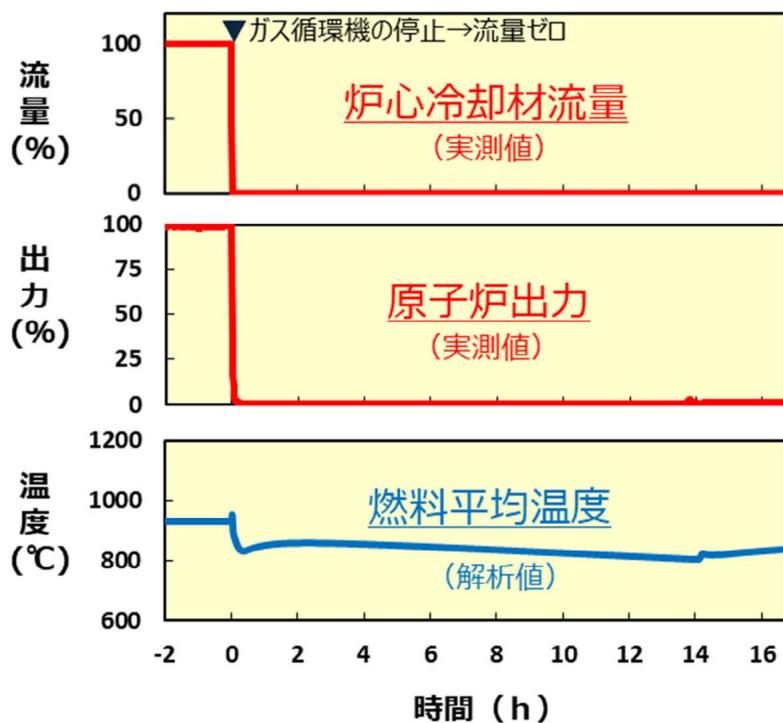


図 4.2 炉心流量喪失試験（原子炉出力 100%からの循環機 3 台停止試験）の試験手順



4.2 HTTR の燃料健全性確認

HTTR では、運転中の 1 次冷却材中に含まれる核分裂生成物 (FP) の放射能濃度を測定することにより燃料の健全性 (閉じこめ性能) を確認している。RS-16 サイクルにおける燃料健全性確認の結果を以下に示す。

(1) 測定の概要

放射能濃度の測定は、1 次冷却材放射能計装、燃料破損検出器 (FFD) 及び 1 次冷却材手サンプリングにより行っている。

1 次冷却材放射能計装は、1 次冷却材の一部を補助冷却設備と 1 次ヘリウム純化設備の間に設置されているサンプラー内に連続的に導入し、その中に含まれる放射能濃度を電離箱で測定するもので、その異常な上昇に対して警報及び原子炉スクラム信号を発信する。1 次系の循環放射能濃度を連続的に測定することができるが、エネルギー分析はできないため、核種別の放射能濃度を測定することはできない。

FFD の系統図を図 4.4 に示す。FFD は、高温プレナムブロックの 7 箇所から適宜 2 箇所を選択して He ガスをサンプリングし、1 次冷却材中の短半減期の希ガス FP の娘核種を負に帶電したワイヤに電気的な力で吸着させ、その崩壊により放出される β 線をシンチレーションカウンタで計測する。FFD は通常運転時の燃料の健全性を監視するもので、万一、著しい燃料破損が生じた場合、破損が生じている領域を高温プレナムブロック毎に特定することができる。しかし、FFD ではエネルギー分析を行うことができないため、計数値は複数の短半減期の娘核種の計数値の和を表し、核種別の放射能濃度を測定することはできない。

1 次冷却材手サンプリング測定は、1 次系の任意の箇所の He ガスを 1 次サンプリング設備内の試料採取装置に導入し、そのガスをサンプリングガス容器に採取した後、採取したガスを Ge 検出器及び波高分析装置を用いてエネルギー分析を行うものである。1 次冷却材放射能計装と FFD とは異なり、エネルギー分析を行うことで、核種毎の希ガス FP の放射能濃度を測定することができる。エネルギー分析装置の構成を図 4.5、今回のサンプリング箇所を図 4.6 に示す。また、1 次冷却材手サンプリング測定は以下の日程で行った。

- | | | | |
|---|-----------|--------------|-------------------|
| ① | 原子炉出力 30% | (出力ホールド 1 日) | : 2024 年 3 月 7 日 |
| ② | 原子炉出力 80% | (出力ホールド 1 日) | : 2024 年 3 月 13 日 |
| ③ | 原子炉出力 90% | (出力ホールド 1 日) | : 2024 年 3 月 15 日 |
| ④ | 原子炉出力 99% | (出力ホールド 2 日) | : 2024 年 3 月 21 日 |
| ⑤ | 原子炉出力 99% | (出力ホールド 8 日) | : 2024 年 3 月 27 日 |

(2) 測定結果

1 次冷却材放射能計装による 1 次冷却材中の循環放射能濃度の測定値は、RS-16 サイクル期間中、常に検出下限以下であり、以前の運転サイクルと同様の測定結果であった。

FFD による計測結果を図 4.7 に示す。全ての出力レンジにおいて以前の運転サイクルと同程度であった。

1次冷却材手サンプリング測定で、定量限度以上の放射能が検出された FP 核種は以前の運転サイクルと同様、クリプトン (Kr) やキセノン (Xe) 等の希ガスであった。核種毎の放射能濃度については図 4.8~4.9 に示す通り、以前の運転サイクルと同程度であった。

(3) まとめ

1次冷却材放射能計装、FFD 及び 1次冷却材手サンプリングによる測定結果は、以前の運転サイクルと同程度の値を示していることから、燃料の健全性は保たれていることを確認した。

