



HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発 (2021年度)

Operation, Test, Research and Development of
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(FY2021)

(編) 高温工学試験研究炉部

(Ed.) Department of HTTR

高速炉・新型炉研究開発部門

大洗研究所

高温ガス炉研究開発センター

HTGR Research and Development Center

Oarai Research and Development Institute

Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development

September 2023

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 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課
〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.

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 Institutional Repository and Utilization Section,
JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan

Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発
(2021 年度)

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門
大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター

(編) 高温工学試験研究炉部

(2023 年 7 月 20 日受理)

HTTR（高温工学試験研究炉）は、茨城県東茨城郡大洗町にある日本原子力研究開発機構が建設した熱出力 30MW 及び原子炉出口冷却材温度 950℃の我が国初の高圧高温ガス炉である。

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、1998 年の臨界から現在まで、安全性実証試験、長期連続運転及び高温ガス炉の研究開発に関する各種実証試験を実施しており、高温ガス炉の実証試験並びに運転・保守に係る実績を有している。

2021 年度は、原子力規制委員会が定めた新規規制基準対応に係る活動を完了し、2011 年東北地方太平洋沖地震以来停止していた HTTR の運転を約 10 年ぶりに再開した。また、炉心冷却喪失試験（出力 30%における循環機 3 台停止かつ炉容器冷却設備を停止した炉容器冷却設備停止試験）の安全性実証試験を実施した。

本報告書は、2021 年度に実施された新規規制基準への対応状況、HTTR の運転・保守管理状況、実用高温ガス炉に向けた研究開発、高温ガス炉関係の国際協力の状況等についてまとめたものである。

Operation, Test, Research and Development of
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(FY2021)

(Ed.) Department of HTTR

HTGR Research and Development Center
Oarai Research and Development Institute
Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received July 20, 2023)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) is the first Japanese High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) with 30MW in thermal power and 950 °C of maximum outlet coolant temperature that is constructed by the Japan Atomic Energy Agency located at Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken, Japan.

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 2021, as the HTTR completed activities to conform to the New Regulatory Requirements of Nuclear Regulation Authority, The HTTR restarted since the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake and carried out the Loss-of-forced cooling test without Vessel Cooling System (VCS) operational at 9MW (Three gas circulators trip and VCS is stopped.) as the safety demonstration test.

This report summarizes the activities carried out in the fiscal year 2021, which were the situation of the New Regulatory Requirements screening of the HTTR, the operation and maintenance of the HTTR, R&Ds relevant to commercial-scale HTGRs, the international cooperation on HTGRs and so on.

Keywords: HTGR, HTTR, Operation, Maintenance, New Regulatory Requirements for Research Reactors

目 次

1. 概要	1
1.1 運転・保守・放射線管理の状況	3
1.2 技術開発等の状況	4
1.3 品質マネジメント活動の状況	4
1.4 高温ガス炉とこれによる水素製造技術の研究開発の状況	5
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	11
3. 試験研究用等原子炉施設の新規制基準への対応	25
3.1 概要	27
3.2 新規制基準適合に係る原子炉設置変更許可申請の概要	27
3.3 新規制基準適合に係る設計及び工事の計画の認可申請の概要	27
3.4 新規制基準適合に係る原子炉施設保安規定の変更認可申請の概要	27
3.5 新規制基準適合に係る使用前事業者検査の実施	27
3.6 第1回定期事業者検査の実施	27
4. 放射線管理	29
4.1 放射線作業時の管理	31
4.2 個人被ばく管理	31
4.3 排気及び排水の管理	31
4.4 放射線管理設備に係る保守管理	31
5. 技術開発	35
5.1 安全性実証試験（炉心冷却喪失試験（原子炉出力約 30%からの循環機及び 炉容器冷却設備停止試験））	37
5.2 HTTR の耐震重要度分類の策定	41
6. 人材育成	43
6.1 人材育成の実績	45
7. 品質マネジメント活動の実施状況	47
7.1 概要	49

7.2 品質マネジメント活動の実績	49
8. 所外の専門部会等での審議	57
8.1 高温ガス炉産学官協議会	59
8.2 高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会	59
9. 実用高温ガス炉に向けた取組み	63
9.1 熱利用施設の一般産業施設化に係る安全要件の適用性確認	65
9.2 蒸気供給高温ガス炉の核計装システム概念の確立	65
9.3 IS プロセスの硫酸分解器に適用する耐食合金の開発	66
10. 高温ガス炉開発に関する国際協力	69
10.1 ポーランドとの協力.....	71
10.2 米国との協力	71
10.3 英国との協力	72
10.4 国際原子力機関（IAEA）を通じた協力	72
10.5 第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）を通じた協力	72
10.6 OECD/NEA を通じた協力	73
10.7 カザフスタンとの協力.....	73
11. あとがき	74
参考文献	74
付録	75
付録1 2021年度高温工学試験研究関連研究発表.....	77
付録2 2021年度高温工学試験研究関係主要事項.....	78

Contents

1. Outline of Activities	1
1.1 Activities of Operation, Maintenance and Radiation Control	3
1.2 Activities of Research and Development	4
1.3 Activities of Quality Assurance Management	4
1.4 Activities of Research and Development on HTGR and Related Hydrogen Production Technology	5
2. Operation and Maintenance	9
2.1 Operation Management	11
2.2 Maintenance Management	11
3. Conformity with New Regulatory Requirements for Research Reactors	25
3.1 Outline	27
3.2 Application for Permission of Changes to reactor installation on New Regulatory Requirements	27
3.3 Application for Approval of the Design and Construction Plans on New Regulatory Requirements	27
3.4 Application for Approval for Changes of the HTTR's Operational Safety program on New Regulatory Requirements	27
3.5 Pre-service Inspection on New Regulatory Requirements	27
3.6 First Operator's Periodic Inspection from New Regulatory Requirements	27
4. Radiation Control	29
4.1 Radiation Monitoring and Control	31
4.2 Control of Personal Exposure	31
4.3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage	31
4.4 Maintenance of Radiation Monitoring System	31
5. Research and Development	35
5.1 Safety Demonstration test (Loss of Forced Cooling with Two Vessel Cooling System Inactive at the Initial Reactor Power of 30%)	37
5.2 Formulation of Seismic Design Classification for HTTR	41
6. Human Resource Development	43
6.1 Performance of Human Resource Development	45

7. Activities of Quality Assurance Management System	47
7.1 Outline	49
7.2 Performance of Quality Assurance Management System	49
8. Deliberations in Specialist's Committees	57
8.1 High-temperature Gas-cooled Reactor Industry, Academia and Government Councils ...	59
8.2 Evaluation Committee of Research Activities for High Temperature Gas-cooled Reactor and Related Hydrogen Production Technology	59
9. Development for Commercial-scale High-temperature Gas-cooled Reactor	63
9.1 Verification of Applicability of General Industrial Safety Requirement to Heat Utilization System	65
9.2 Basic Design of Nuclear Instrumentation for HTGR System for Steam Supply	65
9.3 Development of Anticorrosion Alloys applied to Sulfuric Acid Decomposer of the IS Process	66
10. International Cooperation on HTGR Development	69
10.1 Poland	71
10.2 U.S.A.	71
10.3 England	72
10.4 International Atomic Energy Agency (IAEA)	72
10.5 Generation IV International Forum (GIF)	72
10.6 OECD Nuclear Energy Agency (OECD/NEA)	73
10.7 Kazakhstan	73
11. Postscript	74
References	74
Appendixes	75
Appendix 1 Publication and Presentations on High Temperature Engineering Research in 2021	77
Appendix 2 Essential Particular on High Temperature Engineering Research in 2021	78

1. 概要

Outline of Activities

This is a blank page.

高温ガス炉は、1000°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（耐熱温度約1600°C）を用い、炉心は、耐熱性の高い黒鉛（耐熱温度約2500°C）から構成され、被覆燃料粒子を黒鉛素地中に分散させた燃料コンパクトを黒鉛ブロックに挿入した燃料体等から構成される。また、炉心を冷却する冷却材は、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、黒鉛炉心構成材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熔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。

高温工学試験研究炉（HTTR : High Temperature engineering Test Reactor）は、日本初の高温ガス炉として、日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）が大洗研究所（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の原子炉である。HTTR の目的は高温ガス炉技術の開発に加え、高温の冷却材温度を利用した原子力の多目的利用の一つである熱利用水素製造技術の開発である。

HTTR は 1991 年から建設を開始し、1998 年 11 月 10 日に初臨界、2001 年 12 月に原子炉出口冷却材温度 850°C、2004 年 4 月に原子炉出口冷却材温度 950°Cを達成した。HTTR は、平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震（以下「2011 年東北地方太平洋沖地震」という。）以来運転停止していたが、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）の対応をすべて終了し、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。

1.1 運転・保守・放射線管理の状況

2021 年度は、RS-14 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。）を 2021 年 7 月 30 日から開始し、約 10 年ぶりに原子炉を起動した。また、RS-15 の運転サイクル（2022 年 1 月 24 日から 1 月 28 日）において原子炉出力 9MW における安全性実証試験（炉心冷却喪失試験）を実施した。

HTTR は、2011 年 2 月より第 5 回施設定期検査を実施していたが、2020 年 4 月に原子炉等規制法の改正によりいわゆる新検査制度が導入され、施設定期検査は定期事業者検査に移行した。2021 年 9 月 22 日の飽和値確認検査をもって、前年度と合わせ全項目 81 項目の検査を終了し、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、新規制基準適合のための対応がすべて終了した。

運転及び保守管理の詳細については第 2 章に示す。

1.1.1 運転再開に向けた検討状況

2011 年東北地方太平洋沖地震によって発生した東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、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が 2013 年 12 月 18 日に施

行され、規制強化が図られている。HTTR では、本新規制基準に対する適合性確認の審査を受けるため原子炉設置変更許可申請、新規制基準に係る設工認申請及びそれに係る工事、保安規定の変更認可申請、使用前事業者検査等の HTTR の運転再開に向けての活動を実施し、2021 年 7 月 30 日に震災後約 10 年ぶりに原子炉を起動した。

新規制基準への対応の詳細については第 3 章に示す。

1.1.2 放射線管理の状況

2021 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。

2021 年度の放射線作業に関する主な作業としては、1 次ヘリウム純化設備ガス循環機内部調査作業が行われた。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。

2021 年度の HTTR における放射線管理の状況を第 4 章に示す。

1.2 技術開発等の状況

OECD/NEA の国際共同試験である HTTR を用いた安全性実証試験として炉心冷却喪失試験（原子炉出力約 30%からの炉容器冷却設備 2 系統停止試験）を実施した。1 次冷却材流量の喪失及び炉容器冷却設備による炉心残留熱除去機能が喪失した状態で、さらに原子炉スクラムが仮にできない状況で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、原子炉が静定することを実証した（5.1 安全性実証試験（炉心冷却喪失試験（原子炉出力約 30%からの循環機及び炉容器冷却設備停止試験））））。

HTTR の耐震重要度分類について、HTTR で実施した運転・試験等の経験を活用し新たに合理的な耐震重要度分類を策定した。設計段階で策定された当時は、実用発電用原子炉の耐震重要度分類を準用していたが、新たな耐震重要度分類の妥当性を評価した（5.2 HTTR の耐震重要度分類の策定）。

技術開発等の状況の詳細については第 5 章に示す。

1.2.1 人材育成

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 3 年度の業務運営に関する計画（年度計画）」において、HTTR を活用した人材育成として、HTTR に研究者等を受け入れ、HTTR の燃焼解析等を実施し、高温ガス炉に関する知識を習得させることとしている。2021 年度は夏期休暇実習生を 4 名受入れている。

人材育成の活動の詳細については第 6 章に示す。

1.3 品質マネジメント活動の状況

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を目的としている。大洗研究所（北

地区)の保安規定により確立された品質マネジメントシステムに基づき、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品質マネジメント活動を実施している。

HTTRにおける品質マネジメント活動の詳細については第7章に示す。

1.4 高温ガス炉とこれによる水素製造技術の研究開発の状況

HTTRの目的は高温ガス炉技術の基盤の確立であり、HTTRを用いた熱利用技術の研究開発である。高温ガス炉の実用化に向けた研究、熱利用システムの研究等を産学官の協力及び国際協力を踏まえ実施している。

1.4.1 所外の専門部会等での審議

産学官で国の政策に提言することを目的にした「高温ガス炉産学官協議会」の活動状況及び外部有識者からなる「高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会」による第3期中長期計画の事後評価及び第4期中長期計画の事前評価の状況について第8章に示す。

1.4.2 実用高温ガス炉に向けた取り組み

HTTRの試験データや新たな要素技術開発に基づき、以下のように実用化を目指した高温ガス炉の研究開発を進めている。

実用高温ガス炉システムの安全基準の整備に向け、熱利用施設の一般産業施設化に係る安全要件の適用性を確認するために、熱利用施設が異常時において熱負荷変動を吸収できること、原子炉部分出力運転への移行及び定格運転への復帰ができることを確認した。

蒸気供給用高温ガス炉の炉内燃料管理及びXe安定性の確認など、軽水炉と同様の運転管理・安全性の確認の手段を提供するために炉外中性子検出器を螺旋状に駆動させる炉外核計装システムの成立性を確認し、蒸気供給高温ガス炉の核計装システム概念を確立した。

ISプロセス技術の民間移転等を目指した実用水素製造システムの経済性向上に向け、硫酸分解器に適用する耐食合金の成分改良を行い、耐食性能と機械特性の評価試験を行い、長時間安定性に係るデータを取得した。

それぞれの詳細については第9章に示す。

1.4.3 高温ガス炉開発に関する国際協力

原子力機構では、HTTRの建設・運転を通じて培った高温ガス炉技術を基にした国際協力を推進している。

原子力機構は、ポーランドにおける高温ガス炉開発支援及び高温ガス炉技術の共同研究開発を目的とした研究協力覚書をポーランド国立原子力研究センター(NCBI)との間で締結している。2021年度には、具体的な協力の進め方について協議を開始すると共に実施取決め改定の検討を進めた。また、人材育成の一環として、高温ガス炉セミナーを実施しており、高温ガス炉実験炉の設計概念に関して、活発な質疑応答がなされた。

その他の高温ガス炉開発に関する国際協力として、米国との協力、英国との協力、国際原子

力機関（IAEA）を通じた協力、第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）を通じた協力、OECD/NEA を通じた協力、カザフスタンとの協力を実施している。

詳細については第10章に示す。

表 1.1 高温工学試験研究炉（HTTR）の軌跡

1989.2	原子炉設置許可申請
1990.11	原子炉設置許可
1991～1997	建設
1997.9.5	原子炉施設保安規定の認可
1998.11.10	初臨界
1999.11	出力上昇試験開始
2001.12.7	定格出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850℃達成
2002.3.6	使用前検査合格証取得（30MW、850℃）
2002.6	安全性実証試験（第 1 期）の開始
2004.4.19	定格出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950℃達成
2004.6.24	使用前検査合格証取得（30MW、950℃）
2005.10.1～	・日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が統合され、日本原子力研究開発機構が設立 ・第 1 期中期計画（独立行政法人通則法に基づく中期目標を達成するための計画）開始
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
2010.4.1～	第 2 期中期計画開始
2010.12.22	安全性実証試験（第 2 期）の開始
2011.3.11	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 ・第 3 期中期計画開始
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
2021.4.1～	第 4 期中長期計画開始
2021.7.30	HTTR 運転再開（RS-13 サイクル運転（2011.1.24 終了）から約 10 年ぶりの運転）
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

