



JAEA-Review

2025-053

DOI:10.11484/jaea-review-2025-053

# HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発 (2024年度)

Operation, Test, Research and Development of  
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)  
(FY2024)

(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

February 2026

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

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](mailto: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](mailto: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  
（2024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11月18日受理）

本報告書は、2024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は2004年に熱出力30MWにおける原子炉出口冷却材温度950°Cを到達して以来、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を重ね、長年に及ぶ高温ガス炉の運転・保守に係る経験を有している。

2024年度は、HTTRに接続を計画している熱利用施設（水素製造施設）での設備機器異常による熱負荷変動を模擬した熱負荷変動試験と高温ガス炉の1次冷却設備二重管破断事故を想定し、配管内に沈着している放射性ヨウ素量を把握するための放射性ヨウ素定量評価試験を実施した。また、高温ガス炉による水素製造技術実証のため、原子力規制委員会に対しHTTRに水素製造施設を接続するための原子炉設置変更許可申請を実施した。

Operation, Test, Research and Development of  
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)  
(FY2024)

(Ed.) Department of HTTR

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

(Received November 18, 2025)

This report summarizes the activities carried out in the fiscal year 2024 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 HTTR achieved its reactor outlet coolant temperature of 950°C under full thermal power of 30MW on April 19, 2004. And since then, 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 2024, we conducted heat load variation tests simulating heat load fluctuations due to equipment abnormalities at thermal utilization facilities (hydrogen production facilities) planned to be connected to HTTR, as well as radioactive iodine quantitative evaluation tests to assess the amount of radioactive iodine deposited in the pipes, assuming a primary double-pipe high temperature gas duct rupture accident of the HTGR. Additionally, to confirm hydrogen production technology using the high-temperature gas reactor, we applied to Nuclear Regulation Authority for a reactor installation change permit to connect a hydrogen production facility to HTTR.

Keywords: HTGR, HTTR, Operation Management, Maintenance

## 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 .....	4
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 .....	9
2.1 原子炉の運転管理 .....	11
2.2 装置・設備の保守管理.....	12
2.3 原子炉起動用中性子源の交換.....	27
2.4 排気筒塗装補修作業.....	33
3. 放射線管理 .....	39
3.1 放射線作業時の管理 .....	41
3.2 個人被ばく管理 .....	41
3.3 排気及び排水の管理 .....	41
3.4 放射線管理設備に係る保守管理 .....	42
4. 技術開発 .....	45
4.1 熱負荷変動試験 .....	47
4.2 放射性ヨウ素定量評価試験 .....	51
4.3 HTTR の燃料健全性確認 .....	57
5. 人材育成 .....	63
5.1 人材育成の実績 .....	65
6. 品質マネジメント活動の実施状況 .....	67
6.1 概要 .....	69
6.2 品質マネジメント活動の実績 .....	69
7. あとがき .....	76
参考文献 .....	76
付録 .....	77
付録 1 2024 年度高温工学試験研究関連研究発表.....	79
付録 2 2024 年度高温工学試験研究関係主要事項.....	80

Contents

1. Outline of Activities .....	1
1.1 Activities of Operation and Maintenance .....	3
1.2 Activities of Radiation Control .....	4
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 .....	9
2.1 Operation Management .....	11
2.2 Maintenance Management .....	12
2.3 Replacement of Reactor Startup Neutron Sources.....	27
2.4 Painting Repairment of HTTR Stack .....	33
3. Radiation Control .....	39
3.1 Radiation Monitoring and Control .....	41
3.2 Control of Personal Exposure .....	41
3.3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage .....	41
3.4 Maintenance of Radiation Monitoring System .....	42
4. Research and Development .....	45
4.1 Thermal Load Fluctuation Test.....	47
4.2 Radioactive Iodine Quantitative Determination Test.....	51
4.3 Soundness Confirmation of HTTR Fuel.....	57
5. Human Resource Development .....	63
5.1 Performance of Human Resource Development .....	65
6. Activities of Quality Assurance Management System .....	67
6.1 Outline .....	69
6.2 Performance of Quality Assurance Management System .....	69
7. Postscript .....	76
References .....	76
Appendixes .....	77
Appendix 1 Publication and Presentations on High Temperature Engineering Research in 2024 .....	79
Appendix 2 Essential Particular on High Temperature Engineering Research in 2024 .....	80

# 1. 概要

---

Outline of Activities

This is a blank page.

HTTR (High Temperature engineering Test Reactor : 高温工学試験研究炉) 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、1000°C 近い高温の冷却材温度を用いて、水からの CO<sub>2</sub> の発生しない高効率水素製造、ガスタービン発電、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、核燃料物質である直径約 0.6mm の燃料核をセラミックで被覆した直径約 1mm 程度の耐熱性の高い被覆燃料粒子を用いる。炉心は耐熱性の高い黒鉛から構成され、冷却材は高温でも安定な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設計が可能な極めて高い安全性を有することが挙げられる。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 16 年 (2004 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) 東日本大震災の発生後、HTTR はしばらく運転を休止していたが、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規制基準 (2013 年 12 月 18 日施行) の対応をすべて終了し、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。

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は、非電力部門での脱炭素化に有効であるとして注目されており、2021 年 6 月に国において策定された「2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」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が進められている。

2024 年度は、HTTR に接続を計画している熱利用施設 (水素製造施設) での設備機器異常による熱負荷変動を模擬した熱負荷変動試験と、高温ガス炉の 1 次系配管破断事故を想定し、配管内に沈着している放射性ヨウ素量を把握するための放射性ヨウ素定量評価試験を実施した。また、HTTR の核熱による水素の製造を実証する水素製造試験の実施を目的に、HTTR に水素製造施設を接続するための原子炉設置変更許可を原子力規制委員会に 2025 年 3 月 27 日に申請した。次年度以降は、HTTR における水素製造試験の実施に向け、許認可の取得、HTTR に水素製造施設を新たに設置・接続する工事等を中心に業務を進めていくこととしている。

## 1.1 運転・保守の状況

2024 年度は、2024 年 5 月 21 日から 6 月 10 日まで RS-17 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-17 サイクル運転は、安全性実証試験 (放射性ヨウ素定量評価試験) 及び特殊試験 (熱負荷変動試験) を実施した。

保守管理については、HTTR に水素製造施設を接続するための原子炉設置変更許可申請を行ったため、原子炉施設の運転が相当期間停止する状況を踏まえ、検査の期日を令和 7 年 (2025 年) 3 月 17 日～令和 11 年 (2029 年) 3 月 31 日 (予定) として試験炉規則第 9 条第 7 項に基づく特別な措置を策定した定期事業者検査 (第 3 回) を実施している。また、HTTR では原子炉の起動及

び広領域中性子検出器の計数率確認のため原子炉起動用中性子源の交換及び経年化による塗装劣化の補修として HTTR 排気筒の一部について塗装補修作業を実施した。

2024 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

2024 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。

2024 年度の放射線作業に関する主な作業としては、原子炉起動用中性子源の交換、反応度制御設備の保守点検作業等が行われた。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。

2024 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

2024 年度は、水素製造施設の除熱変動による原子炉への影響を検証する熱負荷変動試験及び 1 次冷却系統内の放射性ヨウ素の沈着量評価を行う放射性ヨウ素定量評価試験を RS-17 サイクルの中で実施した。熱負荷変動試験は、HTTR の加圧水冷却設備除熱量を減少させ、水素製造施設での設備機器異常による熱負荷変動を模擬的に再現し、それに伴う原子炉システムの応答（原子炉出力・原子炉出入口温度等の変化）を調べた。放射性ヨウ素定量評価試験は、原子炉の定常運転状態から循環機を 3 台停止することで出力をほぼ 0 まで急激に低下させ、かつ、1 次冷却材中に含まれるヨウ素の娘核種のキセノンモニタリングする方法で 1 次冷却系統内に沈着したヨウ素の放射能を評価した。また、RS-17 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。

2024 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 6 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。2024 年度は夏期休暇実習生を 4 名受入れている。

2024 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。

なお、原子力機構全体に係る活動として、研究開発機関としての新たなビジョン『「ニュークリア×リニューアブル」で拓く新しい未来』を達成するための組織体制の見直しが実施されており、品質マネジメント活動組織を含む組織改正に係る大洗原子力工学研究所の保安規定の改正が令和6年（2024年）11月1日に施行されている。

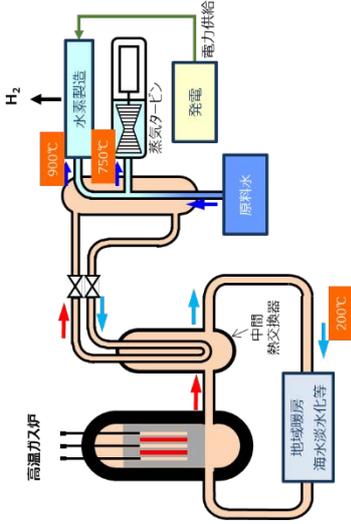
2024年度の品質マネジメント活動の詳細については第6章に示す。

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
2005.10.1～	独立行政法人日本原子力研究開発機構設立
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（東日本大震災）
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
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
2024.6.3-6.4	熱負荷変更試験の実施
2024.6.10	放射性ヨウ素定量評価試験の実施
2024.11.1	原子力機構組織改正（高温ガス炉研究開発センターの廃止、大洗原子力工学研究所への名称変更等）
2025.3.27	HTTR 原子炉施設の熱利用試験施設接続に係る原子炉設置変更許可申請

### 多様な熱利用

- 950℃の高温熱を供給可能で、水素製造、高温蒸気、発電、海水淡水化等の幅広い利用が可能



### 軽水炉との違い

項目	高温ガス炉	軽水炉
電気出力 (熱出力)	~30万kW(中小型) ~600MW	100万kW以上 (大型が主流) 3000MW以上
原子炉出口温度	850℃~950℃	約300℃
原子炉冷却材	ヘリウムガス	軽水
減速材	黒鉛	軽水
燃料型式	セラミック製被覆燃料粒子	金属製被覆管 (ジルカロイ)
用途	熱利用(水素製造、高温蒸気、海水淡水化、地域暖房)、発電	発電

### 優れた安全性

- 軽水炉のリスク (炉心溶融、水素爆発、多量の放射性物質放出) が東京電力(株)福島第一原子力発電所事故によって顕在化
- 原理的には高温ガス炉は炉心溶融しない設計が可能

#### セラミック被覆燃料

1600℃でも放射性物質を閉じ込める

#### ヘリウム冷却材

高温でも安定 (温度制限なし)

#### 黒鉛構造材

耐熱温度2500℃

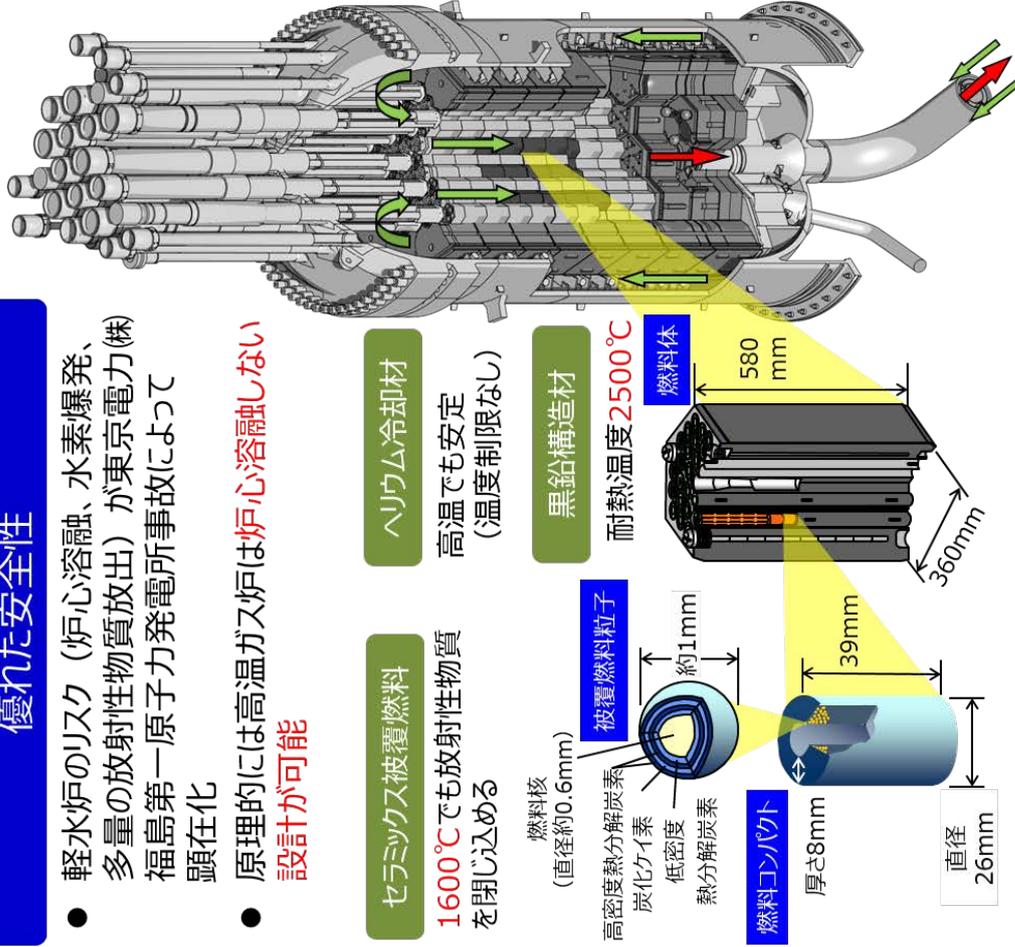


図 1.1 高温ガス炉の特徴

This is a blank page.

## 2. 運転・保守

---

Operation and Maintenance

This is a blank page.

2.1 原子炉の運転管理

2024年度は、安全性実証試験（放射性ヨウ素定量評価試験）及び特殊試験（熱負荷変動試験）を行うため、RS-17運転サイクルを実施した。

RS-17運転サイクルは、2024年5月21日に原子炉を起動し、5月23日に原子炉出力30%（9MW）での特殊試験（熱負荷変動試験）を実施した後、5月26日から出力を上昇し6月3日、4日に原子炉出力90%（27MW）での特殊試験（熱負荷変動試験）を実施した。

また、6月6日に原子炉出力96%（28.8MW）に到達後、6月10日に原子炉出力28.8MWにおける安全性実証試験（放射性ヨウ素定量評価試験）を実施し、同日の試験終了後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-17 の運転実績を表 2.1.1 に示す。

表 2.1.1 運転サイクル RS-17 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-17 (定格/単独)	2024.5.21	2024.6.10	401.65	492:01	17,316:53	13,006.31

## 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（試験炉規則）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、大洗原子力工学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。

また、2025年3月27日に高温ガス炉と熱利用施設の接続技術開発のため、水素製造を行う熱利用試験施設を設置し、原子炉施設であるHTTRと接続するための原子炉設置変更許可申請を原子力規制委員会に行った。このため、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条第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・機器を選定して保全を実施し、原子炉施設の変更の工事が終了するまでの期間において、保全及び施設管理については、毎年度、有効性の評価を行い、その有効性及び改善事項を確認することとした。

### 2.2.2 定期事業者検査

原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第29条第1項の規定に基づく定期事業者検査を開始することから、同法同条第3項の規定に基づき原子力規制委員会へ定期事業者検査開始時の報告を2025年2月14日に行った。

定期事業者検査開始時の報告では、高温ガス炉と熱利用施設の接続技術開発のため、水素製造を行う熱利用試験施設を設置し、原子炉施設であるHTTRと接続するための原子炉設置変更許可申請を行い、工事を計画しているため、原子炉施設の運転が相当期間停止する状況を踏まえ、検査の期日を令和7年（2025年）3月17日～令和11年（2029年）3月31日（予定）とし、当該期間中の定期事業者検査の方法について定期事業者検査計画（第3回）に示し報告した。

定期事業者検査計画（第3回）では、検査の基本的な考え方として、原子炉施設の運転が相当期間停止することを踏まえ、原子力エネルギー協議会（ATENA）が発行している技術レポート「プラント長期停止中における保全ガイドライン（ATENA20-ME02 Rev.0）」を参考に長期停止期間中における構築物、系統及び機器の使用状態を分類し、長期停止期間中に使用する構築物、系統及び機器に該当するものについて検査を実施し、その性能が技術基準規則に適合していることを毎年度確認する。

なお、熱利用試験施設の接続工事が終了し、原子炉の運転計画が策定された後、定期事業者検査終了から遡って1年を超えない時期に全ての検査を実施することとする。

「長期停止期間中に使用する」に該当する構築物、系統及び機器の分類については、以下のa～dの考え方にに基づき分類した。

- a. 原子炉施設保安規定において待機要求がある系統及び機器（当該系だけでなく直接関連系

や間接関連系を含む。)

例：非常用発電機、安全保護系の一部、設計想定事故、多量の放射性物質等を放出する事故等 (BDBA) 対策設備の一部

b. 原子力施設の運営上、長期停止期間中に使用する必要がある系統及び機器

例：現場環境維持を目的として使用する機器 (換気空調等)、プラント状態や放射線監視を目的として使用する機器 (エリア/プロセスモニタ)、ユーティリティ関連設備 (電源、計器用/圧縮空気、補機冷却水等)、廃棄物の廃棄施設等

c. 上記 a. b. に関する土木建築設備

例：HTTR原子炉建家等

d. その他 (例：クレーン等安全規則、高圧ガス保安法等の一般法令に基づき健全性維持が必要な機器等)

