JAEA-Review
2017-029
DOI:10.11484/jaea-review-2017-029

JAEA-Review

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2016 年度）

Operation, Test, Research and Development of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) (FY2016)

（編）高温工学試験研究炉部

(Ed.) Department of HTTR

原子力科学研究部門
大洗研究開発センター

Oarai Research and Development Center
Sector of Nuclear Science Research

January 2018

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ（http://www.jaea.go.jp）
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 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.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2018

JAEA-Review 2017-029

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発
（2016 年度）

日本原子力研究開発機構　原子力科学研究部門　大洗研究開発センター
（編）高温工学試験研究炉部

（2017 年 11 月 24 日受理）

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターの HTTR（高温工学試験研究炉）は、熱出力 30MW の黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉で、2001 年 12 月に熱出力 30MW を達成、2004 年 6 月には原子炉出口冷却材温度 950℃に到達した我が国初の高温ガス炉である。

HTTR は高温ガス炉技術の基盤の確立及び高度化のための試験研究を目的としており、定常運転、安全性実証試験、長期連続運転等を行い、高温ガス炉の運転・保守経験の蓄積、各種実証試験を実施している。現在は、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確認のため、2014 年度に原子力規制委員会に原子炉設置変更許可申請を行い、2011 年東北地方太平洋沖地震以来運転停止している HTTR の再稼働に向けての活動を継続している。

本報告書は、HTTR の新規制基準への対応状況等、2016 年度の HTTR の運転と保守及び各種技術開発の状況等についてまとめたものである。

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

JAEA-Review 2017-029

Operation, Test, Research and Development of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) (FY2016)

(Ed.) Department of HTTR

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

(Received November 24, 2017)

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

To establish and upgrade basic technologies for HTGRs, we have obtained demonstration test data necessary for relevant R&Ds, and accumulated operation and maintenance experience of HTGRs throughout the HTTR's operation such as rated power operations, safety demonstration tests and long-term high temperature operations, and so on. The application document for the HTTR licensing to prove conformity with the new regulatory requirements for research reactors taken effect since December 2013 had been applied. The efforts to restart the HTTR, stopped since 2011 by off the Pacific coast of Tohoku Earthquake, have been carried out.

This report summarizes, conformity with the new regulatory requirements for research reactors and so on, activities and results of HTTR operation, maintenance, and relevant R&Ds, which were carried out in the fiscal year 2016.

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

目　　次

1. 概　要 1
1.1 運転の状況 3
1.2 機器の製作、工事等の状況 4
1.3 品質保証活動及び環境管理推進活動 4
1.4 所外の専門部会等での審議 5
1.5 熱利用試験施設の設計 6
1.6 実用高温ガス炉水素製造システムの安全設計方針 7

2. 試験研究用等原子炉施設の新規制基準への対応 11
2.1 概　要 13
2.2 対応状況 13

3. 運転・保守 29
3.1 原子炉の運転管理 31
3.2 崩壊熱評価の適用性確認試験（非核加熱試験） 31
3.3 ヘリウム循環機のガスケット交換作業 31
3.4 プール水冷却浄化設備の点検 32
3.5 装置・設備の保守管理 34

4. 技術開発 41
4.1 崩壊熱最適評価手法の開発 43
4.2 溶融ワイヤを用いた制御棒温度計測技術の確立 47
4.3 様々な被覆粒子燃料充填モデルにおける HTTR 炉心の核特性評価 49

5. 放射線管理 51
5.1 放射線作業時の管理 53
5.2 個人被ばく管理 53
5.3 排気及び排水の管理 53
5.4 放射線管理設備に係る保守管理 54

6. 品質保証活動の実施状況 57
6.1 概　要 59
6.2 品質保証活動の実績 59

7. 環境管理活動の実施状況 71
7.1 環境管理活動の沿革 73

8. 高温ガス炉開発に関する国際協力 75
8.1 ポーランド 77
8.2 米国 77
8.3 英国 78
8.4 韓国 78
8.5 国際原子力機関（IAEA） 78
8.6 第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF） 78
8.7 経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA） 79
8.8 その他 80

9. 人材育成 81
9.1 人材育成の実績 83

10. あとがき 85
参考文献 85

付録 87
付録 1 2016 年度高温工学試験研究関連研究発表 89
付録 2 2016 年度高温工学試験研究関係主要事項 91
付録 3 2016 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 94

Contents

1. Outline of Activities 1
1.1 Operation and Tests 3
1.2 Construction 4
1.3 Quality Assurance and Environmental Management 4
1.4 Deliberations in Specialist's Committees 5
1.5 Design of Heat Utilization Test Facility 6
1.6 Safety Design Principle for HTGR Hydrogen Production System 7

2. Conformity with New Regulatory Requirements for Research Reactors 11
2.1 Outline 13
2.2 Status of Responding to Regulatory Requirements 13

3. Operation and Maintenance 29
3.1 Operation of HTTR 31
3.2 Decay Heat Evaluation Application Verification Test (Non-nuclear Heating Test) 31
3.3 Replacement of Helium Gas Circulator Gasket 31
3.4 Inspection of Pool Cooling and Cleanup System 32
3.5 Maintenance of HTTR 34

4. Research and Development 41
4.1 Development of Decay Heat Optimum Evaluation Approach 43
4.2 Establishment of the Control Rod Temperature Measurement Technique Using the Melting Wire 47
4.3 Neutronic Characteristic of HTTR Fuel Compact with Various Packing Models of Coated Fuel Particle 49

5. Radiation Control 51
5.1 Radiation Monitoring and Control 53
5.2 Control of Personal Exposure 53
5.3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage 53
5.4 Maintenance of Radiation Monitoring System 54

6. Activities of Quality Assurance System 57

6.1 Outline 59
6.2 Performance of Quality Assurance System 59

7. Results of Environmental Management Activities 71
7.1 The Past and Present of Environmental Management Activities 73

8. International Cooperation on HTGR Development 75
8.1 Poland 77
8.2 U.S.A 77
8.3 England 78
8.4 Korea 78
8.5 International Atomic Energy Agency (IAEA) 78
8.6 Generation IV International Forum (GIF) 78
8.7 OECD Nuclear Energy Agency (OECD/NEA) 79
8.8 Other 80

9. Human Resource Development 81
9.1 Performance of Human Resource Development 83

10. Postscript 85
References 85

Appendix 87
Appendix 1 Publication and Presentations on High Temperature Engineering Research in 2016 89
Appendix 2 Essential Particular on High Temperature Engineering Research in 2016 91
Appendix 3 Information of the Examination Meeting and Hearing of the NRA in 2016 94

1．概　要

Outline of Activities

This is a blank page.

高温ガス炉は、1000℃に近い高温の熱を取り出せるとともに、冷却材喪失事故等において燃料破損を生じない極めて高い安全性を有する原子炉である。高温工学試験研究炉（HTTR : High Temperature engineering Test Reactor）は、原子炉熱出力 30MW、最高原子炉出口冷却材温度 950℃の性能を有し、高温の冷却材温度を利用した水素製造技術の研究開発及び高温ガス炉開発のための試験研究を行うために設置された日本初の高温ガス炉である。

HTTR は 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℃、2004 年 4 月に原子炉出口冷却材温度 950℃を達成した。その後、高温ガス炉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ている。表 1.1 に HTTR の軌跡を示す。

高温ガス炉とこれによる水素製造技術の研究開発は、総合科学技術会議が地球温暖化対策として選定した「水素エネルギーシステム技術」及び、原子力委員会が定めた 6 項目のビジョンの 1 つである「原子力による革新的水素製造技術」の実現を目指すものである。また、文部科学省の「低炭素社会づくり研究開発戦略」の戦略④「将来的なエネルギー技術開発」において、2050 年までに CO_2 排出量半減に寄与するための革新的な水素製造技術開発として取り上げられている。また、2014 年 2 月には、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構という。）における今後の高温ガス炉及び水素製造技術の研究開発の在り方について、外部有識者からなる「高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会」から研究開発の意義・内容等について評価を受け、高温ガス炉とこれによる水素製造に関する基盤技術の確立をめざし、950℃の超高温ガス炉に向け HTTR 等を用いた研究開発を継続すべきとの公開報告書が出されている [1)]。

2014 年 4 月には、「エネルギー基本計画」が閣議決定され、その中で「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進する。」と謳われ、これを受けて文部科学省に「高温ガス炉技術研究開発作業部会」が設置された。