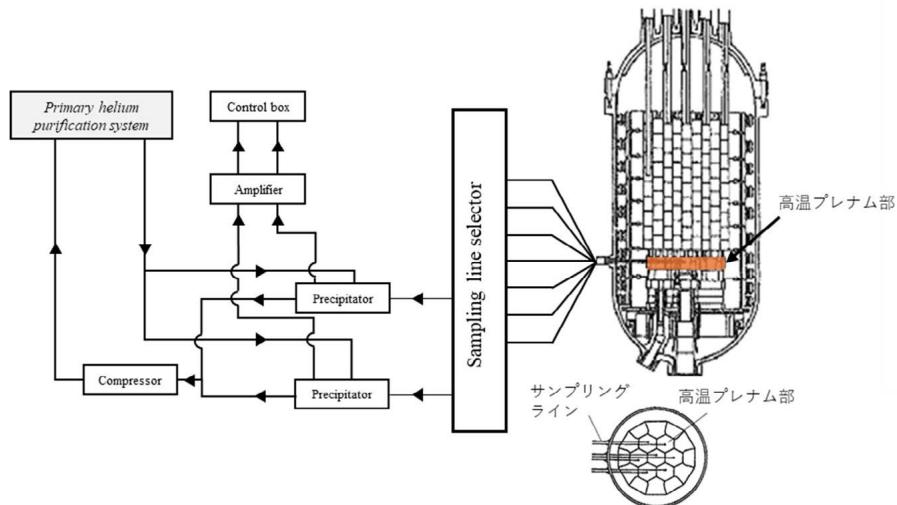


図 4.4 燃料破損検出装置 (FFD) の系統図

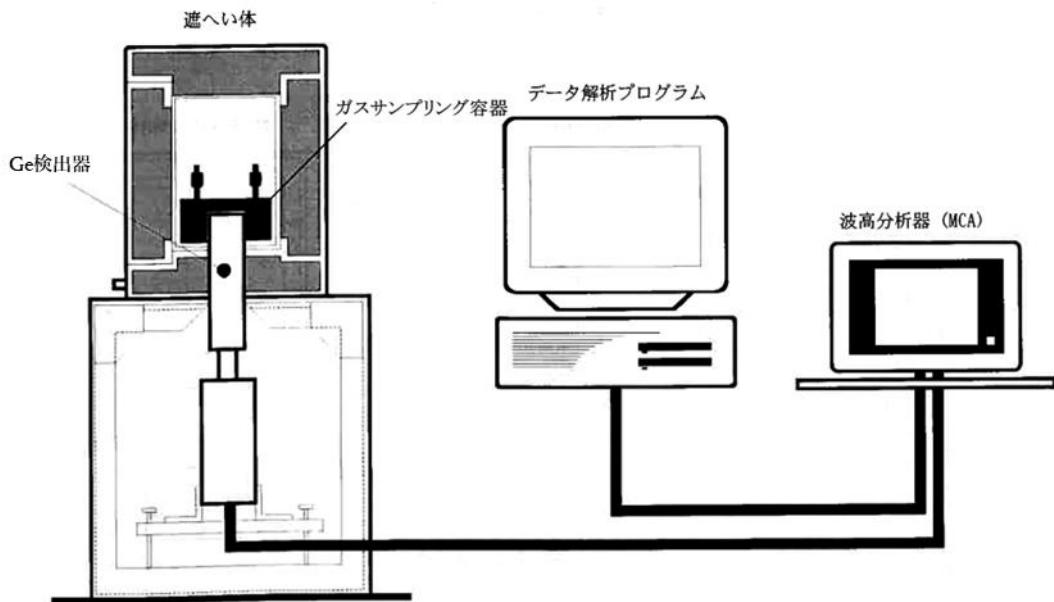


図 4.5 1次冷却材手サンプリング測定系

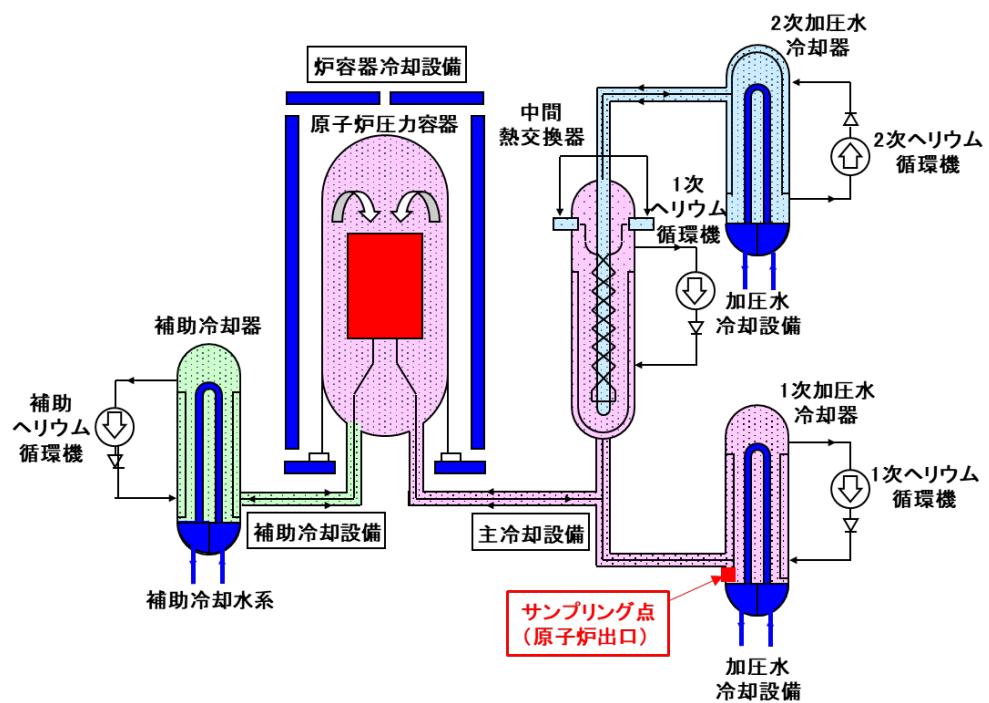


図 4.6 1次冷却材手サンプリング箇所

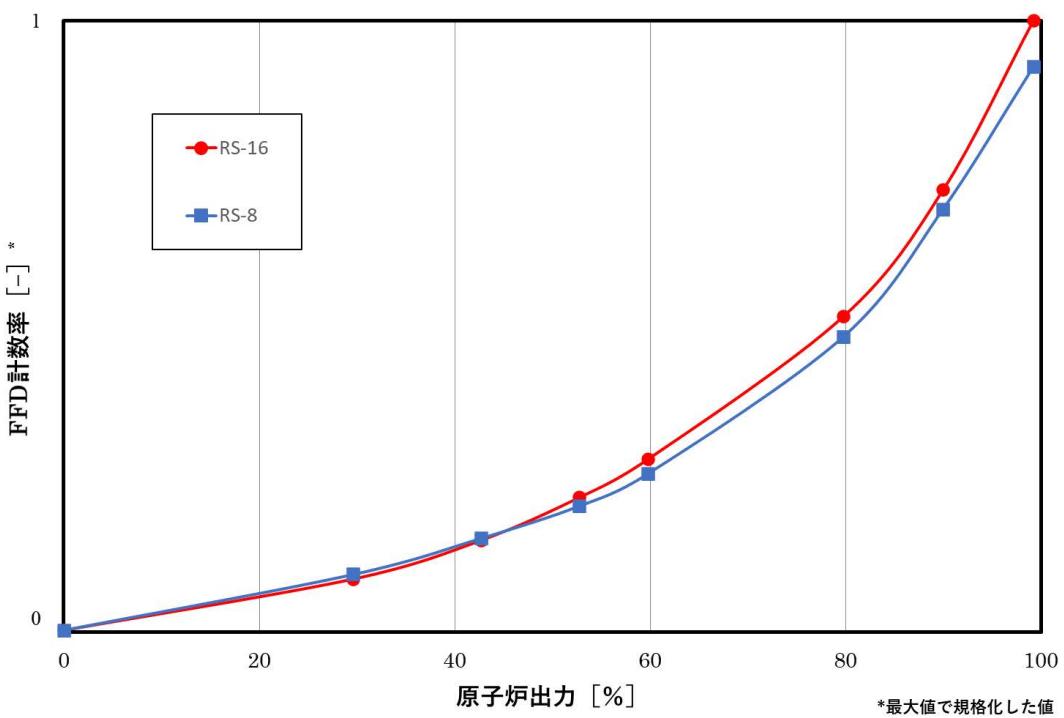


図 4.7 原子炉出力に対する FFD の測定値

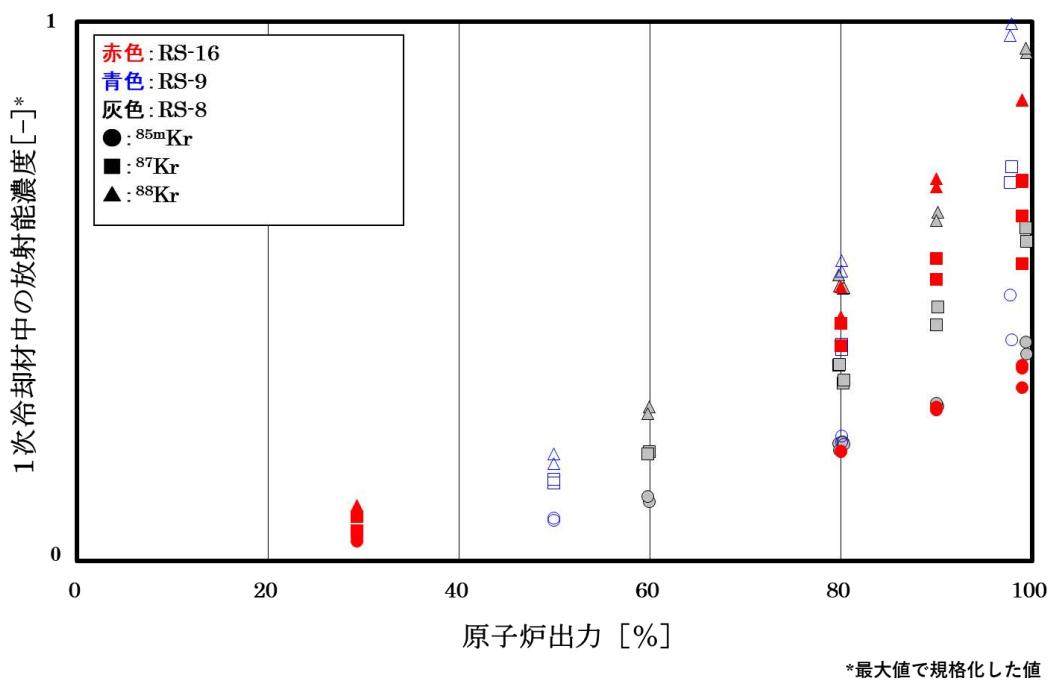


図 4.8 1 次冷却材手サンプリング測定結果 (1)