例：クレーン、窒素ガス等

長期停止中の定期事業者検査の区分について表 2.2.1 に示す。

定期事業者検査計画 (第 3 回) の検査実績は、以下の通り。

第1回目：令和7年 (2025年) 3月17日

検査項目：核燃料物質貯蔵設備新燃料貯蔵設備貯蔵ラック 外観検査 (未臨界性確認検査)

検査結果：良

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (1/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1
	設備、機器等			
一般構造	避雷設備 (避雷針)	避雷設備 (外觀、接地抵抗測定) 火災対策 (員数、外觀、機能) 森林火災対策 (巡視)、竜巻対策 (巡視)	保安記録確認検査 (保安活動)	○
	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)			
	排水ポンプ	保安記録確認検査 (保安活動) 排水ポンプ (外觀、作動、絶縁抵抗) 漏水検知器 (外觀、作動) ブローアウトパネル (外觀) 漏えい防止用堰 (巡視)	○	
	漏水検知器			
	ブローアウトパネル			
	漏えい防止用堰			
	誘導標識	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 (外觀、機能)	○	
	非常用照明			
誘導灯				
事故時用照明				
排煙設備	保安記録確認検査 (保安活動) 排煙設備、火災検知設備 (外觀、機能) 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)	○		
火災検知設備 (原子炉格納容器内含む。)				

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (2/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1
	原子炉建家	設備、機器等		
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)	○
			冷却材飽和値確認検査	△
			総合検査	△
			原子炉停止余裕検査	△
			最大反応度添加率検査	△
			反応度制御能力検査	△
			過剰反応度検査	△
		スタンドパイプ スタンドパイプ固定装置	外観検査	△
		原子炉建家 (床・壁)	保安記録確認検査 (保安活動) 原子炉建家 (巡視)	○
			遮蔽能力検査	△
燃料物質取扱施設及び貯蔵施設	原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備	ライニング	保安記録確認検査 (保安活動) ライニング (巡視)	△
	核燃料物質取扱設備	燃料交換機	作動検査	△
	核燃料物質取扱設備	燃料出入機	作動検査	△

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (3/13)

検査対象		検査方法	検査区分※1
施設区分	設備、機器等		
燃料物質取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵設備貯蔵ラック	○
	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	
	核燃料物質貯蔵設備	使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック	△
	核燃料物質貯蔵設備	プール水冷却浄化設備	△
	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プール	△
	核燃料物質貯蔵設備	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	冷却能力確認検査 警報検査
原子炉冷却系統施設	1次冷却設備	補助冷却器 補助ヘリウム循環機 配管、弁	△
	補助冷却設備 (補助ヘリウム冷却系)	入口フィルタ プレチャコールドトラップ 入口加熱器	
	1次ヘリウム純化設備 (純化系)		

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (4/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1
	設備、機器等			
原子炉冷却系統施設	1次ヘリウム純化設備 (純化系)	酸化銅反応筒 (CuOT) 冷却器 モレキュラシーブトラップ (MST) コールドチャコロールトラップ (CCT) ガス循環機用フィルタ ガス循環機 戻り加熱器 配管、弁	漏えい検査	
		冷却器 ガス循環機 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	漏えい検査	△
	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		
	補助冷却設備 (補助冷却水系)	補助冷却水加圧器 配管、弁	漏えい検査	△
	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	△
補助冷却設備 (補助冷却水系)	補助冷却水循環ポンプ			

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (5/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1	
	設備、機器等				
原子炉冷却系統施設	補助冷却設備 (補助ヘリウム冷却系)	主要弁	作動検査	△	
	補助冷却設備 (補助冷却水系)	主要弁	作動検査	△	
	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	△	
	炉容器冷却設備	水冷管パネル	漏水検査	漏水検査	△
		冷却器			
		サージタンク			
		配管、弁			
	炉容器冷却設備	主要弁	作動検査	△	
	炉容器冷却設備	循環ポンプ	作動検査	△	
	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	△	
	1次冷却設備	主要弁	作動検査	△	
	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	△	
	2次ヘリウム冷却設備	主要弁	作動検査	△	
	加圧水冷却設備	加圧水循環ポンプ	作動検査	△	
加圧水冷却設備	主要弁	作動検査	△		
1次ヘリウム純化設備 (純化系)	ガス循環機	作動検査	△		

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (6/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1
	設備、機器等			
原子炉冷却系統施設	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	△
	1次ヘリウム純化設備 (再生系)	主要弁		
	試料採取設備 (1次ヘリウムサンプリング設備)	圧縮機	作動検査	△
	試料採取設備 (1次ヘリウムサンプリング設備)	主要弁	作動検査	△
		安全保護回路 原子炉保護設備 安全保護回路 工学的安全施設作動設備	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 安全保護シーケンス盤	作動検査
計測制御系統施設	警報回路	警報表示装置盤		
	原子炉計装	中性子計装盤 制御棒位置計装盤 補助冷却設備安全保護		
	その他の主要な計装	地震計 (安全保護系)		

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (7/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1
	設備、機器等			
計測制御系統施設		主冷却設備安全保護系計装盤 1次冷却材放射能計装盤 放射能計装盤 補助冷却設備安全保護系計装盤		
	原子炉制御設備	運転モード選択装置	作動検査	△
	制御設備	制御棒 制御棒駆動装置	スクラム検査	△
	制御設備	制御棒 制御棒駆動装置	駆動速度検査	△
	非常用制御設備	後備停止系駆動装置	反応度抑制効果検査 (後備停止系)	△
	制御棒引抜阻止回路	原子炉出力制御装置	作動検査	△
	警報回路	警報表示装置盤		
	中央制御室	中央制御盤	外観検査	△
	中央制御室	中央制御室外原子炉停止盤	外観検査	△
	中央制御室	プラント計算機	警報検査	△
	原子炉計装	高温プレナム部温度計装盤 燃料破損検出装置盤	作動検査	○

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (8/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1
	設備、機器等			
計測制御系統施設	その他の主要な計装	回転数振動計数盤	作動検査	
		炉容器冷却設備計装盤		
		プラント制御装置		
	その他の主要な計装	主冷却設備安全保護系計装盤	作動検査	○
		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		
		警報表示装置盤		
	原子炉計装	燃料破損検出装置ガス圧縮機	作動検査	△
	気体廃棄物の廃棄施設	減衰タンク	漏えい検査	○
	気体廃棄物の廃棄施設		処理能力検査	△
放射性廃棄物の廃棄施設	原子炉建家 (床・壁・堰)		保安記録確認検査 (保安活動)	○
	気体廃棄物の廃棄施設	圧縮機	作動検査	○
	気体廃棄物の廃棄施設	排風機	作動検査	○
	気体廃棄物の廃棄施設	フィルタユニット	フィルタ捕集効率検査	○
	気体廃棄物の廃棄施設	主要弁	作動検査	○
	気体廃棄物の廃棄施設	減衰タンク	外観検査	○

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (9/13)

検査対象		検査方法	検査区分※1
施設区分	設備、機器等		
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設	主配管 バックアタック	漏えい検査 ○
	気体廃棄物の廃棄施設	排気筒	外観検査 ○
	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	外観検査 漏えい検査 ○
		機器ドレン系廃液槽	
		床ドレン系廃液槽	
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	外観検査 漏えい検査 ○	
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) ○	
放射線管理施設 (原子炉本体を含む)	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)	ガンマ線エリアモニタ	警報検査 ○
		中性子線エリアモニタ	
	排気モニタリング設備	事故時ガンマ線エリアモニタ 排気ガスモニタ 排気ダストモニタ 事故時排気ガスモニタ	

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (10/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1
	設備、機器等			
放射線管理施設 (原子炉本体を含む)	作業環境モニタリング設備(室内空気モニタリング設備)	室内ガスモニタ	放射性物質濃度測定検査	○
		室内ダストモニタ		
	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		
原子炉格納容器附属施設	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)	ガンマ線エリアモニタ	線量当量率測定検査	○
		中性子線エリアモニタ		
	原子炉格納容器	事故時ガンマ線モニタ		
		配管貫通部 隔離弁		
原子炉格納施設	原子炉格納容器附属施設	燃料交換機ハッチ	漏えい検査	△
		メンテナンスハッチ		
	原子炉格納容器附属施設	エアロック		
		熱電対交換ハッチ 非常用避難口 配管貫通部 貫通スリーブ		

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (11/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1
	設備、機器等			
原子炉格納施設	原子炉格納容器附属施設	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		
		電線貫通部 貫通部スリーブ		
		電線貫通部アダプタ・ヘッドモジュール		
	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 貫通ダクト		
		ダクト貫通部 貫通配管		
		ダクト貫通部 端板		
配管貫通部 隔離弁	ダクト貫通部 隔離弁	作動検査	△	
	ダクト貫通部 隔離弁			
非常用空気浄化設備	排風機	作動検査	△	
	排気フィルタユニット	フィルタ捕集効率検査	△	
非常用空気浄化設備	ダクト	外観検査	△	

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (12/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1
	設備、機器等			
その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	非常用空気浄化設備	主ダンプ	作動検査	△
	非常用空気浄化設備	排気管	外観検査	△
	サービスエリア		気密検査	△
	補機冷却水設備	循環ポンプ	作動検査	○
	補機冷却水設備	冷却塔ファン	作動検査	○
	制御用圧縮空気設備	制御用空気貯槽 主配管	漏えい検査	○
	換気空調設備 原子炉建家 I 系換気空調装置	排気 A 系統排風機	作動検査	○
	換気空調設備 中央制御室系換気空調装置	循環送風機	作動検査	○
	換気空調設備 中央制御室系換気空調装置	循環フィルターユニット	フィルター捕集効率検査	○
	非常用電源設備	非常用発電機 ガスタービン発電機	作動検査	○
	非常用電源設備	蓄電池 安全保護系用交流無停電電源装置 充電器盤	作動検査	○

表 2.2.1 長期停止中の定期事業者検査の区分 (13/13)

施設区分	検査対象		検査方法	検査区分※1
	設備、機器等			
その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	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）	○
	所内通信連絡設備（現場指揮所） 非常用放送設備 送受話器（ペーキング） 敷地内の通信連絡設備 大洗研究所外通信連絡設備 大洗研究所内通信連絡設備		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（ペーキング）（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）	○
	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）	○

\*1 ○は検査開始後 12 月を超えない時期毎に実施する検査

△は熱利用試験施設の接続工事に伴い特別な保全に移行するため、原子炉の運転計画が策定された後、定期事業者検査終了から遡って 1 年を超えない時期に実施する検査

## 2.3 原子炉起動用中性子源の交換

### 2.3.1 概要

令和6年(2024年)9月19日～令和7年(2025年)3月6日の期間において、原子炉起動用中性子源(以下「中性子源」という。)3個の交換作業を実施した。HTTRでは原子炉の起動及び広領域中性子検出器の健全性確認のため、中性子源3個を炉心に装荷している(図2.3.1)。中性子源は、中性子源ホルダの中に組み込まれ、制御棒案内ブロックの中心に位置するグリッパ掴み孔の真下にある円筒状のスペースに装荷される(図2.3.2)。中性子源には $^{252}\text{Cf}$ を使用しているが、半減期約2.6年で減衰するため、定期的な交換が必要であり、初臨界後3回の交換を行っている(1回の交換で全3個の中性子源を交換し、これらの中性子源を1世代として区分している)。前回の中性子源交換(2015年)から約9年が経過し、広領域中性子束の計数率が約3cps(警報設定値1.5cps)まで低下したため、広領域中性子検出器の健全性確認に必要な計数率を維持する目的で中性子源の交換を実施した。

### 2.3.2 前回作業からの変更点

中性子源の交換手順は、前回は踏襲しているが、以下の点について作業手順を変更した。

#### ○使用済中性子源の保管場所の変更

前回までは、炉心から取出した使用済中性子源を使用済燃料貯蔵プール貯蔵ラック(以下「SFラック」という。)に保管していた。しかし、燃料交換により、炉心から取出した使用済燃料はSFラックに保管することとなる。核燃料物質と中性子源の同時保管を避ける観点から使用済燃料を保管したSFラックには使用済中性子源を保管できなくなる。そのため、燃料交換を見据えて、今回の作業では使用済中性子源の保管場所を照射物貯蔵ピットとした。

#### ○保管済みの使用済中性子源の移動

上記の理由により、既にSFラックに保管している使用済中性子源のうち、今回の作業では最も古い第1世代の中性子源(3個)を取り出し、今回の中性子源交換で交換した使用済中性子源と同一の保管容器に収納し、照射物貯蔵ピットに保管した。(なお、SFラックには、第2世代の中性子源(3個)が引き続き保管されている。)

#### ○中性子源輸送容器の操作回数の低減

前回までは、中性子源1個の交換毎に中性子源輸送容器から新中性子源を1個ずつ取り出し、残りの新中性子源は中性子源輸送容器内に保管していた。本作業では、中性子源輸送容器への汚染拡大の抑止、中性子源を内包した中性子源輸送容器への近接作業を減らすことによる作業員の被ばく低減及び作業効率の観点から、1回目の交換時に3個全ての新中性子源の中性子源輸送容器からの取り出しを行った。なお、2回目以降に炉心へ装荷する中性子源は、SFラックに仮置きした。

#### ○中性子源のSFラック内への仮置き

本作業において、燃料交換機メンテナンスピット(以下「MP」という。)内への反応度制御設備点検用治具の設置及び取外し作業のため、使用済中性子源と炉心装荷前の新中性子源をMPからSFラックに移動し仮置きした。前回までは、炉心装荷前の新中性子源は中性子源輸送容器内に保管していたため、作業フロア上に保管している当該容器周辺の放射線量が

上昇していた。今回は、これらの中性子源を燃料交換機により SF ラック内に仮置きすることで、作業場所の放射線量はバックグラウンドまで低減した。

#### ○使用済中性子源の保管スペースの低減

前回までは、作業手順の関係で収納容器 1 個に対し使用済中性子源を 1 個しか保管できなかったが、今回は手順を変更し 6 個の使用済中性子源を 1 個の容器に集約することにより保管に必要なスペースを約 1/6 に低減した。なお、前回までは SF ラックに収納するため六角柱状の収納容器を使用した。今回は照射物貯蔵ピットに収納するため、照射物貯蔵ピットの形状に合わせて円柱状の収納容器を使用した。

### 2.3.3 作業手順

本作業の概略工程（図 2.3.3）を以下に示す。

- ①燃料交換機を SF ラック上に設置し、中性子源（※）を取り出す。（図 2.3.3(a)）
  - ※ 1 回目：SF ラックに保管済の使用済中性子源
  - 2~3 回目：ステップ⑨で仮置きした使用済中性子源及び炉心装荷前の新中性子源
- ②中性子源輸送容器を MP 上に設置し、新中性子源 3 個を MP 内作業台上に置く。（※1 回目のみ実施）（図 2.3.3 (b)）
- ③燃料交換機を MP 上に移動し、①で取り出した中性子源を MP 内に設置する。（図 2.3.3 (c)）
- ④反応度制御設備を制御棒交換機により炉内から取り出す。（図 2.3.3 (d)）
- ⑤燃料交換機により、中性子源が装荷されている制御棒案内ブロックを炉内から取り出す。（図 2.3.3 (e)）
- ⑥燃料交換機を MP 上に移動し、中性子源が装荷されている制御棒案内ブロックを MP 内に設置する。その後、マニピュレータで中性子源掴み治具を操作し、新旧の中性子源を入れ替える。（図 2.3.3 (f)）
- ⑦燃料交換機で新中性子源を装荷した制御棒案内ブロックを MP から取り出す。その後、燃料交換機を炉上に設置し、制御棒案内ブロックを炉内に装荷する。（図 2.3.3 (g)）
- ⑧燃料交換機を MP 上に設置し、MP 内から中性子源を取り出す。（図 2.3.3 (h)）
- ⑨燃料交換機により、使用済中性子源及び新中性子源を使用済燃料貯蔵ラックに仮置きする。（図 2.3.3 (i)）
- ⑩MP 内で反応度制御設備の外観及び作動点検を行い、制御棒交換機により炉内に復旧する。（図 2.3.3 (j)）

上記の①～⑩のステップを 3 回繰り返す、中性子源 3 個の交換を行った。なお、ステップ⑨の 3 回目は、照射物貯蔵ピットに今回炉心から取り出した使用済中性子源（3 個）と SF ラックから取り出した第 1 世代の使用済中性子源（3 個）の合計 6 個を保管する。

### 2.3.4 作業総括

本作業においては、前回の中性子源交換作業における中性子による被ばく低減策を踏襲し、燃料交換機周りにポリエチレン製の追加遮へい体（図 2.3.4）を設置した。また、MP から移動させた中性子源は、作業床面上に設置の機器（燃料交換機又は中性子源輸送容器）内に保

持するのではなく、地下（SF ラック）に仮置きすることにより、作業場所の放射線量を低減した。これらの放射線低減対策及び作業時間を管理することで、作業者の被ばく線量を計画値より十分に低い値に抑制することができた。

また、MP 内での中性子源の入れ替え操作は、マニピュレータで中性子源掴み治具を操作し、制御棒案内ブロック内の中性子源ホルダを作業台上へ取り出すとともに、作業台上に設置している新中性子源を制御棒案内ブロック内へ装荷する操作を実施した。本操作には中性子源落下のおそれがあるため、事前にマニピュレータによる中性子源ホルダの取扱い操作の模擬を行い、操作の習熟に努めるとともに、中性子源ホルダの落下等のリスクの抽出を行った。本作業にあたり、安全に操作を行うための機器配置、中性子源掴み治具の落下防止ワイヤーの取付、作業台周辺の落下防止の養生等の対策を施し、中性子源を誤落下させることなく入れ替え操作を完遂した。中性子源入れ替え操作の様子を図 2.3.5 に示す。