HTTR は、2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震以降運転を停止している。HTTR については、2013 年 12 月 18 日に施行された試験研究用等原子炉施設に対する新規制基準に対して、試験研究用等原子炉施設に係る新規制基準の適合確認のため 2014 年 11 月 26 日に原子力規制委員会に原子炉設置変更許可を申請した。本年度は、2014 年度に申請した原子炉設置変更許可申請について、2016 年 10 月 27 日に原子炉設置変更許可申請書の第 1 回補正申請を行っており、原子力規制委員による新規制基準適合性に係る審査に関して継続して対応している。

1.1　運転の状況

(1)　HTTR の運転

本年度は、東北地方太平洋沖地震後の新規制基準に対する適合性確認のための運転の

実施が困難と判断し、原子力規制委員会に対して本年度の運転を未定とした 3 か年の運転計画を提出した。このため、本年度は第 5 回施設定期検査を継続して実施し、原子炉運転は行わなかった。

(2) 第 5 回施設定期自主検査

第 5 回施設定期検査は、2010 年 12 月 8 日付けで施設定期検査の申請を行い、2011 年 2 月 1 日より開始したが、同年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震の影響で継続している。試験研究用等原子炉施設に対する新規制基準に対する適合確認は、所要の審査後、新規制基準施行後初回の施設定期検査の合格をもって完了とする方針が原子力規制委員会から出されており、このため施設定期検査期間が延長されている。HTTR においては、原子炉停止中においても継続的に機能を維持する必要がある施設の検査についてのみ実施されており、本年度は表 1.2 に示す 3 回の検査を受検した。

(3) 運転再開に向けた検討

本年度は、2014 年度に申請した原子炉設置変更許可申請について、原子力規制委員による新規制基準適合性に係る審査を継続して受けている。詳細については第 2 章に示す。

1.2 機器の製作、工事等の状況

(1) 機器の製作、工事の状況

本年度実施した主要な機器の製作、工事は、ヘリウム循環機のガスケット交換及びプール水冷却浄化設備の点検である。保守管理の詳細については第 3 章に示す。

(2) 技術開発

本年度実施した主要な技術開発は、崩壊熱最適評価手法の開発、溶融ワイヤを用いた制御棒温度計測技術の確立である。技術開発の詳細については第 4 章に示す。

1.3 品質保証活動及び環境管理推進活動

大洗研究開発センターにおける原子力施設等の保安活動に関する品質保証活動は、2006 年度から JEAC4111 に準拠した品質保証活動が実施されており、HTTR 原子炉施設においても品質マネジメントシステムに則り、安全の達成・維持・向上を目的とした継続的な改善を実施している。詳細については第 6 章に示す。また、環境管理推進活動については、2006 年度から ISO14001 環境マネジメントシステムに基づく運用を大洗研究開発センター北地区において開始して以来、環境負荷低減の観点から HTTR 部の環境管理推進活動を継続的に実施している。詳細については第 7 章に示す。

1.4　所外の専門部会等での審議

1.4.1　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中間取りまとめでは、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ている。これを受けて 2015 年度に、原子力メーカー、燃料・黒鉛メーカー、水素・熱利用メーカー、商社・シンクタンク、大学など、幅広い分野から経営判断が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、2 回の会合が開催された。2016 年度も引き続き、2 回の会合を開催した。

第 3 回会合（2016 年 4 月 26 日開催）では、将来的に想定されうる利用者側から見た高温ガス炉の意義及び課題として、自動車メーカー3 社からそれぞれ報告があり、将来の水素需給の見通しについて議論された。

第 4 回会合（2016 年 6 月 23 日開催）は大洗研究開発センターにおいてメンバーによる HTTR 及び連続水素製造試験装置の視察が行われた。視察後に欧米における高温ガス炉開発の動きとして、米国 NGNP 産業界アライアンスが中心となり国際協力の下で高温ガス炉の実証炉を建設する計画（国際実証炉計画）について現状報告された。

1.4.2　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）は、理事長からの諮問により第 3 期中長期計画における中間評価を 2017 年 1 月 19 日に行い、評価結果を取り纏め、2017 年 3 月 14 日に答申した。

以下に 3 つの審議事項と評価結果の概要を示す。

(1)　2016 年度研究実績の年度評価及び 2017 年度の研究計画（案）

原子力規制庁による新規制基準への適合性確認において、基準地震動の策定に時間を要しているが、やれる事を計画通り着実に実施し、幾つかの研究開発で優れた成果が認められ、十分な技術蓄積、発信がなされていることからＡ評価（顕著な成果の創出や将来的な特別な成果の創出の期待等が認められる。）と評価された。また、2017 年度計画（案）は妥当であると判断された。以下に代表的なコメントを示す。

- 高温ガス炉開発の最優先課題は HTTR 再稼働と考える。熱利用システムの実証も高温ガス炉開発継続に重要なテーマなので、着実に推進して頂きたい。
- これまで水素製造試験装置で積み上げたデータを振り返り、打つべき手を打って、これまでよりも長時間の連続運転達成、対外的なアピールを期待する。

(2)　HTTR-熱利用試験施設の建設段階へ進むに当たっての判断

HTTR-熱利用試験施設の建設段階へ進むに当たっての判断に関しては、HTTR-熱利用試験に向けて熱利用システムの全ての機器仕様の設定が完了し、異常事態を想定した安全評価により技術的成立性を確認できたものの、熱利用系の外乱が HTTR に及ぼす影響を評価

することが必要であり、そのためには HTTR の再稼働が不可欠である。したがって、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 が再稼働を果たし、判断材料の熱負荷変動試験等を実施するまでに 3 年程度必要であることから、今後、3～4 年後に実施することが妥当であると判断された。

(3) 2015～2016 年度までの中間評価

HTTR の再稼働に向けた新規制基準対応、水素製造技術開発等についてはＢ評価（標準）を受けたが、全ての機器仕様の設定が完了した HTTR-熱利用試験施設の設計、当初計画を超えて SiC を含有した耐酸化燃料要素を試作してその有効性を確認した燃料要素開発等についてはＡ評価を受けた。これらを勘案し、総じて期待以上の成果が得られたと評価され、総合評価としてＡ評価を受けた。

2017～2021 年度に向けた取り組みに対して、以下のコメントを示す。

- 高温ガス炉開発の最優先課題は HTTR の運転再開である。安全審査、設工認、使用前検査等、規制庁対応に最大限のリソース投入を期待する。
- 今回の漏えい事象を反映した対策材料の健全性を含めた安全設計を考慮し早期に更なる長時間データを取得し、新たな課題抽出及び解決に期待する。
- 高温ガス炉の安全性は高く、日本の数少ない世界レベルの国産技術である。技術レベル維持の為に人材の確保と特許権の保護と延命に関わる知財対策にも配慮していただきたい。

1.5 熱利用試験施設の設計

高温ガス炉の多様な産業利用に向けて、原子炉施設への水素製造施設接続に係る許認可取得やヘリウムガスタービン発電及び水素製造技術確立を目的に、2015 年度より HTTR にヘリウムガスタービンや水素製造施設から成る熱利用システムを接続した HTTR-GT/H_2 プラントの基本設計を実施している。

2016 年度は、2015 年度に実施した系統設計結果に基づき機器設計を実施した。具体的には、ヘリウムガスタービン軸封システム、2 次系熱交換器、再生熱交換器と前置冷却器から成る一体型熱交換器、2 次ヘリウム冷却設備の冷却器、格納容器隔離弁、3 次冷却設備機器、原子炉補助設備機器、プラント補助設備機器及び水素製造施設の機器仕様を定め、技術的成立性を確認した（図 1.1）。

また、ヘリウムガスタービンや水素製造施設の HTTR への接続に伴い、新たに安全上評価すべき事象についてプラント動特性評価を行い、実用高温ガス炉と同じ影響緩和設備や運転方法を適用した場合においても安全評価上の注目パラメータが判断基準を超過しないことを確認した。

