

# HTTR (高温工学試験研究炉) の試験・運転と技術開発 (2019 年度)

Operation, Test, Research and Development of  
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)  
(FY2019)

(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

November 2021

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  
（2019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

（2021年7月21日受理）

HTTR（高温工学試験研究炉）は、日本原子力研究開発機構大洗研究所で建設された熱出力 30MW 及び原子炉出口冷却材温度 950°Cの我が国初の高温ガス炉である。

HTTR の目的は高温ガス炉技術の基盤の確立及び高度化のための試験研究であり、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。

2019年度は、2011年東北地方太平洋沖地震以来運転停止している HTTR の運転再開に向けての活動を昨年度に引き続き継続している。運転再開のためには、2013年12月に施行された試験研究用等原子炉施設に対する新規制基準への適合性確認が必要であり、対応する原子炉設置変更許可申請に対する監督官庁への対応を行っている。

本報告書は、2019年度に実施された新規制基準への対応、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)  
(FY2019)

(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 21, 2021)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) is the first High-Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) constructed in Japan at the Oarai Research and Development Institute of the Japan Atomic Energy Agency with 30MW in thermal power and 950 °C of outlet coolant temperature.

The purpose of the HTTR is to establish and upgrade basic technologies for HTGRs. The HTTR has accumulated a lot of experience of HTGRs' operation and maintenance up to the present time throughout rated power operations, safety demonstration tests, long-term high temperature operations and demonstration tests relevant to HTGRs' R&Ds. In the fiscal year 2019, we continued to make effort to restart operations of the HTTR that stopped since the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake. It is necessary for the HTTR reoperation to prove conformity with the new regulatory requirements for research reactors enacted in December 2013. So we might cope with government agency to pass the inspection of application document for the HTTR licensing.

This report summarizes the activities carried out in the fiscal year 2019, 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 品質保証活動の状況.....	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 動的機器健全性確認運転（コールド試験） .....	11
2.3 装置・設備の保守管理 .....	11
2.4 非常用発電機ガスタービンエンジンの分解点検 .....	12
2.5 2次ヘリウム冷却設備ヘリウム循環機上部ケーシングのガスケット交換作業.....	15
3. 試験研究用等原子炉施設の新規制基準への対応.....	17
3.1 概要 .....	19
3.2 新規制基準適合に係る設計及び工事の方法の認可申請の内容 .....	20
3.3 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内容 .....	22
4. 放射線管理 .....	25
4.1 放射線作業時の管理 .....	27
4.2 個人被ばく管理 .....	27
4.3 排気及び排水の管理 .....	27
4.4 放射線管理設備に係る保守管理 .....	28
5. 技術開発 .....	31
5.1 3次元実形状モデルを用いた原子炉建家と排気筒の衝突解析.....	33
5.2 HTTR 炉心を用いた原子力電池に関する予備的検討 .....	35
6. 人材育成 .....	37
6.1 人材育成の実績 .....	39
7. 品質保証活動の実施状況 .....	41
7.1 概要 .....	43
7.2 品質保証活動の実績 .....	43

8. 所外の専門部会等での審議 .....	53
8.1 高温ガス炉産学官協議会 .....	55
8.2 海外戦略検討ワーキンググループ .....	55
8.3 高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会 .....	55
9. 実用高温ガス炉に向けた取組み .....	57
9.1 燃料設計限度の考え方の提示 .....	59
9.2 蒸気供給用高温ガス炉システムの炉心設計 .....	59
9.3 ガスタービンへの核分裂生成物の沈着低減技術の開発 .....	60
10. 高温ガス炉開発に関する国際協力 .....	63
10.1 ポーランドとの協力.....	65
10.2 米国との協力.....	65
10.3 英国との協力.....	66
10.4 国際原子力機関（IAEA）を通じた協力.....	66
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.....	67
10.6 OECD/NEA を通じた協力 .....	68
10.7 韓国との協力.....	68
10.8 中国との協力.....	68
10.9 カザフスタンとの協力.....	68
11. あとがき .....	69
参考文献 .....	69
付録 .....	71
付録1 2019年度高温工学試験研究関連研究発表.....	73
付録2 2019年度高温工学試験研究関係主要事項.....	74
付録3 2019年度高温工学試験研究関連審査会合及び審査ヒアリング開催履歴 .....	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 .....	4
1.4 Activities of Research and Development on HTGR and Related Heat Application Technology .....	5
2. Operation and Maintenance .....	9
2.1 Operation of HTTR .....	11
2.2 Maintenance Operation for HTTRs' Cooling System Integrity (Non-nuclear Heating Test) .....	11
2.3 Maintenance of HTTR .....	11
2.4 Overhaul Work of Gas Turbine Generators Feeding Emergency Power .....	12
2.5 Exchange of gaskets of the Upper Casing of Helium Gas Circulator for Secondary Helium cooling System .....	15
3. Conformity with New Regulatory Requirements for Research Reactors .....	17
3.1 Outline .....	19
3.2 Application for Approval of the Design and Construction Method on New Regulatory Requirements .....	20
3.3 Application for Approval for Changes of the HTTR's Operational Safety program on New Regulatory Requirements .....	22
4. Radiation Control .....	25
4.1 Radiation Monitoring and Control .....	27
4.2 Control of Personal Exposure .....	27
4.3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage .....	27
4.4 Maintenance of Radiation Monitoring System .....	28
5. Research and Development .....	31
5.1 Impact Evaluation of Reactor Building and Stack by 3D Realistic Model .....	33
5.2 Feasibility Study on Nuclear Battery using HTTR Core .....	35
6. Human Resource Development .....	37
6.1 Performance of Human Resource Development .....	39

7. Activities of Quality Assurance System .....	41
7.1 Outline .....	43
7.2 Performance of Quality Assurance System .....	43
8. Deliberations in Specialist’s Committees .....	53
8.1 High-temperature Gas-cooled Reactor Industry, Academia and Government Councils ....	55
8.2 Working Group for the Researching on Global Strategy .....	55
8.3 Evaluation Committee of Research Activities for High Temperature Gas-cooled Reactor and Related Hydrogen Production Technology .....	55
9. Development for Commercial-scale High-temperature Gas-cooled Reactor .....	57
9.1 Suggestion a View of Fuel Design Limitation .....	59
9.2 Core Design of HTGR System for Steam Supply.....	59
9.3 Development of Reducing Technology for Fission Products Adhesion to Helium-gas Turbine .....	60
10. International Cooperation on HTGR Development .....	63
10.1 Poland .....	65
10.2 U.S.A .....	65
10.3 England .....	66
10.4 International Atomic Energy Agency (IAEA) .....	66
10.5 Generation IV International Forum (GIF) .....	67
10.6 OECD Nuclear Energy Agency (OECD/NEA) . .....	68
10.7 Korea .....	68
10.8 China .....	68
10.9 Kazakhstan .....	68
11. Postscript .....	69
References .....	69
Appendixes .....	71
Appendix 1 Publication and Presentations on High Temperature Engineering Research in FY2019 .....	73
Appendix 2 Essential Particular on High Temperature Engineering Research in FY2019 .....	74
Appendix 3 Information of the Examination Meeting and Hearing of the NRA in FY2019.....	78



# 1. 概要

---

Outline of Activities

This is a blank page.

高温ガス炉は、冷却材温度として一千度近い高温を利用することができる原子炉である。炉心を構成する材料は耐熱性の高い黒鉛（耐熱温度約 2500°C）、炉心を冷却する物質に化学反応性の低いヘリウムガスを用い、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）を用いている。高温ガス炉の特徴は、①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及び②被覆燃料粒子、炉心構成材、冷却材等の優れた性能及び負のフィードバック炉心特性により、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事故の生じない極めて高い安全性を有することである。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 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。表 1.1 に HTTR の建設から現在までの軌跡を示す。

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。震災の影響により原子炉の運転を停止しているが、高温ガス炉の実用化を目指したデータ取得のための長期連続運転、優れた安全性を実証するための安全性実証試験等を進める計画である。

## 1.1 運転・保守・放射線管理の状況

HTTR は、2013 年 12 月に施行された試験研究用等原子炉施設に対する新規規制基準への適合性確認に係る審査対応を行っていたことから 2019 年度に原子炉運転は行わなかった。原子力規制委員会の許認可を得るまで施設定期検査を継続して原子炉施設の保守管理を実施している。

保守管理の一環として、原子炉を起動しない状態での動的機器の健全性確認及び運転員の力量向上を目的として、2020 年 3 月に、動的機器健全性確認運転（コールド試験）を実施することを計画したが、新型コロナウイルス感染症の影響により、本試験は延期とした。

2019 年度に実施した主要な機器の製作、工事は、2018 年度に実施した非常用発電機ガスタービンエンジン B 号機の分解点検に続いて実施した A 号機の非常用発電機ガスタービンエンジンの分解点検及び 2 次ヘリウム冷却設備ヘリウム循環機上部ケーシングのガスケット交換作業である。

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 3 月 11 日の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、規制強化された試験研究用等原子炉施設新規規制基準（2013 年 12 月 18 日施行）に対する適合性確認の審査を受けるため、HTTR は、2014 年 11 月 26 日に原子炉設置変更許可を原子力規制委員会に申請している。2019 年度は、昨年度から引き続き原子力規制委員会の審査を継続して受け、許可変更申請に対する補正、設工認申請、保安規定の再申請等を行った。

2020年3月25日の原子力規制委員会にて許可変更申請に対する審査書案が了承され、HTTRの運転再開に向けての活動が大きく進展した。

詳細については第3章に示す。

### 1.1.2 放射線管理の状況

2019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放射線管理上問題となる事象はなかった。

今年度の放射線作業については、2011年から継続している原子炉停止中の機能維持のための施設定期自主検査に係る作業に加え、HTTR よう素除去フィルタ再生作業に係る作業管理があった。

2019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

原子炉の安全性確保に関して重要な検討課題の一つである竜巻影響に関して、排気筒の様な複雑な形状の構築物が原子炉建家に衝突した場合の挙動を航空機等の衝突解析で利用されている3次元実形状モデルを用いた衝突解析コードを利用し評価した(5.1.3次元実形状モデルを用いた原子炉建家と排気筒の衝突解析)。

2018年度の夏期休暇実習から、学生実習の一貫として優れた安全性を有するHTTRの炉心をベースとした原子力電池に関する予備検討を実施している。2019年度は、燃料の $^{235}\text{U}$ 濃縮度や可燃性毒物を変更して熱出力5MWで30年の連続運転が可能となる炉心の概念検討を実施した(5.2HTTR炉心を用いた原子力電池に関する予備的検討)。

2019年度に実施した主要な技術開発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平成30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。2019年度は夏期休暇実習生を4名受入れている。

2019年度の人材育成の活動の詳細については第6章に示す。

## 1.3 品質保証活動の状況

HTTRにおける品質保証活動は、原子力施設の安全を達成・維持・向上することを目的として、大洗研究所(北地区)の保安規定に基づき実施している。JEAC4111等を参考に原子力機構において確立された品質マネジメントシステムに基づき、HTTR原子炉施設及び核燃料物質使用施設等の保安活動を計画的に実施、評価、継続的改善を実施している。

2017年に発生した燃料研究棟の汚染事故、2019年に発生した核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の汚染事象等の他施設からの改善指示の水平展開を実施し、自部署のリスク低減に努めている。

2019年度のHTTRにおける品質保証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開発に加え、高温の冷却材温度を利用した実用高温ガス炉熱利用技術の開発である。実用高温ガス炉の設計研究、熱利用システムの設計研究等の研究開発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

文部科学省の高温ガス炉技術研究開発作業部会の中間取りまとめを受け、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」及び「海外戦略検討ワーキンググループ」の2019年度の活動及び原子力機構における今後の高温ガス炉及び水素製造技術の研究開発の在り方について評価する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2019年度の研究成果の進捗状況の評価結果について第8章に示す。

##### 1.4.2 実用高温ガス炉に向けた取組み

HTTRの試験データや開発した燃料等の要素技術に基づき、実用化を目指した高温ガス炉の研究開発を進めている。また、HTTRの接続試験を見据えたヘリウムガスタービン技術や水素製造技術の研究開発を進めている。

実用高温ガス炉への適用を目的として規制基準や技術的な制約条件から判断基準を選定し、より合理的な燃料破損率を考慮可能な燃料設計限度の考え方を提示した。

HTTRの設計をベースに実用高温ガス炉の燃料体の使用量削減のためにカラム単位の燃料交換方法を検討し、燃料最高温度の制限を満たしつつ5割程度の燃料量削減の見込みを得た。

実用高温ガス炉を用いたヘリウムガスタービンへの核分裂生成物の沈着低減について試験を実施し、メンテナンス時の作業員の被ばく低減について目標値を1桁以上低減させる知見を得た。

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をポーランド国立原子力研究センター（NCBJ）との間で締結している。覚書締結後、NCBJと定期的な技術会合として2019年度には計3回の技術会合を行った。また、人材育成の一環として、第2回高温ガス炉セミナーを2019年7月にポーランドで開催し、2日間で延べ130名以上が参加し、活発な質疑応答がなされた。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実施取決めを2019年9月20日に締結した。

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

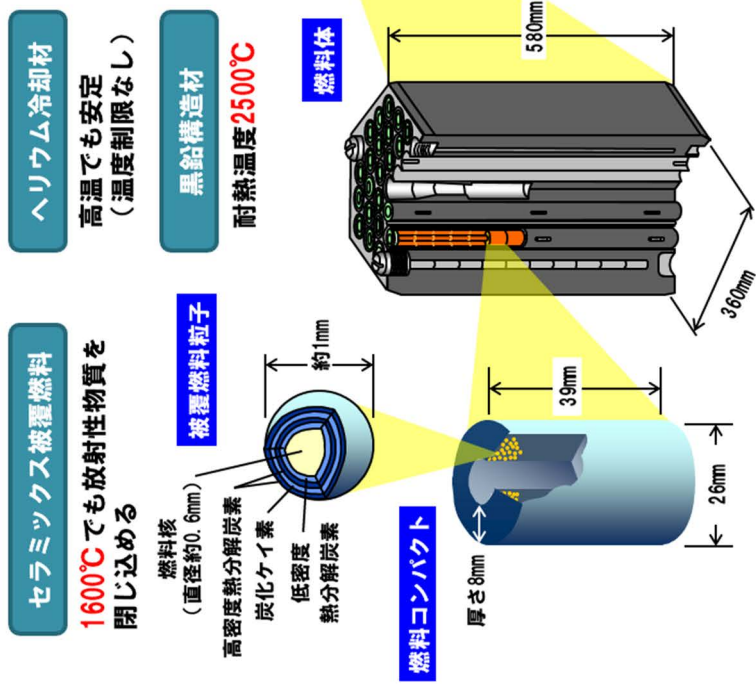
協力、国際原子力機関（IAEA）を通じた国際協力、第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）を通じた国際協力、OECD/NEA を通じた国際協力、韓国との国際協力、中国との国際協力、カザフスタンとの国際協力を実施している。詳細については第 10 章に示す。

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°C達成
2002.3.6	使用前検査合格証取得 (30MW、850°C)
2002.6	安全性実証試験 (第 1 期) の開始
2004.4.19	定格出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C達成
2004.6.24	使用前検査合格証取得 (30MW、950°C)
2005.10.1～	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul>
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 (試験炉規則に基づく運転開始から 10 年を超えない期間毎に行う保安活動等に関する評価) 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
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～	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に名称変更</li> <li>・ 第 3 期中期計画開始</li> </ul>
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)
2018.12.25	廃止措置実施方針の公開 (原子炉等規制法改正により 2019 年 1 月 1 日までに公表が義務付けられた)
2019.9.20	ポーランド国立原子力研究センターとの研究開発協力実施取決めに署名

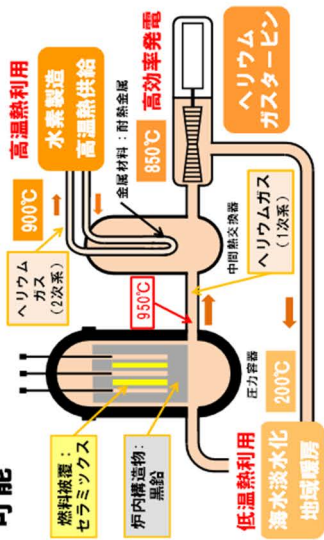
## 高温ガス炉とは

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



## 多様な熱利用が可能

- 950°Cの高温熱を供給可能で、水素製造、発電、海水淡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

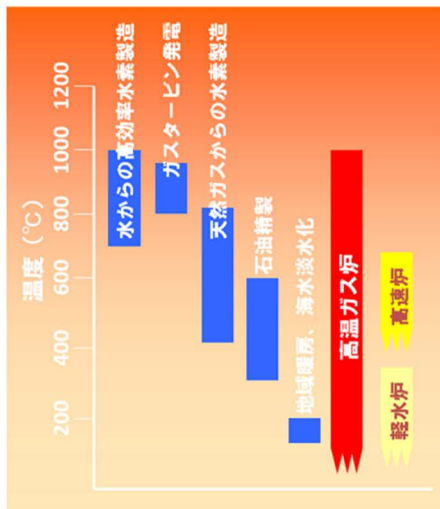


図 1.1 高温ガス炉の特徴



## 2. 運転・保守

---

Operation and Maintenance

This is a blank page.