本作業により、中性子源 3 個の交換作業を完遂し、原子炉停止中の広領域中性子束の計測率は、約 3cps から約 30cps に増加し、広領域中性子束検出器の健全性確認に必要な計数率を維持することができた。

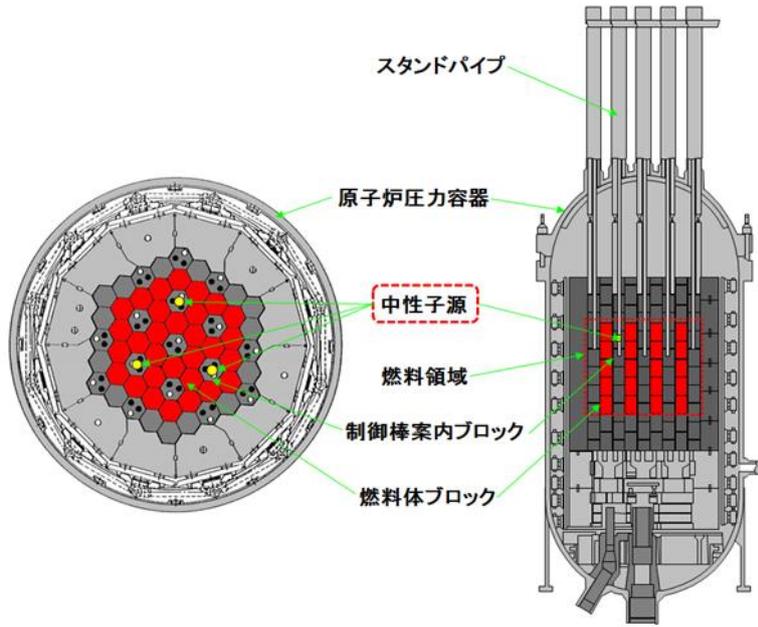


図 2.3.1 中性子源の配置

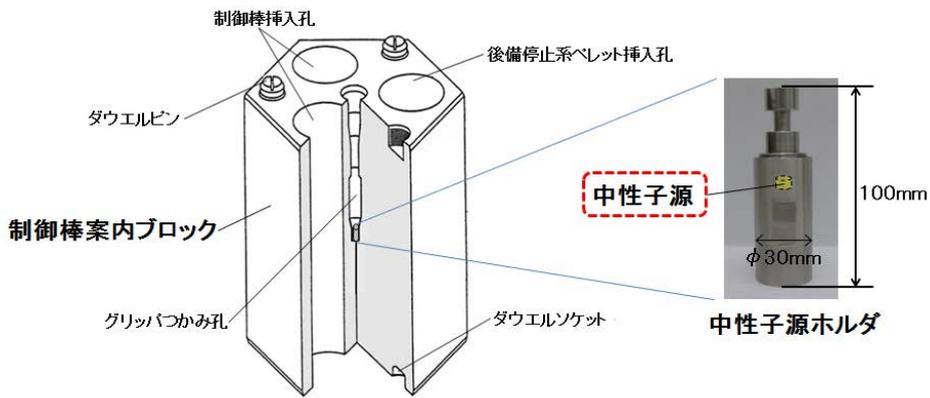


図 2.3.2 制御棒案内ブロック及び中性子源ホルダ

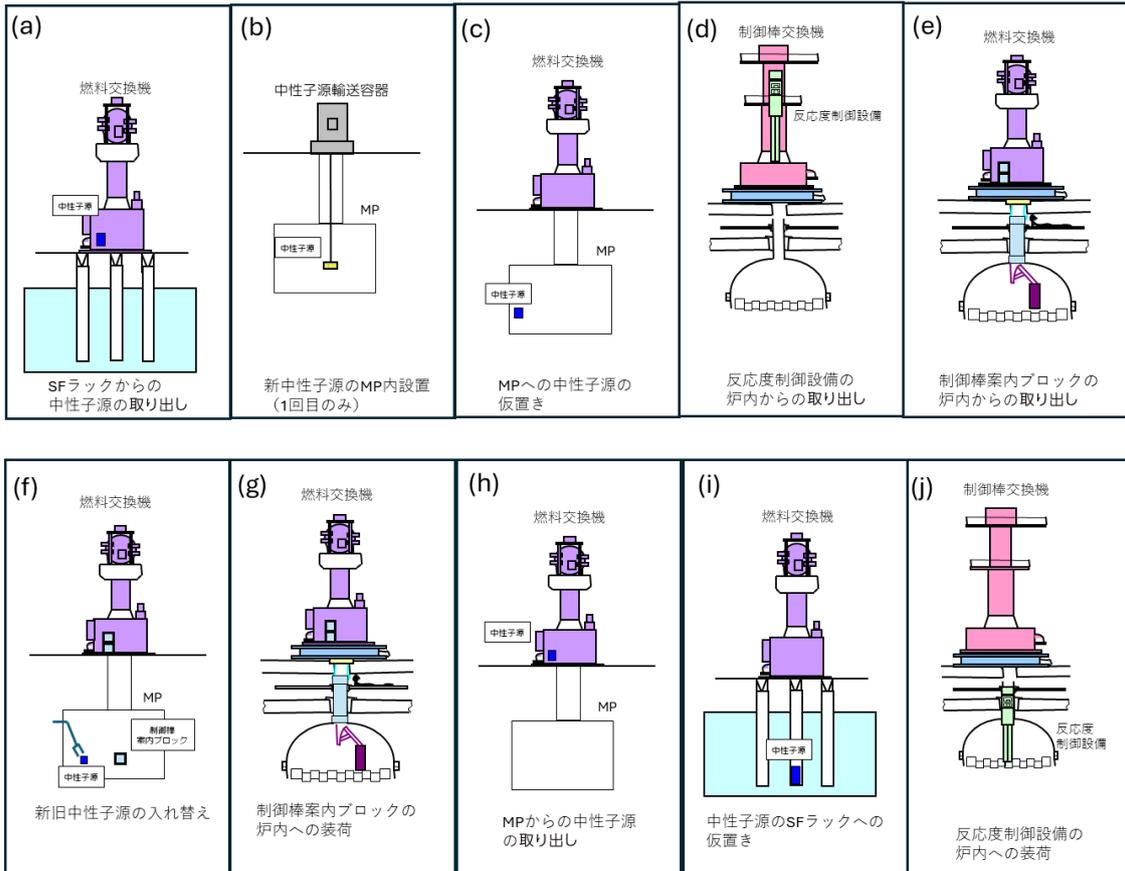


図 2.3.3 中性子源交換の概略手順

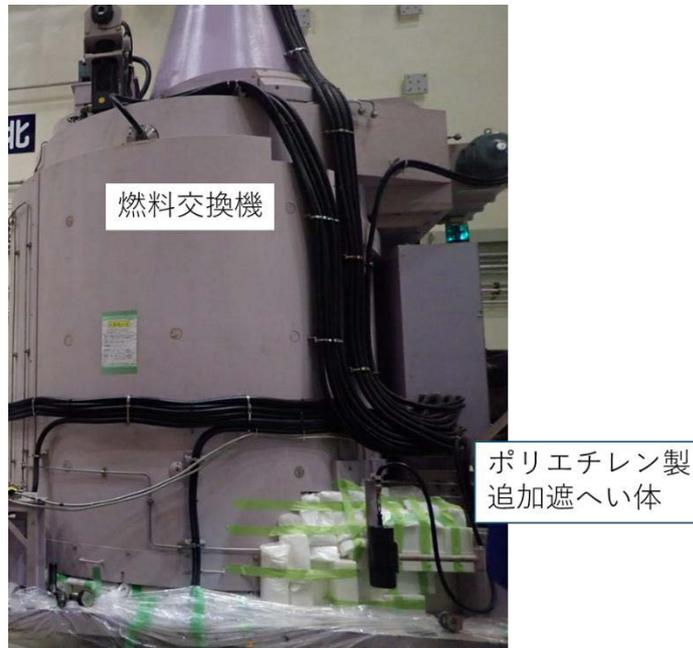
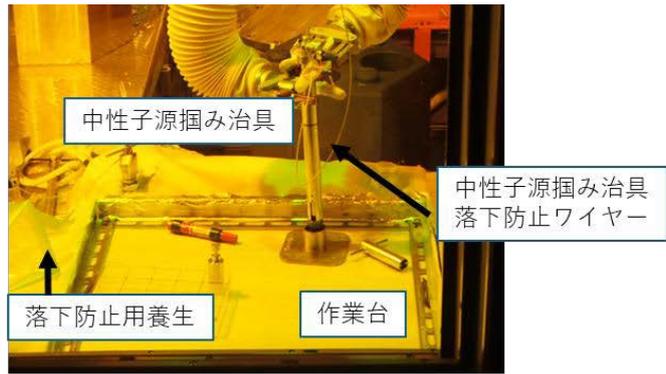


図 2.3.4 ポリエチレン製追加遮へい体



制御棒案内ブロックに中性子源掴み治具を挿入し、中性子源を取り出す



中性子源掴み治具のハンドルを回し、中性子源を離す

図 2.3.5 中性子源の入替作業

## 2.4 排気筒塗装補修作業

### 2.4.1 概要

HTTR 排気筒は、HTTR 原子炉施設の気体廃棄物の排気口として設けられており、原子炉施設周辺の一般公衆の線量を低減するため排気口を地上から約 80m とした鉄骨造の構築物である。気体廃棄物は放射性物質の濃度を監視しながら排気口から排気される。排気筒の仕様を表 2.4.1 に、排気筒全体を図 2.4.1 に示す。

HTTR 原子炉建家からの排気ルートは原子炉建家I系換気空調装置の排気ダクトにて原子炉建家から排気筒に接続されている。HTTR 施設の気体廃棄物の排気系統を図 2.4.2 に示す。

HTTR 排気筒は平成 7 年（1995 年）に設置されており、近年は経年による塗装の劣化が確認されていた。そのため、令和 6 年（2024 年）度に塗装の補修作業を実施した。

### 2.4.2 塗装補修作業の実施

令和 6 年（2024 年）度においては、排気筒頂部から約 20m 下までの範囲について塗装補修を実施した。塗装範囲の概略を図 2.4.3 に示す。

本作業を実施するにあたり、まず作業方法について検討した。塗装範囲が高所であり、全面足場による作業方法では塗装しない部分も足場を組み立てることとなり効率が悪いことから、最低限の足場設置で作業が実施できるようゴンドラ作業及びチェアゴンドラを使用した工法を選択した。ゴンドラ及びチェアゴンドラは機動性が高いことから HTTR に設置されているような複雑な構造の排気筒にも適している。また、屋外での作業であるため、雨、風等の悪天候により作業の中断が懸念されており、作業の工程は余裕をもって計画した。

現場作業は、令和 7 年（2025 年）1 月 23 日から 3 月 28 日の期間に実施した。作業の工程として、地上 80m まで資材を荷揚げできる大型クレーンの設置、ゴンドラ等着床用ステージ（足場）の設置、ゴンドラ及びチェアゴンドラの設置、ケレン、塗装、ゴンドラ及びチェアゴンドラの撤去、足場の解体、大型クレーンの撤去の工程で作業を行った。ゴンドラ及びチェアゴンドラの作業状況を図 2.4.4、図 2.4.5 に示す。塗料は、耐候性に優れたフッ素樹脂塗料を使用し、錆止め 2 回、仕上げ 2 回の計 4 層の塗装を施工した。塗装作業前の状態を図 2.4.6、塗装作業後の状態を図 2.4.7 に示す。計画通り完遂することができた。

### 2.4.3 今後の予定

HTTR 排気筒の塗装範囲は地上部から約 60m 部までの塗装補修が未実施であることから次年度以降も計画的に実施していく予定である。

表 2.4.1 排気筒仕様

構造	鉄骨造
高さ	80m
主要材料	筒身 SMA400A、鉄塔 STK400、STK490 及び SS400
設置年	平成 7 年 (1995 年)



図 2.4.1 排気筒

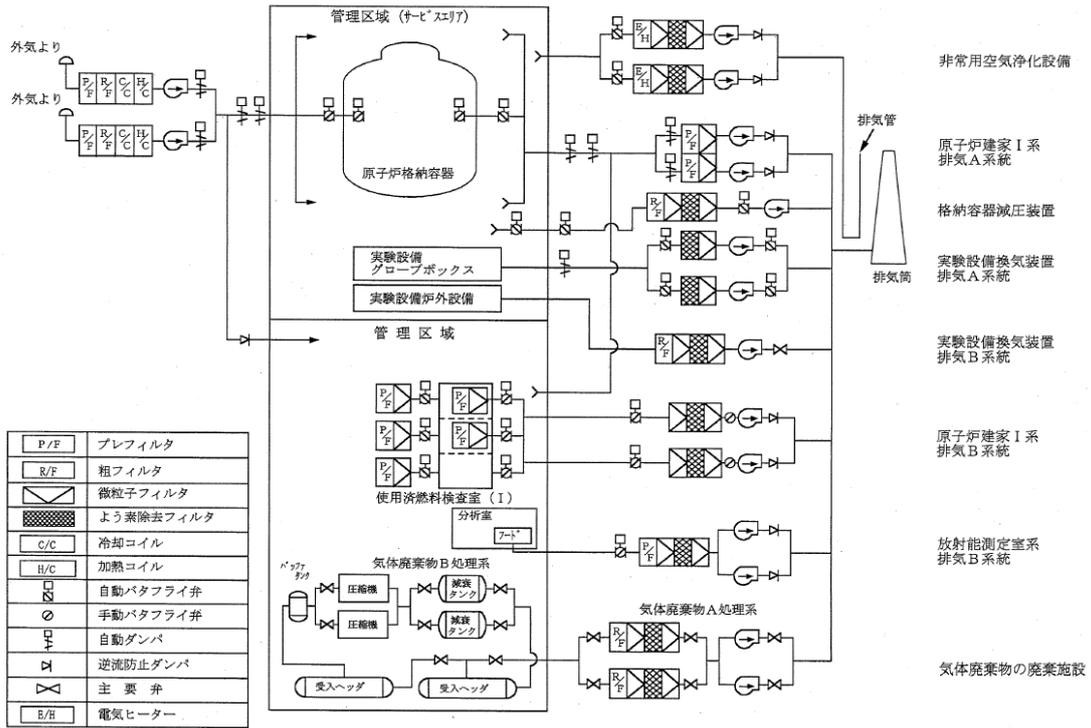


図 2.4.2 気体廃棄物の排気系統

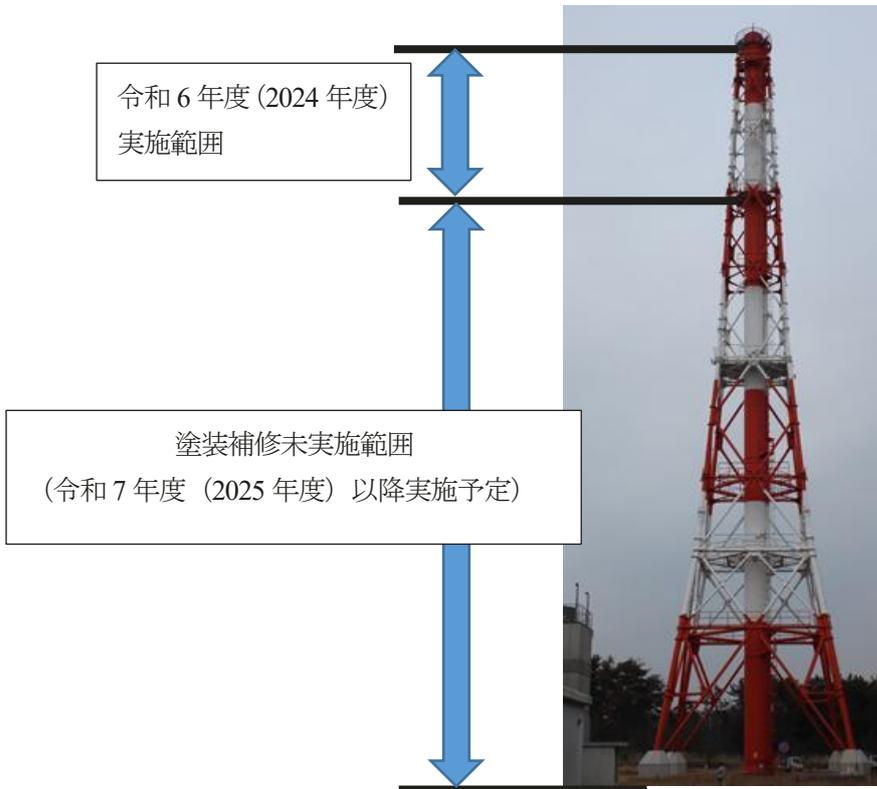


図 2.4.3 塗装範囲の概略



図 2.4.4 ゴンドラ作業状況

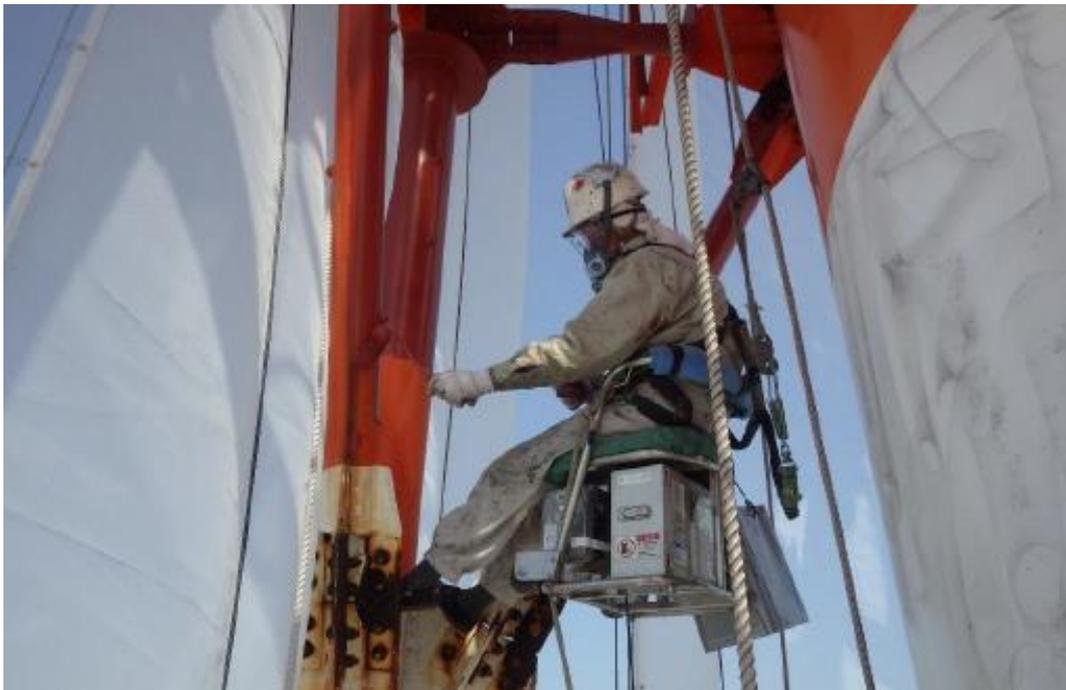


図 2.4.5 チェアゴンドラ作業状況



図 2.4.6 塗装補修作業前の状態



図 2.4.7 塗装作業後の状態

This is a blank page.