今後は国際協力を活用して、試験計画を具体化する予定である。

1.6　実用高温ガス炉水素製造システムの安全設計方針

実用高温ガス炉水素製造システムの安全基準の整備に向けて、HTTR を用いた安全性実証試験、核熱供給試験等で取得した限界性能データ等に基づき、高温ガス炉の固有の安全性及び水素製造施設との接続を考慮して作成した実用高温ガス炉水素製造システムの安全設計方針（安全要件）について、日本原子力学会が設立した国内の有識者から構成される「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会で、2013 年度より 2 年間で評価を受け、安全設計方針を策定した。現在、策定した安全設計方針（安全要件）の国際標準化を目指して、国際原子力機関（IAEA）の協力研究計画（CRP）「モジュラー型高温ガス炉の安全設計」に参画し、国際標準の原案作成を進めている。2016 年度は 6 月に第 2 回研究調整会合、11 月にフォローアップ会合を実施した。また、国内では、2015 年度に設立された日本原子力学会「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会において、機能要求を規定した安全設計方針（安全要件）の具体化を図るため、炉心及び燃料などの安全指針の基本となる考え方や設計基準事象選定の考え方をまとめた。

表 1.1　高温工学試験研究炉（HTTR）の軌跡

1989.2	原子炉設置許可申請
1990.11	原子炉設置許可
1991～1997	建設
1997.9.5	原子炉施設保安規定の認可
1998.11.10	初臨界
1999.11	出力上昇試験開始
2001.12.7	定格出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850℃達成
2002.3.6	使用前検査合格証取得（30MW、850℃）
2002.6	安全性実証試験（第 1 期）の開始
2002.8.1～2003.3.6	第 1 回施設定期検査
2003.8.18～2004.2.16	第 2 回施設定期検査
2004.4.19	定格出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950℃達成
2004.6.24	使用前検査合格証取得（30MW、950℃）
2005.10.1～	第 1 期中期計画[*1] 開始　（2005.10　日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が統合され、日本原子力研究開発機構が設立）
2004.7.26～2006.12.8	第 3 回施設定期検査
2006	JEAC4111 に準拠した品質保証活動及び ISO14001 環境マネジメントシステムに基づく環境管理活動の開始
2006.9.27	原子炉設置変更許可（HTTR 原子炉保護設備等の改造）
2007.3.27～4.26	定格 30 日連続運転の達成
2007.7	定期的な評価[*2] の実施
2007.5.21～2010.2.3	第 4 回施設定期検査
2010.1.22～3.13	高温 50 日連続運転の達成
2010.4.1～	第 2 期中期計画[*1] 開始
2010.12.22	安全性実証試験（第 2 期）の開始
2011.2.1～	第 5 回施設定期検査
2013.12.18	試験研究用等原子炉施設に関する新規制基準施行
2014.11.26	原子炉設置変更許可申請
2015.4.1～	第 3 期中期計画[*3] 開始（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に名称変更）

＊1：独立行政法人通則法に基づく中期目標を達成するための計画

＊2：試験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

＊3：独立行政法人通則法（平成二六年六月十三日改正）に基づく中期目標を達成するための計画

表 1.2　本年度の施設定期検査

回	受検年月日	検査対象及び検査項目
17	2016 年 10 月 21 日	燃料交換機の作動検査、燃料出入機の作動検査、新燃料貯蔵設備貯蔵ラックの外観検査（未臨界性確認検査）、原子炉建家内使用済燃料貯蔵ラックの外観検査（未臨界性確認検査）及び使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵ラックの外観検査（未臨界性確認検査）
18	2016 年 11 月 18 日	気体廃棄物の廃棄施設・減衰タンクの漏えい検査、液体廃棄物の廃棄設備・廃液槽の漏えい検査、制御用圧縮空気設備・空気貯槽及び主配管の漏えい検査、プール水冷却浄化設備の冷却能力確認検査、原子炉スクラム回路及び工学的安全施設作動回路の作動検査、気体廃棄物の廃棄施設・圧縮機の作動検査及び非常用空気浄化設備・主ダンパの作動検査
19	2016 年 12 月 2 日	排気モニタリング設備・排気ガス及び排気ダストモニタの警報検査、非常用制御設備・後備停止系駆動装置の反応度抑制効果検査（後備停止系）、気体廃棄物の廃棄施設の処理能力検査、原子炉本体の線量当量率測定検査、原子炉本体の放射性物質濃度測定検査、非常用電源設備・非常用発電機の作動検査、非常用電源設備・蓄電池及び安全保護系用交流無停電電源装置の作動検査、非常用空気浄化設備の作動検査及びサービスエリアの気密検査

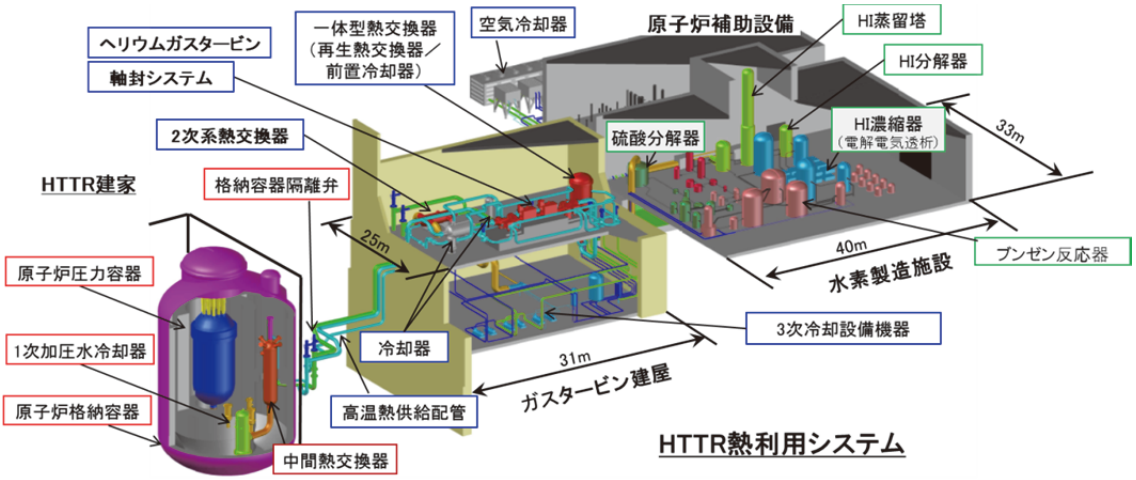

図 1.1　HTTR に接続する熱利用システムの鳥瞰図

２．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.

2.1 概　要

2011 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震に伴う東京電力福島第一原子力発電所の津波被害による事故を踏まえ、2013 年 12 月 18 日に試験研究用原子炉施設を含む核燃料使用施設等の新規制基準が定められた。表 2.1 に試験研究用原子炉施設に関する新規制基準について示す。

HTTR は東北地方太平洋沖地震後すぐに点検を実施し、原子炉施設の機器・建家等の健全性確認を終了したが、原子力規制委員会の基本的な考え方では、熱出力 500kW 以上 50MW 以下の中高出力炉及びガス冷却型研究炉等を運転するためには新規制基準施行後の初回施設定期検査までに新規制基準への適合確認を完了する必要があるとしている。このため試験研究用等原子炉施設に係る新規制基準の適合確認のため、2014 年 11 月 26 日に原子力規制委員会に原子炉設置変更許可申請を行った。表 2.2 に新規制基準の適合に関する HTTR 原子炉施設原子炉設置変更許可申請の概要を示す。

申請内容（新規制基準の要求事項）は以下の項目であり、2016 年度は審査会合 17 回、審査ヒアリング 60 回を実施し審査を継続している。2016 年度の審査会合及び審査ヒアリングの開催履歴を付録 3 に示す。

① 安全設計の基本方針
② 地盤・地震・津波
③ 外部からの損傷
④ 火災防護
⑤ 溢水防護
⑥ 通信連絡
⑦ 外部電源喪失
⑧ 監視設備
⑨ 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止

2016 年度においては、2016 年 3 月末時点で、原子力規制委員会における審査会合等を受け、議論が概ね収束した「火災による損傷の防止」、「外部からの衝撃による損傷の防止」の外部火災等、「安全避難通路等」、「放射性廃棄物の廃棄施設」並びに申請書本文には新規制基準への適合性を明確にするために「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「許可基準規則」という。）」の各条項に対する適合性についての記載を追記し、2016 年 10 月 27 日に原子力規制委員会に原子炉設置変更許可申請書の第 1 回補正申請を行った。なお、法令改正に伴う引用法令の名称変更、SI 単位系への変更等の記載の適正化も行っている。