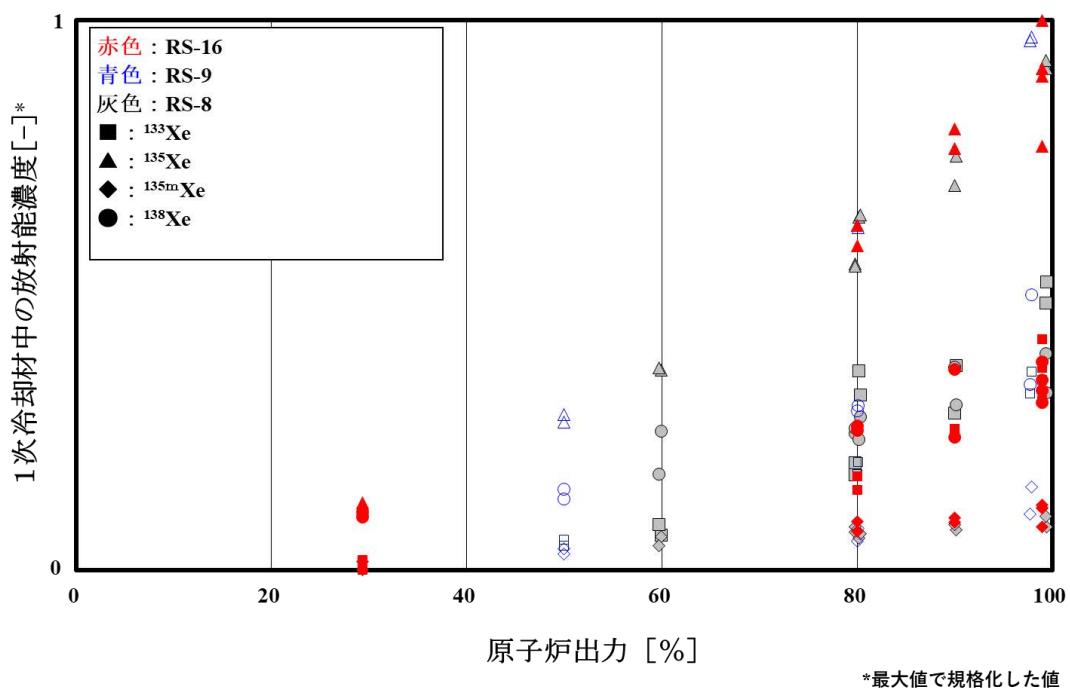


図 4.9 1 次冷却材手サンプリング測定結果 (2)

5. 人材育成

Human Resource Development

This is a blank page.

5.1 人材育成の実績

高温工学試験研究炉部では、HTTR を活用した人材育成として、HTTR に研究者等を受け入れ、講義、実習等を通して高温ガス炉に関する知識を習得させることとしている。

そのため、博士研究員、特別研究生、夏期休暇実習生等を受け入れ、高温ガス炉に関する知識を習得のための実習等を実施することとしている。2023 年度は、夏期実習生 5 名を受け入れ、HTTR 炉心の解析、強制冷却機能喪失時の挙動解析、一次冷却系統のヨウ素沈着挙動解析、高温ガス炉用エネルギー貯蔵システムの概念検討等の HTTR に関する技術開発²⁾をテーマに実習を実施した。

2023 年度の受入れ状況を表 5.1 に示す。また、2016 年度から 2022 年度までの過去 7 年間の博士研究員及び夏期休暇実習生の受入れ状況を表 5.2 に示す。

表 5.1 2023 年度の博士研究員、特別研究生、夏期休暇実習生等の受入れ状況

身分	テーマ	受入れ課	受入れ期間
夏期休暇 実習生 (5名)	HTTR に関する技術開発 ²⁾	HTTR 技術課	2023.8.21～ 2023.9.15

表 5.2 2016 年度から 2022 年度までの博士研究員及び夏期休暇実習生の受け入れ状況

受け入れ 年度	受け入れテーマ	身分	人数
2016	高温ガス炉の燃焼を通じた核特性、炉内熱流動挙動及び燃料温度挙動の解明	博士研究員	1
	HTTR 炉心冷却喪失試験に向けた炉容器冷却設備の温度解析モデルの構築	夏期休暇 実習生	1
	MVP-BURN コードによる HTTR の全炉心計算	夏期休暇 実習生	1
2017	HTTR を用いた核解析評価	夏期休暇 実習生	2
	新規制基準対応を見据えた高温ガス炉 HTTR の事故時被ばく評価用等ツールの設計・開発	夏期休暇 実習生	1
2018	HTTR 炉心冷却喪失試験に向けた炉容器冷却設備の温度解析モデルの構築	夏期休暇 実習生	2
	HTTR を用いた医療用 RI 製造の概念検討	夏期休暇 実習生	1
	HTTR を用いた核解析評価	夏期休暇 実習生	1
2019	HTTR 炉心冷却喪失試験に向けた炉容器冷却設備の温度解析モデルの構築	夏期休暇 実習生	1
	HTTR を用いた核的評価	夏期休暇 実習生	3
2020	HTTR に関する技術開発 (HTTR 炉心を用いた原子力電池に関する核設計のための予備的検討)	夏期休暇 実習生	3
	HTTR に関する技術開発 (炉容器冷却設備の詳細温度解析)	夏期休暇 実習生	1
2021	HTTR に関する技術開発 (HTTR 圧力容器周辺の熱流動評価)	夏期休暇 実習生	1
	HTTR に関する技術開発 (HTTR の核的パラメータ解析)	夏期休暇 実習生	3
2022	HTTR に関する技術開発	夏期休暇 実習生	8

6. 品質マネジメント活動の実施状況

Activities of Quality Assurance Management System

This is a blank page.

6.1 概要

高温工学試験研究炉部の品質マネジメント活動は、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置づけ、原子炉施設の保安活動に係る品質マネジメントシステム（安全文化を育成及び維持するための活動を含む。）の下に実施し、評価確認し、継続的に改善することとしている。上記の品質マネジメントシステムは、「大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書」（以下「品質マネジメント計画書」という。）、大洗研究所（北地区）原子炉施設保安規定（以下「炉保安規定」という。）に記載している品質マネジメント計画及び日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）原子炉設置許可申請書の試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項に規定されている。これらの品質マネジメントシステムに係る計画は原子力規制委員会の定める「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」に適合するように定められている。

2023 年度における高温工学試験研究炉部の主な活動は、HTTR の定期事業者検査の実施及び OECD/NEA の国際共同試験である安全性実証試験（原子炉出力 100%における炉心流量喪失試験）の実施である。

6.2 品質マネジメント活動の実績

6.2.1 原子力安全等の達成に関する外部機関への対応

(1) 原子力規制検査に係る対応

原子力規制検査は、2020 年度から本格運用された新検査制度に基づく原子力規制委員会による検査であり、2023 年度は年度を通じて、HTTR 原子炉施設に指摘事項等はなかった。（なお、大洗研究所全体として政令第 41 条該当の使用施設として原子力規制検査を受けているが、HTTR 使用施設については政令第 41 条非該当施設（使用施設保安規定が 2023 年 2 月 1 日施行）とされている）。

また、2023 年度の原子力規制検査の結果に基づく総合的な評定においても原子力機構に対する評価として検査指摘事項等ではなく、安全実績指標についても追加対応が必要となる事項はない旨が原子力規制委員会から通知されている（原規規発第 2406051 号 2024 年 6 月 5 日原子力規制委員会通知）。

(2) その他

国際原子力機関（IAEA）の査察及び茨城県原子力安全協定に基づく平常時立入調査において高温工学試験研究炉部に対する指摘事項等はなかった。

なお、2023 年度は原子炉規制委員会に以下の申請を行ったが、原子力規制委員会からの改善の指示等はなかった。

- ・原子炉設置変更許可申請の補正（基準地震動（震源を特定しない地震動）の追加：2021 年 11 月 15 日申請、2023 年 7 月 11 日補正提出）
- ・設計及び工事の計画の認可申請（1 次ヘリウム循環機回転数制御装置の更新）
- ・使用前確認申請（2 次ヘリウム循環機回転数制御装置の更新）