### 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) HTTR 原子炉起動用中性子源の交換及び反応度制御設備の保守点検作業

HTTR 原子炉起動用中性子源の交換及び反応度制御の保守点検作業が 2024 年 9 月 20 日から 2025 年 3 月 7 日にかけて行われた。本作業は、炉心から制御棒案内ブロックを取り出し、燃料交換機メンテナンスピットにおいて原子炉起動用中性子源の交換を行う作業である。また、本作業に付随して、制御棒駆動装置も原子炉から取り出しを行い、燃料交換機メンテナンスピットにおいて外観・作動点検を行った。

本作業では、作業者の日々の被ばく管理として、線用及び中性子線用の電子ポケット線量計を用い、作業者の被ばくは検出下限線量未満であった。また、作業中の線量当量率及び表面密度の確認を随時行うとともに、移動型ダストモニタ、可搬型ガス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、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  $^3\text{H}$  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。 $^3\text{H}$  の最大濃度は  $3.0 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ 、年間放出量は  $1.6 \times 10^8 \text{ Bq/年}$  であった。 $^3\text{H}$  の年間放出量は、大洗原子力工学研究所の放出管理目標値に比べて十分低い値であった。

### 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、2024年6月25日から8月29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造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を超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超える者			
職員等	67	67	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	267	267	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業員	334	334	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

(注) 職員等：職員、嘱託、常勤職員及び臨時要員等の機構と直接雇用関係にある者並びに技術開発協力員、派遣、外来研究員、協力研究員、客員研究員職員をいう。

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 <sup>3</sup> )	年間放出量*1(Bq/年)
放射性塵埃	全α	<2.5×10 <sup>-10</sup>	—
	全β	<4.5×10 <sup>-10</sup>	—
	<sup>137</sup> Cs	<1.2×10 <sup>-9</sup>	0
	<sup>131</sup> I	<5.7×10 <sup>-9</sup>	0
放射性ガス	<sup>3</sup> H	<4.6×10 <sup>-5</sup>	0
	<sup>88</sup> Kr、 <sup>138</sup> Xe 等	<2.0×10 <sup>-3</sup>	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	<sup>88</sup> Kr、 <sup>138</sup> Xe 等	3.7×10 <sup>13</sup>
放射性ヨウ素	<sup>131</sup> I	3.2×10 <sup>9</sup>
トリチウム	<sup>3</sup> H	1.1×10 <sup>13</sup>

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 <sup>3</sup> )	年間放出量*2 (Bq/年)	廃液量 (m <sup>3</sup> )
<sup>3</sup> H	3.0×10 <sup>1</sup>	1.6×10 <sup>8</sup>	1.8×10 <sup>1</sup>
<sup>60</sup> Co	<3.4×10 <sup>-3</sup>	0	
<sup>137</sup> Cs	<3.9×10 <sup>-3</sup>	0	
その他	<2.5×10 <sup>-2</sup>	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 : 大洗原子力工学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)
<sup>3</sup> H		3.7×10 <sup>12</sup>
<sup>3</sup> H 以外	総量	2.2×10 <sup>9</sup>
	<sup>60</sup> Co	2.2×10 <sup>8</sup>
	<sup>137</sup> Cs	1.8×10 <sup>9</sup>

## 4. 技術開発

---

---

Research and Development

This is a blank page.

#### 4.1 熱負荷変動試験

RS-17 サイクルにおいて熱負荷変動試験を実施し、水素製造施設で発生した場合の除熱変動による原子炉への影響を検証した。試験概要及び評価結果を以下に示す。

##### (1) 試験の背景・目的

原子力機構では、HTTR に接続する水素製造施設を新たに設置し、原子炉から得られる熱を直接用いて水素製造技術を確認する、HTTR-熱利用試験を計画している<sup>1)</sup>。水素製造施設は、原子炉から供給される高温ヘリウムを熱源として利用するため、水素製造施設で異常が発生した場合の原子炉への影響が懸念される。熱負荷変動試験は、水素製造施設での設備機器異常による熱負荷変動を模擬的に再現し、それに伴う 1 次冷却材温度変化の原子炉側への影響を確認することが目的である。本試験では、HTTR の加圧水冷却設備における除熱量を減少させ、それに伴う原子炉システムの応答（原子炉出力・原子炉出入口温度の変化）を調べた。

##### (2) 試験方法

本試験の試験条件を表 4.1 に示す。運転モードは定格・単独とし、初期原子炉出力は 90% とした。初期原子炉入口、出口温度はそれぞれ 364°C、772°C であった。原子炉システムの除熱量を減少させるため、加圧水空気冷却器（ACL）側の加圧水流量を初期値 400 t/h から 240 t/h に減少させた。この操作によって、水素製造施設における除熱量低下事象に起因する外乱を模擬的に再現している。試験時間は 6 時間とし、原子炉出力や原子炉出入口温度の変化を測定した。なお、本試験は、原子炉入口温度変化に伴う原子炉への応答、特に原子炉出力の変化を調べるため、原子炉出力制御系を切り離し、制御棒位置一定のもとで実施した。

図 4.1 に本試験中に使用した HTTR の系統概略図を示す。定格・単独モードでは、原子炉の熱は、1 次加圧水冷却器（PPWC）にて 1 次冷却材と加圧水の熱交換により除去される。加圧水へ伝達された熱は ACL にて大気放散される。試験中は ACL のバイパス流量を増加させること、すなわち ACL の加圧水流量を低下させることで、ACL の大気放散される熱量を減少させる。図 4.2 に本試験中の原子炉入口温度変化を示す。横軸の 0 が試験開始であり、試験開始から 5 分後（図中の↑で示す箇所）に加圧水流量操作を実施した。原子炉入口温度は操作開始直後から上昇し、1 時間で約 11°C 上昇した。

表 4.1 熱負荷変動試験の実施条件

運転モード	定格・単独
初期原子炉出力	90%
初期原子炉入口温度	364°C
初期原子炉出口温度	772°C
初期 ACL 側加圧水流量	400 t/h
試験中 ACL 側加圧水流量	240 t/h
試験中の制御棒操作	なし

(3) 試験結果

図 4.3 に、試験中の原子炉出力変化を示す。原子炉入口温度の上昇によって、減速材温度が上昇すると負の反応度フィードバック効果が発生し、自発的に原子炉出力が低下する。原子炉出力は約 4 時間で 2% 程低下し、その後静定した。

図 4.4 に、試験中の原子炉出口温度変化を示す。原子炉出口温度は上昇せず、試験中に 1°C 以内の変化に収まった。加圧水冷却設備の除熱量が一部喪失しても、黒鉛ブロックの蓄熱効果によって、原子炉入口温度上昇の影響は原子炉下流側に伝搬しにくくなったと考えられる。

(4) まとめ

熱負荷変動試験では原子炉運転中に加圧水冷却器設備の除熱量を低下させることで、水素製造設備における除熱量低下を模擬的に再現し、原子炉システムの応答を確認することができた。水素製造設備で除熱量低下が発生し、原子炉入口温度が上昇した場合でも、負の反応度フィードバック効果が発生し、自発的に原子炉出力が低下する。さらに、除熱量が喪失した場合でも黒鉛ブロックの蓄熱効果によって、原子炉下流への影響が緩和されていることを確認した。本試験で得たデータはプラント動特性解析コードの検証に利用できる。

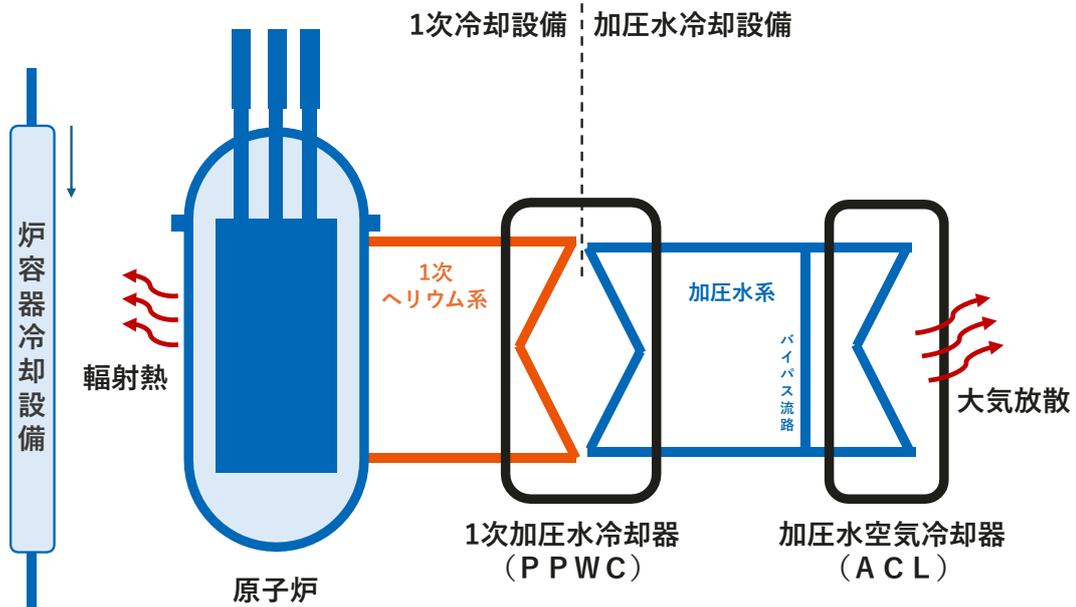


図 4.1 熱負荷変動試験時に使用した冷却システムの概要

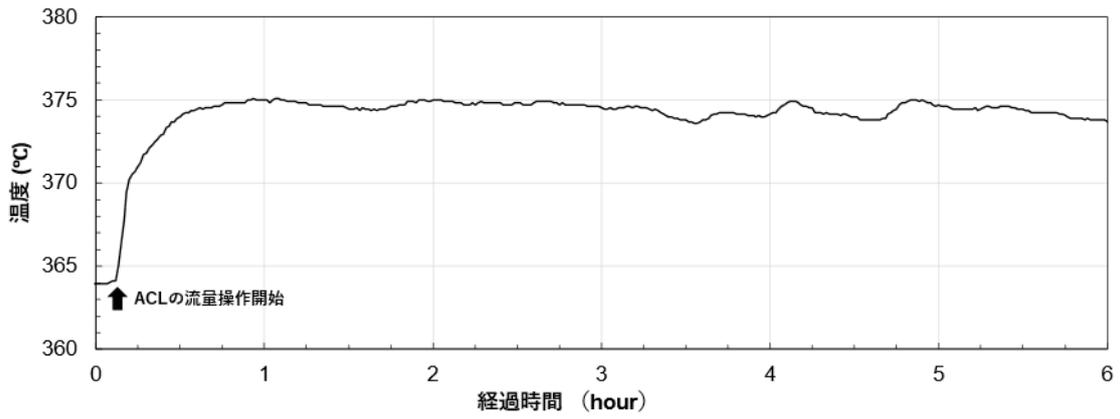


図 4.2 試験中の原子炉入口温度変化

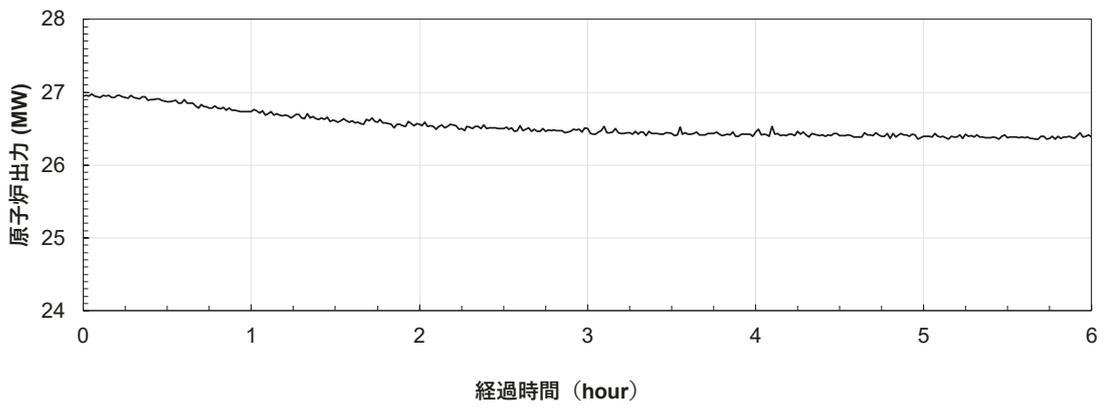


図 4.3 試験中の原子炉出力変化

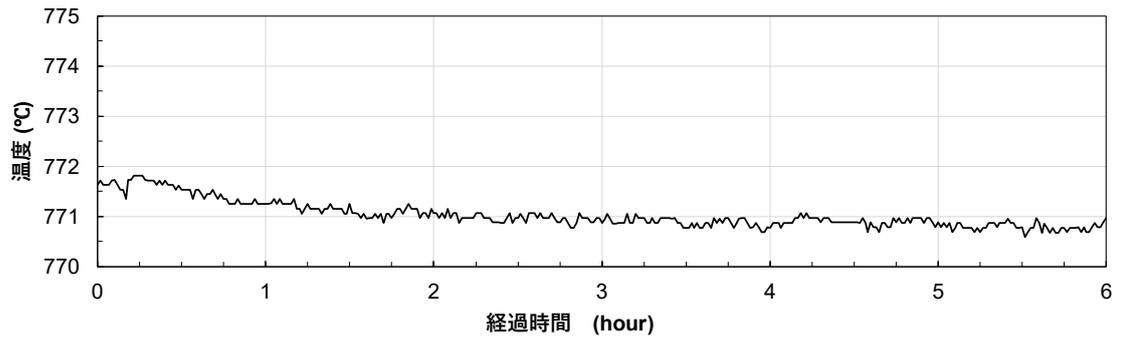


図 4.4 試験中の原子炉出口温度変化

## 4.2 放射性ヨウ素定量評価試験

RS-17 サイクルにおいて、放射性ヨウ素定量評価試験を実施し、1次冷却系統内の放射性ヨウ素の沈着量評価を行った。試験概要及び評価結果を以下に示す。

### (1) 試験の背景・目的

放射性ヨウ素は甲状腺被ばく評価上極めて重要な核種であるが、その複雑な放出・沈着挙動に伴う測定・評価の困難さから、高温ガス炉の1次冷却設備二重管破断事故時における放射性ヨウ素のソースタームが保守的に評価されている。このため、将来の高温ガス炉実証炉の安全性に係る環境への影響評価の高度化に向けて、放射性ヨウ素の測定・評価手法の高精度化が必要である。

原子炉運転中に検出される放射性ヨウ素は、燃料の核分裂によって生成される成分とそれ以前に1次冷却系統内に沈着していた成分の2つがあり、原子炉運転中はこれらを分離して測定することができない。このため本試験では、原子炉運転中において、1次ヘリウム循環機3台を停止することで原子炉の強制冷却を停止させ、炉心温度が上昇することによる負の反応度フィードバック効果により原子炉出力をほぼ0まで急激に低下させる<sup>2)</sup>ことで、燃料の核分裂によって生成される放射性ヨウ素の成分を分離して1次冷却系統内に沈着している放射性ヨウ素の沈着量評価を行った。

### (2) 試験方法

本試験は原子炉運転中（原子炉出力96%）において、1次ヘリウム循環機3台を停止することで原子炉の強制冷却を停止させ、炉心温度の上昇による負の反応度フィードバック効果により原子炉出力をほぼ0まで急激に低下させることで、核分裂によって生成された放射性ヨウ素の成分を分離し、1次冷却系統内に沈着している放射性ヨウ素の娘核種である放射性キセノンの放射能を測定することにより、1次冷却系統内の放射性ヨウ素の定量評価を行った。放射性ヨウ素定量評価試験の概要を図4.5に示す。

1次冷却材のサンプリング箇所に関しては、1次冷却材中の放射性ヨウ素は1次加圧水冷却器（PPWC）の伝熱管表面に最も沈着しやすいことが予想されている<sup>3)</sup>ことから、本試験ではPPWC伝熱管付近の原子炉出口及びPPWC出口の2箇所でサンプリングを実施した。本試験中における1次冷却材サンプリング箇所を図4.6に示す。