一方、審査状況については、⑨多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の審査が終了した。これらの詳細を次節に示す。

2.2 対応状況

2.2.1 原子炉設置変更許可申請書の第 1 回補正申請

(1) 補正の内容

第 1 回補正に係る主な変更内容を以下に示す。表 2.3 に第 1 回補正の内容を許可基準規則の条項に対して整理したものを示す。

1) 本文

a. 共通編

・所在地の変更（「茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 番」から「茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002 番地」への変更）

・工事計画時期の変更（モニタリングポスト等情報伝達設備及び制御室における監視設備の追加設置）

b. 別冊 3　HTTR

・許可基準規則で要求される項目に対する設計方針を、申請書記載区分（ロ　試験研究用等原子炉施設の一般構造 (3)その他主要な構造）に記載した。

2) 添付書類八

○　安全設計の基本方針の再整理

・内部火災について、HTTR の特徴を踏まえて、許可基準規則に沿って記載を明確にした。

・自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象（以下「自然現象等」という。）について、抽出した自然現象等に対する評価及び評価に基づく防護設計について記載した。なお、竜巻、火山については耐震等の審査会合の内容を踏まえて、今後必要に応じて補正する予定である。

○　重要安全施設の明確化

・第 6 条（自然現象）、第 12 条（安全施設）、第 28 条（保安電源設備）に要求される重要安全施設について、選定方針や対象施設を明確化するため、以下に示す選定の基本方針を追加した他、具体的な構築物・系統及び機器を記載した表として追加した。

➢ HTTR の特徴を考慮して、安全確保のために必要な機能（「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」及び「使用済燃料冷却」）を確保出来るよう考慮すること。

➢ 「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する基本的な考え方」（以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。）を参考に選定すること。

3) 添付書類九

・審査会合等での指摘を踏まえ、不正確な数値の引用・転記による誤記の修正を行った。誤記の修正にあたっては、品質保証上の不適合として管理した。

・「通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量評価」におけるセンター内の他の許可との実効線量の合算評価を、審査会合等での説明を踏まえ参考扱いとした。

4) 添付書類十

・審査会合の説明を踏まえ、設計基準事故を超える事故の評価では最新のデータベースを用いて被ばく評価を行っていた。これに倣い、設計基準事故における被ばく評価でも同様のデータベースを用いて評価を行ったため、申請書に記載されている設計基準事故の被ばく評価結果を変更した。なお、多量の放射性物質等を放出する事故の事象選定及び対策については、第 2 回以降で補正する予定である。

(2)多量の放射性物質を放出する事故の拡大の防止

多量の放射性物質を放出する事故の拡大の防止については、「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（許可基準規則）」における第五十三条として、要求事項が以下のとおり定められている。

（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）
第五十三条　試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

要求事項に対して、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、本原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線（以下「多量の放射性物質等」という。）を放出するおそれがある事象が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じることができる設計であり、安全対策が十分施されていることを示すために、本原子炉施設の安全上の特徴を解析により明示することを狙いとして選定した事象について、評価を行うとともに対策をまとめた。

1)　多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的な考え方

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定に当たっては、原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（以下「設計基準事象」という。）時に、作動を想定していた以下の①から③の安全機能を有する機器等のいずれかの故障が重畳した場合の事象、すなわち設計基準事象を超える事象の中から、高温ガス炉の特徴を考慮して多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定した。

①　原子炉停止機能
②　炉心冷却機能
③　放射性物質の閉じ込め機能（以下「閉じ込め機能」という。）

さらに、高温ガス炉の特徴を踏まえて、以下の影響が大きい事象を選定した。

a.　放射性物質等の放出の影響
b.　空気侵入等による黒鉛酸化の影響
c.　黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響

本原子炉施設では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り多量の放射性物質を放出しない。また、空気侵入等による黒鉛酸化及び可燃性ガスによる爆発は発生しない。すなわち、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り a.から c.の影響はない。

そこで、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による破断口が最も大きく、a.から c.の影響が最も大きくなる 1 次冷却設備二重管破断に①から③の安全機能の機能喪失の重畳を想定した。また、試験炉許可基準規則の解釈第 53 条で示されている使用済燃料の損傷についても検討を行った。なお、事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象に起因する多重故障を想定した。

原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り a.から c.の影響がないことの例と

して、運転時の異常な過渡変化事象において原子炉停止機能喪失が重畳する事象の中で原子炉冷却材圧力バウンダリ（原子炉圧力容器）温度が最も高くなる事象である商用電源喪失に何らかの原因により全制御棒が挿入失敗（スクラム失敗）する事象が発生した場合を想定し評価した。この結果、燃料温度が許容設計限界温度である 1600℃を超えず、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、多量の放射性物質の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じない。すなわち、a.からc.の影響はないことを確認した。

2) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

(a) 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に以下の機能の喪失を想定した。

① 原子炉停止機能

② 炉心冷却機能

③ 閉じ込め機能

具体的な事象の例として以下の事象を想定し評価を行った。

a. 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳する事象

b. 1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能を有する炉容器冷却設備の機能喪失が重畳する事象

c. 1 次冷却設備二重管破断に原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失が重畳する事象

各評価における設備・機器の作動状況を表 2.4 に評価結果の一覧を表 2.5 に示す。また、事象発生時の措置を表 2.6 に示す。

(b) 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

本原子炉施設では、使用済燃料貯蔵設備として原子炉建家内に水冷却の使用済燃料貯蔵プール、使用済燃料貯蔵建家に空気冷却の使用済燃料貯蔵セルを有している。使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料はプール水冷却浄化設備により間接的に冷却されており、使用済燃料貯蔵セル内の使用済燃料は使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置により間接的に冷却されている。

① 原子炉建家使用済燃料貯蔵プール

原子炉建家内のプール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失した場合、燃料の許容設計限界温度である 1,600℃を超えることで使用済燃料が破損し、多量の放射性物質等の放出のおそれがある。このため、表 2.7 に示す措置を講ずることとする。

② 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル

使用済燃料貯蔵建家については、設計基準事象により敷地境界の一般公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。しかしながら、極めて保守的に条件設定（例えば、使用済燃料貯蔵建家の屋根及び壁のコンクリート片等の堆積）をすることにより、空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵ラックの冷却ができなくなる場合には、事象が発生した場合、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度が上昇し使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放

出するおそれがある。このことから、表 2.7 に示す措置を講ずることとする。

③　大規模損壊について

上記の想定を上回る事象として、設計基準事象を大幅に超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）の発生を仮想的に想定する場合、原子炉の自然停止、自然冷却可能である高温ガス炉の固有の安全特性、高温での放射性物質の閉じ込め能力に優れた被覆燃料粒子の特徴を踏まえて採りうる対策は、1 次冷却設備二重管破断に原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失が重畳する事象と同じである。

3)　多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のため、以下の資機材等を設けることとした。

①　原子炉格納容器へ放水するための消防自動車を配備する。

②　運転員の内部被ばく等を抑制するためのチャコールフィルタ付きマスク等の防護機材を用意する。

③　原子炉建家内の使用済燃料貯蔵プールに冷却水を注入するための消防自動車及び注水用ホースを配備する。

④　使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料及び使用済燃料貯蔵ラックの冷却を目的として、使用済燃料貯蔵ラックへ放水するための消防自動車を配備する。