2023 年度の原子力安全等の達成に関する外部機関への対応状況を表 6.1 に示す。

6.2.2 プロセスの実施状況及び検査・試験

2023年度のプロセスの実施状況及び検査・試験の結果は以下の通りである。

(1) 品質目標

2023年度の高温工学試験研究炉部の品質目標の達成状況に関しては、品質目標を全て達成することができた。

2023年度の品質目標における主な活動は、設備の保安に関するメッセージの発信（部長及び施設管理者による訓示）、コンプランス意識向上のための教育、施設・設備の経年化を考慮した保全活動の実施、CAP情報を用いた部内保安活動の向上等を実施方策としており、これらの実施方針に係る目標は、高温工学試験研究炉部において、部及び課単位で設定されており、品質方針との整合性を図り実施されている。

(2) 不適合管理

不適合管理は「大洗研究所品質保証に係る不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領（大洗QAM-03）」に基づき実施している。2023年度の高温工学試験研究炉部における不適合事象の発生は以下の3件である。

- ・不適合事象（ランクC）「HTTR 冷却塔屋上連絡通路取付ボルトの破損」（発生日：2023年4月29日）：特定施設運転員が巡視点検中において冷却塔屋上の連絡通路（南側）の取付ボルトが破損しているのを確認した。通路は片側8本（両16本）のボルトで固定されているうち1本が傾いていることを目視にて確認したことから、他のボルトの取付状態について触手にて確認したところ、その他4本（合計5本）の取付ボルトの破損を確認した。（原子力規制検査において、過去に同様の事例があったにも関わらず、通路自体は重要度分類されていない設備であったとして修繕のみの対応をしており、通路の下には重要度の高い設備が設置されている状況を考慮していないことから気づき事項とされた。））
- ・不適合事象（ランクC）「蓄電池設備設置届出書の未届け」（発生日：2023年5月11日）：大洗町火災予防条例第44条に従った蓄電池設備の届出をしていなかった。HTTRには、①計算機用交流無停電電源装置、②ヘリウム循環機用急速制動用蓄電池及び③直流電源設備の3つの蓄電池設備を有しており、①及び②の届出をしていなかった。なお、対象となる蓄電池設備は定格容量と電槽数の積の合計が4,800Ah・セル（アンペアアワー・セル）以上のものである。
- ・不適合事象（ランクC）「HTTR（高温工学試験研究炉）設工認申請書の記載の誤り」（発生日：2023年12月14日）：2023年10月31日申請の設工認（1次ヘリウム循環機回転数制御装置の更新）について、設工認申請書の5. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムの記載の部分に誤記（法令名称「原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」が誤りであり、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」が正しい）の誤記があることが確認された。また、認可済みの高温工学試験研究炉部の設工認申請書を確認したところ、他に6件の申請書に同様の誤記が確認された。

(3) 原子力施設等の保全活動

保全のために行う施設管理活動は、理事長が作成する施設管理方針に基づき、高温工学試験研究炉部長及び放射線管理施設を所掌する放射線管理部長が作成する施設管理目標及び定量的な目標並びに各施設管理者が作成する施設管理実施計画等により実施することとなっている。

- ・2023年度の施設管理目標及び定量的な目標については目標値を全て満足している。変更管理については、2023年度について各目標の内容の変更はなかった。
 - ・HTTR原子炉施設の第2回定期事業者検査は、2023年度は、昨年度実施している1次ヘリウム循環機のフィルタ差圧上昇の対策が終了する見込みとなったため、2023年5月30日から2023年12月19日の予定で通常の保全による定期事業者検査を実施することとした定期事業者検査開始報告を2023年4月26日に原子力規制委員会に提出した。その後、大洗研究所北受電所No.2特高開閉装置の不具合に伴い定期事業者検査計画を変更したが、2024年3月23日に総合検査を終了し、即日交付により原子力施設検査室から合格証を得た。
 - ・2023年度は、以下の3件の使用前事業者検査を実施している。
 - ①2次ヘリウム循環機回転数制御装置の更新に関する使用前事業者検査(2023年9月28日に実施)本件については原子力規制庁による使用前確認も実施している。
 - ②補助冷却水系逃がし弁の弁ふた更新に伴う使用前事業者検査(2023年7月12日から7月31日まで実施)
 - ③照明器具の更新に伴う使用前事業者検査(2023年8月31日から9月5日まで実施)
- 2023年度のプロセスの実施状況及び検査・試験状況を表6.1に示す。

6.2.3 是正処置及び未然防止処置

(1) 是正処置

是正処置は「大洗研究所品質保証に係る不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領(大洗QAM-03)」に基づき実施している。2023年度は発生した3件の不適合事象に対する是正処置を実施している。

- ・不適合事象(ランクC)「HTTR冷却塔屋上連絡通路取付ボルトの破損」(発生日:2023年4月29日): HTTR冷却塔南側連絡通路の取付ボルトについて、破損した取付ボルト5本を含む16本の補修作業を2023年10月4日から18日の期間で実施した。また、取付ボルト補修の際にルーズホール部についてシリコンコーティング剤を塗布し雨水侵入防止対策を行った。さらに、連絡通路取付ボルトの管理方法について自主点検要領を作成し、点検を強化した。
- ・不適合事象(ランクC)「蓄電池設備設置届出書の未届け」(発生日:2023年5月11日): 蓄電池設備設置届出書が未届けとなった原因である他部署間との情報共有の不備について、現在は同様の事例が防止できる体制は構築されているものの、一層の再発防止を図るために事例教育を行った。
- ・不適合事象(ランクC)「HTTR(高温工学試験研究炉)設工認申請書の記載の誤り」(発

生日：2023年12月14日）：「許認可申請書作成時の体制、確認等に係る要領（HTTR-QAS-42）」を改訂し、「法令名称」の確認を項目として独立にさせて確認対象を明確にした。また、チェックの際の心構えについて要領内に追加し、チェック前に各自確認するようにした。さらに、毎年度実施している誤記教育の資料を改訂し、本件を誤記事例として追加する。

(2) 未然防止処置

未然防止処置に関しては、「大洗研究所品質保証に係る不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領（大洗QAM-03）」に基づき、以下の1件の未然防止処置を実施した。

- ・未然防止処置（ランクC）許認可申請書における内容の不整合の発生：申請書等の作成過程で必要な資料の専門性や分量に対して十分な確認時間を確保できないために発生する不適合を防止するため、「許認可申請書作成時の体制、確認等に係る要領」（HTTR-QAS-42）に、あらかじめ重要なプロセスを記載し、重要なプロセス（機構内審査等）のリリース時はコメントに適切に対応したことについて課長の確認を受けるようにした作業管理表の様式を2024年2月29日に定めた。

(3) CAP活動

事業者の責任において原子力施設の安全性の維持・向上を行うことを目的に、原子力施設等で発生した不適合情報等を広く収集し、是正処置、未然防止処置等を実施するための品質マネジメントに基づく改善活動（是正処置プログラム CAP：Corrective Action Program 以下、CAP活動という。）を実施している。2023年度の高温工学試験研究炉部のCAP活動では、計205件の知見、情報等（不適合事象3件、不具合情報1件、保守管理情報5件、内外からの指摘事項6件、気づき事項・ヒヤリハット33件、他施設からの知見157件）を収集し、データの分析・評価、情報の周知、調査、対策の実施等を行い改善活動に努めている。

6.2.4 安全文化醸成及び関係法令の遵守状況

安全文化醸成及び関係法令の遵守については、理事長の定める基本方針に基づき、高温工学試験研究炉部において「令和5年度 高温工学試験研究炉部 安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動計画」を定め、部長等による現場パトロールによる課題の把握等の基本方針に基づく実施計画項目を実施するとともに、安全文化に関する状態の評価として各課における弱みや強化すべき事項を明らかにし、改善活動に取り組んだ。

6.2.5 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更

(1) 原子炉等規制法等の改正に係る変更

2023年度は原子炉規制法等の改正に伴う HTTR の品質マネジメント活動に係る規定等の変更はなかった。

(2) 保安規定の改正に係る変更

2023年度の HTTR の品質マネジメント活動に影響する保安規定の改正はなかった。

2024年3月31日時点の高温工学試験研究炉部の保安活動に係る品質保証活動の体制図を図6.1に示す。

6.2.6 品質マネジメントシステムの継続的な改善

高温工学試験研究炉部の品質マネジメントシステムの継続的な改善として、各課の業務に対するレビュー及び定期文書レビュー等による品質保証管理要領等のレビューを実施しており、HTTR 品質保証管理要領等について必要な改訂を実施している。