サンプリング実施時期は、1次ヘリウム循環機停止前に上記2箇所で1回目のサンプリングを実施し、1次ヘリウム循環機停止後30分経過後（原子炉出力及び1次冷却材流量がほぼ0に安定した頃）に2回目のサンプリングを実施し、以降はPPWCの上流側→下流側→上流側→…とサンプリング点を切り替えながらサンプリングを繰り返した。

本試験では、放射性キセノン135（以下、 $^{135}\text{Xe}$ ）（半減期：9.1時間）をターゲット核種とし、1次ヘリウム循環機3台停止後の放射能濃度の時間変化を測定することで、親核種である放射性ヨウ素135（以下、 $^{135}\text{I}$ ）の放射エネルギーを評価した。放射性ヨウ素量の評価には $^{135}\text{I}$ 、 $^{135}\text{Xe}$ を1次冷却系統内で飽和させる必要があるため、原子炉出力96%の状態を3日間ホールドしてから

試験を実施した。

### (3) 試験結果

原子炉出口及び PPWC 出口でサンプリングした 1 次冷却材中の  $^{135}\text{Xe}$  の放射能濃度の経時変化を図 4.7 及び図 4.8 に示す。なお、初期値から  $^{135}\text{Xe}$  の半減期による減衰曲線を破線で示している。

$^{135}\text{Xe}$  の初期値は原子炉出口及び PPWC 出口において、それぞれ  $4.8 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$ 、 $4.9 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$  であり、両者の飽和放射能濃度はほぼ同じであった。測定結果は  $^{135}\text{Xe}$  の半減期曲線に沿っていることから、 $^{135}\text{I}$  の壊変による影響がほとんどないことがわかる。 $^{135}\text{I}$  が存在する場合は測定結果が半減期曲線を上回るため、本試験結果は、1 次冷却材系統内の  $^{135}\text{I}$  が非常に少ないことを示唆する。

ここで、1 次ヘリウム循環機停止後の強制対流がない状況でも 1 次冷却材をサンプリングできているかどうかをクリプトン 88 (以下、 $^{88}\text{Kr}$ ) の放射能濃度を測定することで確かめた。 $^{88}\text{Kr}$  (半減期：約 2.8 時間) は親核種の影響をほとんど受けず、核分裂停止後は  $^{88}\text{Kr}$  自身の半減期に従って減衰するので、本試験におけるサンプリング成否の指標とすることができる。

原子炉出口及び PPWC 出口でサンプリングした 1 次冷却材中の  $^{88}\text{Kr}$  の放射能濃度の経時変化を図 4.9 及び図 4.10 に示す。測定結果は  $^{88}\text{Kr}$  の半減期曲線に沿っており、これは 1 次ヘリウム循環機停止による強制対流がない状況においても、1 次冷却材をサンプリングできていることを示す。

### (4) まとめ

本試験では放射性ヨウ素が沈着しやすい PPWC 付近の 1 次冷却材をサンプリングし、放射性ヨウ素量を調べた。試験結果から、放射性ヨウ素の壊変によるキセノンの放射能濃度の有意な増加が見られず、1 次冷却系統内に沈着ヨウ素がほとんど存在しないことを示唆している。

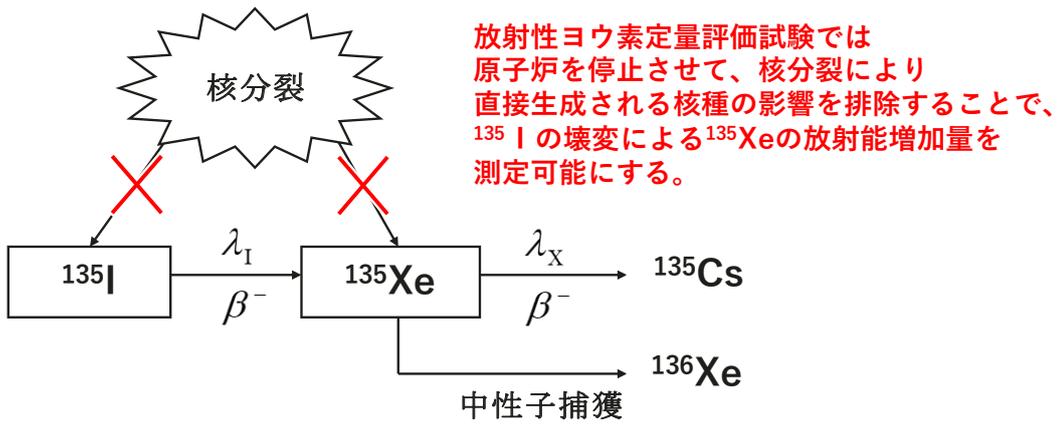
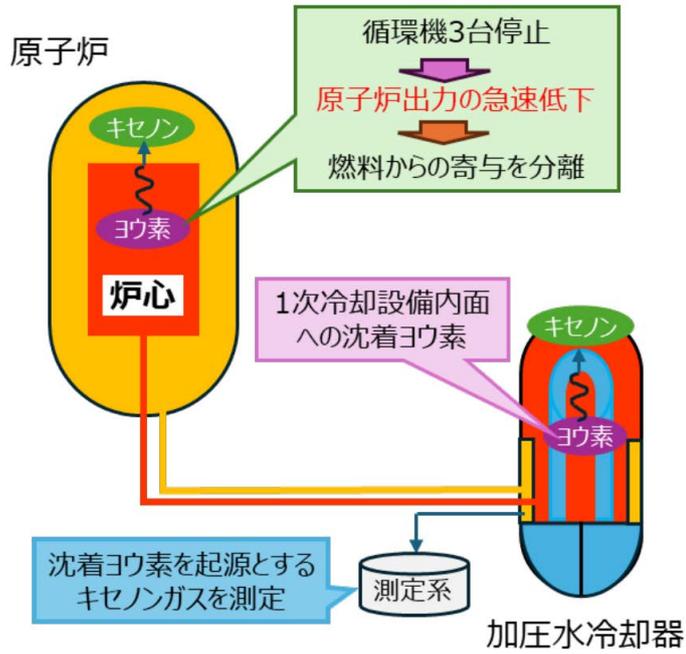


図 4.5 放射性ヨウ素定量評価試験の概要

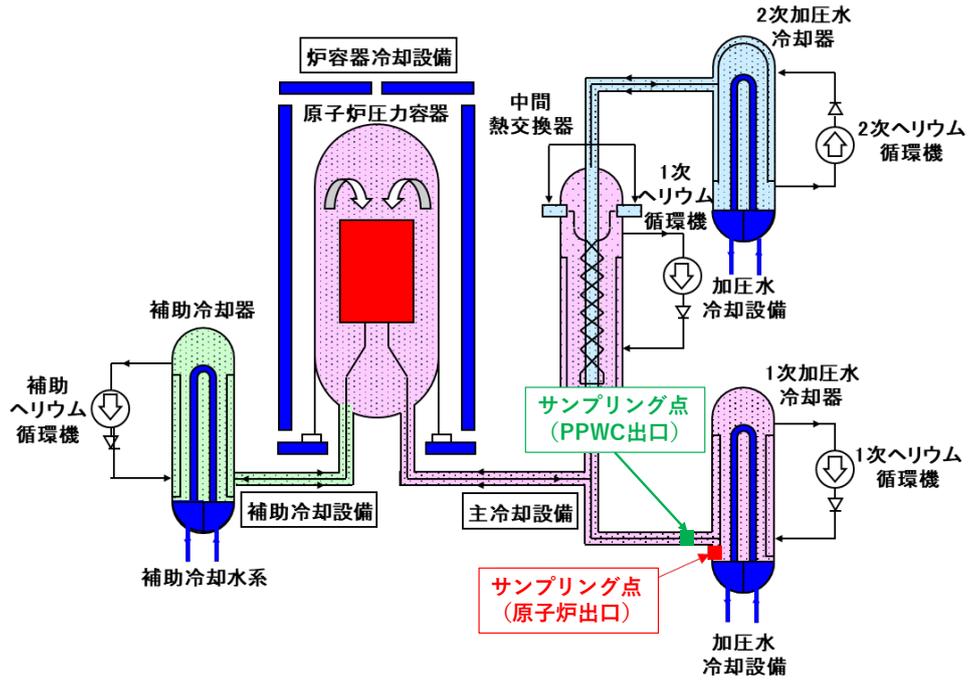


図 4.6 本試験中における 1 次冷却材サンプリング箇所

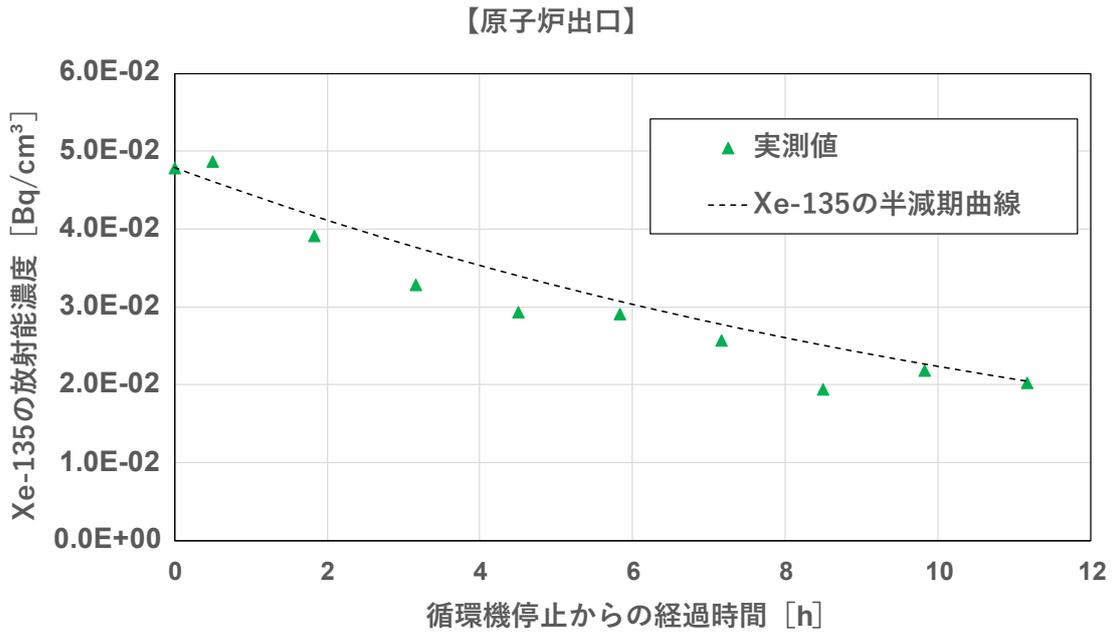


図 4.7 原子炉出口における  $^{135}\text{Xe}$  放射能濃度測定結果

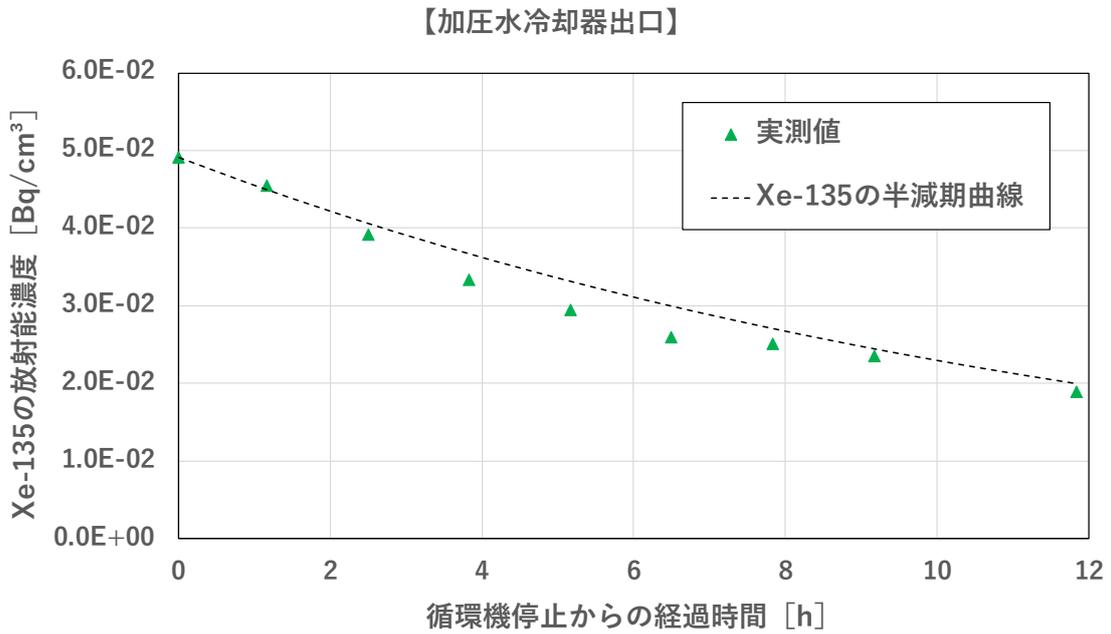


図 4.8 PPWC 出口における  $^{135}\text{Xe}$  放射能濃度測定結果

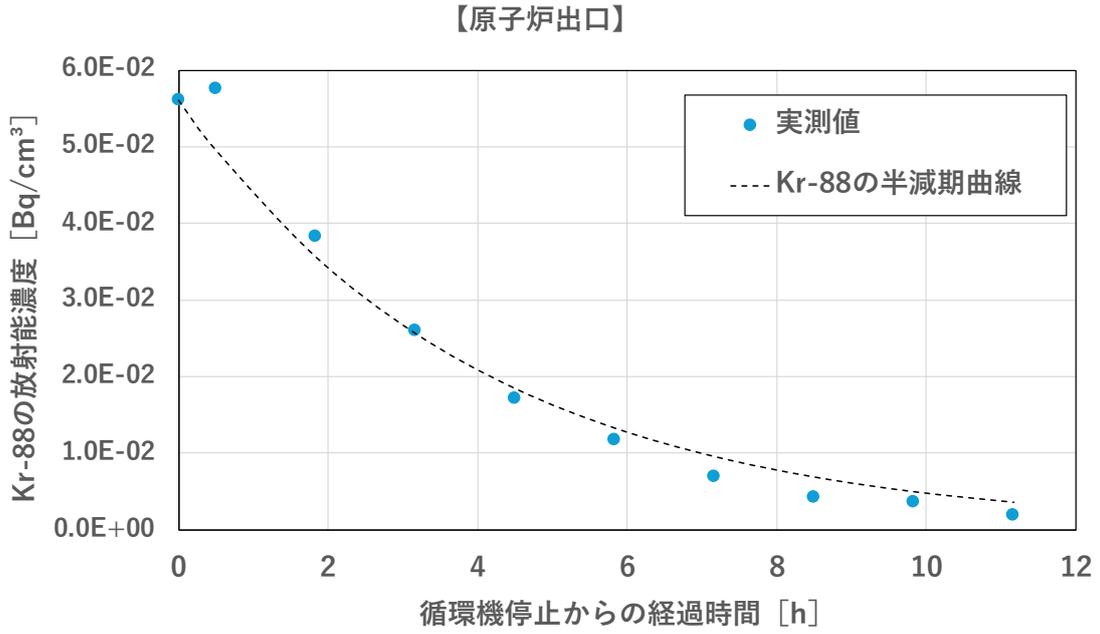


図 4.9 原子炉出口における  $^{88}\text{Kr}$  放射能濃度測定結果

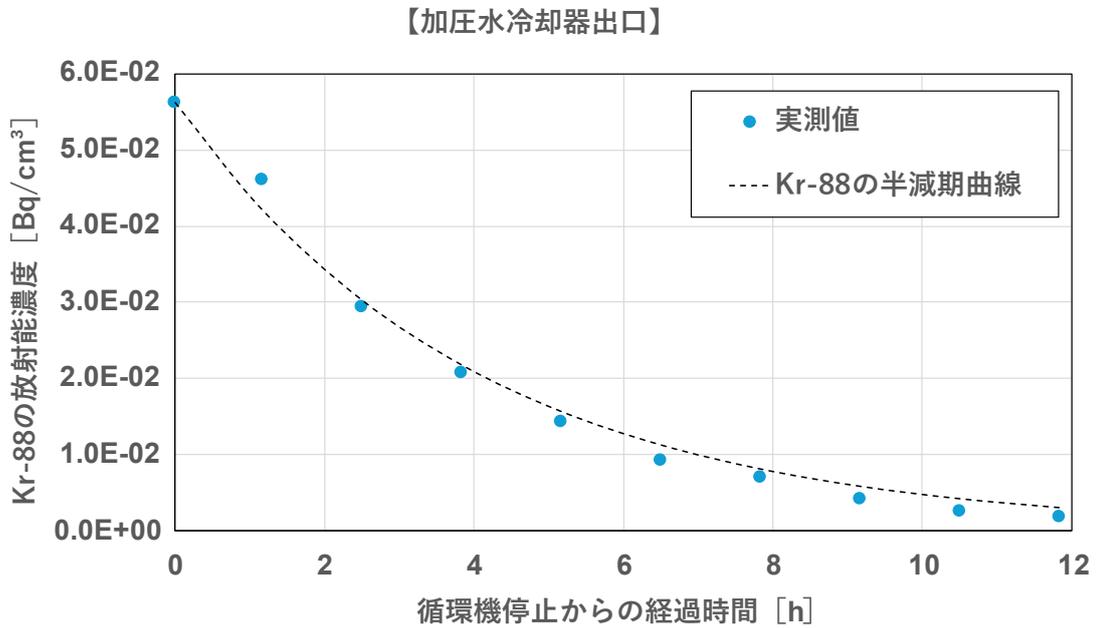


図 4.10 PPWC 出口における  $^{88}\text{Kr}$  放射能濃度測定結果

### 4.3 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-17 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 次冷却材サンプリングにより行っている。