表 2.1　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

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

表 2.2　新規制基準の適合に関する HTTR 原子炉施設原子炉設置変更許可申請の概要
（2014 年 11 月 26 日申請時）

項目	要求事項	原子炉設置変更許可申請書の内容
安全設計の基本方針	試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下、「許可基準規則」という。）への適合	許可基準規則において示された「安全機能上の重要度分類の考え方」及び「耐震重要分類の考え方」に基づき、安全機能上の重要度分類及び耐震重要度分類について、HTTR の安全上の特徴を踏まえて分類。
地盤・地震・津波	耐震設計上重要な建物等は、活断層の露頭がない地盤に設置すること。	敷地内における地質調査結果から活断層が無いことを確認。
	耐震設計上重要な建物等は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、当該施設を十分に支持することができる地盤に設けること。 耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれないこと。	2011 年東北地方太平洋沖地震及びその後の知見を反映して検討用地震とその評価を見直し、基準地震動 S_s を策定（最大加速度：水平 700 ガル、鉛直 400 ガル）重要な安全機能を有する施設は、基準地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれないよう設計する。
	基準津波に対して安全機能が損なわれないこと。	基準津波を策定し、敷地での遡上高さ（T.P＋16.9m）を考慮しても、原子炉施設は、津波による遡上波が到達しない標高（T.P＋36.5m）に設置してあるため、安全性が損なわれることはない。
外部からの損傷	自然現象	竜巻、火山、森林火災等による影響に対して、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。
	外部人為事象	航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等の事象に対して、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。
火災防護	内部火災により原子炉施設の安全性が損なわれないこと。	火災により原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災発生防止、火災感知及び消火、火災の影響軽減を適切に組み合わせた措置を講じる。
溢水防護	内部溢水により安全施設の安全機能が損なわれないこと。	溢水が生じた場合においても、原子炉を停止し、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールの冷却水が喪失することにより、使用済燃料を冷却する機能を損なわないように設計する。
通信連絡	外部との通信連絡の強化	設計基準事故が発生した場合の必要箇所との間の通信連絡設備は、多様性を確保した設計とする。
外部電源喪失	全交流動力電源喪失時の措置	全交流動力電源が喪失した場合に、原子炉は安全に停止できる。停止後の監視に必要な電源を一定時間確保するため蓄電池等の直流電源設備を設ける設計とする。
監視設備	放射線管理モニタリングの強化	周辺環境モニタリング設備である固定モニタリング設備は、無停電電源装置等に接続するとともに、伝送系は多様性を確保する設計とする。
多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止	設計基準事故を超えた事象を想定し、発生防止対策と影響緩和対策の有効性を評価	設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故について評価し、そのおそれがある場合には、事故の拡大を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

表 2.3　HTTR 第 1 回原子炉設置変更許可申請の補正内容について（1/5）

「許可基準規則」の条文に対する当初の申請方針	原子力規制庁による主要なコメント	今回の補正内容
第 6 条　外部からの衝撃による損傷の防止 ・外部衝撃に対して、防護対象及び重要安全施設を具体的に明記していない。 ・生物学的影響について、小動物への対策を明記していない。 ・航空機落下について、建家は堅固であるとして小型機の係数を 0.1 として評価した値を記載している。	①外部からの衝撃による損傷の防止に関し、自然現象及び人為事象に対して安全機能を損なわない設計であることについて、次の事項に関して具体的に説明すること。 ・想定される自然現象及び人為事象の抽出の考え方 ・竜巻及び火山影響評価等を踏まえた防護設計（基準竜巻の設定及び防護策等） ・施設周辺の状況を踏まえた評価（森林火災、敷地内の他施設及び近隣工場等の火災、航空機落下等）に基づく防護設計（火災規模、航空機落下確率、防護策等） ②許可基準規則第 12 条に基づいて選定した安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い系統について、表にまとめる等、整理して説明すること。	【本文（別冊３）】 a.設計方針に係る記載の見直し 【添付書類八】 b.適合のための設計方針の考え方に変更はないが、外部衝撃に対して維持する安全機能（原子炉の緊急停止機能及び放射性物質の閉じ込め機能並びにそれらに必要な監視機能、原子炉建家使用済燃料貯蔵プールの貯蔵機能）を明確にした他、施設周辺の状況を踏まえた評価（森林火災、敷地内の他施設及び近隣工場等の火災、航空機落下）に基づく防護設計（火災規模、航空機落下確率、防護策）を追加した。 c.重要安全施設を「研究炉の重要度分類の考え方」の「4．自然現象に対する設計上の考慮」を参考に選定することを明記したほか、具体的な構築物・系統及び機器を記載した表を追加した。 d.生物学的影響について、小動物の侵入の考慮を追加した。 e.航空機落下について、ヒアリングで規制庁の指摘を受け、運行回数及び飛行距離はガイド[*1]に基づいた数値に変更した。また、面談で規制庁の指摘[*2]を受け、小型機の係数を変更（0.1⇒1）し再評価した。その結果、原則の標的面積（0.01km^2）では判断基準の 10-7（回／炉・年）を上回ったため、現実的な標的面積を用いて評価し、判断基準を満足した。なお、ガイド[*1]では現実的な標的面積を用いること認めている。 ＊1「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準」 ＊2「平成 28 年 2 月 24 日　試験研究等原子炉施設の新規制基準への適合性審査における航空機落下確率評価について」
第 8 条　火災による損傷の防止 ・防護対象を具体的に明記していない。	①内部火災による損傷の防止に関し、設計基準の範囲を明確にした上で、HTTR 施設の特徴を踏まえた安全機能を損なわないための対策について説明すること。	【本文（別冊３）】 a.設計方針に係る記載の見直し 【添付書類八】 b.設計基準の範囲を明確化（防護対象設備の明確化）した。また、火災の発生防止、感知及び消火、影響軽減のための対策については、より具体的に記載した。
第 9 条　溢水による損傷の防止等 ・防護対象を具体的に明記していない。	①内部溢水による損傷の防止に関し、設計基準の範囲を明確にした上で、HTTR 施設の特徴を踏まえた安全機能を損なわないための対策について説明すること。	【本文（別冊３）】 a.設計方針に係る記載の見直し 【添付書類八】 b.設計基準の範囲を明確化（防護対象設備の明確化）した。また、発生を想定する溢水をより具体的に記載した。

表 2.3　HTTR 第 1 回原子炉設置変更許可申請の補正内容について（2/5）

「許可基準規則」の条文に対する当初の申請方針	原子力規制庁による主要なコメント	今回の補正内容
第 10 条　誤操作の防止 ・保守点検時の誤操作防止対策は明記していない。	①規則解釈にある保守点検時における誤操作防止について説明すること。	【本文（別冊３）】 a.設計方針に係る記載の見直し 【添付書類八】 b.誤操作防止に対する基本方針を追加した。 c.保守点検時における誤操作防止に対する考慮を追加した。
第 11 条　安全避難通路等 ・設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、交流非常灯（保安灯）が設置されている部屋については、非常用発電機から給電が可能な設計であることを記載している。蓄電池内蔵照明が設置されている部屋については、明記していない。	①可搬型照明は、設計基準事故発生後の所定時間内に必要な作業ができるよう設営可能か、具体的に説明すること。	【本文（別冊３）】 a.設計方針に係る記載の見直し 【添付書類八】 b.蓄電池による給電時間以降も対応を可能とするための携帯用照明等の可搬型照明について追加した。
第 12 条　安全施設 ・重要安全施設を具体的に明記していない。 ・安全機能の重要度分類において、使用済燃料貯蔵プール等に係る関連系は明記していない。	①安全機能を有する施設に関し、ガス冷却型原子炉施設の特徴を踏まえ、施設毎の重要度に応じた安全設計に係る具体的な分類の考え方及び結果について整理すること。 ②許可基準規則第 12 条に基づいて選定した安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い系統について、表にまとめる等、整理して説明すること。 ③安全機能の重要度分類において、使用済燃料貯蔵ラック等が、原子炉建家内と使用済燃料貯蔵建家内に分かれて設置されていることが理解できるように記載する必要はないか。 ④非常用発電機（MS-2）と安全保護系（MS-1)のように、関連する機器・設備間で重要度分類が相違する場合の考え方について説明すること。	【本文（別冊３）】 a.設計方針に係る記載の見直し 【添付書類八】 b.重要安全施設を「研究炉の重要度分類の考え方」の「4. 信頼性に対する設計上の考慮」を参考に選定することを明記したほか、具体的な構築物・系統及び機器を記載した表を追加した。 c.安全機能の重要度分類において、使用済燃料貯蔵ラック等が、原子炉建家内と使用済燃料貯蔵建家内に分かれて設置されていることが理解できるように記載した。 また、関連系（プール水冷却浄化設備、貯蔵セル排気系）を明記した。 d.直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置を MS-1 から MS-2 へ補正することを、以下のとおり説明しており、修正した。 「工学的安全施設の設備の重要度を MS-2 としたこと、及び原子炉停止系はフェイルセーフの設計となっていることから直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置は、MS-2 とした。」