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

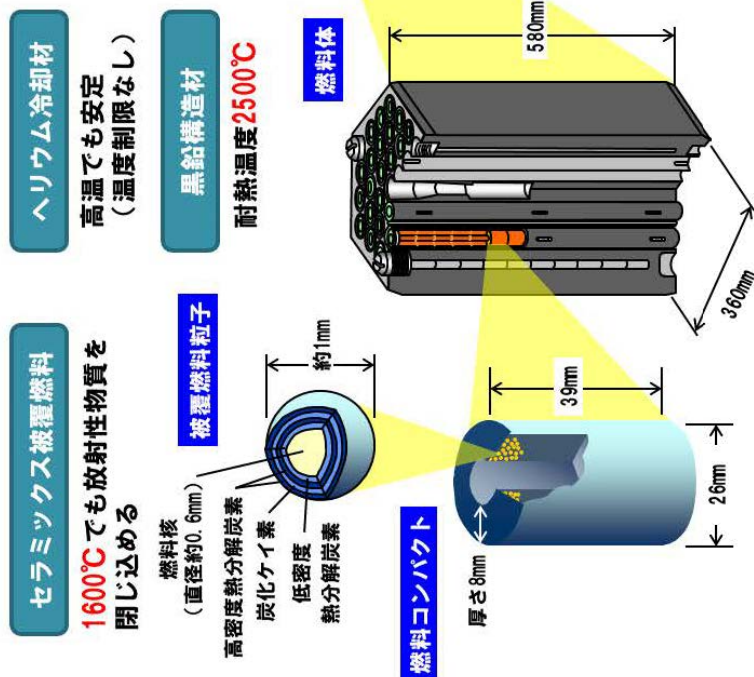
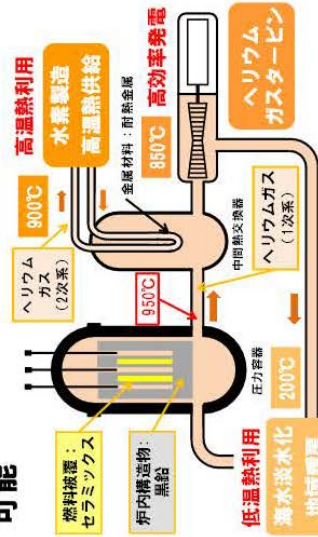


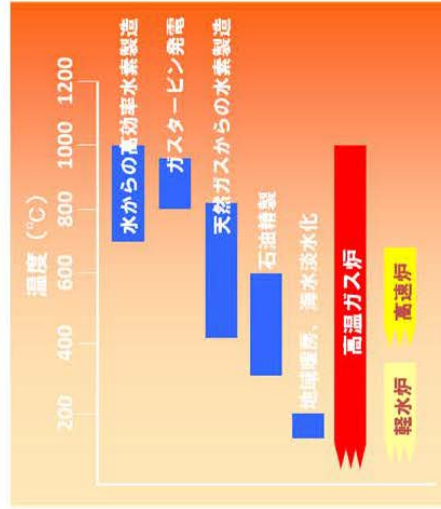
図 1.1 高温ガス炉の特徴

多様な熱利用が可能

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



- 高温から低温まで熱を無駄なく利用



2. 運転・保守

Operation and Maintenance

This is a blank page.

2.1 原子炉の運転管理

2021 年度は、RS-14、RS-15 の運転サイクルを実施した。

2020 年 6 月 3 日に原子炉設置変更許可を取得した後、新規制基準に係る設工認申請及びそれに係る工事、保安規定変更、使用前事業者検査等を実施し、HTTR の運転再開に向けての活動を進め、新規制基準への適合確認のための RS-14 サイクルとして 2021 年 7 月 30 日に原子炉を起動した。約 10 年ぶりの原子炉の運転であることから各出力上昇ステップ（30%、50%、70%、90%）でプラントの健全性を慎重に確認しながら出力を上昇し、9 月 19 日に原子炉出力 100% (30MW) に到達した。

原子炉出力 100% (30MW) 到達後、9 月 22 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、新規制基準適合のための対応がすべて終了したため、9 月 30 日原子炉を停止した。

また、RS-15 サイクルは、2022 年 1 月 24 日に原子炉を起動し、1 月 28 日に原子炉出力 9MW における安全性実証試験（炉容器冷却設備停止試験（2 系統停止））実施し、試験終了後、手動スクラムにより原子炉を停止した。

なお、2022 年 3 月に予定していた原子炉出力 100% (30MW) における炉心流量喪失試験の準備をしていたところ、1 次ヘリウム循環機のフィルタ差圧が上昇傾向にあることを確認したため、予防保全措置として、フィルタ交換等の点検整備を優先して実施することとし、原子炉運転を延期することとした。本事象については原因調査等を実施している¹⁾。

運転サイクル RS-14 及び RS-15 の運転実績を表 2.1 に示す。

表 2.1 運転サイクル RS-14 及び RS-15 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-14*1 (定格／単独)	2021.7.30 2021.8.12	2021.8.9 2021.9.30	857.52	1,434:13	16,073:32	12,060.35
HTTR RS-15 (定格／単独)	2022.1.24	2022.1.28	40.12	103:08	16,176:40	12,100.47

*1：計画外停止（商用電源停電により原子炉手動スクラム）による運転中断有り。

2.2 装置・設備の保守管理

2.2.1 施設管理

2020 年 4 月に原子炉等規制法の改正により新検査制度が導入され、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して行く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、原子炉施設及び核燃料物質使用施設の施設管理を実施した。

また、施設管理実施計画に基づき実施した、保全及び施設管理について有効性の評価を行い、

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

HTTR は、2011 年 2 月より第 5 回施設定期検査を実施していたが、2020 年 4 月に原子炉等規制法の改正により新検査制度が導入され、施設定期検査は定期事業者検査に移行した。定期事業者検査移行に伴い、定期事業者検査を実施する独立検査組織を大洗研究所に設け検査を受検することとなった。

HTTR 原子炉施設は、新規規制基準への適合確認のための対応が継続していることに伴い定期事業者検査が継続しており、運転再開時期を 2021 年 7 月とする運転工程としたため、定期事業者検査の計画を変更し全項目の検査を受検することとした。2021 年度は、前年度と合わせ、全検査項目 81 項目を実施した。

2021 年 7 月 30 日に原子炉を起動し、原子炉運転中に必要な検査を実施し、9 月 22 日の飽和値確認検査をもって全項目の検査を終了し、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新規規制基準適合のための対応がすべて終了した。

また、HTTR 核燃料物質使用施設等についても、全 19 項目の検査を実施し、原子炉施設と同日に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。

HTTR 原子炉施設の定期事業者検査の実績を表 2.2 に示す。

表 2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (1/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等		検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)
第9条 (試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)	原子炉本体	原子炉建家		保安活動	保安記録	R3.4.1
				冷却材飽和値確認検査	抜取	R3.9.21～ R3.9.22
第10条 (試験研究用等原子炉施設の機能)	原子炉本体			総合検査	立会	R3.9.21～ R3.9.22
				原子炉停止余裕検査	立会	R3.8.13～ R3.8.18
				最大反応度添加率検査	立会	R3.8.18
				反応度制御能力検査	立会	R3.8.18
				過剰反応度検査	立会	R3.8.18
第12条 (材料及び構造)	原子炉本体	原子炉圧力容器		漏えい検査	抜取	R3.7.25～ R3.7.26
		スタンダードパイプ	スタンダードパイプ スタンダードパイプテクノロジー			
	原子炉冷却系統施設	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			

表 2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (2/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等		検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)
第12条 (材料及び構造)	原子炉冷却系統施設	1次ヘリウム純化設備 (純化系)	入口フィルタ	漏えい検査	抜取	R3.7.25～ R3.7.26
			プレチャコールドトラップ			
			入口加熱器			
			酸化銅反応筒 (CuOT)			
		1次ヘリウム純化設備 (再生系)	冷却器			
			モレキュラシーブトラップ (MST)			
			コールドチャコールドトラップ (CCT)			
		1次ヘリウム純化設備 (再生系)	ガス循環機用フィルタ			
			ガス循環機			
			戻り加熱器 配管、弁			
第12条 (材料及び構造)	放射性廃棄物の廃棄施設	1次ヘリウム純化設備 (再生系)	冷却器	漏えい検査	立会	R3.6.3
			ガス循環機			
			加熱器、配管、弁			
			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		立会	R3.6.29
			水冷管パネル、冷却器			
			サージタンク 配管、弁			
		気体廃棄物の廃棄施設	減衰タンク	漏えい検査	記録	R2.10.30
			洗浄廃液ドレン系廃液槽			
			機器ドレン系廃液槽			
第12条 (材料及び構造)	放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備 (原子炉建家)	床ドレン系廃液槽	漏えい検査	記録	R2.11.12
			使用済燃料貯蔵建家ドレン系廃 液槽			

表 2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (3/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等		検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)
第12条 (材料及び構造)	その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	制御用圧縮空気設備	制御用主空気貯槽、制御用空気貯槽、主配管	漏えい検査	記録	R2.11.12
	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設	主配管 バッファタンク	漏えい検査	記録	R2.10.30 R3.7.16
	原子炉本体	スタンダードパイプ	スタンダードパイプ固定装置	外観検査	記録	R3.6.29
	核燃料物質取扱施設及び核燃料貯蔵施設	原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備	ライニング	保安活動	保安記録	R3.4.1
第13条 (安全弁等)	原子炉冷却系統施設	1次冷却設備	主要弁	作動検査	抜取	R3.4.6
		2次ヘリウム冷却設備	主要弁	作動検査	記録	R3.4.6
		加圧水冷却設備	主要弁	作動検査	記録	R3.4.6
		補助冷却設備(補助冷却水系)	主要弁	作動検査	記録	R3.2.24
		炉容器冷却設備	主要弁	作動検査	記録	R3.4.6
第15条 (放射性物質による汚染の防止)	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設	圧縮機	処理能力検査	抜取	R3.9.21～ R3.9.22
	原子炉本体	原子炉建家(床・壁)		作動検査	記録	R2.10.30
第16条 (遮蔽等)	原子炉本体			保安活動	保安記録	R3.4.1
	原子炉本体			遮蔽能力検査	抜取	R3.9.21
第17条 (換気設備)	その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	換気空調設備	排気A系統排風機	作動検査	記録	R2.11.12
		原子炉建家1系換気空調装置	循環送風機	作動検査	記録	R3.6.29
			循環フィルタユニット	フィルタ捕集効率検査	記録	R3.6.29
		気体廃棄物の廃棄施設		処理能力検査	抜取	R3.9.21～ R3.9.22

表 2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (4/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等		検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)
第25条 (核燃料物質取扱設備)	核燃料物質取扱施設及び 貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	燃料交換機	作動検査	立会	R2.10.23
			燃料出入機	作動検査	立会	R2.10.23
	放射線管理施設	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 中性子線エリアモニタ	警報検査	立会	R2.11.19
			新燃料貯蔵設備貯蔵ラック	外観検査(未臨界性確 認検査)	立会	R2.10.23
第26条 (核燃料物質貯蔵設備)	核燃料物質取扱施設及び 貯蔵施設	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)	立会	R2.10.23
			原子炉建家内使用済燃料貯蔵設 備貯蔵プール	警報検査	立会	R2.10.23
	放射線管理施設	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 中性子線エリアモニタ	警報検査	立会	R2.11.19
			原子炉建家内使用済燃料貯蔵設 備貯蔵プール			
第27条 (一次冷却材処理装置)	核燃料物質取扱施設及び 貯蔵施設	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	外観検査(未臨界性確 認検査)	立会	R2.10.23
			プール水冷却浄化設備	冷却能力確認検査	立会	R2.10.30
	原子炉本体			遮蔽能力検査	抜取	R3.9.21
	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設		処理能力検査	抜取	R3.9.21～ R3.9.22

表 2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (5/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等		検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)
第28条 (冷却設備等)	原子炉冷却系統施設	補助冷却設備 (補助ヘリウム冷却系)	補助ヘリウム循環機 回転数制御装置盤	作動検査	立会	R3.7.12
		補助冷却設備 (補助冷却水系)	補助冷却水循環ポンプ			
		補助冷却設備 (補助ヘリウム冷却系)	主要弁	作動検査	記録	R3.2.24
		補助冷却設備 (補助冷却水系)	主要弁	作動検査	記録	R3.2.24
				総合検査	立会	R3.9.21～ R3.9.22
		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	立会	R3.7.16
			主要弁	作動検査	抜取	R3.4.6
		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	立会	R3.7.16
			主要弁	作動検査	記録	R3.4.6
		加圧水冷却設備	加圧水循環ポンプ	作動検査	記録	R3.6.7
			主要弁	作動検査	記録	R3.4.6
		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	記録	R3.2.24
		炉容器冷却設備	循環ポンプ	作動検査	抜取	R3.6.29
		1次ヘリウム純化設備 (純化系)	ガス循環機	作動検査	記録	R3.6.7
		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	記録	R3.6.7
		1次ヘリウム純化設備 (再生系)	主要弁			

表 2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (6/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等		検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)
第28条 (冷却設備等)	その他試験研究用等原子 炉施設の附属施設	補機冷却水設備	循環ポンプ	作動検査	記録	R3.6.29
		補機冷却水設備	冷却塔ファン	作動検査	記録	R3.6.29
	原子炉本体			総合検査	立会	R3.9.21～ R3.9.22
第31条 (放射線管理施設)	放射線管理施設	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 室内ダストモニタ	放射性物質濃度測定 検査	採取	R3.9.21～ R3.9.22
		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			
	原子炉本体					
	放射線管理施設	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 中性子線エリアモニタ	線量当量率測定検査	立会	R3.9.21
	原子炉本体					
第32条 (安全保護回路)	計測制御系統施設	安全保護回路 原子炉保護設備	安全保護ロジック盤 原子炉スクラム遮断器 ム装置盤	作動検査	採取	R3.6.11
		安全保護回路 工学的安全施設作動設 備	安全保護シーケンス盤			
		警報回路	警報表示装置盤			

表 2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (7/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等		検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)
第32条 (安全保護回路)	計測制御系統施設	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	作動検査	抜取	R3.6.11
		その他の主要な計装	地震計 (安全保護系) 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			
第33条 (反応度制御系統 及び原子炉停止系 統)	計測制御系統施設	制御設備	運転モード選択装置	作動検査	抜取	R3.6.9
			制御棒 制御棒駆動装置	スクラム検査	抜取	R3.6.4
			制御棒 制御棒駆動装置	駆動速度検査	抜取	R3.6.4
				原子炉停止余裕検査	立会	R3.8.13～ R3.8.18
				最大反応度添加率検査	立会	R3.8.18
	原子炉本体			反応度制御能力検査	立会	R3.8.18
				過剰反応度検査	立会	R3.8.18
		スタン ドパイプ	スタン ドパイプ固定装置	外観検査	記録	R3.6.29
		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)	立会	R2.11.19
		制御棒引抜阻止回路 警報回路	原子炉出力制御装置 警報表示装置盤	作動検査	抜取	R3.6.10