1 次冷却材放射能計装の系統図を図 4.11 に示す。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リング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 4.12 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 の娘核種を負に帯電したワイヤーに電気的な力で吸着させ、その崩壊により放出される  $\beta$  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 4.13、今回のサンプリング箇所を図 4.14 に示す。また、1 次冷却材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 2 日) | : 2024 年 5 月 24 日 |
| ② | 原子炉出力 90% | (出力ホールド 3 日) | : 2024 年 6 月 4 日  |
| ③ | 原子炉出力 96% | (出力ホールド 1 日) | : 2024 年 6 月 7 日  |
| ④ | 原子炉出力 96% | (出力ホールド 3 日) | : 2024 年 6 月 10 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-17 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 4.15 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。これらの希ガス FP は、製造時において破損した燃料粒子や燃料コンパクトの黒鉛粒（マトリックス部）に混入したウランから生成・放出されたものであり、健全な被覆燃料粒子から放出されたものではないと推測される<sup>3)</sup>。核種毎の放射能濃度については図 4.16～4.17 に示す通り、以前の運転サイクルと同程度であり、燃料粒子の追加破損は生じていないことを確認した。

(3) まとめ

1次冷却材放射能計装、FFD 及び1次冷却材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。

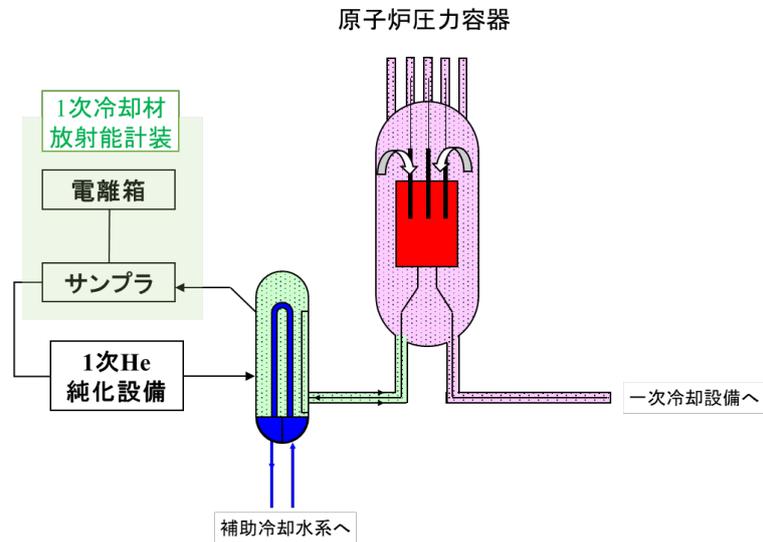


図 4.11 1次冷却材放射能計装の系統図

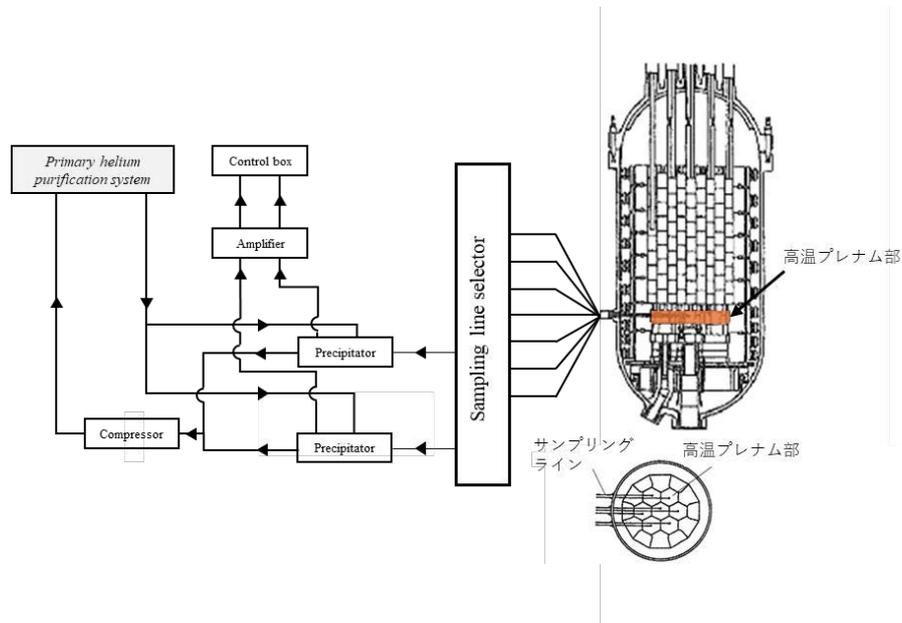


図 4.12 FFD の系統図

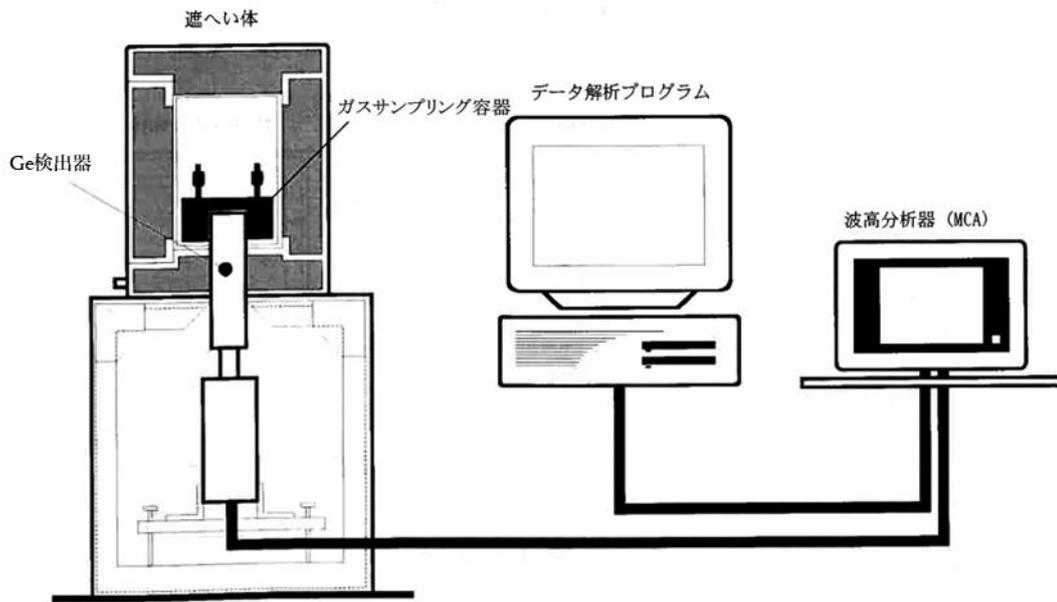


図 4.13 1次冷却材サンプリング測定系

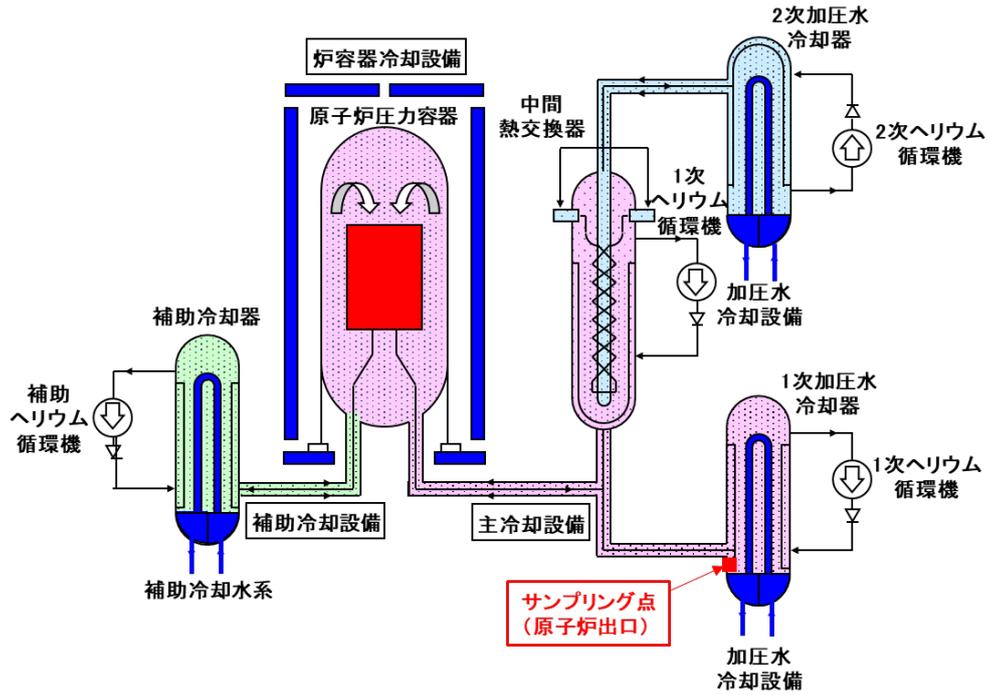


図 4.14 1次冷却材サンプリング箇所

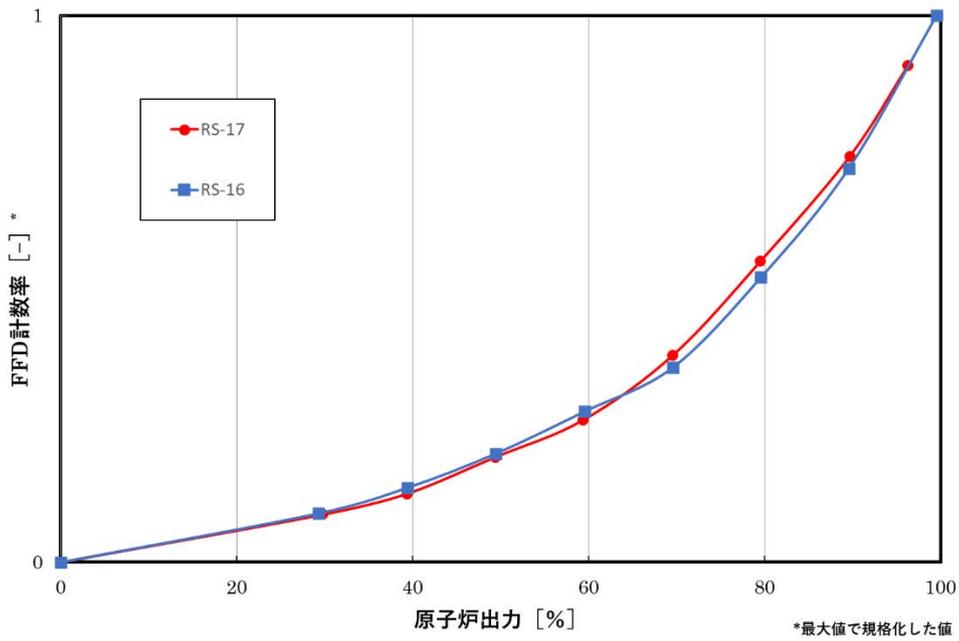


図 4.15 原子炉出力に対する FFD の測定値

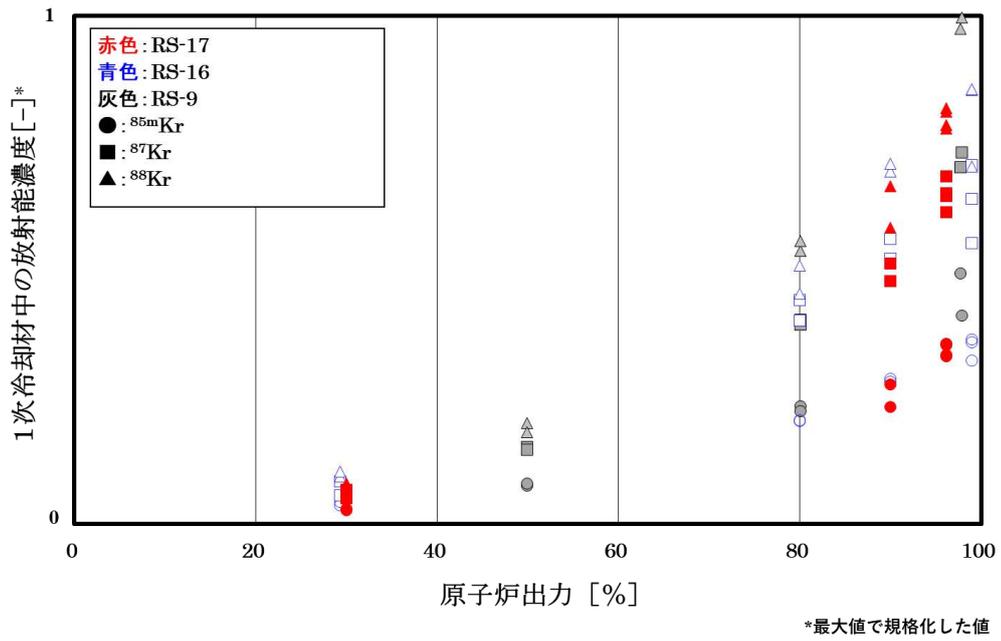


図 4.16 1次冷却材サンプリング測定結果 (1)

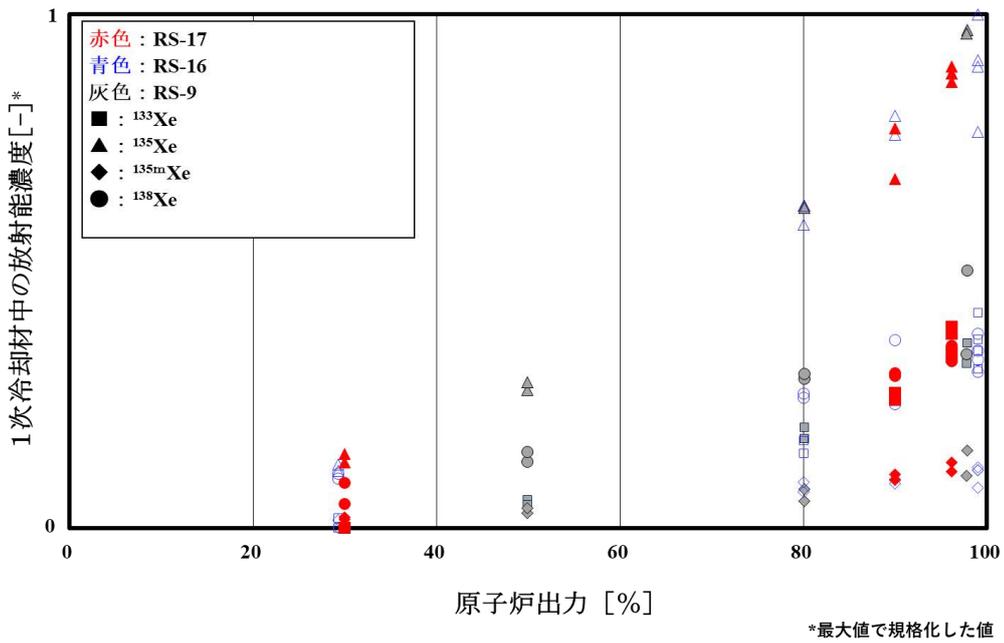


図 4.17 1次冷却材サンプリング測定結果 (2)

This is a blank page.

## 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 を人材育成の場として活用し、若手職員への技術の継承を図るとともに、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の習得を図ることを業務の一つとして掲げている。

原子力機構においては、高温ガス炉関係以外の原子力機構内の様々な部署において、大学及び高等専門学校等の夏期休暇期間中に、学生に原子力について広く学ぶ機会を提供し、原子力分野の人材育成に資するため、夏期休暇実習生の募集を実施している。高温工学試験研究炉部においても、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している。2024 年度は「HTTR に関する技術開発」を高温工学試験研究炉部の夏期休暇実習テーマとし、HTTR を対象とした核熱計算の方法及び評価方法に関する知識を習得し、核熱評価手法の高度化や HTTR の新しい利用方法等について考察できるスキルの向上に繋げることを目標とした。

2024 年度は、夏期休暇実習生 4 名を受け入れた。2024 年度の受入れ状況を表 5.1 に示す。また、2016 年度からの夏期休暇実習生の受入れ状況を図 5.1 に示す。

表 5.1 2024 年度の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 (4 名)	HTTR に関する技術開発 <sup>2)</sup>	HTTR 技術課	2024.8.26～ 2024.9.13

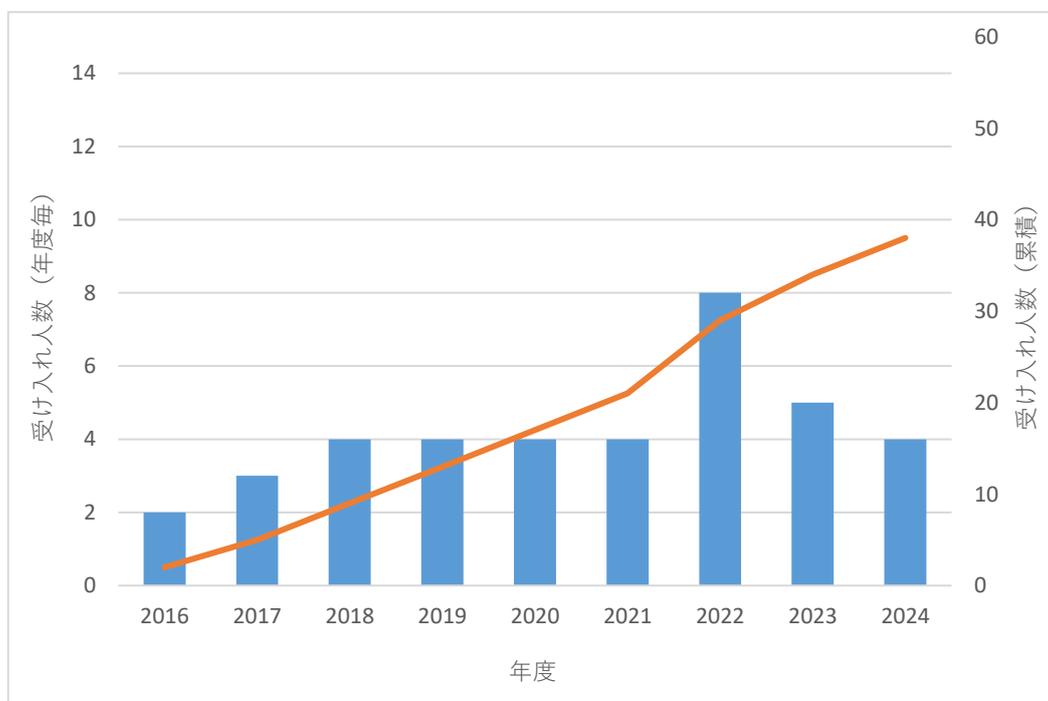


図 5.1 2016 年度から 2024 年度までの夏期休暇実習生の受入れ状況

This is a blank page.