表 2.3　HTTR 第 1 回原子炉設置変更許可申請の補正内容について（3/5）

「許可基準規則」の条文に対する当初の申請方針	原子力規制庁による主要なコメント	今回の補正内容
第 13 条　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止 ・運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の被ばく評価は建設時と変わっておらず、既に許可も受けていることから、気象データを更新し、再評価した結果を記載していた。	①運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価に関し、特殊運転（ガス冷却型原子炉の固有の安全性を実証するための試験）の実績との比較による解析手法の検証及び最新知見の反映等を踏まえ説明すること。	【本文（別冊３）】 a.設計方針に係る記載の見直し 【添付書類十】 b.従来、第 13 条と第 53 条の評価で異なる核データベース（崩壊定数、光子発生率、分岐率）を使用しγ線強度計算を行っていたが、新しい核データライブラリを使用している第 53 条に合わせて、ORIGEN2 ライブラリを ORLIBJ33 ライブラリに変更しγ線強度を再評価した。これにより、スカイシャイン及び直接線の被ばく結果が修正された。
第 22 条　放射性廃棄物の廃棄施設 ・通常時被ばくは、気象データ及び線量計算パラメータを更新し、再評価した結果を記載していた。	①通常時被ばくに関して、評価に用いたパラメータの違い等を整理した上で、実効線量の評価結果の現行許可との差異について説明すること。	【本文（別冊３）】 a.「ロ　試験研究用等原子炉施設の一般構造　（３）その他主要な構造」に本条項に対する設計方針を追加した。 【添付書類九】 b. 審査会合等での指摘を踏まえ、不正確な数値の引用・転記による誤った被ばく評価結果を修正した。
第 28 条　保安電源設備 ・重要安全施設を具体的に明記していない。	①許可基準規則第 12 条に基づいて選定した安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い系統について、表にまとめる等、整理して説明すること。	【本文（別冊３）】 a.「ロ　試験研究用等原子炉施設の一般構造　（３）その他主要な構造」に本条項に対する設計方針を追加した。 【添付書類八】 b.重要安全施設を「研究炉の重要度分類の考え方」の「4. 電気系統に対する設計上の考慮」を参考に選定することを明記したほか、具体的な構築物・系統及び機器を記載した表を追加した。
第 29 条　実験設備等 ・既許可において、条文に書かれている内容が、適合のための設計方針及び詳細な設計方針に記載していた。	①許可基準規則第 29 条第 3 号への適合性に関し、放射性物質の漏えいの防止についての考え方を説明すること。	【本文（別冊３）】 a.「ロ　試験研究用等原子炉施設の一般構造　（３）その他主要な構造」に本条項に対する設計方針を追加した。 【添付書類八】 b.既許可に記載のある以下の事項を追記した。 ・著しい放射性物質の漏えいが生じないように設計すること。
第 30 条　通信連絡設備等 ・設計基準事故が発生した場合において原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡は、多様性を確保することを記載している。	①設計基準事故等が発生した場合の敷地内の外部見学者や研究者等、工場等内の全ての人に対する対策及び手順等について説明すること。	【本文（別冊３）】 a.設計方針に係る記載の見直し 【添付書類八】 b.通信連絡設備の機器に係る記載ついて、審査会合等の説明に基づき適正化した。なお、設計基準事故時の対応については、現地対策本部の設置等により対応する旨を許可申請書（初版）で記載済み。

表 2.3　HTTR 第 1 回原子炉設置変更許可申請の補正内容について（4/5）

「許可基準規則」の条文に対する当初の申請方針	原子力規制庁による主要なコメント	今回の補正内容
第 42 条　外部電源を喪失した場合の対策設備等 ・全交流動力電源が喪失した場合、停止後の監視に必要な電源を一定時間確保するため蓄電池等の直流電源設備を設けることを記載している。	①全交流電源喪失時について、対策の要否及び仮設機器として設置する機器について具体的に説明すること。	【本文（別冊３）】 a.「ロ　試験研究用等原子炉施設の一般構造　（３）その他主要な構造」に本条項に対する設計方針を追加した。 【添付書類八】 b.基本方針を追加した。 c.原子炉スクラム遮断器を開放するための電源、監視計器等に係る記載について、審査会合等の説明に基づき適正化した。
第 44 条　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設 ・燃料取扱設備に係る燃料体の溶融対策については、明記していない。	①審査会合等の説明を踏まえた修正	【本文（別冊３）】 a.「ロ　試験研究用等原子炉施設の一般構造　（３）その他主要な構造」に本条項に対する設計方針を追加した。 【添付書類八】 a.第 1 項第 3 号（取扱設備の燃料体の溶融の考慮）として、取り扱う燃料体数を制限する設計とすることを記載した。 b.既許可に記載のある以下の事項を追記した。 使用済燃料の貯蔵設備に関する冷却方法（原子炉建家は水冷、使用済燃料貯蔵建家は空冷）。
第 45 条　一次冷却系統設備 ・原子炉冷却材圧力バウンダリの耐負荷設計に対して、材料選択、設計及び製作について記載している。 ・漏えい検知に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉格納容器への 1 次冷却材の漏えい等について記載している。	①審査会合等の説明を踏まえた修正	【本文（別冊３）】 a.「ロ　試験研究用等原子炉施設の一般構造　（３）その他主要な構造」に本条項に対する設計方針を追加した。 【添付書類八】 b.既許可に記載のある以下の事項を追記した。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の運転制限等。 ・1 次側への 2 次ヘリウムの漏えい検出のための設計方針
第 50 条　原子炉制御室等 ・中央制御室には、通常の出入口以外に直接原子炉建家外に退避可能な非常口を設けることを記載している。	①審査会合等の説明を踏まえた修正	【本文（別冊３）】 a.「ロ　試験研究用等原子炉施設の一般構造　（３）その他主要な構造」に本条項に対する設計方針を追加した。 【添付書類八】 b.中央制御室からの容易な避難について記載を適正化した。

表 2.3　HTTR 第 1 回原子炉設置変更許可申請の補正内容について（5/5）

「許可基準規則」の条文に対する当初の申請方針	原子力規制庁による主要なコメント	今回の補正内容
第 51 条　監視設備 ・固定モニタリング設備は、無停電電源装置等に接続するとともに、伝送系は多様性を確保することを記載している。具体的な表示場所までは明記していない。	①第 51 条第二項に記載の「その他の当該情報を伝達する必要がある場所」として現地対策本部を含めるのかどうかについて説明すること。	【本文（別冊３）】 a.「ロ　試験研究用等原子炉施設の一般構造　（３）その他主要な構造」に本条項に対する設計方針を追加した。 【添付書類八】 b.モニタリングポストを表示する場所（中央制御室、現地対策本部）の記載を追加した。

表 2.4　原子炉に係る設計基準を超える事象の発生時における設備・機器の作動状況等一覧

	1 次冷却設備二重管破断 ＋ 原子炉停止機能の喪失	1 次冷却設備二重管破断 ＋ 炉心冷却機能の喪失	1 次冷却設備二重管破断 ＋ 閉じ込め機能の喪失
制御棒の挿入	×	○	○
1 次冷却設備※1	×	×	×
補助冷却設備※2	×	×	×
炉容器冷却設備	○	×	× 地震を起因事象に含むため
原子炉格納容器	○	○	×
非常用空気浄化設備	○	○	× 地震を起因事象に含むため
商用電源	○	○	× 地震を起因事象に含むため
非常用発電機※3	○	○	× 地震を起因事象に含むため

※1　原子炉スクラム信号の投入によりヘリウム循環機が停止する。

※2　減圧事故発生時は起動が阻止される。

※3　耐震重要度分類 B クラス

表 2.5　原子炉に係る設計基準を超える事象に係る評価結果

	1 次冷却設備二重管破断 ＋ 原子炉停止機能の喪失	1 次冷却設備二重管破断 ＋ 炉心冷却機能の喪失	1 次冷却設備二重管破断 ＋ 閉じ込め機能の喪失
燃料の著しい破損 （燃料最高温度※1）	○ （燃料最高温度　約 1,550℃）	○ （燃料最高温度　約 1,160℃）	○ （初期温度を上回らない。）
原子炉圧力容器	×	×	×
原子炉格納容器 （原子炉格納容器内圧※2）	○ （約 0.46MPa）	○ （約 0.46MPa）	×
多量の放射性物質等の放出 （敷地境界における 一般公衆の被ばく線量※3）	○ （約 1.7×10^{-3} Sv）	○ （約 1.7×10^{-3} Sv）	× 多量の放射性物質等の放出のおそれあり。
著しい黒鉛の酸化	○	○	× 著しい黒鉛酸化のおそれあり。
可燃性ガスによる爆発 （一酸化炭素濃度※4）	○ （1%未満）	○ （1%未満）	○ （1%未満）