表 2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (8/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等	検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)
第34条 (原子炉制御室等)	計測制御系統施設	中央制御室	中央制御盤	外観検査	R3.6.3
			中央制御室外原子炉停止盤	外観検査	R3.6.3
			プラント計算機	警報検査	R3.6.3
			洗浄廃液ドレン系廃液槽	漏えい検査	R2.11.12
第35条 (廃棄物処理設備)	放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備 (原子炉建家)	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		
			洗浄廃液ドレン系廃液槽	外観検査	R2.11.12
		液体廃棄物の廃棄設備 (原子炉建家)	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	R2.11.12
		原子炉建家 (床・壁・堰)		保安活動	R3.4.1
				処理能力検査	R3.9.21～ R3.9.22
			圧縮機	作動検査	R2.10.30
第35条 (廃棄物処理設備)	放射性廃棄物の廃棄施設		排風機	作動検査	R2.10.30
			フィルタユニット	フィルタ捕集効率検査	R3.6.3
		気体廃棄物の廃棄施設	主要弁	作動検査	R2.10.30
			減衰タンク	外観検査	R2.10.30
		主配管 バフアタンク	漏えい検査	記録	R2.10.30 R3.7.16
		排気筒	外観検査	記録	R2.10.30

表 2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (9/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等		検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)
第40条 (保安電源設備)	その他試験研究等原子 炉施設の附属施設	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	立会	R2.11.26～ R2.11.27
		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	立会	R2.11.26～ R2.11.27
		安全保護回路 原子炉保護設備	原子炉スクラム回路 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			
第41条 (警報装置)	計測制御系統施設	安全保護回路 工学的安全施設作動設備	工学的安全施設作動回路 安全 保護シーケンス盤			
		警報回路	警報表示装置盤	作動検査	抜取	R3.6.11
		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計装盤			
		その他の主要な計装	地震計 (安全保護系) 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	記録	R3.6.3
		その他の主要な計装	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			
		警報回路	警報表示装置盤			

表 2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (10/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等		検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)
第41条 (警報装置)	放射線管理施設 核燃料物質取扱施設及び 貯蔵施設	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、中性子 線エリアモニタ、事故時ガンマ 線エリアモニタ	警報検査	立会	R2.11.19 R3.8.18
		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、事故時排気ガスモニタ			
		核燃料物質取扱設備	原子炉建家内使用済燃料貯蔵設 備貯蔵プール			
第54条 (原子炉冷却材圧 力バウンダリ)	原子炉本体 原子炉冷却系統施設	原子炉圧力容器		漏えい検査	抜取	R3.7.25～ R3.7.26
		スタンダードパイプ	スタンダードパイプ スタンダードパイプクロージャ			
		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			
		1次ヘリウム純化設備 (純化系)	入口フィルタ、プレチャコールド 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 ルドチャコールドラップ (CCT)、 ガス循環機用フィルタ、ガス循環 機、戻り加熱器、配管、弁			
		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			
		補助冷却設備 (補助ヘリ ウム冷却系)	主要弁			
	原子炉本体			作動検査	記録	R3.2.24
				総合検査	立会	R3.9.21～ R3.9.22

表2.2 HTTR 原子炉施設定期事業者検査の実績 (11/11)

技術基準	施設区分	設備、機器等		検査項目	検査の方法	期日 (検査実績)			
第55条 (計測設備)	その他試験研究等原子炉施設の附属施設 計測制御系統施設	試験採取設備（1次ヘリウムサンプリング設備）	圧縮機	作動検査	記録	R3.4.1			
		原子炉計装	燃料破損検出装置ガス圧縮機	作動検査	記録	R3.4.1			
		原子炉格納容器附属施設	配管貫通部 隔離弁	作動検査	記録	R3.4.1			
		原子炉格納容器		作動検査	記録	R3.2.26			
第56条 (原子炉格納施設)	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、メンテナンスハッチ、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、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	漏えい検査	抜取	R3.6.8～ R3.6.17			
			配管貫通部 隔離弁 ダクト貫通部 隔離弁				作動検査	記録	R3.2.26
			排風機				作動検査	抜取	R2.11.26～ R2.11.27
			排気フィルタユニット				フィルタ捕集効率検査	記録	R3.6.3
		非常用空気浄化設備	ダクト	外観検査	記録	R2.11.19			
			主ダレンパ	作動検査	立会	R2.11.19			
			排気管	外観検査	記録	R2.11.19			
				気密検査	立会	R2.11.26～ R2.11.27			

This is a blank page.

3. 試験研究用等原子炉施設の新規制 基準への対応

Conformity with New Regulatory Requirements for Research Reactors

This is a blank page.

3.1 概要

2011 年東北地方太平洋沖地震により、東京電力福島第一原子力発電所では津波被害等により大きな事故が起きた。HTTR においては、地震直後から地震の影響の有無に関する点検や、原子炉施設の機器・建家等の健全性確認を実施し、HTTR 原子炉施設の健全性を確認している。(2012 年 9 月 7 日に「HTTR 原子炉施設の健全性確認に関する報告書」を文部科学省に提出)。その後、特に自然現象に対する規制の強化を目的に、2013 年 12 月 18 日に試験研究用等原子炉施設を含む核燃料施設等の新規制基準が定められ、HTTR の運転再開のために以下に示す対応を実施し、2021 年 7 月 30 日、約 10 年ぶりに原子炉を起動した。表 3.1 に新規制基準に係る対応が終了するまでの経緯を示す。

3.2 新規制基準適合に係る原子炉設置変更許可申請の概要

新規制基準施行後、当該基準への適合性確認のため、2014 年 11 月 26 日に原子力規制委員会へ原子炉設置変更許可を申請し、9 回の補正申請の後、2020 年 3 月 25 日の原子力規制委員会にて審査書（案）が了承され、2020 年 6 月 3 日に原子炉設置変更許可を取得した。

3.3 新規制基準適合に係る設計及び工事の計画の認可申請の概要

新規制基準への適合に関する原子炉施設の設計及び工事の計画の認可申請（以下本章において「設工認」という。）は、審査の効率化の観点から申請内容を整理し、補正申請や再申請等を実施し 4 分割での実施とした。2021 年 4 月 8 日までに 4 分割した全ての設工認認可を取得した。

3.4 新規制基準適合に係る原子炉施設保安規定の変更認可申請の概要

新規制基準対応として、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止への対応等について記載した原子炉施設保安規定（以下本章において「保安規定」という。）の変更認可申請は、原子炉設置変更許可申請書の申請と同日付けの 2014 年 11 月 26 日に申請した。原子炉設置変更許可に係る適合性審査の進捗に合わせ、3 回の必要な補正申請（再申請を含む。）を実施し、2021 年 4 月 16 日に認可を取得した。

3.5 新規制基準適合に係る使用前事業者検査の実施

設工認の認可取得後、使用前事業者検査を実施し、2021 年 7 月 2 日に使用前事業者検査を合格し、原子力規制庁による使用前確認証を 2021 年 7 月 26 日に受領した。

3.6 第 1 回定期事業者検査の実施

2021 年 7 月 30 日から定期事業者検査のための運転を開始し、最終的に原子炉出力 100%での冷却材飽和値確認検査の結果が良となり、すべての検査を終えたため第 1 回定期事業者検査の合格を 2021 年 9 月 22 日に得た。定期事業者検査の合格を得ることができ、新規制基準に係る対応を終了した。

表 3.1 高温工学試験研究炉における新規制基準に係る対応の経緯

年月日	内容
2011 年 1 月 24 日	RS-13 サイクル (2011 年東北地方太平洋沖地震前の最後の運転) 運転終了
2011 年 2 月 1 日	第 5 回施設定期検査の開始
2011 年 3 月 11 日	【2011 年東北地方太平洋沖地震発生】
2012 年 9 月 7 日	「HTTR 原子炉施設の健全性確認に関する報告書」を文部科学省提出
2012 年 9 月 19 日	【原子力規制委員会設置】
2013 年 11 月 6 日	【「核燃料施設等における新規制基準の適用の考え方」(原子力規制庁)】
2013 年 12 月 18 日	【試験研究用等原子炉施設を含む核燃料施設等の新規制基準施行】
2014 年 11 月 26 日	原子力規制委員会へ原子炉設置変更許可を申請
2014 年 11 月 26 日	原子力規制委員会へ原子炉施設保安規定変更認可を申請
2016 年 10 月 27 日	原子炉設置変更許可申請書補正 (第 1 回補正)
2017 年 6 月 29 日	原子炉設置変更許可申請書補正 (第 2 回補正)
2017 年 12 月 21 日	原子炉設置変更許可申請書補正 (第 3 回補正)
2018 年 2 月 9 日	設計及び工事の計画の認可の第 1 回申請
2018 年 2 月 23 日	原子炉設置変更許可申請書補正 (第 4 回補正)
2018 年 7 月 11 日	原子炉設置変更許可申請書補正 (第 5 回補正)
2018 年 10 月 17 日	原子炉設置変更許可申請書補正 (第 6 回補正)
2019 年 9 月 26 日	原子炉設置変更許可申請書補正 (第 7 回補正)
2020 年 1 月 27 日	原子炉設置変更許可申請書補正 (第 8 回補正)
2020 年 3 月 23 日	原子炉設置変更許可申請書補正 (第 9 回補正)
2020 年 4 月 1 日	【新検査制度 (使用前事業者検査、定期事業者検査等) の本格運用】
2020 年 4 月 1 日	第 1 回定期事業者検査の開始
2020 年 6 月 3 日	原子炉設置変更許可取得
2020 年 12 月 25 日	運転再開に向けたフルスペックの定期事業者検査を開始
2021 年 4 月 8 日	4 分割した全ての設計及び工事の計画の認可を取得
2021 年 4 月 16 日	原子炉施設保安規定変更認可を取得
2021 年 7 月 2 日	使用前事業者検査を合格
2021 年 7 月 26 日	原子力規制庁による使用前確認証を受領
2021 年 7 月 30 日	定期事業者検査のための RS-14 サイクル運転開始
2021 年 9 月 22 日	第 1 回定期事業者検査の合格 (新規制基準に係る対応終了)
2021 年 9 月 30 日	RS-14 サイクル運転終了

【 】は高温工学試験研究炉部の実施した内容でないもの

4. 放射線管理

Radiation Control

This is a blank page.

4.1 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次ヘリウム純化設備ガス循環機内部調査作業

1次ヘリウム純化設備ガス循環機内部調査作業が2021年3月28日から2021年4月28日にかけて行われた。本作業は、1次ヘリウム純化設備ガス循環機を開放し、1次ヘリウム循環機フィルタ差圧上昇の原因調査のための内部確認を含めた簡易点検を行う作業である。

本作業での作業者の被ばくはなく、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、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。

4.2 個人被ばく管理

放射線業務従事者の被ばく結果を表4.1に示す。本年度における職員等及び請負業者については、0.1mSvを超える被ばくはなく、放射線業務従事者に係る線量限度を十分に下回っていた。また、内部被ばくについては、バイオアッセイ法及び体外計測法による定期的に行う確認検査を実施した結果、全て検出下限値未満であり、内部被ばくもないことを確認した。

4.3 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4.2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4.3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 $3.4 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ 、年間放出量は $2.6 \times 10^8 \text{ Bq/年}$ 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は有意に検出された核種はなく、廃液量は $2.8 \times 10^0 \text{ m}^3$ であった。

4.4 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条及び核燃料物質使用施設等保安規定第2編第33条に基づき、2021年4月9日から7月2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おける修理、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無かった。

表 4.1 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 超え 5.0mSv 以下	5.0mSv 超え 15mSv 以下	15mSv を 超える者			
職員等	59	59	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	249	249	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	308	308	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

(注) 職員等：職員、出向職員をいう。

外来研究員等：外来研究員、共同利用研究者をいう。

表 4.2 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	$< 5.7 \times 10^{-11}$	—
	全 β	$< 1.1 \times 10^{-10}$	—
	^{137}Cs	$< 3.3 \times 10^{-10}$	0
	^{131}I	$< 1.8 \times 10^{-9}$	0
放射性ガス	^3H	$< 2.2 \times 10^{-5}$	0
	^{88}Kr 、 ^{138}Xe 等	$< 2.0 \times 10^{-3}$	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	^3H	1.1×10^{13}

表 4.3 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	3.4×10^1	2.6×10^8	1.5×10^1
⁶⁰ Co	$< 3.4 \times 10^{-3}$	0	
¹³⁷ Cs	$< 3.4 \times 10^{-3}$	0	
その他	$< 2.2 \times 10^{-2}$	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

5. 技術開発

Research and Development

This is a blank page.

5.1 安全性実証試験（炉心冷却喪失試験（原子炉出力約 30%からの循環機及び炉容器冷却設備停止試験））

安全性実証試験は、HTTR を用いて異常状態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ることにより、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、循環機停止試験及び炉心流量喪失試験を行ってきた。本年度は、炉心流量喪失試験よりさらに厳しい条件における試験として、炉心冷却喪失試験を実施した。

(1) 試験の目的

炉心冷却喪失試験の概略図を図 5.1 に示す。炉心冷却喪失試験は、原子炉出力を自動制御している原子炉出力制御系を切離した状態において、1 次ヘリウム循環機を 3 台停止し炉心の強制循環冷却機能を喪失させるとともに、炉容器冷却設備を A・B 両系統停止し水冷管パネルによる炉心の間接冷却機能を喪失させることで、全ての冷却機能が喪失した場合において、原子炉停止系が作動しなく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、原子炉が安定な所定の状態に落ち着き、この間、燃料温度、炉内構造物温度、炉容器冷却設備冷却水温度、遮へい体コンクリート温度等の変化が緩慢であることを実証する。

(2) 試験の内容

原子炉出力制御系を切り離した状態で、中央制御室にある停止スイッチにより 1 次ヘリウム循環機を 3 台（A,B,C 号機）停止させたのち、炉容器冷却設備 2 系統（A・B 両系統 計 4 台の循環ポンプ）を停止させることにより試験を実施し、データを取得する。

(3) 試験条件

試験条件を以下に示す。

運転モード	定格・単独運転
原子炉出力	28.4%（初期出力）
循環機停止台数	3 台（A,B,C 号機）
炉容器冷却設備停止系統	A・B 両系

(4) 試験手順

試験は図 5.2 に示す手順で実施する。

(5) 試験結果

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温度が上昇し、瞬間的に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、燃料温度の低下によりドップラー反応度は正となるが、減速材の温度変化による反応度（減速材反応度）及びキセノン濃度による負の反応度（キセノン反応度）が添加され、炉心全体では反応度は負となり、原子炉出力はほぼゼロとなった。

炉心強制冷却が停止することにより、崩壊熱は炉心から固定反射体、圧力容器へと熱伝導により伝えられる。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った。