## 2.1 原子炉の運転管理

2019年度は、2013年12月に施行された試験研究用等原子炉施設に対する新規制基準への適合性確認に係る審査対応を行っていたことから原子炉運転は行わなかった。

## 2.2 動的機器健全性確認運転（コールド試験）

### 2.2.1 概要

原子炉を起動しない状態での動的機器の健全性確認及び運転員の力量向上を目的として、2020年3月に、動的機器健全性確認運転（コールド試験）を実施することを計画した。

本試験は、2018年度に実施したコールド試験の実績から課題を抽出し、再稼働を控えた直勤務体制の確立及び設備・系統及び動的機器の健全性確認、運転員（訓練員を含む）の知識・技術レベル向上を目的とした継続的な教育として、再稼働前の最終確認に位置付けた。原子炉運転時と同じ1班5名構成で5班体制での直勤務にて原子炉施設等の運転を行うとともに、1次系圧力約4.0 MPaにおいて1次冷却材漏えい率のデータ取得を行い原子炉施設に設置されている設備・系統及び動的機器の健全性を確認する。

また、原子炉運転時に必要となる操作について、運転員（訓練員を含む）の実践教育も同時に行うことで、知識・技術レベルの維持または向上させることを目的とした。

本試験前に運転員（訓練員を含む）へ試験計画書、総括運転要領書、運転指示書を用いた運転説明会を実施するとともに、ガス循環機等のシールオイル補給作業教育、起動前の弁点検、ヘリウム初期充てんを行い、本試験前準備をした。

しかし、新型コロナウイルス感染症の影響により、本試験は延期とした。

## 2.3 装置・設備の保守管理

### 2.3.1 施設定期検査

HTTRは、2011年2月より第5回施設定期検査を実施しているが、東北地方太平洋沖地震の影響による設備・機器の点検作業及び新規制基準への適合性確認のための審査が継続していることに伴い、施設定期検査が継続している。このため本年度においても昨年度と同様に、原子炉停止中において継続的に機能が維持されていなければならない施設の検査について受検することとなった。

第5回施設定期検査計画書及び要領書（2010年12月20日初版策定）については、東北地方太平洋沖地震に伴い、従来、書類検査（又は一部書類検査）で実施していた一部の検査項目について、原則として立会検査とする改定（2011年11月16日改定4）が行われた。その後、立会区分の変更後に検査を受検した項目については、従前の立会区分に戻す改定（2012年11月5日改定5）が行われた。

本年度は昨年度と同じく、機能維持に係る施設定期検査を2019年10月25日、2019年11月20日及び2018年11月29日にそれぞれ受検し合格した。

なお、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るため、施設定期検査は、定期事業者検査に移行される。

## 2.3.2 施設定期自主検査

### (1) 原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査

HTTR では、原子炉施設保安規定に基づく HTTR 本体施設等施設定期自主検査を 2011 年 2 月 1 日から実施している。本年度は、新規制基準施行に伴い、適合性確認のための審査が継続していることから、施設定期自主検査期間を延長することにした。そのため、原子炉長期停止中においても、保安に直接関連を有する設備及び計器について、施設定期自主検査を実施し所定の性能を満足していることを確認した。

なお、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るため、施設定期自主検査は定期事業者検査に移行される。

### (2) 核燃料物質使用施設等保安規定に基づく施設定期自主検査

核燃料物質使用施設等に係る施設定期自主検査（放射線測定器を含む）を 2019 年 4 月 8 日から 2020 年 1 月 20 日の期間で実施し、保安に直接関連を有する設備及び計器について、所定の性能を満足していることを確認した。

なお、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るため、施設定期自主検査は定期事業者検査に移行される。

## 2.4 非常用発電機ガスタービンエンジンの分解点検

### 2.4.1 概要

HTTR の非常用発電機は、商用電源の喪失時等で非常用低圧母線電圧が低下した場合に原子炉を安全に停止するために必要な負荷へ電源を供給するものであり、多重性を考慮して、必要な容量の発電機 2 台（A 号機及び B 号機）を原子炉建家内の独立した場所に設け、各々の非常用低圧母線に接続している。今回は、2 台ある非常用発電機のうち A 号機のガスタービンエンジンについて、2008 年に実施した分解点検<sup>1)</sup>以来、2 回目となる分解点検を実施した。図 2.4.1 にガスタービンエンジンの構造図を示す。

### 2.4.2 分解点検を行うまでの経緯

2018 年度の定期点検で、非常用発電機 A 号機の内部構造をボアスコープで確認したところ 1 段タービンノズルに 35 箇所クラック（1～10mm）があった。このクラックは、製造メーカーにより次回の定期点検時まで継続運用が可能であると判断されたが、ガスタービンエンジンは製造メーカーから等価運転時間 1000 時間毎に分解点検を実施することが推奨されており、2018 年度の定期点検の時点で 1075 時間に達していたことから、A 号機のガスタービンエンジンを分解点検することとした。

### 2.4.3 分解点検結果

今回の分解点検では、2008 年度の分解点検の知見で得られた改善策の効果を確認した。

#### (1) 1 段インペラ及び 2 段インペラ

2008 年度の分解点検において、A 号機の空気圧縮機部分である 1 段インペラ及び 2 段イ

ンペラについては、塩害による腐食が確認されたことから、船用として実績・信頼性が高いサーメテルコーティングされた部品に改良した。

今回 A 号機の分解点検を実施したところ、エンジンの 1 段インペラ前縁にサーメテルコーティングの剥離が確認された。さらに、翼部に打痕が確認されたものの、修理による再使用が可能と判断し、ブレード修理による補修を行った。サーメテルコーティングの剥離及び打痕の原因については、給気ダクト内のさびがエンジン内に吸い込まれ、1 段インペラ前縁に接触したことによるものと推測した。今後はさびの吸込み防止策として給気ダクト内のさびの除去を計画するとともに年次点検においてエンジン内部をボアスコープにより確認し、1 段インペラの継続監視をすることとした。

エンジンの 2 段インペラについては、腐食等の異常は確認されなかった。2 段インペラはサーメテルコーティングされた部品に改良した成果は得られていると評価した。

## (2) 燃焼器ライナ

2008 年度の分解点検において、燃焼器ライナについては、HTTR での運用上、非常用発電機としては起動回数に対して運転時間が長いという特徴から、スカート部に燃焼による焼損が確認されていたため、スカート部を耐久性に優れたセラミックコーティングされた部品に改良し、部品の寿命を高める改善策を図った。

今回 A 号機の分解点検を実施したところ、燃焼器ライナのスクロール嵌め合い部にフレッキング摩耗が確認されたものの、軽微なため修理により再使用可能と判断した。セラミックコーティングされた部品に改良したことにより、耐久性が向上したものと評価した。

ガスタービンエンジンの分解点検後、工場において試運転を実施し、振動・燃焼温度・燃費等に異常のないことを確認し、HTTR へ搬入した。搬入後試運転を実施し異常のないことを確認した。

### 2.4.4 今後の計画

2018 年度の B 号機、2019 年度の A 号機のガスタービンエンジンの分解点検の結果を踏まえ、給気ダクトのさびが原因となるエンジン内の腐食等が確認されたことから、両系統の給気ダクトの補修を計画・実施する。

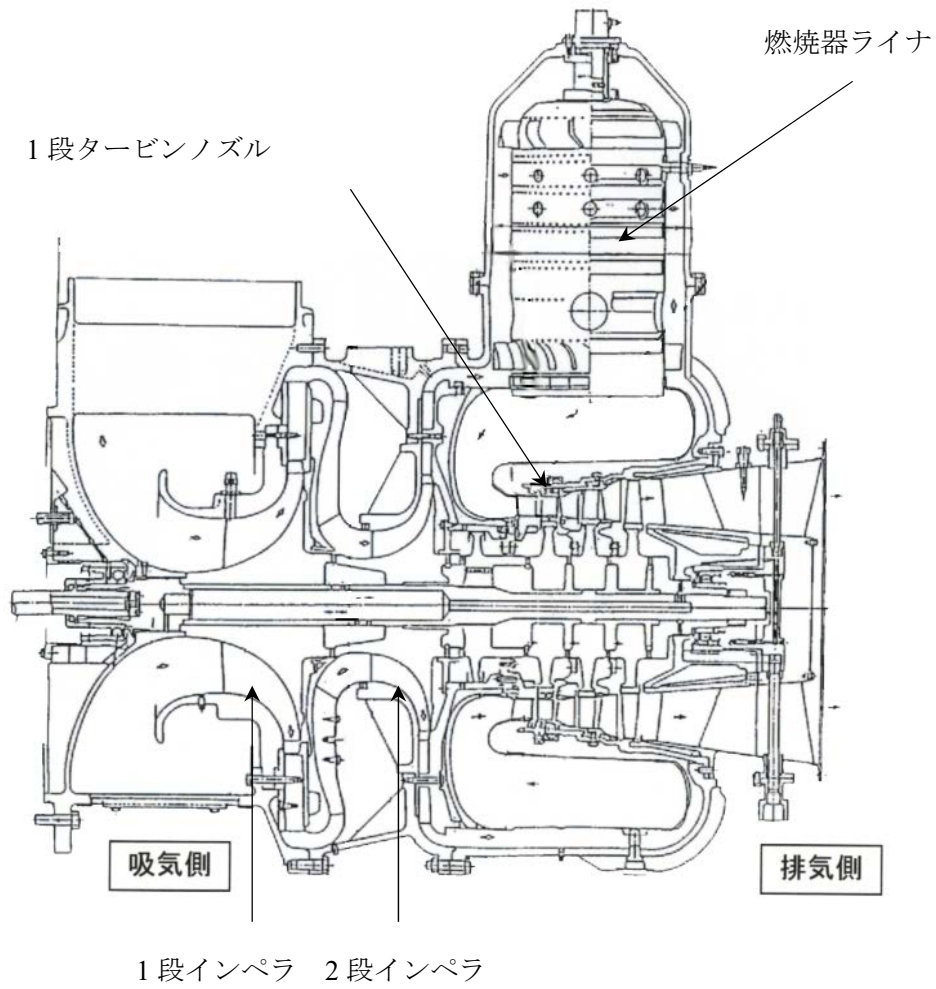


図 2.4.1 ガスタービンエンジンの構造図

## 2.5 2次ヘリウム冷却設備ヘリウム循環機上部ケーシングのガスケット交換作業

### 2.5.1 概要

HTTRの2次ヘリウム冷却設備には、冷却材を循環させるためのヘリウム循環機(以下「HGC」という。)を1台設置している。HGCはバウンダリを構成し、図2.5.1に示すように、フィルタ、電動機をケーシング内に組み込んでいる。HTTRでは冷却材であるヘリウムガスの漏えいを防止するため、2016年の9～12月の期間にて1次冷却設備に設置した4台のHGCについて、上部ケーシング部のガスケット(うず巻き型ガスケット)を交換しており、2019年には2次ヘリウム冷却設備に設置した1台のHGCについて、上部ケーシング部のガスケット交換を実施した。

### 2.5.2 作業対象

2016年ガスケット交換実施時の作業対象HGCは、1次冷却設備に設置しているものであり1次冷却材を循環するため、フィルタに原子炉圧力容器内等で発生した放射化物が捕集され、フィルタが線源となっており、作業上の被ばく対策を必要とした。しかし、今回の作業対象であるHGCは、2次ヘリウム冷却設備に設置しており、冷却材が炉心を通らないため、HGC内のフィルタが放射化物を捕集しておらず、フィルタは線源とならないことから、当該交換作業では特段の被ばく対策は不要である。

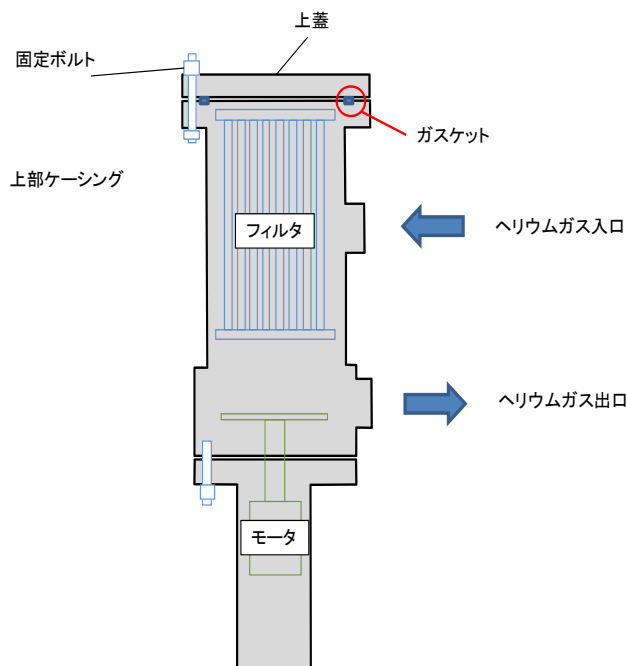


図 2.5.1 ヘリウム循環機構造概要

### 2.5.3 作業結果

ガスケットの交換は、上蓋の固定ボルトを緩めて上蓋を取外して、ガスケットを交換した後に、上蓋を復旧する手順で交換を行った。

HGCから使用済みのガスケットを取外し後にガスケットシール面(ケーシング及び上蓋)の外観確認(図2.5.2)を行ったところ、有害な傷や異物の混入は無く、浸透探傷試験(図2.5.3)においても有害な欠陥指示模様の無いことを確認した。上蓋の締付を行うボルトナットについても有害な傷、変形、ネジ山の摩耗がなく、ボルトとナットの摺動性に異常は見られなかった。また、取外したガスケット(使用時間:10年)についても、構成するフープとフィラーの調査を行ったが、フープの強度低下、フィラーの消失等の劣化の兆候は見られなかった。