また、原子力機構及び大洗研究所において発生したトラブル等への対応として発災施設以外への他施設での未然防止を目的とした水平展開を実施している。高温工学試験研究炉部においては、2023 年度は水平展開を 6 件実施した。

HTTR 品質保証管理要領等の主な改訂及び HTTR において実施した水平展開を以下に示す。

(1) HTTR 品質保証管理要領等の主な改訂

- ・2023 年度の定期文書レビューに基づく改訂として、総則 (HTTR - QAM-01) 等の 8 要領を改訂 (2024 年 3 月 25 日施行)。
- ・是正処置 (HTTR (高温工学試験研究炉) 設工認申請書の記載の誤り) のため、許認可申請書作成時の体制、確認等に係る要領 (HTTR-QAS-42) を改訂 (6.2.3 是正処置及び未然防止処置 (1) 是正処置に内容記載)。
- ・未然防止処置 (許認可申請書における内容の不整合の発生) のため、許認可申請書作成時の体制、確認等に係る要領 (HTTR-QAS-42) を改訂 (6.2.3 是正処置及び未然防止処置 (2) 未然防止処置に内容記載)。

(2) 大洗研究所における主な水平展開

「大洗研究所品質保証に係る不適合管理並びに是正処置及び未然防止処置要領 (大洗 QAM-03)」に基づき、原子力機構内又は大洗研究所で発生した事故トラブルに対して、点検等の指示、未然防止処置としての改善等を展開する水平展開を実施している。2023 年度は、以下の水平展開を高温工学試験研究炉部において実施した。

- ① 新型転換炉原型炉ふげん特別安全強化事業所における活動に係る調査・検討指示 (2023 内 001) (水平展開 [調査・検討指示])
- ② 核燃料サイクル工学研究所 A 棟におけるケーブル溶解痕確認事象を踏まえた自主的改善 (2023 内 002) (水平展開 [自主的改善])
- ③ 大洗研究所における JANSI ピアレビューでの要改善事項について (2023 内 003) (水平展開[調査・検討])
- ④ 原子力施設 (非管理区域) における密封線源の破損に係る改善指示及び調査・検討指示について (2023 内 004) (水平展開 [改善指示及び調査・検討指示])
- ⑤ 雨水浸入対策設備の健全性確認に係る調査・検討指示 (2023 内 005)
- ⑥ 転落防止柵等の設置に係る調査・検討指示 (2023 内 006)

表 6.1 2023 年度の原子力安全等の達成に関する外部機関の対応状況
並びにプロセスの実施状況及び検査・試験状況

年・月	外部機関への対応状況	プロセスの実施状況及び検査・試験	備考
2023 年 4 月	4/23 定期事業者検査開始報告提出		不適合事象（ランク C）「HTTR 冷却塔屋上連絡通路取付ボルトの破損」発生（4/29）
5 月		5/24 2023 年度の部の品質目標制定（2023 年度方針に基づく品質目標） 5/30 第 2 回定期事業者検査開始	不適合事象（ランク C）「蓄電池設備設置届出書の未届け」発生（5/11）
6 月	6/29 茨城県原子力安全協定に基づく立入調査（火災の未然防止及び再発防止等に関する対応状況の確認）		
7 月	7/11 原子炉設置変更許可申請の補正（基準地震動（震源を特定しない地震動）の追加：2021 年 11 月 15 日申請）	7/12-31 使用前事業者検査（補助冷却水系逃がし弁の弁ふた更新）	
8 月	8/24 使用前確認申請（2 次ヘリウム循環機回転数制御装置の更新）	8/31-9/5 使用前事業者検査（照明器具の更新）	大洗研究所北受電所 No.2 特高開閉装置の不具合発生（8/15）
9 月		9/28 使用前事業者検査（2 次ヘリウム循環機回転数制御装置の更新）	
10 月	10/31 設計及び工事の計画の認可申請（1 次ヘリウム循環機回転数制御装置の更新）		
11 月	11/10 R5 から R7 年度 3 カ年運転計画の変更届（北受電所の不具合による年間運転計画書の変更）		
12 月			不適合事象（ランク C）「HTTR（高温工学試験研究炉）設工認申請書の記載の誤り」発生（12/14）
2024 年 1 月	1/10 茨城県原子力安全協定に基づく平常時立入調査 1/31 R6 から R8 年度 3 カ年運転計画の届を提出		
2 月			
3 月		3/23 第 2 回定期事業者検査合格	

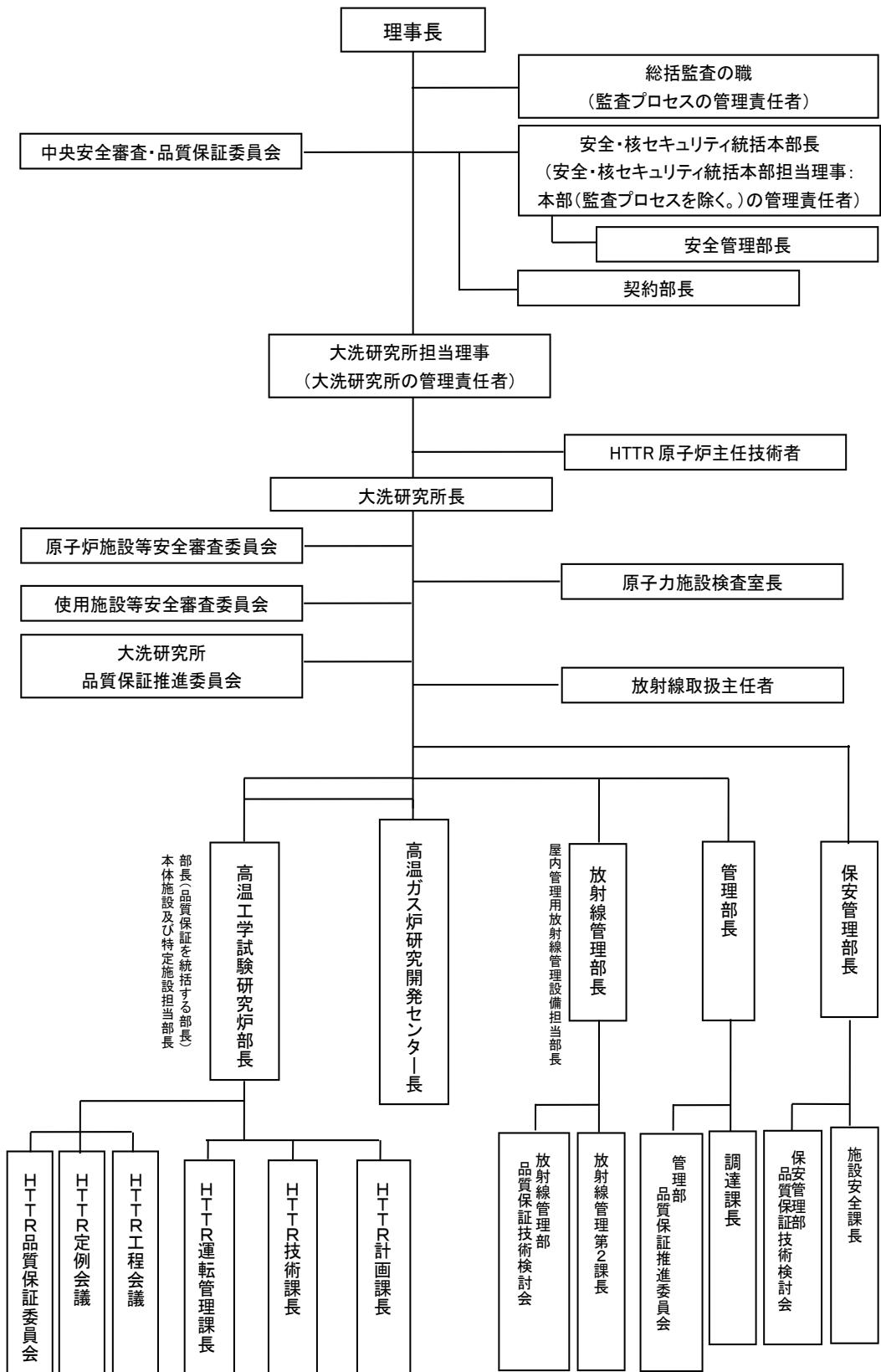


図 6.1 高温工学試験研究炉部の保安活動に係る品質保証活動の体制図
(2024 年 3 月 31 日時点)

This is a blank page.