燃料破損検出装置の計数率には有意義な上昇は見られず、燃料温度の上昇や破損はなく、炉心温度は緩やかに変化していると推定される。

炉容器冷却設備の冷却パネルは、冷却水の循環を停止したことにより、冷却水温度は全て上昇することを確認した。

1 次遮へい体コンクリートの温度上昇が確認され、以前実施した炉心流量喪失試験より想定が厳しくなった際の伝熱挙動が確認できた。

(6) まとめ

HTTR を用いた炉心冷却喪失試験（原子炉出力約 30%からの循環機及び炉容器冷却設備停止試験）により、1 次冷却材流量の喪失及び炉容器冷却設備による炉心残留熱除去機能が喪失、すなわち全ての冷却機能が機能しない状況で、さらに原子炉スクラムに失敗しても、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。また、炉心残留熱除去が機能しない場合の原子炉圧力容器や炉容器冷却設備、遮へい体コンクリート等の温度変化が緩慢であることを確認した。

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。

本試験は、参画国の出資を伴う OECD/NEA の国際共同試験である。試験データは、所定の手続き後、参画国へ OECD/NEA を通して提供する予定である。

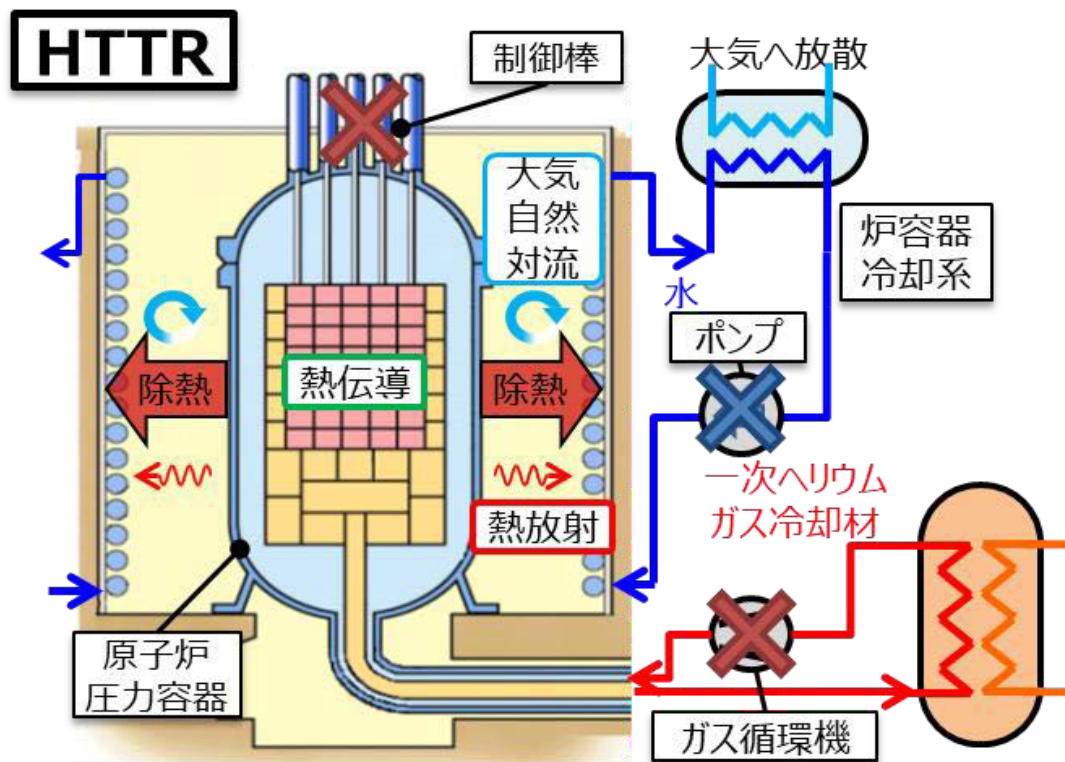


図 5.1 炉心冷却喪失試験の概略図

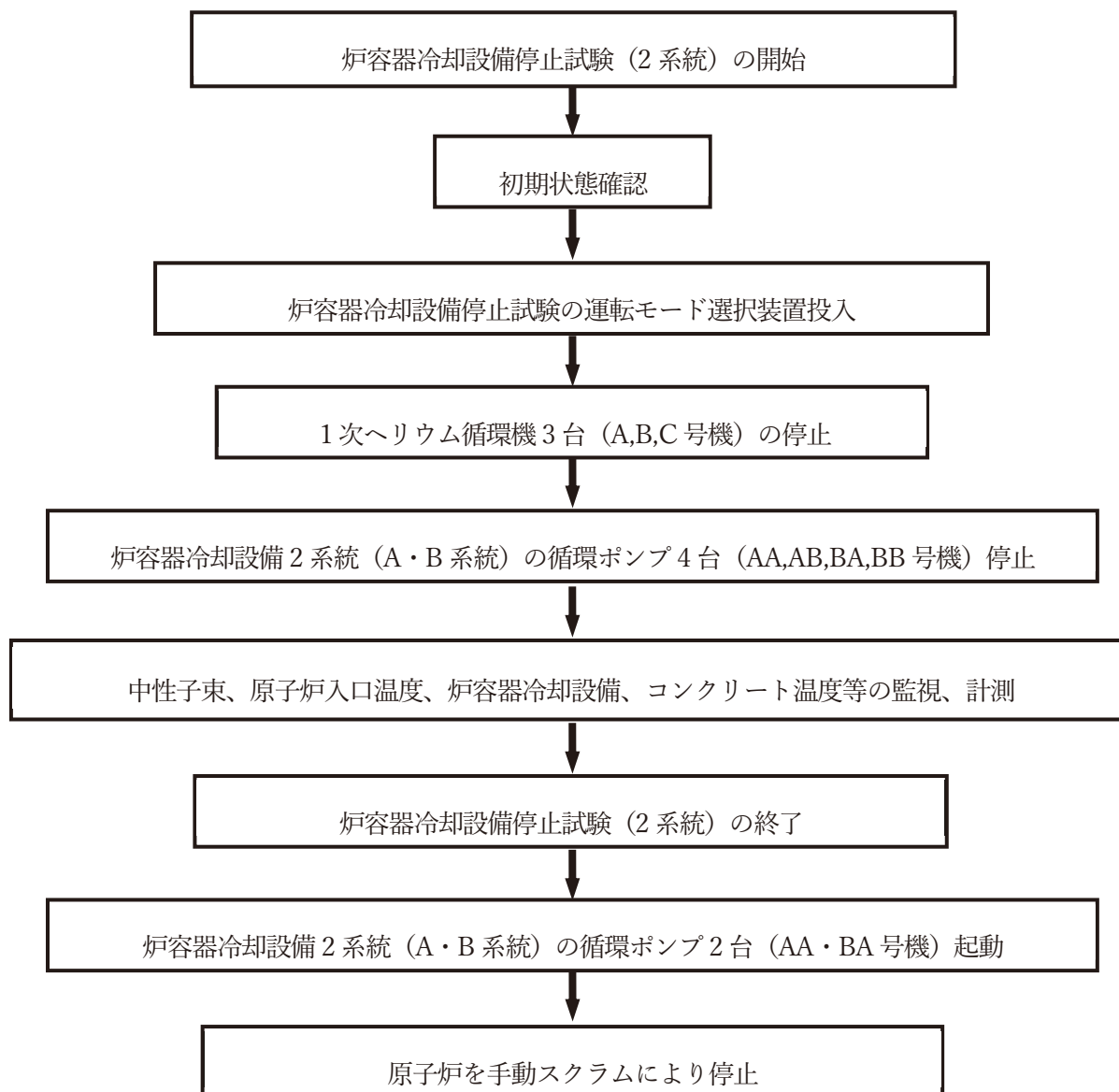


図 5.2 炉心冷却喪失試験の試験手順

5.2 HTTR の耐震重要度分類の策定

(1) 概要

原子炉施設では、設備の機能ごとに耐震重要度分類を定めて、耐震重要度分類に応じた地震力を用いて耐震健全性評価が行われている。耐震重要度分類は S クラス、B クラス及び C クラスの 3 種類があり、各クラスの評価に用いる地震力の大きさは異なる。S クラス、B クラス及び C クラスの各設備は、それぞれ、一般産業施設等の 3.0 倍、1.5 倍及び 1.0 倍の強度を保持できるように設計されている。HTTR の耐震評価に用いる地震動の加速度は、建設当時では 350gal であったが、2011 年東北地方太平洋沖地震後では 973gal となり、約 3 倍となった。今後、原子炉施設の耐震評価に用いる地震動の加速度は、2011 年東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえて増大する傾向にある。そのため、耐震重要度分類は、必要以上に上位のクラスに設備を分類してしまうと、過度に大きな地震力を用いて評価することとなり、耐震設計にかかる費用が増加することとなる。

HTTR の耐震重要度分類は、1980 年代後半の設計段階で策定された。策定された当時は、高温ガス炉の安全上の特長を充分理解するための技術的知見及び運転実績の蓄積が不足していたため、実用発電用原子炉の耐震重要度分類を準用していた。しかしながら、その後に得られた運転実績及び試験結果から実用発電用原子炉の耐震重要度分類は必要以上に保守的な設定であることが分かってきた。そこで、HTTR で実施した運転・試験等の経験を活用し、新たに合理的な耐震重要度分類を策定した。

(2) 耐震重要度分類の策定

安全要求の高い S クラス施設の耐震重要度に当たっては、地震起因の事故によって B,C クラスの安全機能が喪失しても、S クラス施設の機能が維持されることによって、事故が安全に収束すること及び一般公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれがないこと(実効線量当量 5mSv 以下)に着目して分類した。S クラス施設を表 5.1 に示す。新しい耐震重要度分類の妥当性を確認するために、B,C クラスの施設が機能喪失し炉心を十分に冷却できない条件下で評価を行った。評価の判断基準は、設計基準事故の判断基準を参考にし、核分裂生成物放散に対する障壁である原子炉圧力容器の温度が 550°C 以下とした。評価結果を図 5.3 に示す。図 5.3 の結果から燃料最高温度は初期値を上回ることなく、また、原子炉圧力容器の最高温度は制限温度である 550°C を下回った。なお、被ばく評価の結果は、実効線量当量が約 3.0mSv となった。

評価の結果、新たな耐震重要度分類の妥当性を確認した。本結果について、原子力規制委員会は、2020 年 6 月に、耐震重要度分類の結果が設置許可基準規則に適合していることを確認している。

表 5.1 HTTR の耐震重要度分類 (S クラス)

施設	主要設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	① 原子炉圧力容器 ② 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器 (中間熱交換器等)、配管 (1 次ヘリウム配管 (二重管) 等)、循環機 (1 次ヘリウム循環機等)、弁 (1 次冷却設備の主要弁等)
使用済燃料を貯蔵するための施設	① 使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール ② 原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック (上蓋を除く。)
原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持する施設	① 制御棒及び制御棒駆動装置 (スクラム機能に関するもの)
その他	① 1 次ヘリウム純化設備 (原子炉格納容器内のもの) ② 破損燃料検出系 (原子炉格納容器内のもの) ③ 1 次ヘリウムサンプリング設備 (原子炉格納容器内のもの) ④ 原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁 (1 次冷却材を内蔵する 1 次ヘリウム純化設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁)

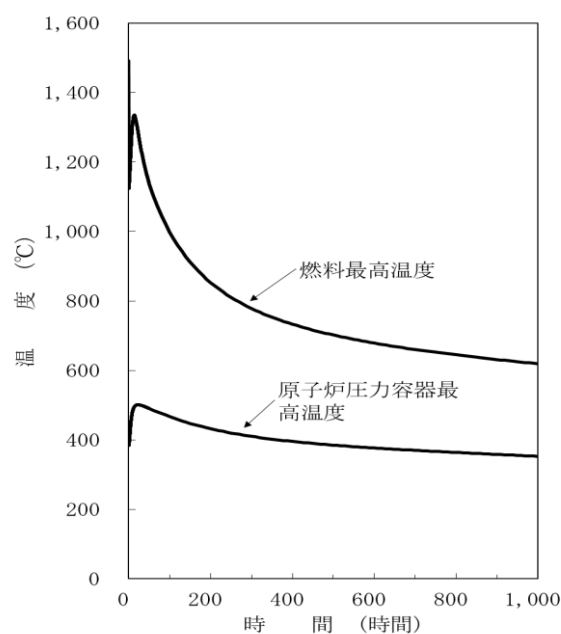


図 5.3 新たな耐震重要度分類の妥当性確認の評価

6. 人材育成

Human Resource Development

This is a blank page.

6.1 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、HTTR の燃焼解析等を実施し、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。2021 年度は、夏期実習生 4 名を受け入れ、HTTR に関する技術開発をテーマに実習を実施した。

2021 年度の受入れ状況を表 6.1 に示す。また、2016 年度から 2020 年度までの過去 5 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 6.2 に示す。

表 6.1 2021 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	受入課	受入期間
夏期休暇 実習生 (4 名)	HTTR に関する技術開発 (HTTR 圧力容器周辺の熱流動評価)	HTTR 技術課	2021.8.30～ 2021.9.10
	HTTR に関する技術開発 (HTTR の核的パラメータ解析 ²⁾)	HTTR 技術課	2021.9.6～ 2021.9.17
	HTTR に関する技術開発 (HTTR の核的パラメータ解析 ²⁾)	HTTR 技術課	2021.9.6～ 2021.9.17
	HTTR に関する技術開発 (HTTR の核的パラメータ解析 ²⁾)	HTTR 技術課	2021.8.16～ 2021.8.27

表 6.2 2016 年度から 2020 年度までの博士研究員及び夏期休暇実習生の受入れ状況

受入れ 年度	身分	テーマ	受入期間
2016	博士研究員 (1 名)	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	2016.4.1～2017.3.31
	夏期休暇実習生 (2 名)	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	2016.7.19～2016.8.12
		MVP-BURN コードによる HTTR の全炉心計算	2016.8.18～2016.9.16
2017	夏期休暇実習生 (3 名)	HTTR を用いた核解析評価	2017.8.21～2017.9.8
		新規制基準対応を見据えた高温ガス炉 HTTR の事故時破ばく評価用等ツールの設計・開発	2017.9.11～2017.9.29
		HTTR を用いた核解析評価	2017.8.21～2017.9.11
2018	夏期休暇実習生 (4 名)	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	2018.8.16～2018.9.28
		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	2018.9.10～2018.9.21
		HTTR を用いた医療用 RI 製造の概念検討	2018.8.20～2018.9.14
2019	夏期休暇実習生 (4 名)	HTTR を用いた核解析評価	2018.9.3～2018.9.28
		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	2019.7.22～2019.8.2
		HTTR を用いた核的評価	2019.9.17～2019.9.27
		HTTR を用いた核的評価	2019.8.19～2019.9.2
		HTTR を用いた核的評価	2019.8.19～2019.9.19
2020	夏期休暇実習生 (4 名)	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)	2020.8.24～2020.9.4
		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)	2020.9.23～2020.10.1
		HTTR に関する技術開発 (炉容器冷却設備の詳細温度解析)	2020.8.24～2020.9.18
		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)	2020.8.24～2020.9.18

7. 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.