ガスケットを交換して上蓋をケーシング上に設置してボルトナットを既定のトルクにて締付を行いHGCを復旧した(図2.5.4及び図2.5.5)。締付け後は円周方向に上蓋-ケーシング間の隙間を測定し、隙間が最終間隙目標値である1～2mmに収まっていること、片締めが無いことを確認して作業を終了した。



図 2.5.2 ガスケット溝の外観検査



図 2.5.3 浸透探傷試験



図 2.5.4 新規ガスケット取付け



図 2.5.5 上蓋復旧



### 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3月11日に発生した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。当該被害を踏まえ、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規制基準が定められた。表3.1に試験研究用等原子炉施設に関する新たに制定・改定された規則類（2020年4月1日現在）を示す。

HTTRでは、東北地方太平洋沖地震直後から地震の影響の有無に関する点検を実施し、原子炉施設の機器・建家等の健全性確認を終了した。新規規制基準施行後、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申請を行った。その後、審査の進捗に合わせ補正を実施した。これまでの変更申請の主な内容は概ね以下のとおりであり、2019年度は審査会合5回、審査ヒアリング44回（設工認・保安規定・地震・津波に関する審査ヒアリング等を含む）を実施し、審査を終了した。2020年3月25日に原子力規制委員会にて審査書（案）が了承され、2020年3月26日～2020年4月24日までの期間で、試験研究炉としては初となるパブリックコメントを募集することとなった。

#### 2016年10月27日（第1回補正）

- ・重要安全施設の選定方針（安全機能の重要度分類の修正）
- ・平常時被ばく線量における実効線量の修正
- ・多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故（以下「BDDB」という。）時の被ばく線量の再評価

#### 2017年6月29日（第2回補正）

- ・安全機能の重要度分類の修正（保管廃棄施設の追加等）
- ・外部事象及び内部事象に対する防護対象施設の追加
- ・対象等の変更に伴う航空機落下確率の再評価
- ・BDDB事象選定の考え方の変更（原子力規制庁指示によるもの）

#### 2017年12月21日（第3回補正）

- ・可燃物の管理方法や竜巻発生時の対応等に関する追記
- ・組織改編に伴う変更（理事長トップマネジメント等）

#### 2018年2月23日（第4回補正）

- ・火山灰密度の追記
- ・基準地震動の追加

#### 2018年7月11日（第5回補正）

- ・地震・津波・火山に関する表現の修正
- ・「可能な限り」という表現の原則使用禁止に伴う対応（原子力規制庁指示によるもの）
- ・組織改正に伴う変更

#### 2018年10月17日（第6回補正）

- ・共用施設の位置付けの明確化

#### 2019年9月26日（第7回補正）

- ・使用済燃料の処分に関する記載の修正（引渡しまでの間、HTTR 原子炉施設の使用済燃料貯蔵施設に貯蔵することを追記）
- ・BDBA 対策、火災対策、溢水対策等に用いる機器や参照している基準の明確化
- ・耐震重要度分類の変更の妥当性、安全機能の重要度分類変更の妥当性を追補として追記

2020 年 1 月 27 日（第 8 回補正）

- ・BDBA や火災の影響や、その対応方法に関する記載の追記
- ・安全機能の重要度分類に関する定義を参考として追記

2020 年 3 月 23 日（第 9 回補正）

- ・新規制基準対応を実施するモニタリングポストの台数を変更
- ・対策に用いる可搬型機器の仕様を追記
- ・BDBA 対策に関する記載を詳細化

2020 年 3 月 25 日 原子力規制委員会にて審査書（案）了承

2020 年 3 月 26 日～2020 年 4 月 24 日 パブリックコメントの募集期間

### 3.2 新規制基準適合に係る設計及び工事の方法の認可申請の内容

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方法の認可申請（以下「設工認」という。）は、工事に要する期間等を考慮して 6 分割申請を予定していたが、「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」の条文毎に申請内容をまとめ直し、全体を 4 分割申請として補正申請や再申請等を実施した。

2019 年度は、第 1 回申請（2018 年 2 月 9 日申請、2018 年 7 月 30 日第 1 回補正）に関する補正等はなく、第 2 回申請（2018 年 7 月 11 日申請、2019 年 3 月 26 日第 1 回補正）に関する第 2 回補正（2020 年 3 月 30 日）、第 3 回申請（2018 年 11 月 16 日申請）に関する第 1 回補正（2019 年 4 月 25 日）及び第 4 回申請に関する再申請（2020 年 3 月 30 日）を実施した。なお、2019 年 3 月 26 日申請した第 4 回申請及び 2019 年 5 月 21 日に実施した第 5 回申請については、設工認を 4 分割申請へ見直すため、2020 年 3 月 30 日に申請を取り下げた。

以下に、設工認（第 1 回申請から第 4 回申請）の申請概要を示す。

#### (1) 第 1 回申請（固定モニタリング設備、安全避難通路等）

第 1 回申請は、放射線管理施設のうち固定モニタリング設備のデータ送信システムの多様化、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち安全避難通路等及び核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵設備の警報回路について申請している。

データ送信システムの多様化は、固定モニタリング設備の 14 基のモニタリングポストのうち、設計基準事故時における迅速な対応に必要な 6 基（原子炉設置変更許可申請書の第 9 回補正において 9 基へ変更）について、既存の有線方式による伝送に加えて、無線によるデータ送受信を行うための装置を設置するための工事を行うものである。

安全避難通路等は、安全避難通路、避難用照明及び設計基準事故が発生した場合に用いる照明について、既設の安全避難通路及び誘導標識、非常用照明及び誘導灯並びに保安灯、蓄電池内蔵照明及び携帯用照明を申請するものである。

警報回路は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール水位及び貯蔵プール水温の警報、使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル内の空気温度に関する警報について申請するものである。

## (2) 第2回申請（防火帯、外部事象に対する評価、避雷針、火災対策機器）

第2回申請は、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち防火帯、原子炉建家・使用済燃料貯蔵建家等の構造（外部事象に対する健全性評価）として、外部火災、火山事象及び竜巻に対する原子炉建家・使用済燃料貯蔵建家等の健全性評価、避雷針、火災対策機器（火災感知器、消火器、消火栓等）及び全交流動力電源喪失時の対応機器、並びに放射性廃棄物の廃棄施設のうち排気筒（外部火災に対する健全性評価）について申請している。

防火帯は、9.5m 幅の防火帯を設けるとともに、その外側 20m に樹木のない範囲を設定することによって、外部火災が HTTR 原子炉施設へ延焼しないよう工事を行うものである。

外部事象に対する健全性評価のうち外部火災は、想定される森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発及び航空機墜落による火災に対して、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家等のコンクリート表面温度が許容温度の 200°C を超えないことを評価することにより、構造健全性に影響がないことを確認する。火山事象については、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家が、想定する降下火砕物の層厚 50cm（湿潤密度 1.5g/cm<sup>3</sup>）の荷重に加え、常時作用する荷重及び自然現象（積雪、風）の荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを評価により確認する。竜巻については、原子炉建家及び使用済燃料貯蔵建家が、設計竜巻（最大風速 100m/s）の風圧力及び気圧差による荷重、設計飛来物（鋼製材（135kg、4.2m×0.3m×0.2m）及び鋼製パイプ（8.4kg、2m×φ0.05m））による衝撃荷重、常時作用する荷重を適切に組み合わせた荷重に対して、構造強度を有するものであることを評価により確認する。

避雷針は、雷撃により防護すべき HTTR 原子炉施設が避雷針の保護角の範囲内にあることを確認する。

火災対策機器は、①火災の発生防止に係るケーブル等の不燃性又は難燃性の材料、②火災の感知及び消火に係る火災受信機盤、熱感知器、煙感知器、消火器、屋内消火栓、二酸化炭素消火設備及び屋外消火栓、並びに③火災の影響軽減に係る金属製キャビネット、排煙設備、非常用発電機の燃料地下タンク排気用ベント管等について申請するものである。上記のうち、③火災の影響軽減に係る金属製キャビネットは、可燃物を保管する場合、原則として金属製キャビネット等に収納するよう管理を厳格化したことに伴い、新たに設置したものである。

全交流動力電源喪失時の対応機器は、全交流動力電源が喪失した場合に原子炉停止後の状態及び使用済燃料冷却の状態を確認するため、可搬型計器、可搬型発電機等を設けるものである（多重性確保の観点から2式設ける。）。

## (3) 第3回申請（通信連絡設備等）

第3回申請は、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち通信連絡設備等について申請している。

通信連絡設備等は、①設計基準事故が発生した場合において、大洗研究所（北地区）内にいる人に対して、必要な指示をするための通信連絡設備として、大洗研究所（北地区）の構内一斉放送設備及びHTTRの非常用放送設備、②関係官庁等の異常時通報連絡先機関等への通信連絡を行うため、多様性を確保した通信回線を有する通信連絡設備として、現地対策本部に設けられている固定電話（一般電話回線）、携帯電話（災害時優先回線）、ファクシミリ（災害時優先回線）等、並びに③HTTRの現場指揮所と現地対策本部との間で通信連絡を行うため、多様性を確保した通信回線を有する通信連絡設備として、HTTRの現場指揮所と現地対策本部に設けられている固定電話（一般電話回線）、携帯電話（災害時優先回線）、ファクシミリ（一般電話回線）等を申請するものである。上記のうち、①大洗研究所（北地区）の構内一斉放送設備は、新規制基準に伴い新たに設置するための工事を行うものである。

#### (4) 第4回申請（耐震性評価、保管廃棄施設、溢水対策機器、BDBA対策機器）

第4回申請は、原子炉施設全体の耐震性評価、放射性廃棄物の廃棄施設のうち保管廃棄施設、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち溢水対策機器及びBDBA対策機器（消防自動車・ホース、可搬型計器・可搬型発電機等）について申請している。

耐震性評価は、新規制基準対応として再整理（変更等）した耐震重要度のクラス別に整理して実施している。具体的には、建家・構築物及び機器・配管系に対し、①耐震クラスがSクラスのもの、②耐震クラスがBクラスのもの（共振の可能性のあるもの）、③上位クラスへの波及的影響評価として確認すべきものに区別して評価を実施している。なお、本評価結果において、耐震工事が必要な建家・構築物及び機器・配管はない。

保管廃棄施設は、放射性固体廃棄物を廃棄物管理施設へ移送するまでの間、固体廃棄物保管室において保管廃棄するために固体廃棄物保管室及び保管容器を設けるものである。

溢水対策機器は、①漏水の早期検知のための漏水検知器、漏水警報盤等、②発生した漏水等を排水するための排水ポンプ、③配管破断に伴い発生する可能性のある蒸気から溢水防護対象設備を防護するためのブローアウトパネル及び耐圧扉、④その他、溢水の影響評価にかかる配管の耐震性評価結果等について申請するものである。

BDBA対策機器は、使用済燃料貯蔵プールに給水するための消防用自動車・ホース、可搬型計器・可搬型発電機（BDBA発生時における最低限必要な監視の継続や全交流動力電源喪失時における後備停止系の作動用）、BDBA時に機能を期待する設備に対する耐震性の評価について申請するものである。

### 3.3 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内容

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「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が進み、申請した保安規定の記載内容に大幅な変更が必要となったことから、2018年10月17日付けで取下げ再申請を行った。再申請した保安規定では、消防設備や通信連絡設備等の資機材及び管理、外部事象に対する措置、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止の措

置等を追加している。その後、2019年1月頃に原子力規制庁の審査方針が大幅に変更となり、原子炉設置変更許可申請書について、再度一通りの審査・確認がなされた。このため、再度、保安規定の補正申請を実施する予定とした。なお、2020年4月1日施行の新検査制度に関する原子炉等規制法の改正に伴い、保安規定に記載すべき内容に変更が必要となることから、補正の際には、当該原子炉等規制法の改正もふまえる。

表 3.1 試験研究用等原子炉施設に関する新たに制定・改正された規則類  
(2020年4月1日現在)

規則名
核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則
試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則
試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則
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
試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則の解釈
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の解釈
試験研究の用に供する原子炉等における保安規定の審査基準

This is a blank page.



## 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) 施設定期自主検査作業中の管理

本年度は、2011年から継続している施設定期自主検査として、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、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 よう素除去フィルタ再生（炭抜き）作業

HTTR よう素除去フィルタの再生（炭抜き）作業が2019年12月9日から12月19日にかけて行われた。本作業は、非常用空気浄化設備及び気体廃棄設備の廃棄施設、格納容器減圧装置、放射能測定室系換気空調装置排気B系統用のよう素除去フィルタ合計15台について、再生（炭抜き）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、グリーンハウス内の空気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 $^3\text{H}$ 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 $3.2 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ 、年間放出量は $2.9 \times 10^6 \text{ Bq/年}$ であった。 $^3\text{H}$ 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 $^3\text{H}$ ： $2.3 \times 10^6 \text{ Bq}$ 、 $4.6 \times 10^0 \text{ m}^3$ であった。

#### 4.4 放射線管理設備に係る保守管理

##### (1) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定第 2 編 36 条及び核燃料物質使用施設等保安規定第 2 編第 33 条に基づき、2019 年 4 月 8 日から 9 月 13 日にかけて放射線測定機器の施設定期自主検査を実施した結果、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	57	57	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	184	184	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	239*	239*	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

※年度内で同一人が自社員と自社員外の両方の区分で作業したため、自社員と自社員外との合計よりも小さい。

(注) 職員等：職員、出向職員をいう。

外来研究員等：外来研究員、共同利用研究者をいう。

表 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 <sup>3</sup> )	年間放出量*1 (Bq/年)
放射性塵埃	全α	<6.6×10 <sup>-11</sup>	—
	全β	<1.2×10 <sup>-10</sup>	—
	<sup>137</sup> Cs	<4.1×10 <sup>-10</sup>	0
	<sup>131</sup> I	<2.1×10 <sup>-9</sup>	0
放射性ガス	<sup>3</sup> H	<2.2×10 <sup>-5</sup>	0
	<sup>88</sup> Kr、 <sup>138</sup> Xe 等	<1.9×10 <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 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 <sup>3</sup> )	年間放出量* <sup>2</sup> (Bq/年)	廃液量 (m <sup>3</sup> )
<sup>3</sup> H	3.2×10 <sup>-1</sup>	2.9×10 <sup>6</sup>	2.7×10 <sup>1</sup>
<sup>60</sup> Co	<3.5×10 <sup>-3</sup>	0	
<sup>137</sup> Cs	<3.5×10 <sup>-3</sup>	0	
その他	<2.8×10 <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>

## 5. 技術開発

---

---

Research and Development

This is a blank page.