※1　燃料の許容設計限界温度：1,600℃

※2　原子炉格納容器の最高使用圧力（内圧）：0.49MPa

※3　本評価において用いた被ばく線量の判断基準：5mSv を超えないこと。

※4　一酸化炭素の空気中における爆発限界の下限値：12.5%

表 2.6　原子炉に係る設計基準を超える事象発生時の措置

事象	措置
1 次冷却設備二重管破断 ＋ 原子炉停止機能の喪失※	① 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。 ② 原子炉が停止していない場合、手動スクラム又は手動によるスクラムしゃ断器の開による原子炉の停止に努める。また、後備停止系を用いて原子炉の停止に努める。
1 次冷却設備二重管破断 ＋ 炉心冷却機能の喪失※	① 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。 ② 炉容器冷却設備の復旧に努め、炉心をできるだけ早く冷却することにより、早期の事象収束に努める。
1 次冷却設備二重管破断 ＋ 閉じ込め機能の喪失	① 中央制御室にて、原子炉の状態（止める、冷やす、閉じ込める機能を有する機器の作動状況等）及び放射線量を把握するとともに、事象の収束まで継続的に監視する。中央制御室の計器類が機能喪失しており、原子炉の状態が把握できない場合は、仮設計器を計装盤に設置し、仮設電源を仮設計器に接続することにより、原子炉の状態を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。 ② 炉心冷却機能を喪失している炉容器冷却設備の循環ポンプが簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、炉心を冷却する。なお、炉容器冷却設備の配管が破損しているおそれがある場合に炉容器冷却設備の循環ポンプを起動させた場合、原子炉格納容器内に水が入るおそれがあることから、配管の健全性が確認できない場合は炉容器冷却設備の循環ポンプを作動させない。 ③ 放射性物質の放出低減機能を喪失している非常用空気浄化設備が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、敷地周辺の一般公衆に対する被ばくを低減する。 ④ 放射性物質の閉じ込め機能を喪失している原子炉格納容器が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、敷地周辺の一般公衆に対する被ばくを低減する。 ⑤ 原子炉の状態が把握できない場合は、放射性物質等の放出による被ばくのおそれがあるものとしてチャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、原子炉建家内及び周辺の放射線モニタリングを行う。 ⑥ 中央制御室の換気空調装置が機能喪失している場合、放出された放射性物質等による運転員等への被ばくのおそれがあることから、チャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、運転員等の被ばく低減に努める。 ⑦ 放射線モニタリングの結果、放射線量が高く、多量の放射性物質等が放出されているおそれがある場合は、放射性物質の放散抑制及び黒鉛酸化の抑制を目的とした原子炉格納容器への放水を検討し、本原子炉施設に消防自動車を配置し、ホースを原子炉格納容器近傍まで配置する。 ⑧ 消防自動車内の貯水、冷却塔プールの貯水、機械棟の貯水及び夏海湖の貯水の順に水源を利用する。また、大洗研究開発センター付近の湖沼や河川等、放水のための多様な水源を利用する。 ⑨ 作業に当たっては、放射線モニタリング等の結果から作業場所の放射線量を考慮し、作業時間を管理することにより、外部被ばくによる緊急作業時の線量限度を超えないよう作業する。 ⑩ 消防自動車を用いて原子炉格納容器頂部へと放水し、放射性物質の放散抑制に努める。また、黒鉛酸化は黒鉛温度が低下すれば指数関数的に反応速度が低下することから、放水による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を介した炉心冷却により黒鉛温度を早期に低下させることで、黒鉛酸化の早期収束に努める。原子炉格納容器に放水した場合と放水しない場合では、原子炉格納容器に放水することにより、環境への放射性物質の放散を抑制するだけでなく、より早く炉心下部の燃料温度を下げることができ、早期に事象を収束できる。

※　多量の放射性物質等の放出等を生じるおそれはないが、事象を早期に収束させるために以下の措置を講ずる。

表 2.7　使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故発生時の措置

事象	措置
原子炉建家内のプール水冷却浄化設備の冷却機能喪失	① プール水冷却浄化設備が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。 ② プール水冷却浄化設備が復旧できない場合、純水供給設備が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。 ③ 純水供給設備が復旧できない場合、消防自動車から純水供給配管の接続口に仮設ホース等を接続し、使用済燃料貯蔵プールに注水を行う。 ④ 仮設記録計等により水位を確認する。
使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備による冷却の喪失 ＋ 空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵ラックの冷却ができなくなる場合	① 使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。 ② 使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置が復旧できない場合、消防自動車を用いて使用済燃料貯蔵ラックへと放水し貯蔵ラックを冷却する。

This is a blank page.

３．運転・保守

Operation and Maintenance

This is a blank page.

3.1　原子炉の運転管理

2016 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。

3.2　崩壊熱評価の適用性確認試験（非核加熱試験）

原子炉を起動しない状態での施設の特性評価、動的機器を含む冷却系等の総合確認及び運転員の技術的能力の維持・向上を目的として、非核加熱による試験を行った。本試験は、HTTR を用いて 2017 年 1 月 30 日から 2 月 23 日に実施する計画であったが、1 次系のヘリウム循環機 1 台が制御盤のトラブルにより停止したため、2 月 10 日までの運転に計画変更した。そのため、施設の特性評価として行う崩壊熱評価の適用性確認試験については、試験の前提条件となる原子炉入口冷却材温度を約 150℃から 100℃、1 次系圧力を約 2.44MPa から 1.06MPa に変更し実施した。非核加熱条件下において、ヘリウム循環機加熱により原子炉入口冷却材温度約 100℃を維持し、補助冷却設備の起動により補助冷却設備のヘリウムガス温度及び流量を測定し、原子炉の残留熱除熱特性データを評価するためのデータを取得した。結果の詳細については、第 4 章に記載する。また、1 次ヘリウム循環機などの主冷却系や 1 次ヘリウム貯蔵供給設備などの原子炉補助系に係る主要な設備・機器類を運転することにより、長期運転停止中における運転員の運転技術の維持・向上を行った。

3.3　ヘリウム循環機のガスケット交換作業

HTTR の 1 次冷却設備は、系統内には 4 台のヘリウム循環機があり、冷却材を循環させている。ヘリウム循環機は原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、図 3.1 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防止の観点から、ヘリウム循環機上部ケーシングのガスケットを 10 年ごとに交換することを規定しており、2016 年度に 4 台のヘリウム循環機のガスケットを交換した。

ヘリウム循環機フィルタは、冷却材中の Co-60 等の捕集により放射線量が高く、ガスケット交換は、放射線源があるなかでの作業である。そこで、1 台のガスケット交換について、11 の作業項目に分類し、「作業場所線量率」、「作業時間」、「作業人数」から被ばく量の事前評価を行った。その結果、表 3.1 に示すように、被ばく量は全体で 17,620μSv となり、作業員 1 人当たりでは 5,421μSv となった。

さらに、ガスケット交換作業は、1 次冷却材圧力バウンダリを開放するため、ヘリウムに僅かに含まれる H-3 による汚染の拡大を防止する必要があり、複数の被ばく低減策を取り入れて作業を行った。

(1) フィルタからの放射線の低減

ガスケット交換作業は、図 3.2 に示す流れで行う。図中②と③以降の工程では、上蓋が取外されて遮蔽がなくなる。そのため、鉄製の遮蔽材を新たに製作し、上蓋取外し後に設置

して作業中の空間線量を下げた。遮蔽材の設計は、通常時（上蓋取付け状態）と同程度の空間線量になるよう、また、つり上げ、設置時の扱いやすさ（重量）も考慮して厚さを 100mm とし、1/10～1/20 の遮蔽効果を期待した。なお、設置後の遮蔽材のズレ、落下が生じないように嵌め合い（インロー）構造としたほか、ケーシングとの当たり面にパッキンを設け、冷却材の漏えいを防止する構造とした。この遮蔽材を上蓋取外し後に設置することにより、フィルタ直上の線量率 200μSv/h を遮蔽材上で 3μSv/h に低減した。