7.1 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「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」に適合するように要求事項を定めた「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。）及び大洗研究所（北地区）核燃料使用施設等保安規定（以下「使用保安規定」という。）に記載している品質マネジメント計画並びに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及び同核燃料使用許可申請書の使用施設、貯蔵施設又は廃棄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。

2021 年度における高温工学試験研究炉部の主な活動は、HTTR の運転再開のための活動であり、試験研究用等原子炉施設を含む核燃料施設等の新規制基準（2013 年 12 月 18 日施行）に対する設計及び工事の計画の認可申請（以下「設工認」という。）に基づく使用前事業者検査の実施、使用前確認の受検、炉保安規定の変更申請等の認可申請並びに品質マネジメントシステムに則った部における業務活動である。さらに、運転再開に際しては RS-13 サイクル運転（2011 年 1 月 24 日停止）以来約 10 年ぶりの運転を考慮し、長期間の運転停止等による問題点を検討するための HTTR 運転再開課題検討タスクフォース、運転再開のために必要な検査、工事、教育訓練等のさまざまな工程を一元的に管理する HTTR 工程管理プロジェクトチーム等を立ち上げ管理の強化を行った。これらの活動により、2011 年東北地方太平洋沖地震以来運転停止していた HTTR は、2021 年 7 月 30 日に運転再開を実現した。

なお、運転再開の経緯等については、「第 2 章 運転・保守」に、認可事項等の内容については、「第 3 章 試験研究用等原子炉施設の新規制基準への対応」に示す。

7.2 品質マネジメント活動の実績

7.2.1 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 2021 年度は 2 年目の運用となった。従来の保安検査、施設定期検査等の検査を統合し、検査の対象を事業者の全ての安全活動としている。検査官が現場の実態を把握し安全上の重要度から検査の重点を設定し、直接に確認する運用を想定している。また、原子力規制庁の原子力検査官による検査とは別に、事業者自らが安全実績指標（原子力機構では「保安活動指標」として運用）をもうけて、施設の保安状態を報告している。

2021 年度は年度を通じて、HTTR 原子炉施設及び使用施設等ともに指摘事項等はなかった。また、2021 年度の原子力規制検査の結果に基づく総合的な評価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なく、安全実績指標についても問題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（2022 年 6 月 1 日通知）。

(2) HTTR 運転再開に係る活動

HTTR 運転再開に係る地方自治体に対する対応として、2021 年 5 月 20 日に茨城県原子力安全対策委員会の審議における安全対策の説明を行い、2021 年 7 月 20 日に原子力安全協定締結自治体による立入調査を受けた。2021 年 6 月 23 日から 7 月 1 日にかけて立地自治体等による避難誘導計画の自治体主催の住民説明会に対する協力を行った。その後、HTTR 運転再開前に、関係する地方自治体から避難誘導計画が公表されている。

なお、HTTR 運転再開に係る原子力規制委員会への対応内容の詳細は「第 3 章 試験研究用原子炉施設の新規制基準への対応」に示す通りであるが、新規制基準への適合は 2021 年 9 月 22 日に第 1 回定期事業者検査の合格をもって終了している。

(3) 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、2021 年度は新規制基準以外の許認可申請として、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。

- ・基準地震動（震源を特定しない地震動）の追加に係る原子炉設置変更許可申請（2021 年 11 月 15 日申請）：実用炉許可基準規則の解釈の一部改正により、耐震 S クラス施設を有し、かつ、新規制基準に係る許可を受けている原子力施設である HTTR は 2022 年 1 月 20 日までに新たな標準応答スペクトルに係る評価を行い、評価結果を記載した許可の申請を行うことが必要となったため、新たな標準応答スペクトルに係る評価を行った。
- ・核燃料物質使用変更許可申請（2021 年 10 月 28 日申請）：HTTR の核燃料物質使用許可について、燃料交換機メンテナンスピットを新たに貯蔵施設とする貯蔵場所の明確化、令第 41 条非該当施設への変更許可申請をすることした。

2021 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 7.1 に示す。

7.2.2 プロセスの実施状況及び検査・試験

2021 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とおりである。

(1) 品質目標

2021 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。

2021 年度の品質目標における主な活動は、昨年度から続く、設備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）、遵守意識の醸成教育、法令等に関する習熟教育、高経年化を考慮した保全活動の実施、未然防止処置活動の推進、品質マネジメントシステムの継続的改善等であり、安全衛生活動と共通の項目として、部長現場パトロールによる安全課題の把握、マネジメントオブザベーションによる現場観察等も昨年度と同様に盛り込まれている。また、自施設の危険源について意見交換を現場で行い、改善事項を提案する危険要因の排除活動を新たに実施した。

(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。2021 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 1 件である。

- ・不適合事象（ランク C）「仮設分電盤の非火災事象」（発生日：2021 年 12 月 8 日）：請負作業である炉容器冷却設備の冷却器伝熱管洗浄作業において伝熱管を洗浄する作業実施中に仮設ポンプが停止したことから仮設分電盤内部を確認したところ、盤内に異臭・焦げ跡を発見した。その後、公設消防に連絡し非火災と判断された。請負企業が持ち込んだ仮設分電盤等を調査した結果、電源ケーブル端子部の素線がはみだしていることが確認されたことから、電源ケーブル端子部の素線のはみだしにより隣接する相の素線と接触したことにより短絡が発生したことが本事象の原因と特定した。

(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。

- ・2021 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すべて満足している。
- ・【定期事業者検査】新規制検査での第 1 回定期事業者検査として HTTR の運転再開に向けた検査を昨年度から実施し、2021 年 7 月 30 日から定期事業者検査のための運転を開始した。原子炉出力 100%での冷却材飽和値確認検査の結果が良となり、すべての検査を終えたため、2021 年 9 月 22 日に第 1 回定期事業者検査の合格を得た。また、第 1 回定期事業者検査報告書（終了時）を 2021 年 10 月 21 日に提出している。
- ・【使用前事業者検査】新規制基準に係る使用前事業者検査は第 1 回から第 4 回に分けており、2021 年度は新規制基準に係る使用前事業者検査はすべて原子力施設検査室による検査を受検し合格証を受領した。その後、原子力規制委員会の使用前確認証を 2021 年 7 月 26 日付けにて受領した。また、2021 年 12 月 24 日には、安全避難通路等の照明器具更新に係る原子力施設検査室による使用前事業者検査を受検し、合格証を受領した。

(4) PI（保安活動指標）

PI（保安活動指標）は、事業者自らが施設の保安状態に係る監視活動を実施するために定めた指標である。高温工学試験研究炉部においても大洗研究所のガイドである「大洗研究所 PI 設定評価要領」と部の「レビュー実施要領」に基づき実施している。2021 年度の結果は、設置した項目において目標値を超える項目はなかった。

2021 年度のプロセスの実施状況及び検査・試験状況を表 7.1 に示す。

7.2.3 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。2021 年度は不適合事象「仮設分電盤の非火災事象」（発生日：2021 年 12 月 8 日）に対する是正処置として、以下の対策を実施した。

「HTTR-QAM-07 業務の管理要領」を改訂（2022 年 1 月 28 日）し、様式に『仮設の電源ケーブルを使用する作業では、要領書に電源ケーブルの健全性の確認を行う手順が明記されていること』を確認する項目等を追加した。

(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、CAP 情報等により入手した不適合情報及び不具合情報等から検討し、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）「年間主要事業計画書（案）の誤記」：年間主要事業計画書（案）に記載の数値に誤りがあった不適合事象について、未然防止処置として、高温工学試験研究炉部の年間主要事業計画書（案）の作成手順を明確にするための作成マニュアルを 2021 年 10 月 26 日に定めた。

(3) CAP 活動

安全性の維持・向上を事業者の責任において行うことを目的に、原子力施設で発生した不適合情報等を広く収集し、共有し、是正処置、未然防止処置等を管理する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。2021 年度の高温工学試験研究炉部の CAP 活動では、計 115 件の知見、情報等（不適合事象 1 件、不具合情報 12 件、保安全管理情報 11 件、内外からの指摘事項 6 件、気づき事項・ヒヤリハット 25 件、他施設からの知見 60 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。また、以下の「1 次ヘリウム循環機フィルタ差圧上昇による運転計画の変更について」については、原因究明及び対策のため、国際共同プロジェクトである 100%出力における炉心流量喪失試験を延期し、運転計画の変更届を未定として提出することとなったため、CAP 活動における不具合事象としても管理している。

- ・「1 次ヘリウム循環機フィルタ差圧上昇による運転計画の変更について」：RS-14 サイクル運転（2021 年 7 月 30 日～9 月 30 日）の出力降下時において、1 次ヘリウム循環機（HGC）フィルタ差圧の上昇が見られた。その後の RS-15 サイクル運転（2022 年 1 月 24 日～1 月 28 日）では最初は安定していたが、後半からフィルタ差圧の上昇が確認されたため、2022 年 3 月に予定していた運転を延期することとして、運転計画を変更した。

7.2.4 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 3 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、マネジメントオブザベーションの実施、実務研修等を通じた技術伝承・基本動作の習熟、TBM-KY の確実な実施、基本動作の徹底に関する教育の実施、「声かけ運動」の推進、習熟教育の実施、醸成教育の実施、ヒヤリハット情報・気がかり情報の共有、請負会社との安全認識の共有、請負企業との合同パトロールの実施、安全衛生協議会での情報共有を実施すると共に、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点を明らかにした上で改善活動に

取り組んだ。

7.2.5 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

2021 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

HTTR の運転再開に必要な新規規制基準適合に係る炉保安規定の変更認可申請及び補正については 2020 年度に実施しており、2021 年 4 月 16 日に原子力規制委員会から変更の認可を受け、2021 年 5 月 1 日に施行した。そのうちの一部の条項については使用前確認の交付を受けた日としており、本改正に係るすべての条項の施行は使用前確認の交付を受けた 2021 年 7 月 26 日からとなった。HTTR 運転再開関係以外の 2021 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以下のとおりである。

炉保安規定

①2021 年 11 月 26 日改正（2022 年 4 月 1 日施行）：安全・核セキュリティ統括部の組織改正に伴う変更として、原子力機構全体の安全管理及び核セキュリティ管理の機能を向上させ横断的なガバナンスの強化を図るため、安全・核セキュリティ統括部に代わり、「安全・核セキュリティ統括本部」を新たに設置するとともに、その傘下に「安全管理部」及び「核セキュリティ管理部」の 2 部を置く体制にする変更等。

使用保安規定

①2021 年 11 月 26 日改正（2022 年 4 月 1 日施行）：安全・核セキュリティ統括部の組織改正に伴う変更として、原子力機構全体の安全管理及び核セキュリティ管理の機能を向上させ横断的なガバナンスの強化を図るため、安全・核セキュリティ統括部に代わり、「安全・核セキュリティ統括本部」を新たに設置するとともに、その傘下に「安全管理部」及び「核セキュリティ管理部」の 2 部を置く体制にする変更等。（上記、炉保安規定の①2021 年 11 月 26 日改正（2022 年 4 月 1 日施行）と同じ）

2022 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 7.1 に示す。（図は 2022 年 3 月 31 日時点のため、上記の情報は記載していない。）

7.2.6 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改定を主に実施した。今年度の改定作業は約 10 年ぶりの HTTR 原子炉施設の運転に関連した改定が主となっている。その他の改善として、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。2021 年度は水平展開を 2 件実施した。

HTTR 品質保証管理要領等の主な改定及び 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定

- ・「設計想定事象、多量の放射性物質等を放する事故等発生時の体制の整備に係る計画（HTTR-QAS-15）」について、HTTR の運転再開に必要な新規制基準適合に係る炉保安規定保安規定の変更認可を受けた改定（2021 年 4 月 27 日施行）
- ・HTTR の運転再開に必要な新規制基準への対応を含め、多量の放射性物質等を放する事故への対応訓練実績等を反映させた HTTR 運転手引の改定（2021 年 5 月 6 日施行）
- ・不適合事象「使用前事業者検査要領書における検査方法の不備」に対する是正処置対応として「自主検査等」の定義を追加した大洗研究所原子力施設等品質マネジメント計画書（QS-P12）の改訂（2021 年 8 月 3 日）及び大洗研究所原子炉施設、核燃料物質使用施設、廃棄物管理施設 独立検査組織運営規則（大洗 QAM-41）の改定（2021 年 9 月 6 日）を踏まえた「総則（HTTR-QAM-01）」、「検査及び試験の管理要領（HTTR-QAM-06）」等の改定（2021 年 12 月 6 日施行）
- ・2021 年度の定期文書レビューに基づく改定として、総則（HTTR-QAM-01）等の 14 要領を改定（2022 年 3 月 7 日及び 3 月 31 日施行）。

(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を原子力機構内での未然防止対策としての改善、点検等の指示を各部署に展開する水平展開を実施している。2021 年度は、原子力機構からの指示に基づき高温工学試験研究炉部において以下の 2 件の水平展開を実施した。

- ① 公益財団法人核物質管理センター六ヶ所保障措置分析所における低放射性グローブボックス内の火災を踏まえた対応について（水平展開管理番号：2021 外 001）
- ② エレベータ点検作業時における負傷事象に対する水平展開（水平展開管理番号：2021 内 002）

表 7.1 2021 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

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
2021 年 4 月	4/16 新規制基準適合に係る炉保安規定 の変更認可		
5 月	5/20 茨城県原子力安全対策委員会の審議 における安全対策の説明	5/1 新規制基準適合に係る炉保安規定の 改正 5/11 2021 年度の部の品質目標制定（2021 年度方針に基づく品質目標）	
6 月	6/23-7/1 立地自治体等による避難誘導計 画の自治体主催の住民説明会に対 する協力		
7 月	7/20 原子力安全協定締結自治体による （運転再開に係る）立入調査 7/26 新規制基準に係る使用前確認証受 領		HTTR 運 転 再 開 （7/30）RS-14 運転
8 月			8/9 商用電源喪失に よる原子炉手動 停止（停止期間： 8/9-8/11）
9 月		9/22 定期事業者検査合格	9/30 RS-14運転終了
10 月	10/21 第1回定期事業者検査報告書（終了 時）の提出 10/28 核燃料物質使用変更許可申請	10/26 未然防止処置活動として、年間主要 事業計画書（案）の作成マニュアル策定	
11 月	11/15 基準地震動（震源を特定しない地 震動）の追加に係る原子炉設置変更 許可申請		
12 月	12/24 80%出力における炉心流量喪失試 験の延期による運転計画変更届提出	12/24 使用前事業者検査合格（安全避難通 路等の照明器具更新）	不適合事象（ランク C）「仮設分電盤の非 火災事象」発生 （12/8）
2022 年 1 月	1/28 R4からR6年度3ヵ年運転計画の届を 提出		RS-15 運転（1/24- 1/28）（安全性実証 試験）
2 月	2/15 茨城県原子力安全協定に基づく平 常時立入調査		
3 月	3/18 1次ヘリウム循環機のフィルタ差圧 上昇のため出力炉心流量喪失試験の 延期に伴う運転計画の変更届提出		