## 5.1 3次元実形状モデルを用いた原子炉建家と排気筒の衝突解析

### (1) 概要

東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所の事故後、自然現象に対する安全対策の一環として竜巻に対する原子炉の安全性確保も重要な検討課題の一つとなっている。従来の竜巻に対する原子炉の健全性評価は、単純形状の飛来物が原子炉建家の壁を貫通するか等の評価に留まっている<sup>2)</sup>。しかし、実際には排気筒の様な複雑な形状の構築物が原子炉建家周辺に配置されていることから、これらの構築物が原子炉建家に衝突した場合の挙動を評価する必要がある。このため、車や航空機の衝突解析で利用されている3次元実形状モデルを用いた衝突解析コードを利用し、原子炉建家と排気筒の衝突解析を行った<sup>2)</sup>。

### (2) 鉄筋コンクリート物性値の設定

衝突解析に当たっては、原子炉建家の鉄筋コンクリートの物性値が必要となるが、物性値は鉄筋の含有量によって異なるため一概に設定することはできない。このため、原子力規制庁の竜巻の審査で用いられている経験式を参考にし、3次元実形状モデルを用いた衝突解析コードを用いて飛来物（コンテナ：長さ2.4m×幅2.6m×奥行6.0m、鉄板厚さ4.0mm、重さ2.3t）を鉄筋コンクリート板に衝突させる解析を行い、経験式の結果を再現できる物性値を求めた。衝突解析では、図5.1に示す様に、厚さ40cmの鉄筋コンクリートに対して、速度93.8m/sのコンテナを矢印の方向から衝突させた。この結果、図5.1に示す様に鉄筋コンクリートの破壊に大きく関わる圧縮破壊ひずみ及び引張破壊ひずみを0.03及び0.087に設定すると経験式と同等以上の保守性を示す解析結果が得られた<sup>3)</sup>。

### (3) 衝突解析

排気筒と原子炉建家の衝突解析にあたっては、保守的に評価するため、排気筒の筒身及び原子炉建家反対側の鉄塔足3本が固定されていない条件で風速100m/sの強風により排気筒が倒壊するものとして解析した。排気筒の残された鉄塔足1本を支点とし、排気筒が原子炉建家に衝突する際の挙動を図5.2に示す。この結果、風が吹き始めから3秒後に排気筒が傾き、4秒後に原子炉建家に衝突する結果が得られた。この際、排気筒は衝突によって大きく変形するが、原子炉建家には大きな破損がなく、原子炉建家内部にも影響を与えないことが明らかとなった。これは、排気筒が変形しやすい構造物であるため、排気筒の運動エネルギーが原子炉建家のひずみエネルギーにはほとんど変換されず、そのほとんどが排気筒自身のひずみエネルギーに変換されたためである。

以上のように、3次元実形状モデルを用いた衝突解析コードを利用し、適切な物性値を設定することにより、排気筒等の様な複雑な形状の構造物と原子炉建家の衝突評価が可能となった。

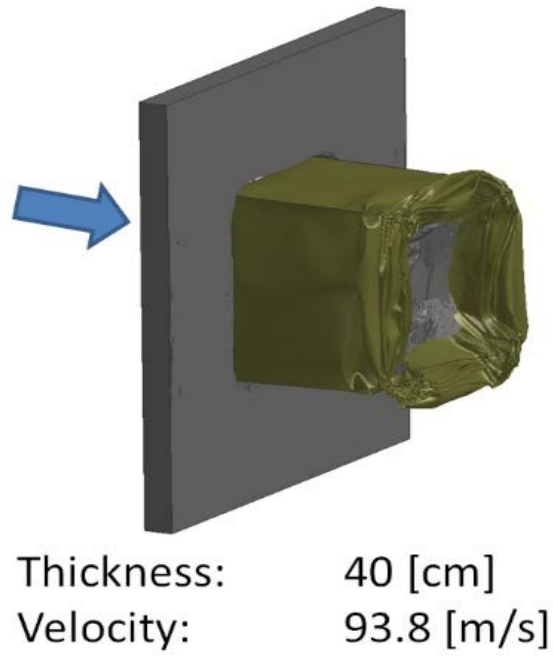


図 5.1 最適な物性値を求めるためのコンテナと鉄筋コンクリート板の衝突解析

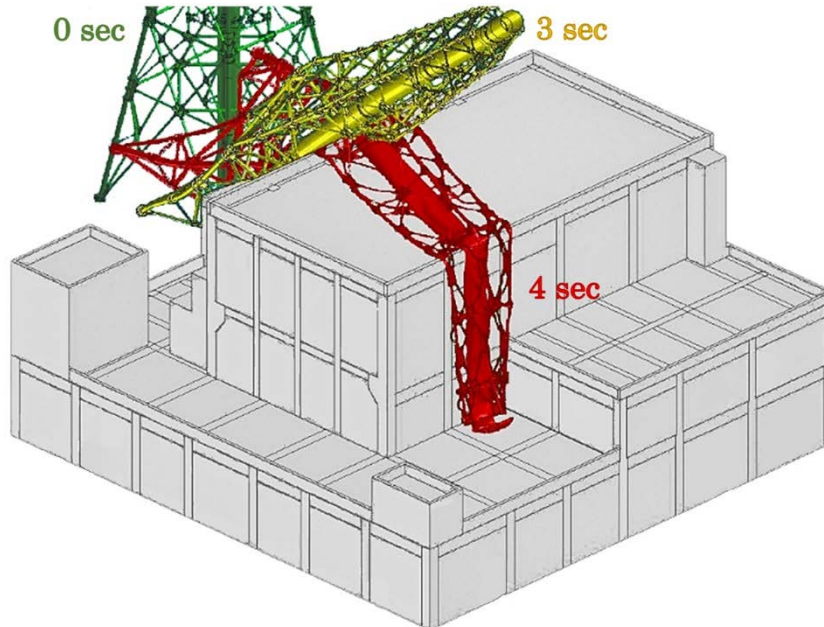


図 5.2 排気筒と原子炉建家の衝突挙動

## 5.2 HTTR 炉心を用いた原子力電池に関する予備的検討

### (1) 概要

2018 年度の夏期休暇実習から、学生実習の一貫として優れた安全性を有する HTTR の炉心をベースとした原子力電池に関する予備検討を実施している。2018 年度は、熱出力を変えた際の連続運転年数について計算した結果、熱出力 2 MW で約 30 年、3 MW で約 25 年、4 MW で約 18 年、5 MW で約 15 年の連続運転が可能となるが、当初の目標であった熱出力 5 MW で 30 年の連続運転は不可能であることが明らかとなった<sup>4)</sup>。このため、2019 年度は、燃料の  $^{235}\text{U}$  濃縮度や可燃性毒物（天然ホウ素）を変更して熱出力 5 MW で 30 年の連続運転が可能となる炉心の概念検討を実施した<sup>5)</sup>。

### (2) 燃料濃縮度に関する燃焼計算

燃料濃縮度に関する燃焼計算では、MVP-BURN（核データライブラリ：JENDL-4.0）を用い、 $^{235}\text{U}$  濃縮度をパラメータ（6、8、10、12、14、16、18 及び 20%）として熱出力 5 MW で運転する際の実効増倍率（ $k_{\text{eff}}$ ）の変化を求めた。炉心温度 1200K において、 $k_{\text{eff}}=1$  となる運転時間と燃料濃縮度の関係を図 5.3 に示す。これらの計算結果から、燃料濃縮度を 12% とした時に 30 年の連続運転が可能になることが明らかとなった。また、燃料濃縮度を 20% とすることで、60 年近くの連続運転が可能になることも明らかとなった。

### (3) 可燃性毒物に関する燃焼計算

HTTR では、運転初期の過剰反応度を抑えるため可燃性毒物が各燃料ブロックに 2 箇所装荷されている。可燃性毒物は、 $k_{\text{eff}}$  に影響を与えることは勿論であるが、炉内中性子束のピークを抑えたり、運転操作が容易となるように制御棒の動きを極力少なくする様に設計される。本検討では、運転初期の過剰反応度を抑え、かつ制御棒の動きを極力少なくすることを目的とし、可燃性毒物に関する燃焼計算を行った。燃焼計算に当たっては、炉心に  $^{235}\text{U}$  濃縮度 12% の燃料ブロックが装荷されているものとし、 $k_{\text{eff}}$  が 30 年間の運転中に 1.0 から 1.1 の範囲に収まり、その間大きく変動しないことを条件として最適な可燃性毒物の半径と天然ホウ素濃度を求めた。図 5.4 に可燃性毒物の半径が 1.5cm、天然ホウ素濃度が 2wt% の燃焼計算結果を示す。この結果から、これらのパラメータが最適であることが明らかになった。また、同図に、運転に伴う  $^{235}\text{U}$ 、 $^{10}\text{B}$  及び  $^{239}\text{Pu}$  の原子密度変化も合わせて示す。運転開始から 10 年までは  $^{235}\text{U}$  及び  $^{10}\text{B}$  の燃焼にともなって  $k_{\text{eff}}$  が減少傾向となるが、その後  $^{239}\text{Pu}$  の生成に伴って  $k_{\text{eff}}$  が微増すること、運転開始から 25 年後には  $^{10}\text{B}$  がほぼ燃焼し、その後  $k_{\text{eff}}$  は  $^{235}\text{U}$  の燃焼に伴い再び減少傾向となることが分かる。

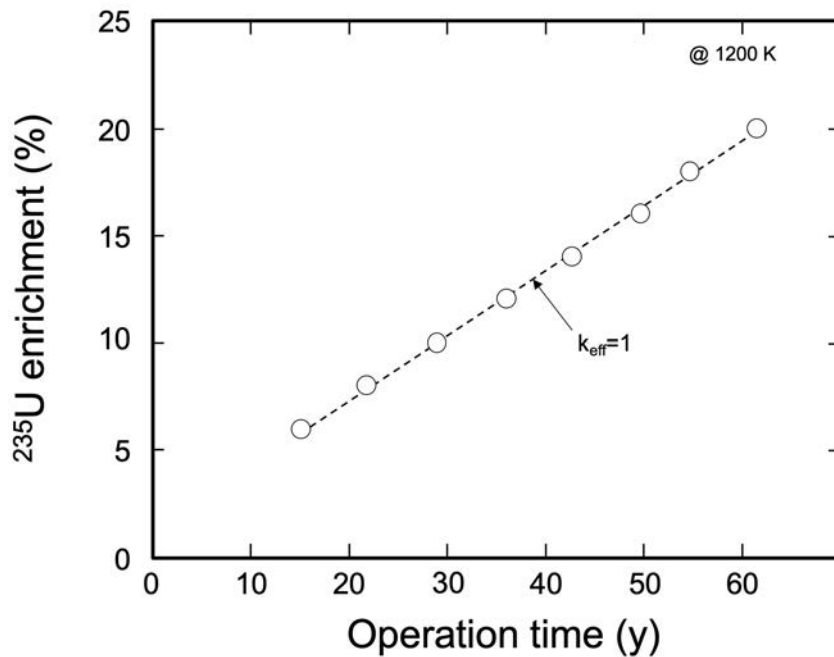


図 5.3  $k_{\text{eff}}$  が 1 となる運転時間と燃料濃縮度の関係

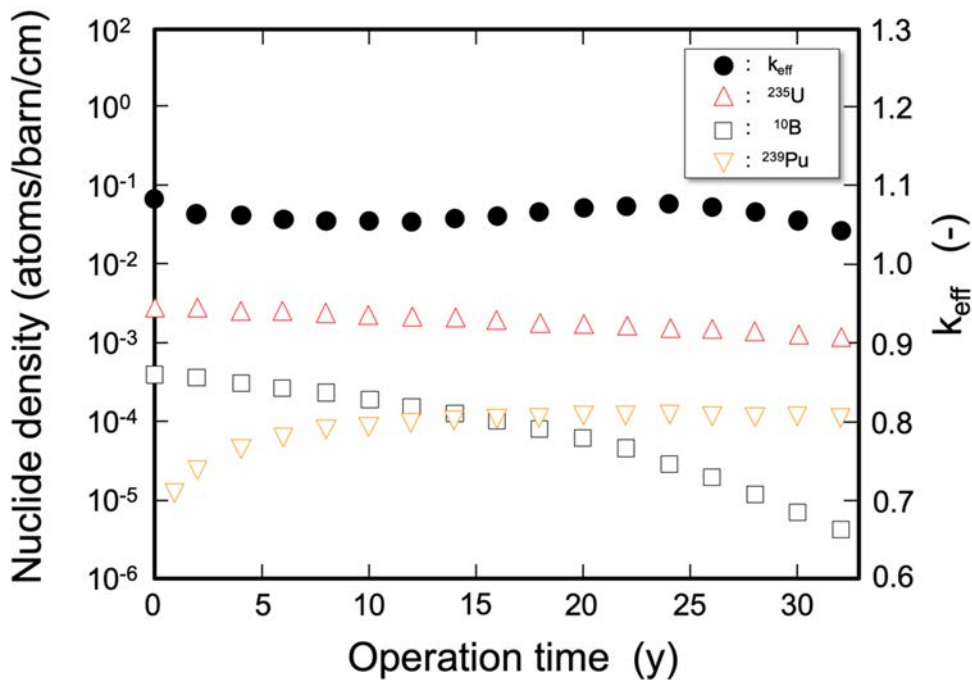


図 5.4 燃焼に伴う  $k_{\text{eff}}$ 、<sup>235</sup>U、<sup>10</sup>B、<sup>239</sup>Pu の原子密度変化  
(可燃性毒物の半径：1.5cm、天然ホウ素濃度：2wt%)

## 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 を人材育成の場として活用し、国内外の研究者等に高温ガス炉の安全性に関する知識を習得させ、高温ガス炉に関する優秀な人材を育成し、技術の継承を図ることとしている。そのため、研究者、大学院生等を受け入れ、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。2019年度は、夏期実習生4名を受け入れ、HTTR を用いた核的評価等をテーマに実習を実施した。

2019年度の実習生受入れ状況を表6.1に示す。2014年度から2018年度までの博士研究員、特別研究生、夏期休暇実習生の受入れ状況を表6.2に示す。

表 6.1 2019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 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	HTTR 計画課	2019.7.22～ 2019.8.2
	HTTR を用いた核的評価	HTTR 技術課	2019.8.19～ 2019.9.2
	HTTR を用いた核的評価	HTTR 技術課	2019.8.19～ 2019.9.19
	HTTR を用いた核的評価	HTTR 技術課	2019.9.17～ 2019.9.27

表 6.2 2018 年度までの博士研究員、特別研究生、夏期休暇実習生の受入れ状況

受入年度	身分	テーマ	受入期間
2014	夏期休暇 実習生 (2名)	高温ガス炉の燃焼特性と崩壊熱の評価	2014.8.12～ 2014.9.9
		HTTR の一次系配管内の伝熱流動評価	2014.9.1～ 2014.9.30
2015	特別研究生 (1名)	高温ガス炉の燃焼特性と崩壊熱の評価	2015.5.7～ 2015.8.7
	夏期休暇 実習生 (1名)	MVP コードを用いた HTTR の制御棒詳細モデルの検討	2015.8.17～ 2015.9.17
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
		HTTR を用いた核解析評価	2017.8.21～ 2017.9.11
		新規制基準対応を見据えた高温ガス炉 HTTR の事故時被ばく評価用等ツールの設計・開発	2017.9.11～ 2017.9.29
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 を用いた医療用 RI 製造の概念検討	2018.8.20～ 2018.9.14
		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	2018.9.10～ 2018.9.21



## 7. 品質保証活動の実施状況

---

Activities of Quality Assurance System

This is a blank page.