7. あとがき

本報告書は、高温工学試験研究炉部における 2023 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 計画課及び放射線管理部・放射線管理第 2 課が分担して執筆し、HTTR 計画課において編集したものである。

参考文献

- 1) 三輪茂雄, 粉粒体工学, 朝倉書店, (1972), 398p.
- 2) 石塚 悅男, 長住 達, 長谷川 俊成, 川井 大海, 脇坂 真司, 長瀬 颯太, 中村 健斗, 矢口 陽樹, 石井 俊晃, 中野 優美, 飯垣 和彦, “2023 年度夏期休暇実習報告”, JAEA-Technology 2024-008(2024), 23p.

This is a blank page.

付 錄

Appendices

This is a blank page.

付録 1 2023 年度高温工学試験研究関連研究発表

(1) 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	2023・5	HTTR1 次ヘリウム循環機フィルタの差圧上昇事象(1)－差圧上昇事象の原因調査－	根本 隆弘	JAEA-Technology 2023-005
HTTR 運転管理課	2023・6	HTTR 広領域中性子検出器の開発－熱サイクル負荷に対する耐熱性能の向上－	小澤 太教	JAEA-Technology 2023-007
HTTR 技術課	2023・6	2022 年度夏期休暇実習報告	石塚 悅男	JAEA-Technology 2023-013
高温工学試験 研究炉部	2023・9	HTTR (高温工学試験研究炉) の試験・運転と技術開発 (2021 年度)	高温工学試 験研究炉部	JAEA-Review 2023-016

(2) 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	2024・2	Feasibility of using BeO rods as secondary neutron sources in the long-life fuel cycle high-temperature gas-cooled reactor	Ho Hai Quan	Nuclear Engineering and Design

付録2 2023年度高温工学試験研究関係主要事項（1/10）

年・月	工事・試験等	主要事項
2023・4	<ul style="list-style-type: none"> ・2次ヘリウム循環機回転数制御装置の更新作業（3月20日～4月28日） ・貯蔵ラックの外観点検（4日～7日） ・加圧水冷却設備空気冷却器の凍結防止シート取外し（10日） ・1次ヘリウム循環機のフィルタ交換作業（17日～7月10日） ・1次ヘリウム純化設備ガス循環機A号機の分解点検（17日～5月16日） ・原子炉建家等クレーン設備の点検整備作業／No1、No.3（17日） ・原子炉建家・研究棟エレベータ一点検整備作業（18日） ・起動用中性子源の輸送容器等の移動作業（19日～21日） ・HTTR 機械棟ボイラ一点検保守作業/休缶（21日） ・中性子源交換に係るメンテナンスピット内準備作業（24日～27日） ・冷却水の水質分析作業（26日） 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料棚卸（18日） ・IAEAによる実在庫検認（20日） ・令和5年度年間主要事業計画等に係る事前説明会（19日） ・定期事業者検査開始報告の提出（26日）
2023・5	<ul style="list-style-type: none"> ・HTTR 計測制御系統施設定期点検作業/安全保護系計装盤等（8日～7月28日） ・HTTR 原子炉プラント監視用計算機の点検・保守作業（9日～17日） ・HTTR 圧縮空気設備定期点検作業（8日～6月26日） ・HTTR 計測制御系統施設 発信器等点検・整備作業（10日～6月19日） ・原子炉建家等クレーン設備の点検整備作業／No1、No.3、No.8（11日） ・原子炉建家・研究棟エレベータ一点検整備作業（16日） ・仮設冷水装置点検（17日～18日） ・メンテナンスピット負圧維持装置の運転（18日～26日） ・HTTR 計測制御系統施設定期点検作業/中性子計装、原子炉出力制御装置等（18日～7月14日） ・中性子源交換に係るメンテナンスピット内準備作業（18日） ・メンテナンスピット用放射線モニタ定期点検作業（19日～26日） ・支持構造物外観点検/加圧水冷却設備、補助冷却設備補助冷却水系（19日） ・クレーン設備自主点検作業/ No.18-1,2,3、No.7（18日） 	

付録 2 2023 年度高温工学試験研究関係主要事項 (2/10)

年・月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2023・5	<ul style="list-style-type: none"> ・HTTR 計測制御系統施設定期点検作業/放射能計装設備 (22 日～26 日) ・冷却水の水質分析作業 (22 日) ・通信連絡設備自主点検 (22 日) ・安全避難通路等自主点検 (23 日～6 月 5 日) ・プラント制御装置 OPS 設置作業 (23 日) ・ボイラーア号機端子台及び元電源電線の交換修理 (25 日) ・補助冷却設備の水抜き作業 (29 日) ・炉容器冷却設備サージタンク圧力調整作業 (29 日) ・HTTR 計測制御系統施設定期点検作業/炉容器冷却設備計装等 (29 日～6 月 16 日) ・燃料交換機の作動確認 (29 日～6 月 2 日) ・冷却塔ポンプ室空調機修理 (29 日) ・液体廃棄物の廃棄設備サンプリング作業 (31 日) 	
2023・6	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却系統施設等安全弁取外取付及びラプチャーディスク定期交換作業 (1 日～16 日) ・クレーン設備自主点検作業/ No.16 (6 日) ・燃料出入機作動点検 (7 日～8 日) ・液体廃棄物の廃棄設備/排出作業 (7 日～8 日) ・HTTR 空調冷水装置点検整備作業 (7 日～11 日) ・使用済燃料貯蔵ラック (使用済燃料貯蔵建家) 外観点検 (7 日～8 日) ・放射線遮へい体、スタンドパイプ、防振支持梁の外観点検 (7 日～8 日) ・液体廃棄物の廃棄設備自主点検 (8 日) ・クレーン設備の点検整備作業/ No.1、3、13、14、15、17 (12 日～13 日) ・炉上ドアバルブの移動作業 (12 日) ・移送台車の移動作業 (12 日～16 日) ・メンテナンスピット負圧維持装置の運転 (12 日～13 日) ・HTTR 中性子計装 SUM&AUX 基板交換調整作業 (13 日～7 月 7 日) ・電力調整器盤点検整備作業 (14 日～30 日) ・HTTR 圧縮空気設備定期点検作業 (14 日～16 日) ・燃料交換機等の保守点検作業 (19 日～7 月 25 日) ・HTTR プール水冷却浄化設備及びスタンドパイプ固定装置の計装系点検 (19 日～28 日) ・冷却水の水質分析作業 (29 日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全協定に基づく立入調査 (29 日)

付録2 2023年度高温工学試験研究関係主要事項 (3/10)

年・月	工事・試験等	主要事項
2023・7	<ul style="list-style-type: none"> ・HTTR 空調冷水装置点検整備作業/冷水装置IA (3日～7日) ・HTTR 圧縮空気設備定期点検/圧縮機A (3日～11日) ・HTTR 排気設備等点検整備作業 (3日～9月13日) ・クレーン設備点検作業/No.4 (3日) ・メンテナンスピット負圧維持装置の運転 (3日～25日) ・通信連絡設備定期点検作業 (3日～14日) ・放射能計装設備サンプリングポンプラック定期点検作業 (5日～7日) ・排気設備定期点検作業/気体廃棄物の廃棄施設 (7日～19日) ・北地区全区域計画停電・断水 (8日～9日) ・1次冷却設備系統ガス置換作業 (10日～8月3日) ・HTTR フローメーターの交換作業 (10日～12日) ・中性子検出器の使用貯蔵の確認 (10日～12日) ・使用済燃料貯蔵建家受変電電源設備定期点検作業 (12日) ・線源校正台車移動 (13日) ・液体廃棄物の廃棄設備/一般排水 (18日) ・原子炉建家・研究棟エレベーター点検整備作業 (18日) ・プール水冷却浄化設備の自主点検 (19日、21日) ・HTTR 計測制御系統施設定期点検作業/放射能計装設備 (19日～8月8日) ・原子炉出力制御装置等の養生作業 (19日～26日) ・移送台車の移動作業 (20日～25日) ・クレーン設備点検作業/No.1、3、4、5、6、8、16 (20日～27日) ・移送台車の移動作業 (20日～25日) ・気体廃棄物の廃棄施設起動前点検 (20日) ・換気空調設備定期点検作業 (21日～31日) ・HTTR 補機/一般冷却水設備定期点検作業 (21日～28日、9月28日～29日) ・原子炉冷却系統施設等安全弁取外取付及びラップチャーディスク定期交換作業 (24日～8月10日) ・液体廃棄物の廃棄設備/液位計校正作業 (24日～31日) ・HTTR 常用電源設備(モータコントロールセンタ)定期点検作業 (26日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・北地区計画停電 (8日～9日) ・原子炉設置変更許可申請 (震源を特定せず策定する地震動) の補正提出 (11日) ・補助冷却水系主要弁の更新/使用前事業者検査 (12日) ・定期事業者検査 (12日～14日) ・定期事業者検査 (18日～19日) ・定期事業者検査 (24日) ・原子力安全監査 (24日～27日) ・定期事業者検査 (25日) ・定期事業者検査 (28日) ・定期事業者検査 (31日)