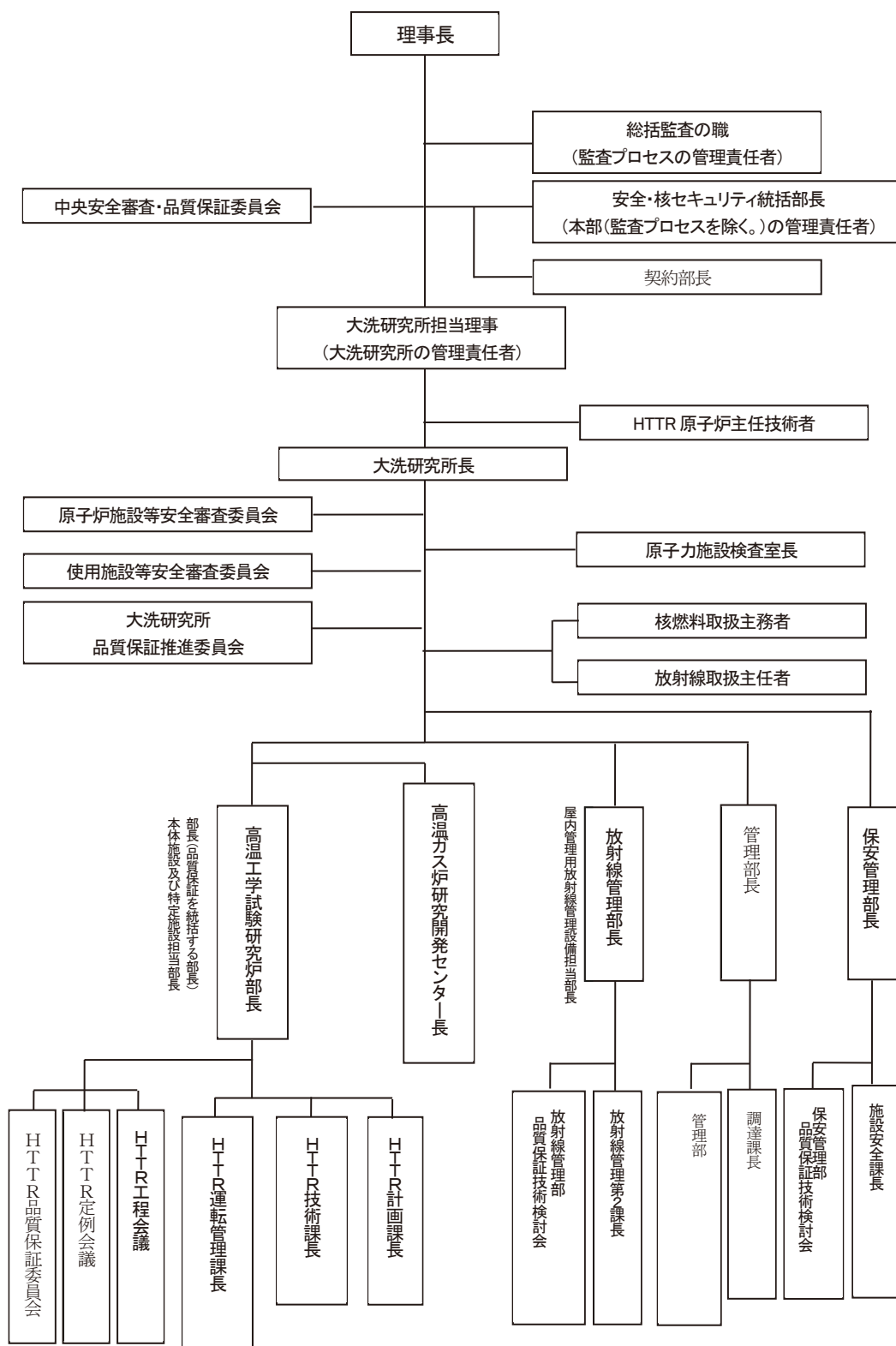


図 7.1 高温工学試験研究炉部の保安活動に係る品質保証活動の体制図
(2022 年 3 月 31 日時点)

8. 所外の専門部会等での審議

Deliberations in Specialist's Committees

This is a blank page.

8.1 高温ガス炉産学官協議会

エネルギー基本計画を受けて設立された文部科学省の高温ガス炉技術研究開発作業部会の間とりまとめでは、産学官で高温ガス炉の将来的な実用化像、研究開発課題、国際展開の在り方等を検討し、国の政策に提言することが求められている。これを受けて、原子力メーカ、燃料・黒鉛メーカ、水素・熱利用メーカ、商社・シンクタンク、大学など、幅広い分野から経営判断のできるレベルのメンバーの参加を得て高温ガス炉産学官協議会が設立され、2015 年度に 2 回、2016 年度に 2 回、2017 年度に 1 回、2018 年度に 1 回、2019 年度に 1 回、2020 年度に 1 回の会合が開催された。

2021 年度は 2022 年 3 月 22 日に第 9 回の会合が Web 会議により開催され、2021 年 7 月に運転再開した HTTR を用いた安全性実証試験の概要及び 2022 年度から開始する HTTR-熱利用試験の概要の説明やポーランド高温ガス炉計画に対する 2022 年度以降の日本対応方針等の今後の取組を踏まえた高温ガス炉の実用化に向けた活動方針を議論した。

8.2 高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会

第 3 期中長期計画（2015 年度から 2021 年度）の事後評価及び第 4 期中長期計画（2022 年度から 2028 年度）の事前評価を審議するため、高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会（委員長：藤井康正東京大学教授）を、2021 年 9 月 16 日及び 9 月 21 日に事前評価（第 1 回）、2021 年 12 月 7 日に事前評価（第 2 回）及び事後評価を Web 会議により開催した。

第 4 期中長期計画の事前評価（第 1 回）では、原子力機構の研究開発の取組の基本方針及び「高温ガス炉とこれによる熱利用技術の研究開発等」に関する取組の基本方針案に関して、研究開発課題の選定の妥当性並びに方向性・目的・目標等の妥当性の観点から討議を行った。評価委員（12 名）のうち、8 名の評価委員からは、高温ガス炉とこれによる熱利用技術の研究開発等に関する課題選定及び方向性・目的・目標に関して妥当と評価した。一方、4 名の評価委員からは、高温ガス炉とこれによる熱利用技術の研究開発等に関する課題選定及び方向性・目的・目標に対する直接的な評価ではないが、第 4 期中長期計画期間において研究開発をより良くするための追加の提案並びにコメントの意味で要改善と評価した。

第 4 期中長期計画の事前評価（第 2 回）では、HTTR を利用した安全性試験、高温ガス炉技術の高度化研究、HTTR-熱利用試験、水素製造技術の研究開発、人材育成、産学連携及び国際連携、社会的貢献の観点等の計画に関する討議を行った。複数の評価委員が「要改善」と評価した項目はあるものの、過半の委員が「妥当」と評価した。また、「要改善」とした指摘事項は、今後の研究開発をより良くするための追加の提案・コメント及び評価項目の設定に対するコメントであり、第 4 期中長期計画案へ直接反映するものではなかったが、中長期計画に基づき事業年度の業務運営に関する計画（年度計画）又は年度計画が求める目標の達成に必要な措置を定めた年度実施計画等へ反映させることとした。

第 3 期中長期計画の事後評価では、HTTR の新規制基準への適合確認を受けて速やかに再稼働、実用高温ガス炉の安全基準整備及び HTTR-熱利用試験施設のシステム設計、安全評価等の高温ガス炉技術研究開発、連続水素製造試験装置による運転制御技術及び信頼性の確証等の熱利用技術研究開発、人材育成、国際協力を含む産業界との連携、社会的貢献の観点等の業績に関する討議

を行った。技術系委員（10名）は、特に HTTR の新規制基準への適合確認を受けて速やかに再稼働及び HTTR-熱利用試験のシステム設計、安全評価の成果を高く評価し、総合評価が A（顕著な成果の創出や将来的な特別な成果の創出の期待感が認められる）とした。また、人文・社会系委員（2名）からは、評価項目の設定に対するコメントがあり、総合評価は B 評価（成果等の創出に向けた着実な進展が認められる）とした。

第3期中長期計画の事後評価及び第4期中長期計画の事前評価における主なコメントは以下の通りである。

● 第3期中長期計画の事後評価

- 新規制基準への対応は、研究開発活動そのものではないが、その活動を可能とするための重要な業務であったと考えられる。多くの労力が投入され、基準の整理、変更などの合理化も適切に実施され、再稼働を実現している。
- 単に HTTR を再稼働させただけでなく、許可上の規制要求を整理し原子力規制委員会に認められたことは、今後の高温ガス炉実用化のために非常に有効な成果を得た。
- IAEA CRP での議論を主導し、提案した安全要件が IAEA エネルギー局案として採用されたことは、今後の世界的な高温ガス炉開発に資するものであり高く評価できる。今後も安全性基準の国際標準への貢献を期待する。
- 高温ガス炉燃料の高燃焼度試験は今後の高温ガス炉実用化に向けた重要な知見を得ており高く評価できる。
- 熱利用系施設の設計にとどまらず、今後の HTTR 接続試験に向け外部委員会の評価も得ており、実用化に向けた成果が得られている。
- HTTR に接続する熱利用試験施設の全体系統構成及び熱物質収支を定め、接続する熱利用試験施設の機器設計を行うとともに、安全評価を行い、技術的成立性を確認は重要な成果。HTTR-熱利用試験施設安全設計案も作成され、計画は妥当で、HTGR の社会実装に貢献する。
- 世界初の連続運転を達成している。運転制御技術の開発が課題であり、制御パラメータの抽出に留まっており、実用的な制御技術の確立を目指しさらなる前進が期待される。
- 核分裂生成物の沈着に関する研究では、タービンブレードからの被ばく低減のための技術開発に進展があり高く評価できる。
- 人材育成については、多くの実習生、研究生を受け入れるなどして大きな貢献をしており高く評価できる。
- 特にポーランドとの国際協力に大きな進展があり、産業界との連携も進んでおり高く評価できる。
- 産学官協議会の設立及び継続的な開催は今後の連携強化など相乗効果が期待できる。
- エネルギー基本計画及び 2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略等の国の施策に貢献。

- 再稼働を実施し、HTGR の社会実装につながる検討が進んでいる。カーボンニュートラルに向かう国の方針に合致している。

- 第4期中長期計画の事前評価

- 高温ガス炉水素製造の実現に向け、第4期中長期計画でどこまで達成するのかを明確にし、計画的な推進を期待します。
- JAEA は研究開発機関であるが、本課題では高温ガス炉の海外実績作りや水素製造技術の実用化など産業界との協力が必要な課題が多くあり、前広に連携しながら進めていただきたい。
- 第4期中長期計画では熱利用試験が大きな柱となっている。特に高温ガス炉と水素製造プラント等の熱利用施設との接続に関する許認可については、今後の高温ガス炉の展開上きわめて重要と考えられるので、この許認可を通して規制の考え方を明らかにし、世界標準となるよう尽力いただきたい。
- 次期（第4期）中長期計画は、本開発が2050年カーボンニュートラル実現の一翼を担うために、これまでの研究開発を踏まえ商業装置としての安全性と実効性の足固めをする重要期間と認識する。

This is a blank page.

9. 実用高温ガス炉に向けた取組み

Development for Commercial-scale High-temperature Gas-cooled Reactor

This is a blank page.

実用高温ガス炉システムの安全基準の整備に向け、蒸気供給用高温ガス炉システムの設計・評価により、熱利用施設の一般産業施設化に係る安全要件の適用性を確認した。熱利用施設の異常時における熱負荷変動のみではなく、通常利用時の熱利用施設の熱負荷変動に対し負荷追従できるシステム概念を完成させるとともに、蒸気供給用高温ガス炉の炉内燃料管理、Xe 安定性確認に資する核計装システム概念を確立した。また、IS プロセス技術の民間移転等を目指した実用水素製造システムの経済性向上に向け、硫酸分解器に適用する新規耐食合金の耐食性能と機械特性の長時間安定性に係るデータを取得した。

9.1 熱利用施設の一般産業施設化に係る安全要件の適用性確認

熱利用施設の一般産業施設化に係る安全要件の適用性を確認するために、熱利用施設が異常時において熱負荷変動を吸収できること、原子炉部分出力運転への移行及び定格運転への復帰ができることを確認した。具体的には、以下を検討した。

- ① 熱利用施設異常時の原子炉部分出力運転及び小型蒸気タービンによる熱負荷変動吸収
- ② 原子炉部分出力運転への移行及び原子炉定格運転へ復帰する運転方式

通常運転時には、所内利用に必要な電力を蒸気タービンにより発電し、熱利用施設の熱利用量の低下時は、蒸気タービンの発電量を増加させ電力グリッドへ送電することとした。①については、熱利用施設の異常時は、隔離弁を閉鎖し炉心出力を 25%まで低下させ、発生する蒸気は全て蒸気タービンで発電するシステム設計を提示した（図 9.1）。提示したシステムの設計の成立性を確認するとともに、異常時だけではなく通常時の需要変化による熱負荷変動も吸収できることを確認した。②については、1 次系の流量を 25%として通常運転時と同じ条件を保つこととした。また、定格運転時への復帰は、1 次系流量を 32%として 1 次系の温度を下げ SG の伝熱量を調整し、その後 1 次系流量を増加させて定格運転に復帰させる流量制御による運転方式を確立した。また、部分出力運転時における燃料最高温度が制限値以下であることを確認した。以上により、熱利用施設の異常時においても原子炉の通常運転に影響を及ぼさない蒸気供給用高温ガス炉システム概念を提示し、熱利用施設の一般産業施設化に係る安全要件の適用性を確認した。また、熱利用施設の異常時における熱負荷変動のみではなく、通常利用時の熱利用施設の熱負荷変動に対し負荷追従できるシステム概念を完成させた。

9.2 蒸気供給高温ガス炉の核計装システム概念の確立

炉内燃料管理及び Xe 安定性の確認など、軽水炉と同様の運転管理・安全性の確認の手段を提供するために、蒸気供給高温ガス炉の核計装システム概念を検討した。高温ガス炉の炉内が高温であるため、炉内核計装の導入は難しい。そこで、高温ガス炉の中性子の平均自由行程が長く、炉外でも炉心中心部で発生した中性子の検出が可能なことを利用した炉外核計装システムの概念を提案した（図 9.2）。本システムでは、炉外中性子検出器を螺旋状に駆動させる。各検出器位置における各燃料要素から発生した中性子の検出器感度を事前に評価し、検出器信号と出力密度の関係性を求め、逆解析により出力分布を評価する。本システムの成立性を確認するために、HTTR 体

系を模擬した数値実験を以下の手順で行った。その結果、燃料ブロック 150 体の出力密度に対し厳密な出力密度を再現することができた。具体的な手順は以下のようになる。

- ① 燃料ブロック 150 体毎に出力密度を設定
- ② 中性子輸送方程式により、検出器感度を評価
- ③ 測定点 150 点分の検出器信号を算出
- ④ ③の 150 点分の検出器信号から燃料ブロック 150 体毎に出力密度を逆算
- ⑤ 燃料ブロック 150 体毎に④の出力密度と①の出力密度を比較