## 7.1 概要

2019 年度における高温工学試験研究炉部の主な活動は以下のとおりである。2011 年から停止している HTTR の運転再開のために、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（2013 年 12 月 18 日施行）に対する許認可取得に必要な業務を進めた。

- ①2014 年 11 月 26 日付で申請した新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可申請（設計及び工事の方法の認可申請も含む）に係る審査ヒアリング（実施回数 45 回）及び審査会合（実施回数 5 回）への対応。これらの内容については、「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、詳細な日程については、「付録 3 2019 年度高温工学試験研究関連審査会合及び審査ヒアリング開催履歴」に示す。
- ②同許可申請に対して第 7 回補正（2019 年 9 月 26 日）、第 8 回補正（2020 年 1 月 27 日）及び第 9 回補正（2020 年 3 月 23 日）を実施した。
- ③新規制基準適合性に係る設計及び工事の方法の認可申請として、第 3 回分割申請の補正（2019 年 4 月 25 日）、第 2 回分割申請の補正（2020 年 3 月 30 日）及び第 4 回分割申請（2020 年 3 月 30 日）を実施した。なお、2019 年 3 月 26 日申請した第 4 回分割申請は 2019 年 5 月 21 日申請した第 5 回分割申請と共に取下げ、第 4 回分割申請として改めて申請した。

また、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に対する許認可取得以外の活動として、長期停止中の施設に対する安全確認として施設定期自主検査等の保守管理、HTTR 原子炉施設を対象とした総合防災訓練等を実施し、運転再開への準備を進めた。

大洗研究所全体としては、2017 年 6 月 6 日に発生した燃料研究棟の汚染事故（以下「燃研棟汚染事故」という。）並びに 2019 年 1 月 30 日に発生した核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染事象（以下「核燃料サイクル工学研究所における汚染事象」という。）等に対する再発防止対策を原子力機構全体での取り組みとして実施している。さらに、2019 年度に発生した大洗研究所でのトラブル（JMTR（材料試験炉）二次冷却系統の冷却塔倒壊事象（2019.9.9）等）に対する是正処置対策を実施している。高温工学試験研究炉部においても原子力機構及び大洗研究所からの改善指示等の水平展開に従い、施設の点検方法の確認等の改善活動を実施した。

## 7.2 品質保証活動の実績

### 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) 原子炉施設保安検査及び核燃料使用施設等保安検査に係る対応

今年度の保安検査は 2020 年度の新検査制度の試運用として試験研究用等原子炉施設のガイドに基づき実施している。第 1 四半期は、「レビュー、審査機能及び設計変更プロセス」、「実験」及び「燃料移動」を保安検査として受検した。

第 2 四半期は、いままで試験研究用等原子炉施設の新検査制度検査ガイドを用いて、保安検査を実施していたが、2019 年 10 月から実用炉のガイドと統合したガイドを使用する方針となったため、統合したガイドを考慮しつつ試験研究用等原子炉施設の新検査制度検査ガイドを用いることとした。「燃料移動（第 1 四半期からの続き）」、「定例試験」、「非常時等の措置」、「運転員の資格認定」、「廃棄物・環境モニタリング」、「組織、運転及び保

守活動」、「核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について（第4報）に基づく水平展開」及び「放射線防護」を保安検査として受検した。

第3四半期は「作業管理」、「サーベランス試験」、「燃料体管理（運搬・貯蔵）」、「緊急時対応組織の維持」、「放射線被ばく管理」、「放射線被ばく評価及び個人モニタリング」、「空气中放射性物質濃度の管理と低減」、「放射性気体・液体廃棄物の管理」、「放射性固体廃棄物等の管理」、「放射線監視プログラム」、「品質マネジメントシステムの運用」、「運転管理」及び「実験」を保安検査として受検した。

第4四半期は「作業管理」、「サーベランス試験」、「自然災害防護」、「内部溢水防護」、「火災防護」、「緊急時対応組織の維持」、「緊急時対応の準備と保全」、「地震防護」、「津波防護」、「放射線被ばく管理」、「放射線被ばく評価及び個人モニタリング」、「放射線被ばく ALARA 活動」、「空气中放射性物質濃度の管理と低減」、「放射性気体・液体廃棄物の管理」、「放射線環境監視モニタリング」、「品質マネジメントシステム」及び「運転管理」を保安検査として受検した。

今年度を通じて、原子炉施設及び使用施設等ともに、保安規定違反、指摘事項等はなかった。

## (2) その他

新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可申請に対してヒアリング及び審査会合に対する対応業務（HTTR での原子力規制委員会委員の現地調査、原子炉設置変更許可申請書の補正及び設工認申請を含む）、国際原子力機関（IAEA）の査察、施設定期検査、保安検査官の巡視、運転計画の届出において高温工学試験研究炉部に対する直接の指摘事項等はなかった。また、茨城県から原子力安全協定に基づく平常時立入調査が2020年2月25日に実施された。大洗研究所全施設を対象とした書類調査及び固体集積保管場、JMTR ホットラボ及びMMFを対象とした現地調査が行われた。HTTRについては特に指摘等はなかった。

2019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

本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

2019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。

2019年度の品質目標における主な活動は、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、予防処置活動の推進、品質マネジメントシステムの継続的改善（内部被ばくや汚染拡大につながる作業について手順書の再確認等を行う。）等である。

#### (2) 不適合管理

不適合管理は「大洗研究所品質保証に係る不適合管理並びに是正処置及び予防処置要領（大洗 QAM-03）」に基づき実施している。2019年度の不適合事象の発生はなかった。

### (3) 原子炉施設の検査・試験の結果

施設の定期的な自主検査及び施設検査に関しては、以下の通り実施した。

- ・ HTTR 本体施設等施設定期自主検査実施計画及び HTTR 核燃料物質使用実施計画に従って、施設・設備の再稼働前の安全確認を計画的に実施した。
- ・ 第5回施設定期検査実施計画に基づき施設定期検査を受検し、原子炉停止中において継続的に機能を維持する必要がある施設について、機能が維持されていることの確認を受けた（官庁立会検査：2019.10.25、2019.11.20、2019.11.29）。

## 7.2.3 是正処置及び予防処置

### (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予防処置要領（大洗 QAM-03）」に基づき実施している。2019年度は以下1件の是正処置を実施した（是正処置の実施は是正処置報告が終了したものとす）。なお、本是正処置は2018年度に発生した不適合事象である。

- ① 「文書回覧による周知記録」の様式の誤使用（不適合管理番号：H 計（7）、発生日：2019.3.12 ランク C）

原因分析結果から様式の改定の有無についての判別の一助となるように HTTR 品質保証関連文書（QAM・QAS）の全ての様式（23文書の全66様式）に改定番号を追加した（改定日2019.7.29及び2019.10.9）。今後、記録の根拠文書の改定のつど、合わせて改定番号は変更される。また、HTTR 計画課において同様の様式の誤使用がないかを最近の作成記録にて確認した（確認日2019.9.10～2019.9.11）。結果は対象記録17件中1件誤使用があった。誤使用のあった1件については担当者に最新の使用をするように対応を指示（2019.9.10）し、その後の最新の様式の使用を確認した。

### (2) 予防処置

予防処置に関しては、「不適合事項等水平展開実施規則（大洗 QAM-06）」に基づき安全・核セキュリティ統括部から提供された原子力機構内外からの安全情報（水平展開管理票）、過去のセンター内で発生した不適合情報及び不具合情報等から以下の1件の予防処置を実施した。

- ① 「核燃料物質使用変更許可申請書の変更漏れ（ランク C）」

「許認可申請書作成時の体制、確認等に係る要領（HTTR-QAS-42）」について、申請が新旧対照表のみであっても完本を用いてチェックするように様式-3のチェックシート等を改定した（令和2年3月4日改定、令和2年3月9日施行）。

## 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「2019年度原子力施設における安全文化の醸成及び法令等の遵守に係る活動方針」に基づき、HTTRにおいて「2019年度安全衛生活動基本方針に基づく実施計画（安全文化の醸成及び法令等の遵守活動計画）」を定め、教育の実施等の安全文化の醸成及び法令等の遵守に努めた。また、部の取り組みとしては、火

災を想定した事故対応の現場召集訓練、HTTR及び「常陽」を発災場所とした総合防災訓練、緊急時対応の機能向上のための訓練における総合訓練及び津波防災訓練を実施した。

## 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

2019年9月1日に新検査制度の一部として「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」の改正（法律名の変更（「放射性同位元素等の規制に関する法律」に変更）、放射性同位元素に対する防護措置の要求、事業者責務の明確化）が施行された。同改正に合わせ、大洗研究所放射線障害予防規程が改正された。当部の要領等においては直接の関係はなかった。

また、2020年4月1日に新検査制度の一部として「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の改正（原子力事業者等に対する検査制度の見直し、原子力施設の設計及び工事から使用までの一貫した品質管理の要求）が施行されるため、検査制度見直しについて原子力機構大の検討チーム体制からの情報を基に新検査制度に用いる実施計画等（施設管理実施計画、設備保全整理表、検査要否整理表等）、部品証要領書等の制改定等を準備した。なお、部品証要領書等の制改定については、7.2.6 品質マネジメントシステムの継続的な改善(1) HTTR 品質保証管理要領の主な改定に示す。

### (2) 保安規定の改正に係る変更

HTTRの品質保証活動に影響する保安規定の改定は以下のとおりである。

原子炉施設保安規定

#### ①2019年3月13日改正（2019年9月24日施行）

- ・JMTR タンクヤードの廃液配管及び廃液タンク等の一部取替えに伴う警報装置の項目及び作動条件の追加

#### ②2019年12月20日改正（2020年3月25日施行）

- ・2019年9月9日に発生したJMTR 二次冷却系統の冷却塔倒壊に伴い、二次冷却系統が正常な状態ではないため原子炉の運転を行わないことを明確にする。また、今後の保守管理を適切に実施するため第5編JMTRの管理について変更する。

核燃料使用施設等保安規定

#### ①2019年3月13日改正（2019年9月24日施行）

- ・JMTR タンクヤードの廃液配管及び廃液タンク等の一部取替えに伴う施設定期自主検査項目にタンクヤードのサンプルピットの警報作動検査を追加

### (3) 組織体制の変更等に関する情報

2019年度は、組織体制及び施設・設備の変更に関して、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ものはなかった。

なお、2020年4月1日の新検査制度施行に備えた組織体制の変更（独立検査組織の設置等）が準備された。2020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。

## 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については、部の品質管理要領に基づき、業務に対するレビュー（日常的レビュー及び定期的レビュー）による各課の業務の改善、または定期文書レビュー等に基づく品質保証管理要領等の改定を主として改善に取り組んだ。

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。今年度は部で「不適合事項等水平展開実施規則（大洗 QAM-06）」に基づく水平展開を 18 件実施した。

HTTR 品質保証管理要領の主な改定及びを以下に示す。

### (1) HTTR 品質保証管理要領の主な改定

- ・令和への改元（2019 年 5 月 1 日）により、「文書及び記録の管理要領」及び「力量評価管理マニュアル（HTTR 技術課）」の様式に記載の平成元号の修正を実施した。改定は 2019 年 4 月 25 日であり、施行は 2019 年 5 月 1 日である。なお、他の要領等の様式については、昨年度の文書レビューにより修正を実施しており、本改定は残っていた修正部分である。
- ・大洗研究所の上位文書の改定、昨年度の内部監査コメント等による要領の改定を行った。「総則」、「文書及び記録の管理要領」、「教育訓練管理要領」、「HTTR 品質保証委員会運営要領」、「HTTR 定例会議運営要領」及び「輸送容器の管理要領」の改定並びに「受注者品質監査に関するマニュアル」の制定を行った。これらの要領は、2019 年 7 月 29 日に改定し、2019 年 8 月 1 日に施行した。
- ・「「文書回覧による周知記録」の様式の誤使用（ランク C）」の是正処置として、様式の誤使用を防止するために、HTTR 品質保証管理要領（QAM・QAS）の全ての様式に改定番号を追加することとし（(3) 1）に関連）、2019 年 10 月に全ての要領の改定を実施した。
- ・大洗研究所（北地区）放射線安全取扱手引及び放射性廃棄物管理マニュアルの改定、今年度実施した定期的な文書レビューに対応するため、「文書及び記録の管理要領（HTTR-QAM-01）」及び「教育訓練管理要領（HTTR-QAS-02）」の改定を行い、2020 年 1 月 1 日に施行した。
- ・新検査制度に向けた対応については、検査制度見直しに伴う新検査ガイドの制定・施行について大洗研究所の動向を確認しながら、所掌する品質保証要領の改正を進めた。具体的には 2019 年度に実施した定期的な文書レビューにおけるコメントを含め、以下の要領の制定、改定及び廃止を実施し、新検査制度の実施に向けた準備を整えた。

2020 年 3 月 27 日制定（2020 年 4 月 1 日施行）：使用前事業者検査対応要領、定期事業者検査対応要領、保守管理要領

2020 年 3 月 31 日改定（2020 年 4 月 1 日施行）：総則、設計・開発管理要領、監視機器及び測定機器の管理要領、検査及び試験の管理要領、業務の管理要領、文書及び記録の管理要領、力量評価管理マニュアル（計画課、技術課、運転管理課）、HTTR 品質保証委員会運営要領、レビュー実施要領、許認可申請書作成時の体制、確認等に係る要

領、HTTR 原子炉施設に係る設計・開発実施要領、HTTR 使用施設及びHTTR 予防施設に係る設計・開発実施要領、検査実施要領、HTTR 工程会議運営要領、輸送容器の管理実施要領

2020年4月1日廃止：交換部品に係る管理要領（新しい保守管理の中で管理するために廃止とした。）

(2) 大洗研究所における主な水平展開

2019年1月30日に発生した核燃料サイクル工学研究所における汚染事象については、2017年6月6日に燃料研究棟で発生した汚染事故の再発防止対策を実施している中で発生したことから、問題を重く受け止め、原子力機構において当該事象の原因分析を実施した。その結果、作業手順や汚染事象対応手順、現場の責任者の教育、実践的な教育・訓練などに対して、常に改善する意識をもって指揮・指導を十分にできていなかったという問題が抽出された。これらは発生部署のみならず原子力機構全体に係る問題とされ、当該汚染事象の法令報告(第4報)<sup>9)</sup>の中で各拠点において対応が必要な水平展開実施項目とされたものである。

なお、水平展開とは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ことである。

高温工学試験研究炉部では、上記の核燃料サイクル工学研究所における汚染事象に基づくものを含め、2019年度は以下の18件の水平展開を実施した。大洗研究所におけるトラブルとしてJMTR（材料試験炉）二次冷却システムの冷却塔倒壊事象に対して原子力機構からの水平展開として下記の⑩及び⑬を実施した。下記の水平展開のうち、核燃料サイクル工学研究所における汚染事象に関係するものは、①、③、④、⑤、⑥、⑦、⑧及び⑨である。

なお、⑩と同名の水平展開⑬は⑩の水平展開について自主的な改善として別途展開したものである。

- ① 「核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について」に基づく水平展開
- ② 原子力科学研究所第1研究棟におけるノートパソコンからの発煙について
- ③ 身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン等の見直し
- ④ 作業責任者認定制度の制定又は見直し
- ⑤ 本事象を自ら職場に置き換えた事例研究
- ⑥ 汚染拡大防止措置に係る検討と改善
- ⑦ 「職員による現場巡視のルール化」及び「現場責任者等の専任のルール化」
- ⑧ 作業手順等の見直し・改善
- ⑨ 「身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン」改訂に伴う要領等の見直し
- ⑩ 高レベル放射性物質研究施設における負傷者の発生
- ⑪ JMTR 二次冷却システムの冷却塔倒壊に係る法令報告を踏まえた水平展開について
- ⑫ 保安管理物品の管理の徹底(2)（事例研究の実施、意見交換会の実施、マネジメントオブザベーションの観察事項の追加）
- ⑬ 保安管理物品の管理の徹底(1)（保安管理物品の管理方法）
- ⑭ 島根原子力発電所における線量当量率測定記録等の廃棄について



- ⑮ JMTR 二次冷却系統冷却塔の倒壊事象を踏まえた屋外の木造以外の設備に対する劣化状態の把握及び安全上重要な設備への影響について
- ⑯ 自動火災報知機の誤作動防止策に関する良好事例の展開
- ⑰ タンクローリー安全装置（安全弁）の固着における調査・検討について
- ⑱ 高レベル放射性物質研究施設における負傷者の発生