付録 2 2023 年度高温工学試験研究関係主要事項 (4/10)

年・月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2023・7	<ul style="list-style-type: none"> ・補助冷却水の水張り作業 (26 日～27 日) ・炉容器冷却設備サージタンク圧力調整作業 (26 日～ 27 日) ・補助冷却設備、炉容器冷却設備等自主点検 (26 日～ 27 日) ・HTTR 試料採取設備/放射能検出器点検校正作業 (27 日～28 日、8 月 3 日～4 日) ・燃料交換機の作動確認 (27 日～28 日) ・メンテナンスピット負圧維持装置の運転 (27 日～28 日) ・冷却水の水質分析作業 (31 日) ・移送台車の保守点検作業 (31 日～8 月 4 日) 	
2023・8	<ul style="list-style-type: none"> ・HTTR 研究棟空調機の修理作業 (1 日～10 日) ・HTTR 排気設備等点検整備作業 (1 日～9 月 13 日) ・HTTR 研究開発棟付属建家非常用電源設備点検作業 (2 日) ・圧縮空気設備自主点検 (7 日) ・HTTR 原子炉格納容器定期点検作業 (7 日～10 月 31 日) ・クレーン設備点検作業/ No.1、3 (7 日) ・安全保護系用 CVCF 指示計校正作業 (7 日～8 日) ・HTTR 避難用照明の更新作業 (7 日～18 日) ・プラント監視用計算機の既設調査 (7 日～18 日) ・加圧水循環ポンプ電動機点検作業 (8 日～10 日) ・HTTR 制御棒交換機の保守点検作業 (8 日～9 月 22 日) ・メンテナンスピット負圧維持装置の運転 (8 日～9 月 22 日) ・換気空調設備定期点検作業 (17 日～10 月 10 日) ・加圧水冷却設備の水張り作業 (17 日～9 月 22 日) ・HTTR 燃料破損検出装置定期点検作業 (17 日～9 月 5 日) ・補助冷却水屋外配管の塗装作業 (21 日～22 日) ・換気空調設備自主点検 (21 日、24 日、28 日、9 月 5 日) ・二酸化炭素消火設備点検 (21 日) ・原子炉建家・研究棟エレベーター点検整備作業 (22 日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・定期事業者検査 (1 日) ・定期事業者検査 (4 日～10 日) ・茨城県主催の通報連絡訓練 (17 日～30 日) ・定期事業者検査 (22 日～25 日) ・使用前確認申請 (2 次 HGC 回転数制御装置の更新) (24 日) ・定期事業者検査 (28 日～9 月 1 日) ・定期事業者検査_原子炉格納容器漏えい率検査 (29 日～10 月 24 日) ・使用前事業者検査_避難用照明更新 (31 日)

付録2 2023年度高温工学試験研究関係主要事項（5/10）

年・月	工事・試験等	主要事項
2023・8	<ul style="list-style-type: none"> ・冷却水の水質分析作業（21日～25日） ・RS-16運転に係る新ヘリウム受入作業（21日～9月5日） ・冷却塔連絡通路取付ボルト自主点検（22日） ・ヘリウム循環機回転数制御装置盤用遮断器の開放点検作業（24日～25日） ・照明器具更新に係る機能点検・照度測定（25日） ・クレーン設備自主点検作業/No.6（28日） ・スタンドパイプ（熱電対交換ハッチ内）外観点検（29日） ・CCTハッチ開放作業（29日～31日） ・冷却設備外観点検（29日～31日） ・補助冷却水循環ポンプ作動点検（29日～31日） ・原子炉圧力容器（下鏡ドーム部）外観点検（30日） 	
2023・9	<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却設備ヘリウム循環機回転数制御装置等に係る点検整備作業（4日～22日） ・隔離弁点検整備作業/放射能計装（4日～15日） ・非常用発電機設備定期点検作業/発電機及び制御盤（4日～14日） ・クレーン設備点検整備作業/No.1、3、7（4日） ・クレーン設備自主点検作業/No.4（5日） ・HTTR計測制御系統施設定期点検作業/補助ヘリウム循環機回転数制御装置盤（5日～6日） ・冷却設備自主点検/絶縁抵抗測定（5日～7日） ・HTTR圧縮空気設備定期点検/圧縮機（B）昇圧確認（5日） ・非常用発電機設備定期点検作業/ガスター・ビンエンジン（5日～14日） ・中性子源輸送容器の使用前点検（6日～7日） ・HTTR消火設備及び自動火災報知設備他定期点検作業（6日～25日） ・計測制御系統施設定期点検作業/補助冷却設備計装等（8日～29日） ・気体廃棄物の廃棄施設/自主点検（8日） ・消火用充水槽ボールタップ修理（6日～8日、25日） ・補助冷却水のエア抜き・水位調整作業（11日） ・炉容器冷却設備サージタンク水位統制作業（11日） 	<ul style="list-style-type: none"> ・定期事業者検査（5日～7日） ・定期事業者検査（15日） ・定期事業者検査（20日～21日） ・定期事業者検査（26日～27日） ・使用前事業者検査_2次ヘリウム循環機回転数制御装置盤（28日）

付録2 2023年度高温工学試験研究関係主要事項（6/10）

年・月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2023・9	<ul style="list-style-type: none"> ・液体廃棄物の廃棄設備/自主点検 (11日～15日) ・液体廃棄物の廃棄設備/サンプリング作業(12日～14日) ・HTTR原子炉建家ITV更新作業 (13日～10月5日) ・HTTR屋外オイルタンク点検作業 (14日～15日) ・ヘリウム初期充填作業(14日～15日) ・2次ヘリウム循環機回転数制御装置負荷試験(19日～22日) ・補助冷却水配管保温材更新作業 (19日～29日) ・気体廃棄物の廃棄施設/自主点検 (19日～22日) ・使用済燃料貯蔵建家電気設備室空調機更新作業(19日～21日) ・冷却水の水質分析作業(19日、27日) ・HTTRよう素除去フィルタのチャコール抜き取り作業(19日～29日) ・HTTR原子炉建家・研究棟エレベーターポート点検整備作業(19日) ・純化・貯供・サンプリング設備の作動点検(20日～10月5日) ・ヘリウム循環機中間フランジ部点検作業(21日～10月11日) ・クレーン設備自主点検作業/No.16 (21日) ・クレーン設備点検整備作業/No.1、3、7 (22日) ・HTTR研究棟他電気設備点検作業(23日) ・原子炉格納容器内火災感知器点検作業 (25日～29日) ・補機/一般冷却水設備定期点検作業 (25日～26日) ・加圧水循環ポンプの揚程確認/自主検査 (27日) ・気体廃棄物の廃棄施設/ガスサンプリング作業(28日) ・HTTR地下タンク検知管蓋交換作業 (28日～29日) 	

付録2 2023年度高温工学試験研究関係主要事項 (7/10)