本システムの成立性を確認し、蒸気供給高温ガス炉の核計装システム概念を確立した。

9.3 IS プロセスの硫酸分解器に適用する耐食合金の開発

IS プロセスの硫酸分解器への適用を目的とし、2020 年度に 3Al-Ferrite（フェライト系ステンレス鋼）の成分を参考に、耐熱性向上及び耐食性向上を狙いとした成分改良を行った（No.2 及び No.3）。2021 年度はこれらのうち耐食性に優れる No.3 をベースに靱性向上を狙った成分改良を行い（No.6）、以下の常温靱性評価試験及び長時間耐食性評価試験を行った。

- ① $850^{\circ}\text{C} \times 1000$ 時間時効後の常温靱性評価試験（常温シャルピー衝撃特性の目標値： $10\text{J}/\text{cm}^2$ 以上）
- ② $850^{\circ}\text{C} \times 1000$ 時間長時間耐食性評価（腐食）試験（腐食速度の目標値： $0.2\text{mm}/\text{year}$ 以下）

①については、No.6 の常温靱性は No.2 及び No.3 と比較して向上し、常温シャルピー衝撃特性値は $29\text{J}/\text{cm}^2$ であり目標値を達成した。②については、No.6 の腐食速度は $0.1\text{mm}/\text{year}$ であり目標値を達成した。また、これら材料の腐食試験後の表面断面観察による酸素カラーマッピング分析を行った（図 9.3）。耐食性に劣る No.2 は、表面に凸凹のある厚い酸化皮膜の形成を確認した。耐食性に優れる No.3 及び No.6 は、表面に薄く緻密な皮膜が強固に形成されたことで、耐食性が維持されたものと推察する。

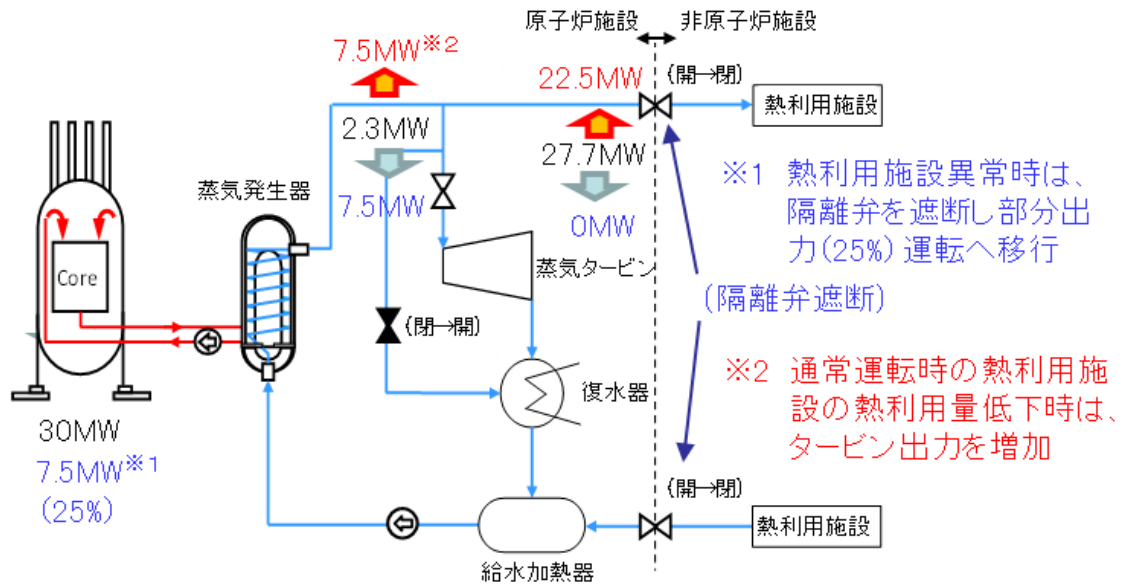


図 9.1 蒸気供給用高温ガス炉システム概念

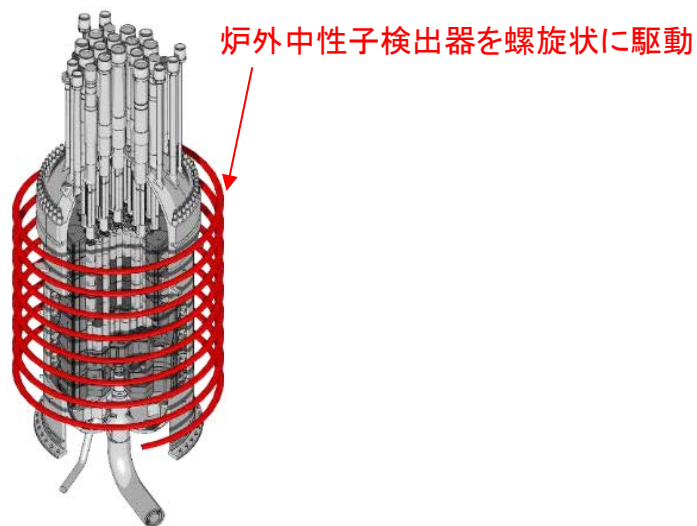


図 9.2 提案した炉外核計装システム概念

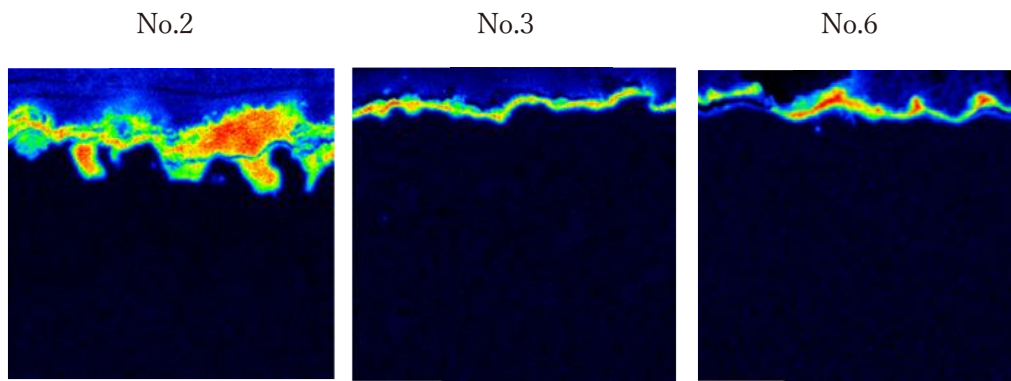


図 9.3 100 時間腐食試験後の表面断面観察

10. 高温ガス炉開発に関する国際協力

International Cooperation on HTGR Development

This is a blank page.

原子力機構では、HTTR の建設・運転を通じて培った高温ガス炉技術を基に、高温ガス炉の実用化と日本の技術の国際標準化を目指した国際協力を推進している。以下に、二国間及び多国間の国際協力について示す。

10.1 ポーランドとの協力

ポーランドでは、天然ガス輸入依存からの脱却、石炭火力による二酸化炭素排出量削減等のため、高温ガス炉導入に向け、ポーランドエネルギー省が諮問委員会を設立した。2016 年から本格的な検討が開始され、2018 年 1 月にポーランドへの高温ガス炉導入計画等が記された委員会報告書が公開された。また、2017 年 5 月 18 日に開催された日・ポーランド外相会談において、「2017 年から 2020 年までの日本国政府とポーランド共和国政府との間の戦略的パートナーシップの実施のための行動計画」が署名され、経済・科学・技術協力の分野で原子力機構とポーランド国立原子力研究センター (NCBJ) との間における高温ガス冷却炉技術の研究開発に向けた協力を奨励することが明記された。これを受けて、ポーランドにおける高温ガス炉（実験炉及び商用炉）開発を支援すると共に高温ガス炉技術の研究開発を共同実施することを目的とした高温ガス炉技術分野における研究協力覚書（期間：2017 年 5 月 18 日～2022 年 5 月 17 日）を原子力機構と NCBJ との間で締結した。さらに、NCBJ と具体的な研究協力を実施するため、高温ガス炉技術分野における研究開発協力のための実施取決め（期間：2019 年 9 月 20 日～2024 年 9 月 19 日）を締結した。覚書及び実施取決め締結後、NCBJ と定期的な技術会合を開催している。

2021 年度には、ポーランド高温ガス炉実験炉の基本設計に関するポーランド政府予算（約 18 億円／3 年）が NCBJ に対し認められたことから、関係省庁や NCBJ と、具体的な協力の進め方について協議を開始すると共に、協力のための実施取決め改定の検討を進めた。また、第 12 回技術会合を 2021 年 10 月に Web で開催し、高温ガス炉実験炉の設計に対する協力の進め方について協議した。人材育成の一環として、第 4 回高温ガス炉セミナーを 2022 年 1 月に Web で開催した。1 日間のセミナーに NCBJ の研究員 26 名が参加し、高温ガス炉実験炉の設計概念に関して、活発な質疑応答がなされた。

10.2 米国との協力

原子力関連研究開発分野における協力に関する MEXT、DOE の間の実施取決め」に基づき、「高温ガス炉の研究開発に関する協力のためのプロジェクト取決め」が 2014 年 6 月に締結されている。この取決めの下で、原子力機構と米国エネルギー省 (DOE) /アイダホ国立研究所 (INL) が、日本の高温ガス炉技術の米国高温ガス炉プロジェクトへの採用とそれに基づく国際標準化を目的として、研究資産や技術の相互活用、先進的シミュレーションコードの開発・検証、高温ガス炉再生可能エネルギーシステムの検討等の協力を進めている。

2021 年度は、先進的原子炉シミュレーションコード開発・検証に関して INL が、DOE の原子力エネルギー先進モデリング及びシミュレーションプログラム (NEAMS: Nuclear Energy Advanced Modeling and Simulation) で開発された安全解析コードを用い、HTTR の原子炉動特性評価モデル整備を開始した³⁾。今後、炉心流量喪失試験の再現解析を行う予定である。また、高温ガス炉再生可能エネルギーシステムの検討については、INL が経済性評価モデルを構築し、代表的な高温

ガス炉再エネハイブリッドシステムを対象とした最適運転計画の評価を実施した³⁾。

10.3 英国との協力

英国ビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）は、2030 年代初頭までに新型モジュール炉（AMR）として選定した高温ガス炉の実証試験を行う AMR 研究開発・実証プログラム（AMR RD&D プログラム）を進めている。

原子力機構は 2020 年 10 月、英国国立原子力研究所（NNL）との既存の包括的な技術協力取決めの中に、高温ガス炉技術分野を追加した。技術会合を 2021 年 5 月及び 7 月に Web で開催し、具体的な研究協力項目に関して協議すると共に、AMR RD&D プログラムに関する情報交換を行った。

英国原子力規制局（ONR）と英国における高温ガス炉の規制整備に向けた安全性に関する情報交換を行うため、2020 年 11 月に情報交換取決めを締結した。第 1 回情報交換会合を 2021 年 9 月に Web で開催し、今後の協力方針を協議した。

10.4 国際原子力機関（IAEA）を通じた協力

IAEA においては、ガス炉に関する技術委員会、協力研究計画（CRP）等の活動方針を審議するガス冷却炉技術ワーキンググループ（TWG-GCR）、SMR 技術ワーキンググループ（TWG-SMR）を通じて、各国における高温ガス炉技術に関する研究開発の動向等の情報の交換、国際協力研究の調整等を行っている。2021 年度は、TWG-SMR 会議（Web 開催）が開催され、導入に向けての議論が活発になっている SMR について、各国の状況、IAEA における検討状況を意見交換した。SMR の経済性については重要な課題であり、「小型モジュール炉（SMR）の経済性評価：手法と適用」CRP 会議（Web 開催）に参加し、SMR の代表的な炉型である高温ガス炉について、原子力機構で設計した GTHTR300 及び GTHTR300C について、経済性評価の対象機器等を選定した結果を提示した。また、高温ガス炉の高い安全性を活用して緊急時避難不要とする考え方を整理すべく、SMR の緊急時避難区域（EPZ）に関する CRP に参加した。さらに、IAEA が 2020 年度から開始した IAEA 安全基準類の革新炉（小型モジュール軽水炉、浮体式軽水炉、ナトリウム冷却高速炉、鉛冷却高速炉、高温ガス炉、熔融塩炉）への適用性評価に、高温ガス炉担当の IAEA 外部専門機関として招聘され、適用性評価における基本情報として既存軽水炉と異なる高温ガス炉の特徴（Novelty）を整理すると共に IAEA が実施した適用性評価結果のレビューを実施し、関連するコンサルタント会合（Web 開催）に参加した。

10.5 第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）を通じた協力

2006 年 11 月に、日本、仏国、米国、EU、韓国、カナダ及びスイスの間で、第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF：Generation IV International Forum）を通じた超高温ガス炉システム取決め（フェーズ I）が署名され、その後、中国の参加、カナダの脱退があった。2016 年 11 月には、引き続き 10 年間活動を延長するためのフェーズ II の取り決めが、6 カ国 1 国際機関の間で署名され、その後、豪州及び英国が参加すると共に、カナダが再加入した。

現在、① 燃料・燃料サイクルプロジェクト、② 水素製造プロジェクト及び③ 材料プロジェ

クトについて参加国による署名が行われ、共同研究が実施されている。さらに、4 つ目のプロジェクトとして、④ 計算手法検証・ベンチマークプロジェクトの開始に向けた準備も進められた。以下、各プロジェクトの最近の動向を示す。

① 燃料・燃料サイクルプロジェクト

2021 年 9 月の第 17 回会合（Web 開催）において、参加機関における被覆燃料粒子の開発、照射後試験等の現状及び進捗に関する報告があった。

② 水素製造プロジェクト

2021 年 9 月の第 23 回会合（Web 開催）において、IS プロセス、高温水蒸気電解、Cu-Cl プロセスによる水素製造の課題に関する参加機関の進捗及び今後の試験計画を確認した。

③ 材料プロジェクト

2021 年 3 月～5 月の第 24 回会合（Web 開催）及び 2022 年 3 月の第 25 回会合（Web 開催）にて、黒鉛材料、SiC 材料等の超高温ガス炉材料開発の課題に関する参加機関の進捗確認を行った。

④ 計算手法検証・ベンチマーク（CMVB）プロジェクト

2021 年 4 月の第 23 回準備会合（Web 開催）及び 2021 年 9 月の第 24 回準備会合（Web 開催）において、正式な CMVB プロジェクト開始に向けた協議を行った。

10.6 OECD/NEA を通じた協力

OECE/NEA の原子力施設安全委員会は HTTR を用いた LOFC（Loss-of-forced cooling）プロジェクトを進めている。HTTR は 2011 年東北地方太平洋沖地震の影響により停止中であったが、2021 年 7 月に運転を再開した。2022 年 1 月、LOFC プロジェクトによる試験の 1 つである炉心冷却喪失試験を実施した。LOFC プロジェクトの運営委員会・技術委員会会合を 2021 年 12 月に Web で開催した。技術委員会では、LOFC プロジェクトの進捗状況の報告、試験のスケジュール及び試験手順等の説明を行った。また、試験の事前解析結果を提示し、参加国で議論を行った。運営委員会では 2022 年 3 月末までとなっているプロジェクトの期間を 2 年間延長して 2024 年 3 月末までとするスケジュール内容を合意した。

10.7 カザフスタンとの協力

従来の黒鉛製マトリックスではなく新たに SiC マトリックスを用いる新しい燃料コンパクト母材の照射特性を把握するため、核物理研究所（INP）と国際科学技術センター（ISTC）のレギュラープロジェクト KZ-2514「高温ガス炉燃料要素の照射済 SiC 母材の特性研究」を 2020 年 3 月から 3 カ年計画で進めている。

11. あとがき

本報告書は、高温工学試験研究炉部における 2021 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、放射線管理部・放射線管理第 2 課及び水素・熱利用研究開発部の関係者が分担して執筆し、HTTR 計画課において編集したものがある。

参考文献

- 1) 根本隆弘, 荒川了紀, 川上悟, 長住達, 横山佳祐, 渡部雅, 大西貴士, 川本大樹, 古澤孝之, 猪井宏幸, 野尻直喜, 飯垣和彦, 齋藤賢司, 堀直彦, “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—”, JAEA-Technology 2023-005 (2023), 33p.
- 2) 五十川浩希, 直井基将, 山崎誠司, Hai Quan HO, 片山一成, 松浦秀明, 藤本望, 石塚悦男, “HTTR の核的パラメータの計算—2021 年度夏期休暇実習報告—”, JAEA-Technology 2022-015 (2022), 18p.
- 3) G. Strydom, P. Balestra, HTGR Simulation Methods and International Collaborations, Advanced Reactor Technologies, Gas-Cooled Reactor Program Review, July 13-14. 2021.
- 4) J. Richards, C. Rabiti, H. Sato, X. L. Yan, N. Anderson, Economic Dispatch Model of Nuclear High-Temperature Reactor with Hydrogen Cogeneration in Electricity Market, Energies, 14, 8289, 15p. (2021).