表 7.1 2019 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

月	検査・調査関係	届出・申請関係
2019年 4月	4.8～6.26 炉施設保安検査 4.10～6.27 使用施設等保安検査	4.25 設計及び工事の方法の認可申請（新規制基準対応）の第3回の補正
5月		5.21 設計及び工事の方法の認可申請（新規制基準対応）の第5回の補正
6月	6.14 山中原子力規制委員会委員のHTTR 施設現地調査	
7月	7.3～9.25 炉施設保安検査 7.1～9.26 使用施設等保安検査 7.1～9.19 使用施設等保安検査（追加検査）	
8月	8.28～9.11 炉施設保安検査（追加検査）	
9月		9.13 施設定期検査の変更届 9.26 原子炉設置変更許可申請（新規制基準対応）の第7回補正
10月	10.1～12.23 炉施設保安検査 10.3～12.24 使用施設等保安検査 10.25 施設定期検査（規制庁立会）	
11月	11.20 施設定期検査（規制庁立会） 11.25～12.6 炉施設保安検査（追加検査） 11.29 施設定期検査（規制庁立会）	
12月		
2020年 1月	1.17～3.23 炉施設保安検査 1.9～3.13 使用施設等保安検査 1.9～3.5 使用施設等保安検査（追加検査）	1.27 原子炉設置変更許可申請（新規制基準対応）の第8回補正 1.30 運転計画の届出
2月	2.25 原子力安全協定に基づく平常時立入調査	
3月	3.3～3.6 炉施設保安検査（追加検査）	3.23 原子炉設置変更許可申請（新規制基準対応）の第9回補正 3.30 設計及び工事の方法の認可申請（新規制基準対応）の第2回の補正 3.30 設計及び工事の方法の認可申請（新規制基準対応）の第4回の補正（第5回取下げを含む）

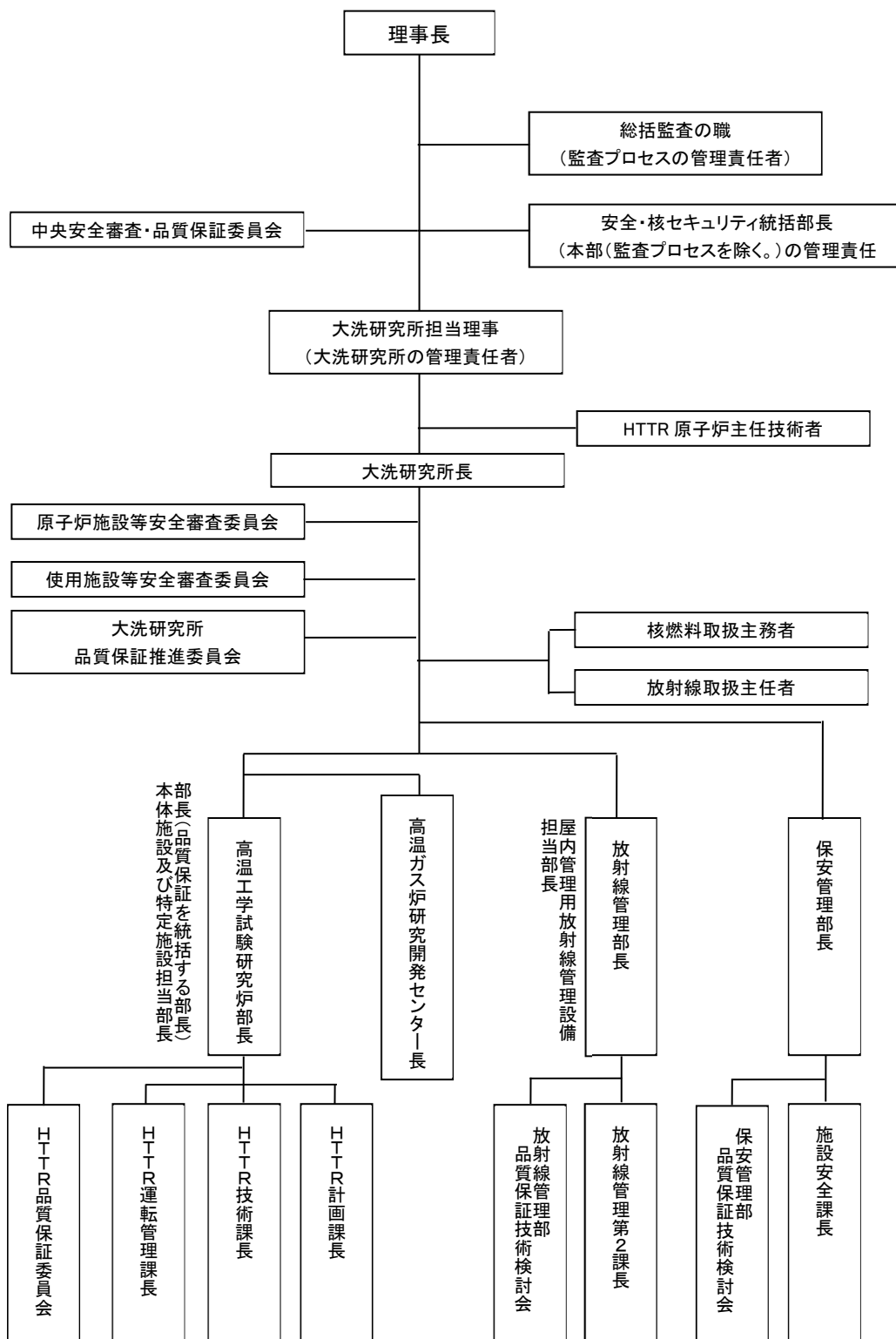


図 7.1 高温工学試験研究炉部の保安活動に係る品質保証活動の体制図  
(2020年3月31日時点)

This is a blank page.

## 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、産学官で実用化像、研究開発体制・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回の会合が開催された。

2019年度は12月24日に第7回の会合が開催され、高温ガス炉技術開発の現状を原子力機構から説明した。また、海外展開に向けた取組に関して、海外戦略検討ワーキンググループから説明し、第3回海外戦略検討ワーキンググループで決定した事項（今後のポーランド高温ガス炉計画への協力の活動方針）を承認した。

### 8.2 海外戦略検討ワーキンググループ

高温ガス炉産学官協議会の決定を受け、我が国の高温ガス炉技術開発に係る海外戦略を早急にまとめることを目的として海外戦略検討ワーキンググループが設置され、2017年度に2回の会合が開催された。

2019年度は、11月19日に第3回の会合が開催され、原子力機構からポーランド高温ガス炉計画の現状及びポーランド高温ガス炉計画への協力に係るこれまでの活動実績と今後の予定を説明し、今後のポーランド高温ガス炉計画への協力の活動方針を策定した。

### 8.3 高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会

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、2020年1月28日に開催し、第3期中長期計画における平成29～令和元年度（2017～2019年度）までの中間評価として、HTTRの新規制基準への適合性確認、高温ガス炉の安全基準の整備等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の評価を受けた。全ての項目で計画通りか、それ以上に進展していると評価され、特に以下に示すHTTRの新規制基準への適合性確認、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熱利用技術研究開発、及び国際協力の成果が高く評価された。代表的な所見は以下の通りである。

- HTTR 運転再開に至っていないが、(安全及び耐震) 重要度分類を見直し、炉心溶融がないこと等が規制庁に認められ、対策に要する期間と費用を大幅に削減できる見通しを得た。
- 世界で初めて実用工業材料で製作した IS プロセス水素製造試験装置による連続運転に成功（150 時間）し、これにより運転手順の有効性を確証するとともに、機器の腐食による漏えい及びヨウ素等の析出による閉塞の技術課題を解決し工業材料製機器技術の実用化に見通しを得た。
- 産業界との連携及び国際協力では、ポーランドとの高温ガス炉開発体制を構築するとともに、英国との関係構築を前進させた。

以上を踏まえ、高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会では、総合評価を 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、令和 2～3 年度（2020～2021 年度）に向けた取組に対する主なコメントは以下の通りである。

- HTTR の運転再開に向けて最大限に注力して欲しい。HTTR 運転再開は相手のあることであり、また試験実施による新たな不具合も予想されるので、令和 3 年度（2021 年度）の最終評価に向けては前倒しの推進をお願いしたい。
- 連続水素製造における IS プロセスの基本的な反応は実証されたと考えられる。今後は長期的な組成変化も考慮した全自動制御法の確立が重要である。
- 今後民間との連携をさらに強め、特に連携時に得られる知見・情報を民間と共有化し、知財化を戦略的に進め、追随を許さない技術の確立を期待する。
- 実用化を意識した研究開発においては、燃料サイクルとの整合性に関する研究開発を実施することが期待される。

HTTR-熱利用試験施設の建設段階へ進むに当たっての判断は、HTTR が運転再開を果たし、熱負荷変動試験等の結果を評価してからの判断が適切であり、判断時期を 2 年程度延期することが妥当であるとされた。判断の根拠とされた所見は以下の通りである。

- 国内では経済産業省主導による NEXIP の開始、国外ではポーランド及び英国での高温ガス炉の実用化に向けた開発の進展等、高温ガス炉の熱利用への期待が大きく高まっている。
- HTTR-熱利用試験施設のシステム設計の完了等、研究開発は着実に進捗している
- 平成 28 年度（2016 年度）中間評価で建設段階へ進むに当たっての判断の条件となった熱負荷変動試験等が HTTR の運転再開の遅延により試験計画が先送りとなっている。



## 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.

### 9.1 燃料設計限度の考え方の提示

軽水炉安全設計に基づき設定された HTTR の燃料破損率設計限度 1%は非合理的であり、この問題を解決するために以下を実施した。

- 実用高温ガス炉安全要件からトップダウン方式で評価指標を設定
- 規制基準や技術的に考慮すべき事項から網羅的に摘出した制約条件に基づき判断基準を設定
- 燃料破損率について、実力値に適切な保守性を考慮した設計限度を設定しつつ、公衆被ばく線量が放射線防護基準を十分下回ることを確認

燃料設計限度の評価指標として、燃料温度、燃料破損率、燃料要素応力及び燃料要素残存等価直径を設定した。また、燃料設計限度の判断基準は、燃料破損検出器検出限界値、放射性防護基準、被覆層熱的制限、燃料検査時の受入基準、燃料破損に係わる原子炉スクラム信号誤差に基づき設定した。図 9.1 に、設定した評価指標及び設定基準の実用炉への適用例を示すように、安全上の要求事項を網羅しつつ合理的な燃料破損率を考慮可能な燃料設計限度の考え方を提示した。

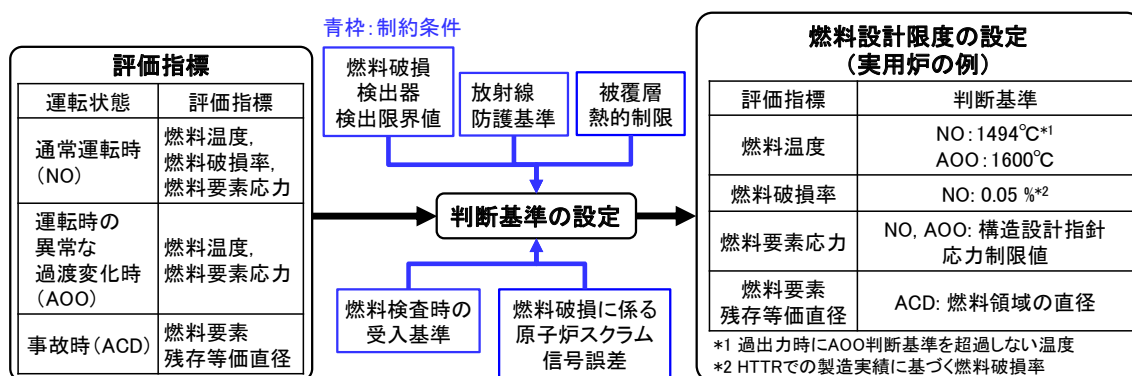


図 9.1 燃料設計限度の考え方及び実用炉への適用例

### 9.2 蒸気供給用高温ガス炉システムの炉心設計<sup>7)</sup>

HTTR 設計をベースにしつつ、燃料最高温度を制限値以下に保つこと及び燃料体の使用量の削減を可能とするために、以下を検討した。

- カラム単位の燃料交換により、HTTR と同様、燃料最高温度低減のための理想出力分布を再現する軸方向濃縮度分布を維持
- 燃焼の進んだ燃料の反応度低下を、新燃料の反応度で補うことにより、燃え残りのウラン 235 が減り、燃焼期間が増加

カラム単位の燃料交換 (図 9.2.1) による 3 バッチ (400 日/バッチ) 炉心 (図 9.2.2) を採用し、炉心上部で出力密度が大きい理想出力分布の再現により、燃料最高温度の制限を満たす炉心設計を提示した。また、燃料交換回数は、HTTR の 1320 日 (=660 日×2) あたり 2 回から、1200 日 (=400 日×3) あたり 1 回となり、燃料体の使用量は 5 割程度削減の見込みを得た。

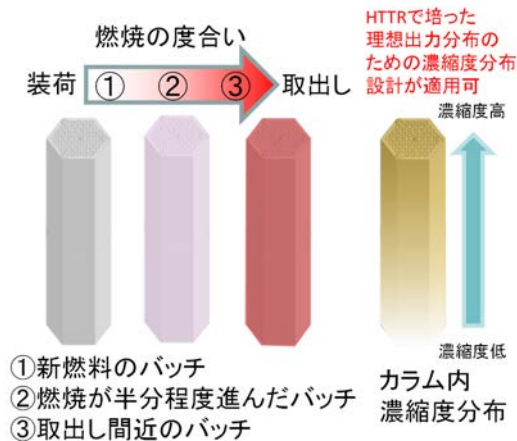


図 9.2.1 カラム単位の燃料交換

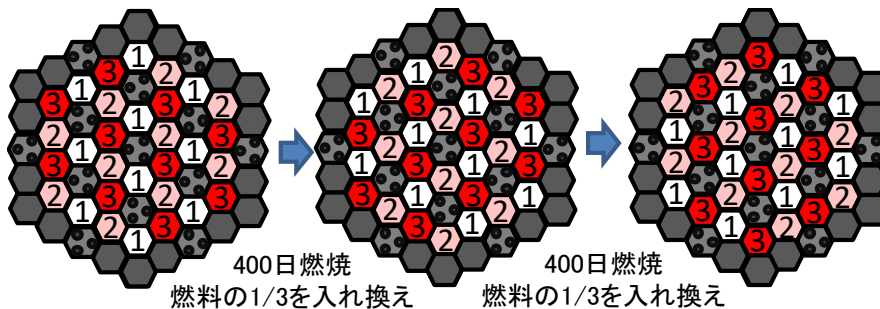


図 9.2.2 カラム単位の燃料交換による3バッチ炉心

### 9.3 ガスタービンへの核分裂生成物の沈着低減技術の開発

ガスタービンへの核分裂生成物 (Ag) の沈着量を評価に必要な、選定したタービン翼候補合金中の Ag の拡散係数を得るために以下を実施し、 $1.9 \times 10^{-18} \text{m}^2/\text{s}$  (設計上の目標値:  $6.3 \times 10^{-16} \text{m}^2/\text{s}$ ) を取得した (図 9.3.1)。取得した拡散係数を用いることで、Ag の沈着量は目標値より 1 桁低くなり、メンテナンス時の作業員の被ばく量は  $21 \mu\text{Sv/h}$  (目標値:  $375 \mu\text{Sv/h}$ ) となった。