## 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

原子力施設は、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」に基づき、原子力の安全を確保することを目的に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を定めることが定められている。HTTR 原子炉施設を管理する高温工学試験研究炉部の品質マネジメント活動は、「大洗原子力工学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。）、大洗原子力工学研究所（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原子力工学研究所（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している品質マネジメントシステムに従い、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ついて評価、確認し、継続的に改善を実施している。

2024 年度における高温工学試験研究炉部の品質マネジメントに係る主な活動は、HTTR の定期事業者検査の実施及び HTTR 熱利用試験施設接続のための原子炉設置変更許可申請の実施である。また、原子力機構全体に係る活動として、研究開発機関としての新たなビジョン『「ニュークリア×リニューアブル」で拓く新しい未来』を達成するための組織体制の見直しが実施されており、組織改正に係る大洗原子力工学研究所の保安規定の改正が令和 6 年（2024 年）11 月 1 日に施行されている。

## 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、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第六十一条の二の二条に基づく原子力規制委員会による検査であり、2024 年度は年度を通じて、HTTR 原子炉施設に対する指摘事項等はなかった。また、2024 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 2505295 号 2025 年 5 月 29 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。

また、2024 年度は原子炉規制委員会に HTTR 原子炉施設の係る以下の申請を行った。

- ・設計及び工事の計画の認可申請（基準地震動（震源を特定しない地震動）の追加）
- ・原子炉設置変更許可申請（HTTR 原子炉施設の熱利用試験施設接続）

なお、原子炉設置変更許可申請（HTTR 原子炉施設の熱利用試験施設接続）については、申請前に令和 6 年度第 63 回原子力規制委員会（令和 7 年（2025 年）2 月 19 日）において、公開での実務レベルでの意見交換が実施されることとなり、同年 2 月 28 日及び 3 月 10 日

の計2回、意見交換を実施した。結果、整理が必要な論点について確認ができたことから、令和6年度第69回原子力規制委員会（令和7年（2025年）3月19日）において了承されている。

2024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

2024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

2024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。品質目標は、原子力機構及び大洗原子力工学研究所の品質方針等との整合性が図られており、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いる。

2024年度の品質目標における主な活動は、部長及び施設管理者による設備の保安に関するメッセージの発信、「作業等に係る観察・評価実施要領」に基づくマネジメントオブザベーションの手法を活用した課長による作業等の観察、コンプライアンス意識向上のための教育、CAP情報を用いた部内保安活動の向上等を実施方策とした。

### (2) 不適合管理

不適合管理は、「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。2024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8件である。内訳は施設・設備に係る事象3件、法令等の不備に係る事象2件、外部からの指摘等に係る事象1件、誤記に係る事象2件である。これらについては6.2.3 是正処置及び未然防止処置(1) 是正処置に示すように是正処置が実施されている。

- ・不適合事象（ランク C）「「1次冷却材漏えい率高」警報発報に係る原因特定の遅れ」（発生日：2024年3月22日（不適合認定日は2024年度））
- ・不適合事象（ランク C）「IS 実験棟のクレーン荷重試験免除申請の不備」（発生日：2024年7月3日）
- ・不適合事象（ランク C）「クレーン荷重試験免除に係る申請の不備について」（発生日：2024年7月25日）
- ・不適合事象（ランク C）「補助冷却設備補助冷却水系の屋外配管の減肉について」（発生日：2024年8月21日）
- ・不適合事象（ランク C）「HTTR 設工認申請書の申請に係る不備について」（発生日：2024年8月29日）
- ・不適合事象（ランク C）「R1-4 制御棒ロック機構の破損」（発生日：2024年10月1日）
- ・不適合事象（ランク C）「水戸労基署による臨検における現場巡視時のコメントについて②」（発生日：2024年10月25日）
- ・不適合事象（ランク C）「大洗原子力工学研究所（北地区）原子炉設置変更許可申請書等の完本に係る誤記について」（発生日：2024年12月12日）

### (3) 原子力施設等の保全活動

定期事業者検査等の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。

- ・2024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、2024年度について各目標の内容の変更はなかった。
- ・HTTR 原子炉施設の定期事業者検査は、今後の HTTR 熱利用試験施設接続の工事等を見込んで、令和7年(2025年)3月17日から令和11年(2029年)3月31日の長期停止となる特別な施設管理実施計画を含むものに計画としている。令和7年(2025年)2月14日付けにて原子力規制庁に開始報告を提出し、令和7年(2025年)3月17日に定期事業者検査を開始している。
- ・2024年度は、以下の1件の使用前事業者検査を実施している。
  - ①中性子源交換に伴う使用前事業者検査
    - 令和6年(2024年)10月9日から令和7年(2025年)2月4日まで実施。令和7年(2025年)2月5日付けにて合格証が大洗原子力工学研究所の原子力施設検査室から交付されている。

## 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、6.2.2(2)の不適合事象に対して再発防止の観点から実施している。2024年度は発生した8件の不適合事象に対して6件の是正処置を実施している。以下の2件については、是正処置計画書を作成し、次年度での完了を計画している。

- ・不適合事象(ランクC)「補助冷却設備補助冷却水系の屋外配管の減肉について」(発生日:2024年8月21日)
- ・不適合事象(ランクC)「大洗原子力工学研究所(北地区)原子炉設置変更許可申請書等の完本に係る誤記について」(発生日:2024年12月12日)

### (2) 未然防止処置

未然防止処置に関しては、他施設から得られた知見等の情報を基に自施設でのトラブル発生の未然防止の観点から実施している。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)「廃棄物管理施設保安規定の不備」(実施完了日:2025年2月26日)

### (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、施設・業務のプロセス等で発生した不適合だけでなく、不適合が発生する前の段階の事象も幅広く収集し、その情報を組織内に共有した上で安全への影響(リスク)に応じた必要な改善等を行う仕組みをCAP(Corrective Action Program: 是正処置プログラム)として大洗原子力工学研究所において実施されており、2024年度の高温工学試験研究炉部のCAP活動では、計236件

の知見、情報等（不適合事象 8 件、不具合情報 2 件（ランク D）、保守管理情報 8 件、内外からの指摘事項 3 件、気づき事項・ヒヤリハット 19 件、他施設からの知見 148 件、水平展開 I～IV48 件）を収集し、情報の周知、スクリーニング、データの分析・評価等を行い改善活動に努めた。

#### 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、理事長の定める活動方針に基づき、高温工学試験研究炉部において「令和 6 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」を定めて、部長等による現場パトロールによる課題の把握、TBM-KY による作業安全に係る情報共有の確実な実施等の実施計画項目を実施した。また、安全文化の育成等に係る活動について自己評価等を実施し、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

2024 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

2024 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として、原子力機構全体に係る組織体制の見直しのための大洗原子力工学研究所の保安規定の改正が令和 7 年（2025 年）11 月 1 日に認可された。改正点としては、大洗研究所から大洗原子力工学研究所への名称変更、大洗研究所担当理事、高温ガス炉研究開発センター長の廃止等である。

なお、保安活動に係る品質マネジメント活動に係るものではないが、組織体制の見直しとして令和 6 年（2024 年）4 月 1 日付けにて水素・熱利用開発室が高温工学試験研究炉部に水素・熱利用研究開発グループとして統合されている。

2025 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マネジメント活動の体制図を図 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原子力工学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、2024 年度は水平展開を 8 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 品質保証管理要領の主な改訂

- ・2024 年度の HTTR 品質保証管理要領の改訂は、定期文書レビュー、組織改正、是正処置、未然防止処置等による対応として、総則（HTTR - QAM-01）をはじめとする 42 要領を改

訂（重複を含む）した。

(2) 大洗原子力工学研究所における主な水平展開

「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原子力工学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。2024 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 研究所内水平展開「「常陽」主排気筒耐震工事における現場管理不備」【その 2】
- ② 研究所内水平展開「WDF 排気スタックモニタサンプリング配管の保守管理不備によるインリークの発生」
- ③ クレーン使用中の吊荷落下事故及び作業員の落下による負傷災害に係る調査・検討指示（2023 内 007）（水平展開 [調査・検討指示]）
- ④ 原子力科学研究所における JANSI ピアレビューに伴う調査指示について（2024 内 001：水平展開 [調査・検討指示] [自主的改善]）
- ⑤ 原科研 タンデム加速器建家 ホット機械室（管理区域）における火災に係る調査・検討指示（2024 内 002）（水平展開 [調査・検討指示]）
- ⑥ 核サ研 再処理センター内 管理事務棟における蛍光灯の火災に係る調査・検討指示について（2024 内 003）（水平展開 [調査・検討指示、自主的改善]）
- ⑦ 高速増殖原型炉もんじゅにおける塩酸漏えい事故に係る施工不備を受けた改善指示について（2024 内 004）
- ⑧ 研究所内水平展開「固体集積保管場 I 遮蔽スラブ遮蔽体製作に係る作業員の負傷及び通報連絡の遅れ」

表 6.1 2024 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
2024年 4月	4/23 定期事業者検査終了報告提出		
5月		5/24 2024 年度の部の品質目標制定 (2024 年度方針に基づく品質目標)	5/21 RS-17 運転開始
6月			6/10 RS-17 運転終了
7月		7/8-12 原子力安全監査	
8月			
9月			
10月			
11月		11/1 部の品質目標改訂施行 (組織改正による改訂)	11/1 組織改正に係る大洗原子力工学研究所の保安規定改正の認可
12月	12/20 設計及び工事の計画の認可申請 (基準地震動 (震源を特定しない地震動) の追加)		
2025年 1月	1/31 R7からR9年度3カ年運転計画の届を提出		
2月	2/7 茨城県原子力安全協定に基づく平常時立入調査 2/14 定期事業者検査開始報告提出	2/5 使用前事業者検査の合格証受領 (中性子源交換 (R6/10/9 - R7/2/4))	
3月	3/27 原子炉設置変更許可申請 (HTTR原子炉施設の熱利用試験施設接続)	3/17 定期事業者検査開始	

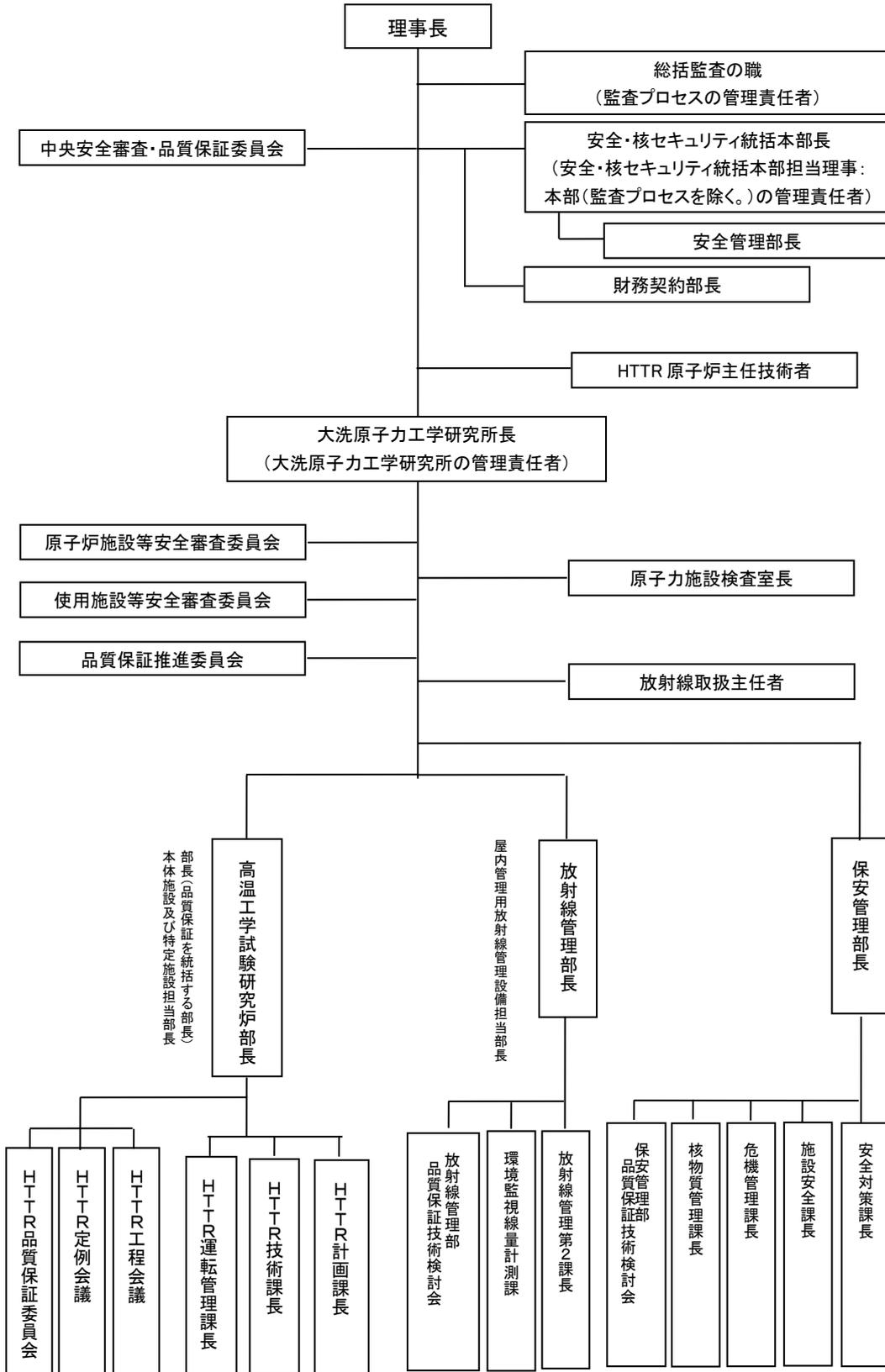


図 6.1 高温工学試験研究炉部の保安活動に係る品質マネジメント活動の体制図  
(2025年3月31日時点)

## 7. あとがき

本報告書は、高温工学試験研究炉部における 2024 年度の試験・運転及び技術開発等の実績について、HTTR 計画課、HTTR 技術課、HTTR 運転管理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) JAEA, 高温ガス炉による水素製造技術確証のための HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉設置変更許可申請 (お知らせ), <https://www.jaea.go.jp/02/press2024/p25032701/> (参照: 2025 年 9 月 5 日) .
- 2) 沢 和弘, 馬場 治, “高温ガス炉における FP 沈着解析コード PLAIN の検証”, JAERI-M 91-084, (1991), 31p.
- 3) 植田 祥平, 江森 恒一ほか, “HTTR 出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討 (その 2:30MW までの結果) ”, JAERI-Research 2003-025, (2003), 59p.

# 付 録

---

---

Appendixes

This is a blank page.