年・月	工事・試験等	主要事項
2023・10	<ul style="list-style-type: none"> ・高温プレナム部他絶縁抵抗測定/自主点検 (2日～31日) ・液体廃棄物の廃棄設備排水及び自主点検 (2日～5日) ・換気空調用蒸気供給設備定期点検作業 (3日～27日) ・冷却塔連絡通路の補修作業 (4日～18日) ・放射能計装サンプリングポンプ漏えい確認 (10日) ・警報・設定値に係る自主点検/補助冷、炉容器、 補機冷 (10日～13日) ・HTTR 液体窒素製造施設定期自主点検 (10日～11日) ・HTTR 機械棟ボイラ一点検保守作業 (11日～16日) ・液体廃棄物の廃棄設備自主点検 (11日～12日) ・液体廃棄物の廃棄設備サンプリング作業 (11日～12日) ・BDBA 用資機材の自主点検 (11日～20日) ・未臨界度測定装置の自主点検 (12日～20日) ・加圧水循環ポンプの揚程確認/自主検査 (13日) ・HTTR 機械棟中和処理設備定期点検作業 (16日～23日) ・1次ヘリウム貯蔵供給設備ヘリウム移送圧縮 機の絶縁抵抗測定 (17日) ・加圧水冷却設備、補助冷却設備配管の肉厚測 定 (17日～20日) ・1次冷却設備他、外観点検/自主点検 (17日～20日) ・溢水対策機器自主点検 (17日) ・HTTR 原子炉建家・研究棟エレベーター一点検 整備作業 (17日) ・制御棒位置（絶対位置）の校正点検 (17日) ・電力調整機盤指示警報計の更新 (18日) ・HTTR 研究棟高置水槽点検整備作業 (19日～20日) ・非常用発電機自主点検 (19日) ・換気空調設備自主点検 (19日) ・HTTR 通信連絡設備定期点検作業 (23日～27日) ・支持構造物の外観点検 (23日～11月10日) ・クレーン設備点検整備作業/ No.1、3、16 (23日) ・HTTR 二酸化炭素消火設備用貯蔵容器の搬入 (23日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・定期事業者検査 (3日～5日) ・定期事業者検査 (10日～13日) ・定期事業者検査 (16日～17日) ・定期事業者検査 (19日) ・定期事業者検査 (25日) ・定期事業者検査 (27日) ・IAEA 検認/PIV・DIV (26日～27日) ・設工認申請 (1次 HGC 回転數 制御装置の更新) (31日)

付録2 2023年度高温工学試験研究関係主要事項(8/10)

年・月	工事・試験等	主要事項
2023・10	<ul style="list-style-type: none"> ・液体廃棄物の廃棄設備/排水及び自主点検(23日) ・リミットスイッチの点検作業(23日) ・排気筒避雷針自主点検(24日～26日) ・中性子検出器の使用貯蔵状態の確認・棚卸し(24日～25日) ・主要弁の作動点検/2次純化設備(24日) ・HTTR制御用地震計定期点検作業(25日～26日) ・HTTR危険物施設定期点検(25日～27日) ・グローブボックス自主点検(30日～31日) ・RS-16運転に係る新ヘリウム受入作業(30日～31日) ・補機/一般冷却水設備薬液注入装置定期点検作業(31日～11月2日) ・冷却水の水質分析作業(31日) ・A重油搬入(31日) 	
2023・11	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント監視用計算機の既設調査(1日、21日～22日) ・加圧水冷却設備補給水ポンプ作動点検(1日～2日) ・気体廃棄物の廃棄施設、液体廃棄物の廃棄施設、機械棟等自主点検(13日～16日、20日～22日、27日～12月1日) ・RS-16運転に係る新ヘリウム受入作業(13日～14日、20日～21日) ・中性子源輸送容器の取扱手順確認(15日～16日) ・現場計測器交換作業/中間熱交換器ヘリウム循環機冷却水流量計(16日～24日) ・1次ヘリウム純化設備真空ポンプの作動点検(16日～17日) ・HTTR原子炉施設建家ITV更新作業(17日) ・補助冷却設備作動点検/自主点検(20日～21日) ・クレーン設備点検整備作業/No.8(20日) ・HTTR原子炉建家・研究棟エレベーター点検整備作業(21日) ・加圧水冷却設備空気冷却器の凍結防止装置取付作業(22日) ・純水車更新作業/搬出(27日) ・冷却水の水質分析作業(28日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・令和5年度品質月間(1日～30日) ・3カ年運転計画の変更届(10日) ・定期事業者検査(24日) ・定期事業者検査(29日) ・原子炉設置変更許可申請(震源を特定せず策定する地震動)の許可取得(28日) ・定期事業者検査(30日)

付録2 2023年度高温工学試験研究関係主要事項（9/10）

年・月	工事・試験等	主要事項
2023・12	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子源交換作業/リハーサル（4日～13日） ・メンテナンスピット負圧維持装置の運転（4日～13日） ・1次ヘリウム貯蔵供給設備貯蔵タンクAの降圧作業（11日～12日） ・純水・淡水供給設備自主点検（11日） ・HTTR熱利用試験に向けたプロセス計装盤等の更新に係る現場調査（11日～15日） ・補助冷却設備、加圧水冷却設備、炉容器冷却設備水位調整作業（13日～14日） ・冷却水の水質分析作業（18日） ・新燃料取扱装置の自主点検（19日） ・換気空調設備定期点検作業（19日） ・HTTR原子炉建家・研究棟エレベーター点検整備作業（19日） ・燃料破損検出装置の自主点検（20日～22日） ・原子炉格納容器サンプリングラックA号機流量計交換（20日） ・未臨界度測定装置の自主点検（21日） 	
2024・1	<ul style="list-style-type: none"> ・特殊扉等点検整備作業（9日～18日） ・搬出入建家水銀灯交換作業（9日～11日） ・移送台車の移動（9日～18日） ・自動火災報知設備他定期点検作業（10日～18日） ・HTTR研究棟高置水槽点検整備作業（10日～17日） ・二酸化炭素消火設備及び排煙設備点検作業（11日～12日） ・1次ヘリウム純化設備冷水装置定期点検作業（12日） ・赤色回転灯動作確認（15日～16日） ・原子炉格納容器内火災感知器点検作業（15日、22日） ・空調機のフロン排出抑制法に基づく点検整備（15日～17日） ・燃料交換機作動点検（15日～16日） ・メンテナンスピット負圧維持装置の運転（15日～25日） ・エレベーター点検整備作業（16日） ・HTTR消火設備及び自動火災報知機他定期点検作業（16日～26日） ・分電盤外観点検（16日～17日） ・酸欠警報装置点検校正作業（18日） ・クレーン設備自主点検作業No.3（22日） ・油圧伸縮作業台自主点検作業（22日） ・中性子源交換作業/リハーサル（22日～30日） 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全協定に基づく平常時立入調査（10日） ・令和5年度大洗研究所総合防災訓練（19日） ・3カ年運転計画届の提出（31日）

付録2 2023年度高温工学試験研究関係主要事項（10/10）

年・月	工事・試験等	主要事項
2024・1	<ul style="list-style-type: none"> ・防災監視装置定期点検（24日） ・冷却水の水質分析作業（24日） ・機械棟ボイラー配管補修作業 (25日、2月2日) ・機械棟設備自主点検（25日） ・クレーン設備点検整備作業/No.1、3、18 (26日～31日) ・補助冷却水系エア抜き作業（31日） 	
2024・2	<ul style="list-style-type: none"> ・液体廃棄物の廃棄設備 移送及び自主点検 (1日) ・オペフロ内重量物の移動作業（1日～2日） ・90ハッチ自主点検作業（1日～2日） ・補機冷却水設備リミットスイッチ更新作業 (2日) ・淡水供給設備、SF建家ドレン系自主点検 (5日～9日) ・液体廃棄物の廃棄設備 排水及び自主点検 (6日) ・試料採取設備水分計点検校正作業 (6日～8日) ・1次ヘリウム循環機回転数制御装置の無負荷運転（7日～8日） ・加圧水空気冷却器起動前点検（7日～8日） ・冷却水の水質分析作業（8日） ・中性子源輸送容器の保管中点検（13日） ・機械棟ボイラー点検保守作業（14日） ・ガスクロマトグラフ質量分析計点検校正作業（15日～28日） ・エレベーター点検整備作業（20日） ・2次ヘリウム循環機漏えい点検 (25日～26日) ・加圧水冷却設備空気冷却器の凍結防止装置取外作業（29日） ・中和処理設備薬品補充（29日） ・クレーン設備自主点検作業/No.8（29日） 	<ul style="list-style-type: none"> ・定期事業者検査（19日） ・定期事業者検査（25日～26日） ・IAEA ランダム査察（27日）
2024・3	<ul style="list-style-type: none"> ・冷却水の水質分析作業（15日） ・エレベーター点検整備作業（18日） 	<ul style="list-style-type: none"> ・定期事業者検査（2日～5日） ・定期事業者検査（21日～23日）

This is a blank page.