- 候補合金の Ag の長期拡散試験 (800°C/16,000h 熱時効)
- 製作した標準試料を用いて候補合金中の Ag の拡散量を定量分析

候補合金の主成分 Ni への Ag 固溶限界濃度の文献値が最新の手法で測定されていないため、以下を実施して最新の手法で測定し、従来値より 1 桁程度低いことを発見した。これにより、拡散係数の寄与とは独立して Ag 沈着量を更に 1 桁程度低減でき (図 9.3.2)、作業員の被ばく量は  $2 \mu\text{Sv/h}$  となった。

- Ni 中に異なる量の Ag をアーク溶解後、圧延・熱処理・急冷して標準試料を製作
- 1300°Cにおける Ag 析出濃度を測定

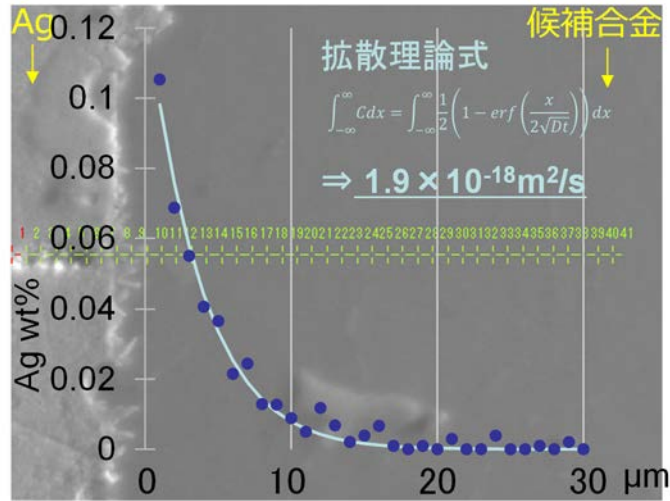


図 9.3.1 長期拡散試験片の Ag 拡散量測定結果

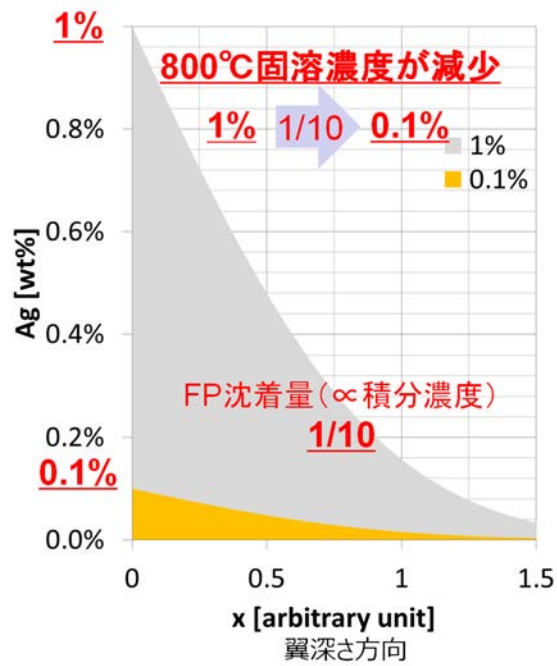


図 9.3.2 FP 沈着量の比較 (例)

This is a blank page.

## 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、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 NCBJ との間における高温ガス炉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。覚書締結後、NCBJ と定期的な技術会合を開催している。2019 年度には計 3 回の技術会合を行った。

- ・ 第 8 回技術会合（2019 年 5 月に日本・大洗町で開催）：高温ガス炉の燃料及び材料について意見交換。
- ・ 第 9 回技術会合（2019 年 7 月にポーランド・オトフォツク市で開催）：NCBJ に設置予定の高温ガス炉実験炉の設計、HTTR の臨界ベンチマーク計算及びヘリウムガスループに関する研究協力について協議
- ・ 第 10 回技術会合（2019 年 12 月にポーランド・オトフォツク市で開催）：高温ガス炉に関する人材育成計画等について協議。

また、人材育成の一環として、第 2 回高温ガス炉セミナーを 2019 年 7 月にポーランドで開催した。2 日間のセミナーに延べ約 130 名が参加し、許認可プロセス、設計、材料、水素製造の 4 つのテーマに関して活発な質疑応答がなされた。

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。

NCBJ がコーディネーターとなり、EU の研究開発ファンディング（Horizon 2020）の下で高温ガス炉コジェネレーションシステムの研究開発プロジェクト（GEMINI+）が 2017 年 9 月から実施されている。GEMINI+ の成果はポーランド商用炉の設計に反映される予定であることから、原子力機構も本プロジェクトに参加している。2019 年度は、ドイツ及びポーランドで開催された 2 回の全体会合に参加した。

### 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、HTTR 熱利用試験計画の共同検討、ヘリウムガスタービン翼材料への核分裂生成物移行挙動評価手法の開発等の協力を進めている。

2019 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 HTTR の炉心流量喪失試験の結果について RELAP5-PHYSICS コードを用いて再現解析を行った。また、HTTR 熱利用試験計画の共同検討については、HTTR にガスタービンと水素製造施設を接続する HTTR-GT/H<sub>2</sub> システムを用いた再生可能エネルギーとの調和型高温ガス炉システム実証試験計画の検討に向けて、INL が 2 次ヘリウム冷却設備のプラント動特性評価モデルのうち、ガスタービンモデルの改良を開始した。ヘリウムガスタービン翼材料への核分裂生成物移行挙動評価手法の開発については、原子力機構がガスタービン翼候補合金と安定同位体の長期拡散試験 (800°C/16,000 hr) の試験データ取得を完了した。また、INL が第一原理分子動力学計算により Ni 基合金への銀の拡散係数評価を行った。

また、引き続き研究協力を進めるため、原子力機構と DOE/INL 間でプロジェクト取決めを 2023 年 6 月まで延長することに合意した。

### 10.3 英国との協力

英国国立原子力研究所 (NNL) は、原子力産業全体に原子炉及び核燃料サイクル等の技術サポートを提供できる英国で唯一の機関であると共に英国ビジネス・エネルギー・産業戦略省 (BEIS) の支援を受けて、革新炉の燃料製造技術の開発を進めている。2019 年に NNL の担当者から今後の協力の可能性について要請があり、既存の包括的な技術協力取決めの中に高温ガス炉分野を追加すべく検討を進めた。

### 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。2019 年度は、TWG-GCR において、今後 3 年間の予定で開始する「SMR と HTGR の競争性向上と早期導入」に関する CRP で実施するタスク項目を協議し、コスト評価、許認可に必要なデータ、熱利用システムの接続に関する課題等を設定した。TWG-SMR においては、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すると共に、設計基準、サプライチェーン等について今後の必要事項を取りまとめた。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。

2019 年の第 63 回 IAEA 総会において、日本の高温ガス炉技術に基づく SMR の国際的な展開と国際社会からの期待に関するサイドイベントを開催した (9 月 18 日)。理事長、IAEA 原子力発電部長、文部科学省、資源エネルギー庁、外務省、他多数の関係者の参加を得ることができ (総計 132 名)、日本の高温ガス炉技術は国際的な高温ガス炉の導入に向けて大きな貢献が可能であること、高温ガス炉の早期導入に向けた HTTR を国際協力の下で活用する仕組み構築の重要性、

IAEA での活動強化等についてサイドイベントの成果をまとめた。また、2019年10月に開催された「気候変動と原子力の役割に関する会議」（参加総数約550名）に参加した。技術セッションにおいて高温ガス炉及び水素製造技術の研究開発成果について講演を行うと共に、日本の高温ガス炉技術に関する展示を行い、広く日本の高温ガス炉技術を発信した。

#### 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

2019年5月の米国における第15回会合において、5か年（2017-2022年）プロジェクト計画の主要な研究課題である共同照射・照射後試験、燃料挙動モデル、被覆層特性評価、燃料安全性試験について、参加機関の進捗確認を行った。

##### ② 水素製造プロジェクト

2019年5月の仏国における第19回会合及び11月の中国における第20回会合において、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確認を行なった。また、プロジェクト期間延長後の第二期プロジェクト計画の原案作成を完了し、署名手続きの準備を開始した。第二期プロジェクト計画において、日本は、ISプロセスによる水素製造に関するワークパッケージのリーダーとして、研究計画を取りまとめた。

##### ③ 材料プロジェクト

2019年4月の中国における第20回会合にて、日本の研究計画として、燃料コンパクトにおける従来の黒鉛製マトリックス材料を耐酸化性に優れたSiCに置き換える「SiCマトリックスコンパクトの開発」を提案し、合意が得られた。また、2020年4月に有効期限を迎えるプロジェクト取決めについて、延長手続きを進めた。

##### ④ 計算手法検証・ベンチマークプロジェクト

新たなプロジェクト開始に向けて2019年9月に日本において第21回準備会合を開催し、プロジェクト開始後1年間における研究計画の最終調整及びプロジェクト開始後のプロジェクト進捗管理方法の確認を完了した。また、プロジェクト実施取決めへの署名に向けた手続きを進

めた。参加予定国は、日本、米国、中国、韓国、EU である。原子力機構は、崩壊熱評価のための燃焼解析手法の検証、核熱評価における炉内構造物の物性変化の影響評価の2つのタスクに参加する予定である。

#### 10.6 OECD/NEA を通じた協力

OECD/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が、HTTR は 2011 年に発生した東北地方太平洋沖地震の影響により停止中であり、再稼働後に試験を実施してデータ提供する計画である。HTTR の運転再開時期が延期される見通しとなったことから、プロジェクト契約終了時期を 2019 年 3 月から 2022 年 3 月に延長した。

#### 10.7 韓国との協力

2008 年度に韓国原子力研究所 (KAERI) と締結した「韓国原子力研究所と日本原子力研究開発機構との間の原子力の平和利用分野における協力のための取決め」に基づき、高温ガス炉及び核熱水素製造技術に関する情報交換会議を定期的実施している。2019 年度は、2019 年 5 月に韓国において第 10 回情報交換会議を開催し、高温ガス炉開発計画、燃料、IS プロセスによる水素製造等に関する情報交換を行った。

#### 10.8 中国との協力

1986 年に締結した覚書の下、公開情報に基づく情報交換を目的とした会議を定期的開催している。2019 年度は、2019 年 5 月に大洗研究所において情報交換会議を開催し、高温ガス炉開発計画、耐震評価、安全解析等に関する情報交換を行った。

#### 10.9 カザフスタンとの協力

高燃焼度燃料 (100 GWd/t) の照射後試験による照射特性評価を行うため、カザフスタン核物理研究所 (INP) が原子力機構と協力して 2017 年 3 月から実施していた国際科学技術センター (ISTC) のレギュラープロジェクト「照射済み高温ガス炉燃料の特性研究」を 2019 年 5 月に完了した。また、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、INP と新たに ISTC のレギュラープロジェクト「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 か年計画で開始した。

## 11. あとがき

本報告書は、高温工学試験研究炉部における 2019 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) 猪井宏幸, 清水厚志, 亀山恭彦, 小林正一, 篠崎正幸, 太田幸丸, 久保司, 江森恒一, “HTTR 非常用発電機の保守管理とガスタービンエンジンの分解点検”, JAEA-Technology 2009-048 (2009), 48p.
- 2) 原子力規制委員会, 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド, 2013, <https://www.nsr.go.jp/data/000297056.pdf>, (参照 2021 年 9 月 16 日).
- 3) 小野正人, 藤原佑輔, 松本哲郎, 飯垣和彦, “3 次元実形状モデルを用いた高温工学試験研究炉の原子炉建家と排気筒の衝突解析”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.19, No.2 (2020) pp.110–120.
- 4) 石塚悦男, 松中一朗, 石田大樹, Hai Quan HO, 石井俊晃, 濱本真平, 高松邦吉, Inesh Kenzhina, Yevgeni Chikhray, 近藤 篤, 高木直行, 藤本 望, “2018 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 –”, JAEA-Technology 2019-008 (2019), 12p.
- 5) 石塚悦男, 中島弘貴, 中川直樹, Hai Quan HO, 石井俊晃, 濱本真平, 高松邦吉, Inesh Kenzhina, Yevgeni Chikhray, 松浦秀明, 藤本 望, “2019 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 (2) –”, JAEA-Technology 2020-008 (2020), 16p.
- 6) 日本原子力研究開発機構, “核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について (第 4 報)”, 31 原機 (サ保) 008 平成 31 年 4 月 4 日, <https://www.jaea.go.jp/02/press2019/p19040401/b01.pdf>, (参照 2021 年 9 月 16 日).
- 7) Yuji Fukaya, Naoki Mizuta, Minoru Goto, Hirofumi Ohashi, Xing L. Yan, “Conceptual design study of a high performance commercial HTGR for early introduction”, Nuclear Engineering and Design, Vol.361 (2020), 110577.

This is a blank page.

# 付 録

---

Appendixes

This is a blank page.



付録1 2019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
高温工学試験研究炉部	2019・7	HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2017年度）	高温工学試験研究炉部	JAEA-Review 2019-006
HTTR技術課	2019・7	2018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	石塚 悦男	JAEA-Technology 2019-008
HTTR技術課	2019・9	HTTRの起動用中性子源の交換時期の推定	小野 正人	JAEA-Technology 2019-012
高温工学試験研究炉部	2020・3	HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2018年度）	高温工学試験研究炉部	JAEA-Review 2019-049

(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	2019・4	HTTRの保安全管理（保安全管理の特長及び実績）	島崎 洋祐	日本保全学会
HTTR計画課	2019・5	Establishment of numerical model to investigate heat transfer and flow characteristics by using scale model of vessel cooling system for HTTR	高田 晶二	27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27)
HTTR技術課	2019・10	Conceptual design of direct <sup>99m</sup> Tc production facility at the high temperature engineering test reactor	Ho Hai Quan	Nuclear Engineering and Design

付録2 2019年度高温工学試験研究関係主要事項 (1/4)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2019・4	<ul style="list-style-type: none"> <li>・補助冷却設備空気冷却器架台補修 (8日～9日)</li> <li>・非常用発電機設備点検整備作業 (15日～16日)</li> <li>・一次、二次ヘリウム回収作業 (17日～26日)</li> <li>・機械棟ボイラー点検保守作業 (18日)</li> <li>・クレーン点検整備作業 (22日)</li> <li>・水質分析作業 (23日～24日)</li> <li>・エレベータ点検整備作業 (25日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料棚卸 (11日)</li> <li>・IAEAによる実在庫検認 (16日)</li> <li>・原子力規制庁審査会合 (22日)</li> <li>・設計及び工事の方法の認可申請書〔HTTRの変更(第3回申請)〕の一部補正 (25日)</li> </ul>
2019・5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・計測制御系統施設発信器等点検整備作業 (13日～6月13日)</li> <li>・補機／一般冷却水設備定期点検 (13日～7月12日)</li> <li>・純化設備加熱器等定期点検 (20日～27日)</li> <li>・非常用発電機設備始動用空気槽圧力計の交換作業 (27日～28日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・改元〔平成から令和〕 (1日)</li> <li>・設計及び工事の方法の認可申請書〔HTTRの変更(第5回申請)〕 (21日)</li> <li>・原子力規制庁審査会合 (22日)</li> </ul>
2019・6	<ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント計算機定期保守作業 (3日～7日)</li> <li>・プラント制御装置等点検作業 (10日～7月11日)</li> <li>・空調用冷水装置定期点検作業 (3日～10日)</li> <li>・移送台車蓄電池充電作業 (10日～13日)</li> <li>・屋外オイルタンクフランジ部からの重油しみ修理作業 (13日)</li> <li>・通信連絡設備定期点検作業 (17日～28日)</li> <li>・非常用発電機設備点検作業 (24日～7月13日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力規制庁審査会合 (24日)</li> </ul>
2019・7	<ul style="list-style-type: none"> <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 (8日～25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 (10日～31日)</li> <li>・液体廃棄物の廃棄設備／液位計校正作業 (16日～22日)</li> <li>・消火設備定期点検 (16日～18日)</li> <li>・2次系ヘリウム回収作業 (17日～19日)</li> <li>・換気空調用蒸気供給設備／配管調査作業 (17日～22日)</li> <li>・直流電源設備／蓄電池均等充電作業 (23日～25日)</li> <li>・液体廃棄物の廃棄設備／外観検査、漏えい検査 (26日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全国安全週間 (1日～7日)</li> <li>・安全大会 (2日)</li> <li>・第9回JAEA-NCBJ技術会合 (10日)</li> <li>・ポーランドにおける第2回高温ガス炉セミナー (11日～12日)</li> <li>・大洗研究所北地区計画停電 (27日～28日)</li> </ul>