付 録

Appendix

This is a blank page.

付録1 2021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	2021・9	HTTR（高温工学試験研究炉）の内部溢水影響評価	枋尾 大輔	JAEA-Technology 2021-014
HTTR 技術課	2021・9	2020 年度夏期休暇実習報告；HTTR 炉心を用いた原子力電池に関する予備的検討；核設計のための予備検討, 3	石塚 悦男	JAEA-Technology 2021-016
高温工学試験 研究炉部	2021・11	HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2019 年度）	高温工学試験研究炉部	JAEA-Review 2021-017

(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	2021・6	Preparation for restarting the high temperature engineering test reactor; Development of utility tool for auto seeking critical control rod position	Ho Hai Quan	Nuclear Engineering and Design
HTTR技術課	2021・10	Proposal of evaluation method of graphite incombustibility	濱本 真平	2021 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2021)
HTTR技術課	2021・10	Study on chemical form of tritium in coolant helium of high temperature gas-cooled reactor with tritium production device	濱本 真平	2021 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2021)
HTTR技術課	2022・1	Seismic classification of high temperature engineering test reactor	小野 正人	Nuclear Engineering and Design
HTTR技術課	2022・1	Design of a portable backup shutdown system for the high temperature gas cooled reactor	濱本 真平	Nuclear Engineering and Design
HTTR技術課	2022・3	Improving the safety of the high temperature gas-cooled reactor "HTTR" based on Japan's new regulatory requirements	濱本 真平	Nuclear Engineering and Design

付録2 2021年度高温工学試験研究関係主要事項 (1/5)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2021・4	・計測制御系統施設発信器等点検整備作業 (5日～28日) ・HTTR 圧縮空気設備定期点検作業 (7日～27日) ・HTTR 計測制御系統施設定期点検作業／放射能計装設備等 (7日～30日) ・HTTR 排気設備等定期点検作業／非常用空気浄化設備 (7日～5月7日) ・HTTR 原子炉格納容器定期点検作業 (7日～6月25日) ・HTTR 補機／一般冷却水設備定期点検 (8日～28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 (9日～6月2日) ・HTTR 原子炉プラント監視用計算機定期点検 (12日～20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 (12日～28日) ・HTTR 計測制御系統施設定期点検作業／安全保護計装盤等 (12日～28日) ・換気空調設備定期点検作業 (14日～19日) ・加圧水 ACL 伝熱管洗浄作業 (15日～16日) ・加圧水循環ポンプ電動機点検作業 (19日～23日) ・HTTR 排気設備等定期点検作業／気体廃棄物の廃棄施設 (21日～5月7日) ・機械棟ボイラー休缶措置 (28日)	・設計及び工事の方法の認可申請書〔HTTR の変更 (第4回申請)〕の認可を取得 (8日) ・使用前確認申請書の記載事項の変更届出 (14日) ・燃料棚卸 (20日) ・設工認 (第2回及び第4回) に係る使用前事業者検査 (20日～30日) ・IAEA による実在庫検認 (22日) ・原子力規制庁による使用前確認 (26日～28日)
2021・5	・HTTR 広領域中性子計装用コネクタ整備作業 (18日～20日) ・原子炉格納容器全体漏えい率試験準備作業 (24日～6月29日) ・液体廃棄物の廃棄設備及び一般排水設備液位計校正作業 (27日～6月2日) ・換気空調設備定期点検作業 (27日～7月2日) ・フローメータ交換作業 (28日～6月1日) ・制御棒位置計装の校正点検 (31日～6月1日) ・換気空調用冷水装置定期点検 (31日～6月7日)	・動的機器健全性確認運転〔コールド試験〕 (7日～26日) ・RI 定期検査 (10日) ・設工認 (第1回) に係る使用前事業者検査 (24日～28日) ・大洗町一斉 PCR 検査 (26日～28日) ・建設管理棟樹木伐採作業 (31日～6月15日、7月1日～8月23日)

付録2 2021年度高温工学試験研究関係主要事項 (2/5)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2021・6	・ 消火設備の定期点検 (2日～3日) ・ 1次冷却設備等点検 (2日～4日) ・ ガス循環機等計器校正作業 (8日～9日) ・ 原子炉格納容器全体漏えい率試験 (A種試験) (8日～20日) ・ HTR 屋外オイルタンク点検作業 (10日～11日) ・ 火災、通信、自然災害、BDDB等の資機材点検 (14日～16日) ・ 噴霧装置作動点検 (14日～18日) ・ 移送台車の年次点検 (16日～18日) ・ 自動火災報知設備定期点検作業 (18日～25日) ・ CCT ハッチ開放点検作業 (21日～23日) ・ プール水冷却浄化設備計装系点検 (21日～23日) ・ 燃料破損検出装置計装盤点検作業 (23日～7月1日) ・ 補機／一般冷却水設備点検・流量調整作業 (24日～25日) ・ 未臨界度測定装置校正点検 (28日～30日) ・ 冷却塔連絡通路補修作業 (28日～7月5日) ・ HTR 試料採取設備放射能検出器点検校正作業 (28日～7月2日) ・ 気体廃棄物の廃棄施設保守点検作業 (29日～7月2日) ・ 水分計点検校正作業 (30日～7月2日)	・ 原子炉設置変更許可申請書の工事計画の変更届出 (3日) ・ 定期事業者検査 (3日、4日) ・ 令和3年度第1回大洗研究所総合訓練 (4日) ・ 定期事業者検査 (7日～11日、17日) ・ 使用前確認申請書の記載事項の変更届出 (15日) ・ 設工認 (第1回)に係る使用前事業者検査 (18日～29日) ・ 定期事業者検査 (29日) ・ 使用前事業者検査 (29日) ・ 原子力規制庁による使用前確認 (29日～7月2日)
2021・7	・ ガスクロマトグラフ質量分析計点検校正作業 (19日～30日) ・ 液体廃棄物の廃棄設備機器ドレン系ドレンピット液位計更新 (28日、29日) ・ 運転サイクルRS-14・原子炉起動 (30日)	・ 全国安全週間 (1日～7日) ・ 運転サイクルRS-14 運転説明会 (6日、7日) ・ 定期事業者検査 (12日) ・ 定期事業者検査 (16日) ・ 定期事業者検査 (25日、26日)
2021・8	・ 大洗研究所 (北地区) 計画外停電 (9日) ・ 商用電源喪失に伴う原子炉の計画外停止 (9日) ・ 原子炉再起動 (12日)	・ 新型コロナウイルスに係る茨城県独自の緊急事態宣言 (6日～19日) ・ 新型コロナウイルス感染症緊急事態宣言 (20日) [茨城県] ・ 定期事業者検査 (13日～18日)

付録2 2021 年度高温工学試験研究関係主要事項 (3/5)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2021・9	・ 付属建家空調機更新 (13 日～15 日) ・ 新倉庫 エアコン圧縮機交換作業 (14 日～15 日) ・ 運転サイクル RS-14・原子炉停止 (30 日)	・ 2021 年度年間運転計画の変更 (16 日) ・ 定期事業者検査 (21 日、22 日) ・ 新型コロナウイルス感染症緊急事態宣言の解除 (30 日) [茨城県]
2021・10	・ 通信連絡設備定期点検作業 (11 日～22 日) ・ 空調用冷水装置点検整備作業 (12 日～25 日) ・ 液体廃棄物の廃棄設備指示警報計の更新 (20 日) ・ HTTR 屋外倉庫エアコン設置作業 (20 日～22 日) ・ 二酸化炭素消火設備点検 (22 日) ・ 非常用電源設備等定期点検作業 (25 日～2 日) ・ 換気空調用蒸気供給設備定期点検作業 (25 日～11 月 12 日) ・ 駐車場整備工事 (25 日～12 月 14 日)	・ 全国労働衛生週間 (1 日～7 日) ・ 部門長との意見交換会 (5 日～6 日、12 月 15 日) ・ 北地区断水 (30 日)
2021・11	・ メンテナンスピット用遮へいハッチ開放・閉鎖作業 (1 日) ・ メンテナンスピット内機器の作動点検 (4 日～12 日) ・ HTTR 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～22 日) ・ 原子炉格納容器内火災感知器電線管敷設作業 (4 日～5 日) ・ 中性子検出器の棚卸・検認 (8 日～11 日) ・ 電力調整器盤の点検・整備作業 (8 日～19 日) ・ 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～12 月 7 日) ・ ヘリウム循環機回転数制御装置等の点検整備作業 (9 日～12 月 16 日) ・ 非常用発電機設備点検整備作業 (ガスタービンエンジン) (8 日～26 日) ・ 機械棟ボイラー点検保守作業 (8 日～12 日) ・ 放射能計装設備サンプリングポンプ点検作業 (10 日～12 日) ・ 非常用発電機設備点検整備作業 (発電機、制御盤) (14 日～26 日) ・ 加圧水空気冷却器凍結防止装置の取付け作業 (24 日)	・ 「津波防災の日」に関する訓練 (2 日) ・ 令和3 年度第2 回大洗研究所総合訓練 (9 日) ・ HTTR 研究棟・開発棟及び HTTR 建設管理棟計画停電 (13 日) ・ 原子炉設置変更許可申請 (15 日)

付録2 2021年度高温工学試験研究関係主要事項 (4/5)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2021・12	・ HTTR 排気筒支持鉄塔部劣化診断 (1日～9日) ・ 炉容器冷却設備冷却器の伝熱管洗浄作業 (6日～：12月8日非火災事象発生のため一旦中止、延期し3月4日まで実施) ・ HTTR 直流非常灯の更新 (6日～20日) ・ HTTR 補助/一般冷却水設備薬液注入装置定期点検作業 (7日～8日) ・ SF 建家電気設備 計画停電作業 (9日) ・ HTTR 核物質防護用特殊扉等点検整備作業 (13日～24日) ・ 二酸化炭素消火設備点検作業 (15日～16日) ・ HTTR 研究棟火災受信機盤の更新 (15日～24日)	・ 年末年始無災害運動 (1日～1月15日) ・ 原子力安全監査 (6日～10日、13日、24日) ・ 2021年度年間運転計画の変更 (7日) ・ 北地区計画停電・断水 (11日～12日) ・ 北地区火報、誘導灯点検 (13日～20日) ・ 核燃料物質使用変更許可申請 (16日) ・ 使用前事業者検査 (23日、24日) ・ 運転計画 (3ヵ年) 変更届出 (24日)
2022・1	・ 液体廃棄物の廃棄設備機器ドレン系廃液槽排出作業 (5日) ・ 原子炉建家内酸欠警報装置点検校正作業 (6日、7日) ・ 加圧水 ACL 起動点検前準備 (11日、12日) ・ 産業廃棄物処理処分作業 (14日) ・ 防災監視装置定期点検作業 (19日) ・ 運転サイクル RS-15・原子炉起動 (24日) ・ 加圧水空気冷却器凍結防止装置の取外作業 (24日) ・ 運転サイクル RS-15・原子炉停止 (28日) ・ 加圧水空気冷却器凍結防止装置の取付作業 (29日) ・ 加圧水冷却設備凍結防止運転 (29日～間欠運転)	・ 運転サイクル RS-15 運転説明会 (6日、7日) ・ 出入許可証下半期胸部等提示点検 (17日～2月18日) ・ 次年度運転計画 (3ヵ年) 届出 (28日) ・ 新型コロナ対策における大洗研究所構内における運動禁止 (29日～3月23日)

付録2 2021年度高温工学試験研究関係主要事項 (5/5)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2022・2	・燃料貯蔵中点検作業（4日） ・管理区域内サービスエリア床等の補修塗装作業（8日～18日） ・原子炉建家エレベータ主ロープ及び調速機用ロープの更新作業（9日、21日） ・中性子源輸送容器の保管中点検（9日） ・HTTR 周辺外灯ランプ交換作業（9日、10日） ・通信連絡設備定期点検／非常用放送（14日～18日） ・プラント制御装置更新に係るシステムネットワーク等現場検証（17日） ・1次ヘリウム純化設備電磁弁交換作業（14日～18日） ・入退室管理自動記録装置点検整備作業（14日、15日） ・メンテナンスピット内機器の点検（16日、17日） ・HTTR 計算機室用個別型空調機の更新（17日～21日） ・高速データ収集システム定期保守作業（25日） ・ガスクロマトグラフ質量分析計調整作業（24日～3月9日） ・排気筒外観検査（24日） ・使用済中性子検出器の収納・保管容器の受入作業（25日） ・制御棒交換機固縛レンチ搬出作業（25日） ・中性子検出器受入れ（28日）	・安全協定に基づく平常時立入調査（15日） ・2021年度年間運転計画の変更（28日）
2022・3	・中性子検出器交換のリハーサル（9日、10日）（29日～31日） ・HTTR 研究棟防火ダンパー更新作業（17日） ・純化系トラップ再生、ヘリウム回収作業（9日～24日） ・HTTR 計算機室用個別型空調機の更新（14日～18日） ・加圧水冷却設備凍結防止装置取外し作業（16日） ・1次ヘリウム純化設備ガス循環機内部点検作業（28日～31日）	・令和4年春季全国火災予防運動（1日～7日） ・令和3年度核物質防護訓練（9日） ・所幹部との意見交換会（3、4級対象）（9日） ・運転計画（3ヵ年）変更届出（18日） ・原科研 HL 保管未使用燃料区分経理手続き完了（17日） ・3ヵ年運転計画の変更届、運転延期に関するプレス発表等（18日） ・オンライン施設公開（26日） ・2022年度年間使用計画の策定（30日） ・2022年度年間運転計画の策定（30日）