付録1 2024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	2024・6	原子炉級黒鉛の照射挙動解明のための簡易モデルの提案	西條 友章	JAEA-Technology 2024-002
HTTR 運転管理課	2024・6	HTTR1次ヘリウム循環機フィルタの差圧上昇事象(2)ーフィルタ付着物の調査と再発防止対策ー	根本 隆弘	JAEA-Technology 2024-003
HTTR 技術課	2024・6	消防自動車を用いたHTTRのBDDBA拡大防止対策	島崎 洋祐	JAEA-Technology 2024-005
HTTR 技術課	2024・7	2023年度夏期休暇実習報告	石塚 悦男	JAEA-Technology 2024-008
高温工学試験 研究炉部	2024・10	HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発(2022年度)	高温工学試験 研究炉部	JAEA-Review 2024-034

(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・6	Investigation of deposits on filter element of primary gas circulators in HTTR	長谷川 俊成	2024 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2024)

付録2 2024年度高温工学試験研究関係主要事項(1/7)

年・月	工事・試験等	主要事項
2024・4	<ul style="list-style-type: none"> <li>・HTTR 非常用電源設備等定期点検作業 (15日～23日)</li> <li>・クレーン設備の点検整備作業 (15日)</li> <li>・C/V 内圧力上昇事象に対する調査 (15日～17日)</li> <li>・メンテナンスピット盤内器具の更新 (18日～5月1日)</li> <li>・電力調整器盤点検整備作業 (18日～19日)</li> <li>・安全弁試験装置定期自主検査作業 (22日～5月1日)</li> <li>・運転サイクルRS-17・全点検 (24日～5月2日)</li> <li>・機械棟ボイラー点検保守作業/休缶作業 (25日)</li> <li>・冷却水の水質分析作業 (25日)</li> <li>・エレベーター点検整備作業 (26日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・令和6年度年間主要事業計画等に係る事前説明会 (23日)</li> <li>・定期事業者検査終了報告の提出 (23日)</li> <li>・燃料棚卸 (23日)</li> <li>・IAEAによる実在庫検認 (25日)</li> <li>・設計及び工事の計画の認可申請書〔1次ヘリウム循環機回転数制御装置の更新〕の補正提出 (25日)</li> </ul>
2024・5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・スタンドパイプ固定装置応力センサ盤の調整 (7日～8日)</li> <li>・運転サイクルRS-17・運転説明会 (7日～8日)</li> <li>・冷却水の水質分析作業 (13日)</li> <li>・エレベーター点検整備作業 (14日)</li> <li>・ガスクロマトグラフの点検調整作業 (16日～17日)</li> <li>・クレーン設備点検整備作業 (17日)</li> <li>・運転サイクルRS-17・原子炉起動 (21日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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〕の認可を取得 (17日)</li> <li>・熱負荷変動試験、燃料健全性確認等 (22日～25日)</li> <li>・所長パトロール (24日)</li> </ul>
2024・6	<ul style="list-style-type: none"> <li>・運転サイクルRS-17・原子炉停止 (10日)</li> <li>・冷却水の水質分析作業 (13日)</li> <li>・圧縮空気設備定期点検作業 (17日～7月24日)</li> <li>・エレベーター点検整備作業 (18日)</li> <li>・メンテナンスピット盤内器具の更新 (18日～7月11日)</li> <li>・クレーン設備の点検整備作業 (21日)</li> <li>・計測制御系統施設発信器等点検整備作業 (24日～8月2日)</li> <li>・計測制御系統施設定期点検作業/炉容器冷却設備計装等 (24日～7月9日)</li> <li>・計測制御系統施設定期点検作業/安全保護系計装盤等 (24日～8月9日)</li> <li>・B型燃交クロージャの補修、塗装作業 (24日～7月4日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・熱負荷変動試験、燃料健全性確認等 (1日～5日)</li> <li>・放射性ヨウ素定量試験 (10日)</li> <li>・令和6年度大洗研究所総合訓練 (26日)</li> </ul>

付録2 2024年度高温工学試験研究関係主要事項(2/7)

年・月	工事・試験等	主要事項
2024・6	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次ヘリウム循環機回転数制御装置更新に係る搬出作業(24日～25日)</li> <li>・窒素供給設備真空断熱配管真空引き作業(24日～28日)</li> <li>・炉容器冷却水サージタンク圧力水位調整作業(25日)</li> <li>・補助冷却水加圧器圧力調整作業(25日)</li> <li>・HTTR 研究棟 3F 空調機の修理(26日～27日)</li> </ul>	
2024・7	<ul style="list-style-type: none"> <li>・加圧水冷却設備水抜き作業(1日～31日)</li> <li>・液体廃棄物の廃棄設備/排水作業(1日)</li> <li>・原子炉プラント監視用計算機点検保守(9日～18日)</li> <li>・メンテナンスピット遮へいハッチの取り外し(9日)</li> <li>・常用電源設備(モーターコントロールセンタ)定期点検作業(12日)</li> <li>・冷却塔ポンプ室空調機修理(11日)</li> <li>・計測制御系統施設定期点検作業/放射能計装設備等(16日～8月6日)</li> <li>・メンテナンスピット機器作動点検、模擬炉心設置(16日～22日)</li> <li>・メンテナンスピット用放射線モニタ定期点検作業(16日～23日)</li> <li>・冷却水の水質分析作業(17日)</li> <li>・気体廃棄物の廃棄施設/減衰タンク(A)ガスサンプリング(18日～19日)</li> <li>・クレーン設備年次点検作業及び性能検査(18日～25日)</li> <li>・計測制御系統施設定期点検作業/中性子計装・出力制御装置等(19日～10月3日)</li> <li>・清浄度管理棟エアコン更新(7月19日)</li> <li>・SF 建家受変電電源設備定期点検/計画停電(24日)</li> <li>・燃料交換機保守点検作業(24日～8月29日)</li> <li>・HTTR 機械棟ボイラーラインポンプ交換作業(26日～30日)</li> <li>・フローメーターの交換作業(29日～31日)</li> <li>・原子炉建家・研究棟エレベーター点検整備作業(30日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全国安全週間(1日～7日)</li> <li>・令和6年度大洗研究所安全大会(1日)</li> <li>・経済安全保証関連に係る国際部との意見交換会(2日)</li> <li>・令和6年度労働災害防止研修(9日)</li> <li>・令和6年度原子力安全監査(9日～10日)</li> <li>・令和6年度安全講演会(11日)</li> <li>・大洗研究所北地区計画停電(20日)</li> </ul>

付録2 2024年度高温工学試験研究関係主要事項 (3/7)

年・月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2024・8	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全避難通路等自主点検 (1日～30日)</li> <li>・HTTR 研究棟 3F 空調機の修理 (1日～5日)</li> <li>・直流電源設備蓄電池均等充電 (5日～6日)</li> <li>・冷却水の水質分析作業 (6日)</li> <li>・地下トレンチ配管塗装作業/現場調査 (6日)</li> <li>・ヨウ素除去フィルターケーシング搬出 (8日)</li> <li>・1次/2次ヘリウム純化設備トラップ再生作業 (19日～24日)</li> <li>・通信連絡設備定期点検作業 (19日～9月13日)</li> <li>・原子炉格納容器定期点検作業 (19日～23日)</li> <li>・原子炉建家・研究棟エレベーター点検整備作業 (20日)</li> <li>・プール水冷却浄化設備設備計装系点検 (20日～22日)</li> <li>・補助冷却水屋外配管塗装作業 (21日～23日)</li> <li>・非常用電源設備定期点検作業/計画停電 (26日～9月3日)</li> <li>・クレーン設備年次点検 (29日)</li> </ul>	
2024・9	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用発電機点検整備作業/発電機及び制御盤 (2日～12日)</li> <li>・模擬炉心の取外し作業 (2日)</li> <li>・CRD 試験操作盤、CRHM 計装制御設備の点検 (3日～10月3日)</li> <li>・非常用発電機点検整備作業/ガスタービンエンジン (3日～12日)</li> <li>・消火設備及び自動火災報知設備他定期点検 (3日～19日)</li> <li>・支持構造物外観点検/自主点検 (3日～26日)</li> <li>・原子炉格納容器内火災報知器点検 (4日)</li> <li>・計測制御系統施設定期点検作業/補助冷却設備計装等 (4日～5日、11月8日～22日)</li> <li>・原子炉建家・研究棟エレベーター点検整備作業/部品交換 (6日)</li> <li>・補助ヘリウム循環機回転数制御装置盤点検 (12日～13日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・部長との意見交換会 (17日、19日)</li> <li>・令和6年度秋の全国交通安全運動 (21日～30日)</li> <li>・令和6年度安全・核セキュリティ統括本部長による意見交換会 (26日)</li> <li>・HTTR 研究棟及び HTTR 建設管理棟計画停電 (28日)</li> </ul>

付録2 2024年度高温工学試験研究関係主要事項 (4/7)

年・月	工事・試験等	主要事項
2024・9	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次ヘリウム純化設備冷水装置定期点検 (12日)</li> <li>・屋外オイルタンク点検作業 (19日～20日)</li> <li>・空調用冷水装置点検整備作業 (17日～30日)</li> <li>・中性子源交換リハーサル (18日～19日)</li> <li>・冷却水の水質分析作業 (19日)</li> <li>・ドアバルブ作動点検 (19日)</li> <li>・中性子源輸送容器の移動・搬出作業 (19日)</li> <li>・中性子源交換及び反応度制御設備保守点検 (20日～3月6日)</li> <li>・放射能計装サンプリングポンプ点検作業 (24日～26日)</li> <li>・放射能計装設備サンプリングポンプラックリレー等更新作業 (24日～26日)</li> <li>・二酸化炭素消火設備点検作業 (30日)</li> <li>・HTTR 研究棟 3F 系統空調機の圧力センサの修理 (30日)</li> <li>・冷却塔ポンプ室空調機の修理 (30日)</li> <li>・中性子源輸送容器の搬入作業 (30日)</li> </ul>	
2024・10	<ul style="list-style-type: none"> <li>・産業廃棄物処分作業 (3日、10日)</li> <li>・電力調整器盤点検整備作業 (7日～11月6日)</li> <li>・機械棟ボイラー点検保守作業/シーズンイン点検 (7日～10日)</li> <li>・液化窒素製造施設定期点検 (9日～11日)</li> <li>・純化・貯供設備の外観点検 (15日～31日)</li> <li>・補機/一般冷却水設備定期点検作業 (15日～11月13日)</li> <li>・エレベーター年次点検作業 (15日)</li> <li>・プラント計算機保守作業/UX7000 (16日～17日)</li> <li>・危険物施設定期点検作業 (16日～18日)</li> <li>・加圧水冷却設備自主点検 (21日～31日)</li> <li>・補助冷却水補給水ポンプ作動点検 (21日～22日)</li> <li>・加圧水、1次系、2次系等自主点検 (21日～31日)</li> <li>・研究開発棟付属建家非常用電源設備点検作業 (23日)</li> <li>・中和処理設備点検作業 (28日～11月1日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全国労働衛生週間 (1日～7日)</li> <li>・上期理事長ヒアリング (3日)</li> <li>・理事との意見交換会 (8日、22日)</li> <li>・使用前事業者検査 (中性子源) (16日)</li> <li>・「津波防災の日」に関する訓練 (28日)</li> <li>・上期所長ヒアリング (24日)</li> </ul>

付録2 2024年度高温工学試験研究関係主要事項(5/7)

年・月	工事・試験等	主要事項
2024・11	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次He純化設備及び補助冷却設備現場盤点検(5日)</li> <li>・地下トレンチ内配管塗装作業(5日～14日)</li> <li>・1次He供給タンク昇圧作業(8日)</li> <li>・清浄度管理棟天井修理(8日)</li> <li>・原子炉建家非常用低圧電源盤A室シャッター開閉機等交換作業(12日)</li> <li>・冷却水の水質分析作業(14日)</li> <li>・炉容器及び加圧水設備の安全弁取外しに伴う降圧作業(15日)</li> <li>・冷却系統施設安全弁取外作業(18日～22日)</li> <li>・換気空調用蒸気供給設備定期点検作業(18日～12月10日)</li> <li>・ヘリウム循環機冷却水系統バルブ点検作業(18日～12月13日)</li> <li>・ISIプレートの移動(18日)</li> <li>・SF建家ドレン系廃液槽排水作業(19日)</li> <li>・加圧水空気冷却器架台ボルト更新作業(25日～12月6日)</li> <li>・液体廃棄物の廃棄設備/液位計校正作業(25日～29日)</li> <li>・補助冷却水屋外配管保温材復旧作業(27日～12月4日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・新組織体制における所長訓示(1日)</li> <li>・品質月間(1日～30日)</li> <li>・県新增設計画説明(7日)</li> <li>・ボイラー火入れ式(8日)</li> <li>・第19回原子力機構報告会(21日)</li> </ul>
2024・12	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器定期点検作業(2日～3月14日)</li> <li>・制御用地震計定期点検作業(4日～5日)</li> <li>・ISI装置更新・整備の調査作業(6日～13日)</li> <li>・入退室自動記録装置点検作業(10日)</li> <li>・冷却水の水質分析作業(11日)</li> <li>・2次ヘリウム貯蔵供給設備冷却水系バルブ点検作業(13日～23日)</li> <li>・空調用冷水装置点検整備作業/冷水装置II(16日～20日)</li> <li>・液体廃棄物の廃棄設備/排水作業(16日、19日)</li> <li>・2次ヘリウム純化設備ガス循環機等点検整備作業(17日～2月27日)</li> <li>・燃料破損検出装置制御盤内PLC等製作(18日～19日)</li> <li>・排気筒外観調査(19日)</li> <li>・補助冷却水エア抜き作業(25日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・年末年始無災害運動(1日～1月15日)</li> <li>・令和6年度大洗原子力工学研究所防災訓練(3日)</li> <li>・令和6年度監事監査(18日)</li> <li>・使用前事業者検査(中性子源装荷検査)(18日)</li> <li>・設計及び工事の計画の認可申請書〔震源を特定せず策定する地震動対応〕を提出(20日)</li> </ul>

付録2 2024年度高温工学試験研究関係主要事項(6/7)

年・月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2024・12	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 研究棟エレベーター主ロープ及び調速機用ロープの更新作業 (25日)</li> <li>・ 清浄度管理棟照明器具修理 (25日)</li> <li>・ 冷却塔ポンプ室空調機の修理 (26日)</li> </ul>	
2025・1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用空気浄化設備定期点検作業 (6日～3月26日)</li> <li>・ 加圧水空気冷却器架台点検整備 (7日～3月14日)</li> <li>・ 補機冷却設備ファン電動機据付調整作業 (7日～9日)</li> <li>・ 消火設備及び自動火災報知設備他定期点検 (8日～27日)</li> <li>・ 消火設備定期点検 (8日～10日)</li> <li>・ 消防用ホース点検 (8日～10日)</li> <li>・ 特殊扉等点検整備作業 (9日～10日)</li> <li>・ 加圧水冷却設備伝熱管等整備 (14日～28日)</li> <li>・ 排気設備定期点検作業/気体廃棄物設備 (14日～16日)</li> <li>・ 燃料交換機保守点検作業 (15日～17日)</li> <li>・ 補機冷却水設備冷却塔ファン運転確認作業 (17日)</li> <li>・ 原子炉格納容器内火災感知器点検作業 (22日)</li> <li>・ 機械棟ボイラー点検保守作業 (22日)</li> <li>・ 換気空調設備定期点検作業 (23日～3月7日)</li> <li>・ 排気筒塗装補修作業 (23日～3月28日)</li> <li>・ 防災監視装置点検整備 (23日)</li> <li>・ 非常用発電機更新に係る現場調査 (23日)</li> <li>・ プラント計算機ファンの交換 (24日)</li> <li>・ 電力調整器盤指示警報計の更新 (27日～2月12日)</li> <li>・ 電気設備 MCC1D ELR 修理 (31日)</li> <li>・ 二酸化炭素消火設備点検作業 (30日～31日)</li> <li>・ 安全弁試験装置自主検査 (31日～2月7日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 令和6年度核物質防護訓練 (14日～15日)</li> <li>・ 新增設等計画説明 (21日、23日)</li> <li>・ 次年度運転計画(3ヵ年)届出 (31日)</li> </ul>
2025・2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 副盤時計更新作業 (3日～4日)</li> <li>・ 液化窒素貯蔵タンク塗装作業 (3日～3月5日)</li> <li>・ 1次ヘリウム純化設備真空ポンプ入口弁等補修作業 (10日～3月14日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 財務契約部との意見交換会 (3日)</li> <li>・ 中性子源交換/品質マネジメント検査 (4日)</li> <li>・ 安全協定に基づく平常時立入調査 (7日)</li> <li>・ 原子力規制庁審査会合 (10日)</li> </ul>

付録2 2024年度高温工学試験研究関係主要事項(7/7)

年・月	工事・試験等	主要事項
2025・2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・計器配管エア抜き作業(12日)</li> <li>・サンプリング設備圧力計交換作業(13日～14日)</li> <li>・通信連絡設備定期点検作業(17日～21日)</li> <li>・原子炉建家内酸欠警報装置点検校正作業(17日～21日)</li> <li>・HTTR 研究棟・原子炉建家内エレベーター定期点検作業(18日)</li> <li>・1次加圧水冷却器ヘリウム循環機A入口温度計詳細点検(20日～21日)</li> <li>・気体廃棄物の廃棄施設フィルタユニット用差圧計交換作業(25日～26日)</li> <li>・1次冷却設備ヘリウム循環機回転数制御装置等点検整備作業(25日～3月14日)</li> <li>・非常用電源設備用小屋の設置/付属建家(28日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・定期事業者検査の開始報告の提出(14日)</li> <li>・下期理事長ヒアリング(28日)</li> <li>・原子炉設置変更許可申請〔HTTR 水素製造施設の接続〕に係る意見交換会(28日)</li> </ul>
2025・3	<ul style="list-style-type: none"> <li>・HTTR 研究棟空調設備設置作業(5日～26日)</li> <li>・補助冷却設備配管補修作業(6日～11日)</li> <li>・HTTR 研究棟3階系統空調機/基板の交換(10日)</li> <li>・排気設備等定期点検作業/気体廃棄物廃棄施設(10日～21日)</li> <li>・HTTR 冷却塔連絡通路の補修作業(10日～17日)</li> <li>・中性子源輸送容器保管中点検(10日)</li> <li>・放射線遮へい体外観点検(10日～12日)</li> <li>・新燃料体取扱装置自主点検(11日～12日)</li> <li>・放射能計装サンプリングポンプラックリレー等更新作業(11日～12日)</li> <li>・加圧水循環ポンプ電動機点検作業(13日～14日)</li> <li>・冷却水の水質分析作業(13日)</li> <li>・第二種圧力容器定期自主検査(21日)</li> <li>・BDBA 用資機材自主点検(21日～25日)</li> <li>・クレーン設備月例点検(27日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・HTTR 研究棟ロビー改装(10日～14日)</li> <li>・原子炉設置変更許可申請〔HTTR 水素製造施設の接続〕に係る意見交換会(10日)</li> <li>・下期所長ヒアリング(14日)</li> <li>・定期事業者検査(17日)</li> <li>・試験研究用等原子炉施設に関する原子炉設置者との意見交換会(19日)</li> <li>・新增設等計画書を提出(24日)</li> <li>・2025年度年間運転計画の策定(26日)</li> <li>・原子炉設置変更許可申請書〔HTTR 水素製造施設の接続〕を提出(27日)</li> </ul>