付録2 2018年度高温工学試験研究関係主要事項(2/4)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2019・8	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次ヘリウム冷却設備(ヘリウム循環機)／上部ケーシングガスケット交換作業(5日～9日)</li> <li>・圧縮空気設備定期点検作業(6日～9月27日)</li> <li>・補機／一般冷却水設備定期点検作業(9日)</li> <li>・空調用冷水装置点検整備作業(19日～9月19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(21日～9月30日)</li> <li>・2次ヘリウム冷却設備系ヘリウム置換作業(21日～23日)</li> <li>・電気設備定期点検(27日～9月3日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・HTTR計画停電(27日～9月2日)</li> </ul>
2019・9	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機器ドレン系廃液槽サンプリング作業(3日～6日)</li> <li>・可搬型発電機点検作業(4日、6日)</li> <li>・高置水槽点検整備作業(5日)</li> <li>・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～11月1日)</li> <li>・屋外オイルタンク点検作業(11日～13日)</li> <li>・自動火災報知設備他定期点検作業(12日～20日)</li> <li>・加圧水冷却設備水抜き作業(17日～10月18日)</li> <li>・排気設備等定期点検作業(17日～10月21日)</li> <li>・プール水冷却浄化設備点検作業(17日～10月1日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力規制庁審査会合(6日)</li> <li>・施設定期検査申請書の変更届出(13日)</li> <li>・原子炉設置変更許可申請書(新基準対応)の第7回補正(26日)</li> <li>・IAEA査察(27日)</li> </ul>
2019・10	<ul style="list-style-type: none"> <li>・二酸化炭素消火設備点検作業(3日)</li> <li>・ボイラー点検保守(9日～17日)</li> <li>・原子炉冷却系統施設安全弁の取外・取付作業(18日～25日)</li> <li>・支持構造物(1次冷却設備等)の点検整備作業(21日～31日)</li> <li>・換気空調設備定期点検作業(21日～11月29日)</li> <li>・核物質防護用特殊扉整備作業(23日～31日)</li> <li>・蒸気供給設備定期点検作業(28日～12月2日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全国労働衛生週間(1日～7日)</li> <li>・2019年度第1回大洗研究所総合訓練(15日)</li> <li>・令和元年度上期監事監査(17日～18日)</li> <li>・施設定期検査〔第5回の26回目〕(25日)</li> </ul>

付録2 2018年度高温工学試験研究関係主要事項 (3/4)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2019・11	<ul style="list-style-type: none"> <li>・補助冷却設備／空気冷却器減速機点検作業 (7日～13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 (11日～29日)</li> <li>・オペフロ水銀灯交換作業 (12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 (18日～26日)</li> <li>・真空給水暖房ポンプの更新 (18日～12月6日)</li> <li>・加圧水冷却設備凍結防止装置取付け・取り外し作業 (26日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「津波防災の日」に関する訓練 (5日)</li> <li>・ボイラー火入れ式 (8日)</li> <li>・HTTR 研究棟・開発棟及び HTTR 建設管理棟計画停電 (16日)</li> <li>・施設定期検査〔第5回の27回目〕 (20日)</li> <li>・原子力規制庁審査会合 (25日)</li> <li>・施設定期検査〔第5回の28回目〕 (29日)</li> </ul>
2019・12	<ul style="list-style-type: none"> <li>・支持構造物 (1次冷却設備等) の点検整備作業 (2日～9日)</li> <li>・原子炉格納容器定期点検作業 (2日～2月27日)</li> <li>・移送台車の蓄電池及び周辺機器の更新作業 (3日～4日)</li> <li>・HTTR 附属建家非常用電源設備点検作業 (5日)</li> <li>・機械棟雨樋補修作業 (6日)</li> <li>・加振装置等設置 (16日～3月18日)</li> <li>・原子炉冷却系統施設安全弁の取外し・取付け作業 (9日～13日)</li> <li>・よう素除去フィルタの再生作業 (9日～20日)</li> <li>・補助冷却設備凍結防止運転 (9日～3月25日)</li> <li>・加圧水冷却設備凍結防止運転 (9日～3月25日)</li> <li>・屋外資機材の運搬移動作業 (9日～23日)</li> <li>・原子炉施設の照明器具安定器等交換作業 (12日～25日)</li> <li>・通信連絡設備定期点検作業 (16日～20日)</li> <li>・危険物施設定期点検 (18日～19日)</li> <li>・一般排水槽液位計校正作業 (26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>・原子力安全監査 (3日～4日)</li> <li>・理事長との意見交換会 (10日)</li> <li>・部門長との意見交換会 (11日、17日、18日)</li> <li>・緊急時対応の機能向上のための訓練 (23日)</li> </ul>

付録2 2018年度高温工学試験研究関係主要事項(4/4)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
2020・1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸欠警報装置点検校正作業(8日～10日)</li> <li>・制御棒交換機の保守点検作業(8日～2月7日)</li> <li>・加圧水冷却設備水張り作業(10日～2月14日)</li> <li>・消火設備定期点検(15日～17日)</li> <li>・百葉箱の更新(27日～30日)</li> <li>・隔離弁点検整備作業/放射能計装設備(27日～2月4日)</li> <li>・補助冷却設備支持構造物の点検整備作業(27日～13日)</li> <li>・1次ヘリウム純化設備 冷水装置定期点検(28日)</li> <li>・補助冷却設備 空気冷却器減速機点検作業(29日～2月14日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・部門長との意見交換会(23日)</li> <li>・原子炉設置変更許可申請書(新基準対応)の第8回補正(27日)</li> <li>・2019年度第2回大洗研究所総合訓練(29日)</li> <li>・次年度運転計画(3か年)届出(30日)</li> </ul>
2020・2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自動火災報知設備定期点検(4日～12日)</li> <li>・1次冷却設備 ヘリウム循環機回転数制御装置等の点検整備作業(4日～22日)</li> <li>・防災監視装置の点検整備(5日)</li> <li>・核物質防護用特殊扉等点検整備作業(12日～21日)</li> <li>・使用済燃料貯蔵建家資機材移動作業(17日～3月3日)</li> <li>・使用済燃料貯蔵建家外壁照明の更新作業(18日)</li> <li>・二酸化炭素消火設備点検作業(27日～28日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・部門長との意見交換会(13日、21日)</li> <li>・原子力規制庁審査会合(17日)</li> <li>・安全協定に基づく平常時立入調査(25日)</li> <li>・新型コロナウイルス感染症機構対策本部設置(25日)</li> <li>・新型コロナウイルス感染症大洗現地対策本部設置(26日)</li> <li>・大洗研究所内部監査(28日)</li> </ul>
2020・3	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事故時<math>\gamma</math>線モニタ絶縁変換機交換作業(4日)</li> <li>・ガスクロマトグラフ質量分析計点検校正作業(2日～6日)</li> <li>・放射能計装サンプリングポンプラック流量発信器交換作業(18日～19日)</li> <li>・自動販売機入替作業(23日、25日)</li> <li>・加圧水冷却設備凍結防止装置取外し作業(25日)</li> <li>・研究棟照明安定器交換作業(26日～27日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・所幹部との意見交換会(4日)</li> <li>・原子炉設置変更許可申請書(新基準対応)の第9回補正(23日)</li> <li>・設計及び工事の方法の認可申請書〔HTTRの変更(第4回申請)及び(第5回申請)〕の申請取下げ(30日)</li> <li>・設計及び工事の方法の認可申請書〔HTTRの変更(第2回申請)〕の一部補正(30日)</li> <li>・設計及び工事の方法の認可申請書〔HTTRの変更(第4回申請)〕(30日)</li> <li>・2020年度年間運転計画の策定(31日)</li> <li>・2020年度年間使用計画の策定(31日)</li> </ul>

付録3 2019年度高温工学試験研究関連審査会合及び審査ヒアリング開催履歴(1/4)  
(2019年4月1日～2020年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査に関するもの)

会合種類	通算回数	開催日	議題
研究炉班 許可審査ヒアリング	147	2019/4/3	①許可申請書(次回審査会合での回答予定資料の説明)
研究炉班 設工認審査ヒアリング	25	2019/4/3	①設工認申請(第4回)について
研究炉班 許可審査ヒアリング	148	2019/4/12	①許可申請書(次回審査会合での回答予定資料の説明及びHTTRの安全確保の考え方)
研究炉班 許可審査ヒアリング	149	2019/4/19	①許可申請書(HTTRの安全確保の考え方の再説明及び第53条の対策について)
研究炉班 審査会合	38	2019/4/22	①原子炉設置変更許可申請書(追加質問の回答について)
研究炉班 許可審査ヒアリング	150	2019/4/25	①許可申請書(審査会合コメント回答及びBDDBの対策の有効性について)
研究炉班 許可審査ヒアリング	151	2019/5/9	①許可申請書(審査会合コメント回答)
研究炉班 許可審査ヒアリング	152	2019/5/14	①許可申請書(審査会合コメント回答)
研究炉班 許可審査ヒアリング	153	2019/5/21	①許可申請書(審査会合コメント回答)
研究炉班 審査会合	39	2019/5/22	①原子炉設置変更許可申請書(追加質問の回答について)
研究炉班 許可審査ヒアリング	154	2019/5/28	①許可申請書(審査会合コメント回答)
研究炉班 許可審査ヒアリング	155	2019/6/5	①許可申請書(審査会合コメント回答)
研究炉班 許可審査ヒアリング	156	2019/6/12	①許可申請書(審査会合コメント回答)
研究炉班 許可審査ヒアリング	157	2019/6/18	①許可申請書(審査会合コメント回答) ②モニタリングポストに係る行政相談
研究炉班 審査会合	40	2019/6/24	①原子炉設置変更許可申請書(追加質問の回答について)
研究炉班 許可審査ヒアリング	158	2019/7/1	①許可申請書(審査会合における口頭回答内容の再確認)

付録3 2019年度高温工学試験研究関連審査会合及び審査ヒアリング開催履歴(2/4)  
(2019年4月1日～2020年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査に関するもの)

会合種類	通算回数	開催日	議題
研究炉班 許可審査ヒアリング	159	2019/7/4	①許可申請書(まとめ資料の提出)
研究炉班 許可審査ヒアリング	160	2019/7/5	①許可申請書(審査会合における口頭回答内容の再確認)
研究炉班 許可審査ヒアリング	161	2019/7/10	①許可申請書(審査会合における口頭回答内容の再確認)
研究炉班 設工認審査ヒアリング	26	2019/7/10	①設工認申請(第3回)について
研究炉班 許可審査ヒアリング	162	2019/7/17	①許可申請書(まとめ資料の提出)
研究炉班 許可審査ヒアリング	163	2019/7/19	①許可申請書(「まとめ資料」へのコメント回答について)
研究炉班 許可審査ヒアリング	164	2019/7/24	①許可申請書(「まとめ資料」へのコメント回答について)
研究炉班 許可審査ヒアリング	165	2019/7/30	①許可申請書(まとめ資料の提出)
研究炉班 許可審査ヒアリング	166	2019/8/1	①許可申請書(「まとめ資料」へのコメント回答について)
研究炉班 許可審査ヒアリング	167	2019/8/6	①許可申請書(「まとめ資料」へのコメント回答について)
研究炉班 許可審査ヒアリング	168	2019/8/22	①許可申請書(まとめ資料へのコメント)
研究炉班 許可審査ヒアリング	169	2019/8/23	①許可申請書(「まとめ資料」へのコメント回答について)
地震・津波班 審査会合	25	2019/9/6	①地震調査研究推進本部(平成31年2月26日公表)「日本海溝沿いの地震活動の長期評価」及び活断層詳細デジタルマップ[新編](2018)に対する確認結果について ②敷地周辺・敷地近傍の地質・地質構造について ③基準地震動Ssの策定について ④津波評価について

付録3 2019年度高温工学試験研究関連審査会合及び審査ヒアリング開催履歴(3/4)  
(2019年4月1日～2020年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査に関するもの)

会合種類	通算回数	開催日	議題
研究炉班 設工認審査ヒアリング	27	2019/10/17	①HTTRにおける設工認要否整理表の作成方針について
研究炉班 設工認審査ヒアリング	28	2019/10/31	①HTTRにおける設工認要否整理表の作成方針について
研究炉班 設工認審査ヒアリング	29	2019/11/15	①HTTRの設工認要否整理表及び設工認申請(第3回)コメント回答内容について
研究炉班 設工認審査ヒアリング	30	2019/11/28	①設工認申請(第3回)コメント対応資料の提出
研究炉班 許可審査ヒアリング	170	2019/11/28	①まとめ資料の再修正版の提出
研究炉班 許可審査ヒアリング	171	2019/12/9	①変更許可の第7回補正申請及び「まとめ資料」に対するコメント受領
研究炉班 許可審査ヒアリング	172	2019/12/12	①「第7回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答
研究炉班 許可審査ヒアリング	173	2019/12/17	①「第7回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答
研究炉班 許可審査ヒアリング	174	2019/12/24	①「第7回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答
研究炉班 許可審査ヒアリング	175	2020/1/9	①「第7回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答
研究炉班 許可審査ヒアリング	176	2020/1/15	①「第7回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答
研究炉班 許可審査ヒアリング	177	2020/1/20	①「第7回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答
研究炉班 許可審査ヒアリング	178	2020/1/24	①「第7回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答
研究炉班 許可審査ヒアリング	179	2020/1/31	①「第7回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答
研究炉班 許可審査ヒアリング	180	2020/2/7	①モニタリングポストに関するコメントについて
研究炉班 許可審査ヒアリング	181	2020/2/13	①モニタリングポストに関するコメントへの対応について



付録3 2019年度高温工学試験研究関連審査会合及び審査ヒアリング開催履歴(4/4)  
 (2019年4月1日～2020年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査に関するもの)

会合種類	通算回数	開催日	議題
研究炉班 審査会合	41	2020/2/17	①モニタリングポストに関するコメントへの対応について
研究炉班 許可審査ヒアリング	182	2020/2/21	①モニタリングポストに関するコメントへの対応について
研究炉班 許可審査ヒアリング	183	2020/2/27	①「第8回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答
研究炉班 許可審査ヒアリング	184	2020/3/5	①「第8回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答
研究炉班 許可審査ヒアリング	186	2020/3/16	①「第8回補正申請」及び「まとめ資料」に対するコメントへの回答

This is a blank page.