(2) Co-60、H-3 汚染拡大の防止

ヘリウム循環機上蓋取外し及びガスケット交換作業は、上蓋を取外すことによって冷却材に含まれる Co-60、H-3 が漏えいし、汚染が拡大する可能性があるため、図 3.3 に示すようにグリーンハウスを設置して、その中でバッグイン・バッグアウト方式を採用して行った。

その結果、バッグ内面で Co-60、H-3 が検出されたが、バッグ外面、グリーンハウス床壁、工具等に汚染は認められなかった。また、グリーンハウス内の空気中の放射性物質濃度は、β・γ 核種、H-3 ともに検出下限以下だった。

(3) 作業員の装備と模擬作業の実施

本作業は、作業員が呼吸による H-3 の取込みを防止するため、バッグイン・バッグアウトを伴う工程は、エアラインマスク及びアノラックスーツを着用し、ゴム手袋を 2 重で作業を行った。また、ヘリウム循環機上蓋を取外す作業はフィルタ交換を行った 2007 年以来であるため、作業前に、作業の成立性確認と習熟度の向上を図った。模擬作業ではヘリウム循環機ケーシングを模擬体と新規製作した遮蔽蓋を使用し、バッグイン・バッグアウト作業を行い、交換手順を確認し、バッグ、高周波ハンドシーラ等の冶具取扱いの習熟に努めた。

これらによる外部被ばくと内部被ばくの防止措置を行った結果、作業を円滑に行うことができ、作業に伴う作業員の被ばく線量は最大で 0.5mSv（OSL）であり、計画値（5.5mSv)を下回ることができた。また、ホールボディカウンタ及びバイオアッセイにより内部被ばくもないことを確認した。

3.4　プール水冷却浄化設備の点検

(1)　概　要

プール水冷却浄化設備は、循環ポンプによりプール水を循環し、冷却器によって補機冷却水設備の冷却水と熱交換を行い、使用済燃料貯蔵プールの貯蔵ラック内に収納した使用済燃料から放出される崩壊熱を除去する設備である。プール水冷却浄化設備の系統図を図

3.4 に示す。本点検においては、補機冷却水設備の本管から負荷側設備であるプール水冷却浄化設備に分岐する配管の止弁（173V6B、173V7B）及び補機冷却水設備入口弁（2143V17B）について分解点検を行った。これらの弁を分解するにあたっては、従来と同様な弁による系統隔離を行うことができないことから、アイスプラグ工法を採用し作業を行った。

(2)　アイスプラグ工法を用いた系統隔離

分解点検対象の弁は、補機冷却水設備の本管から負荷側設備に分岐する配管の止弁であり、当該弁の分解点検を行うにあたっては、他の弁の分解点検のように弁の周囲の止水（系統隔離）及び水抜きを行うことができなかった。この為、補機冷却水設備の本管及び他の負荷先を含む広範囲の水抜きを行う必要があった。補機冷却設備の本管等の水抜きを行う場合は、常時稼働している空調用冷水設備及び圧縮空気設備を長期間停止する必要があり、施設全体の点検工程に影響を与える可能性があった。このことから、設備を停止せずに本管と点検対象の弁の間を凍結止水し、従来と同様な系統隔離を可能とするアイスプラグ工法を採用した。アイスプラグ工法は、専用の治具を系統隔離する箇所に設置して、治具内に液体窒素を連続的に供給することにより配管内の水を凍結し氷の栓を形成することで止水し系統隔離を可能とする工法である。本工法を用いたことにより、凍結止水までの時間は約 1 時間、弁の分解点検に約 6 時間必要であり、1 日で作業を完了させることができた。プール水冷却浄化設備の系統図、アイスプラグ工法の施工箇所及び点検対象の弁を図 3.4 に、アイスプラグ工法の施工状況を図 3.5 に示す。

今回の作業は、HTTR として初めて本工法を適用した事例であることから、施工業者と事前に綿密な検討を行い、且つ以下の 2 点に留意し作業を行うことにより、計画通り実施することができた。

- 液体窒素の取扱い

液体窒素を多量に用いることから、気化した液体窒素による酸欠防止、液体窒素の滴下・飛散による他の配管の凍結防止について、気化した液体窒素の受け皿を設置して排気する。液体窒素を使用する周囲は、シートで覆い飛散を防止するとともに滴下する液体窒素を受け皿に導く等の処置を適切に行う。

- 低温脆性による配管の破損防止

凍結止水対象の配管は炭素鋼であり、液体窒素の温度より最低使用温度が高く、低温脆性により配管が破損するおそれがある。この為、凍結箇所付近の配管に溶接部及び傷が無いことを事前に確認し、凍結止水中は配管に応力を加えないように配管サポートを緩める等の処置を適切に行う。

(3)　弁の分解点検

弁の手動による開閉操作において、開閉動作が円滑でないことが確認された為、分解点検を行い弁棒等の交換を行った。分解点検の結果、点検対象の 3 個の弁において弁棒及び

ボディにスラッジの付着及び錆の発生を確認した。そのため、弁棒及び消耗品の交換、ボディ等の清掃を行い、復旧後、円滑に開閉動作できることを確認した。図 3.6 に分解点検の状況を示す。

3.5　装置・設備の保守管理

(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 2016 年 10 月 21 日、11 月 18 日、12 月 2 日にそれぞれ受検し合格した。

(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、当初年内の運転を目指して必要な検査を実施していたが、新規制基準施行に伴い、適合確認のための審査を進める必要が生じたことから、施設定期自主検査期間を延長することにした。

2) 核燃料物質使用施設等保安規定に基づく施設定期自主検査

核燃料物質使用施設等に係る施設定期自主検査（放射線測定器を含む）を 2016 年 4 月 14 日から 2017 年 2 月 8 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。

表 3.1　作業員の被ばく評価（交換 1 回当たり）

No.	作業項目	線量率（μSv/h）	作業時間（h）	線量（μSv・4 人[※1]）
1	グリーンハウス設置	35	15	2100
2	保温材・上蓋固定ボルト取外し	70	6	1680
3	バッグ取付け	70	2	560
4	上蓋の取外し（バッグアウト）	500	0.5	1350
		35	2.5	
5	遮蔽材の設置（バッグイン）	500	1	2280
		70	1	
6	ガスケット交換、除染、手入れ	70	10	2800
7	遮蔽材取外し（バッグアウト）	500	0.5	1210
		35	1.5	
8	上蓋設置（バッグイン）	500	1	2280
		70	1	
9	バッグ取外し、除染	70	8.5	1260
10	上蓋固定用ボルト・保温材取付け	105	3	1680
11	グリーンハウス撤去	35	3	420
合計			56.5	17620

17620（μSv）×4（台）／13（人）＝5421（μSv・4 台／人）

※1：作業上の最低必要人数

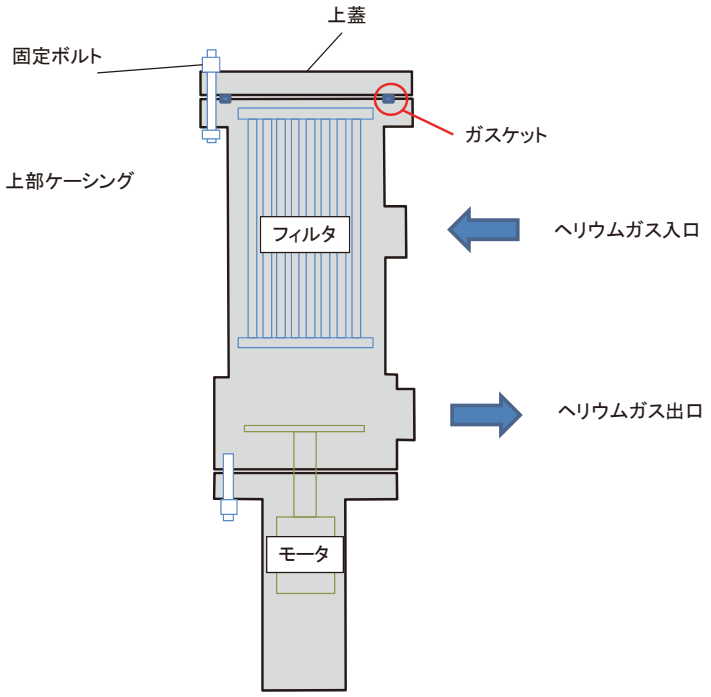

図 3.1　ヘリウム循環機の構造概要

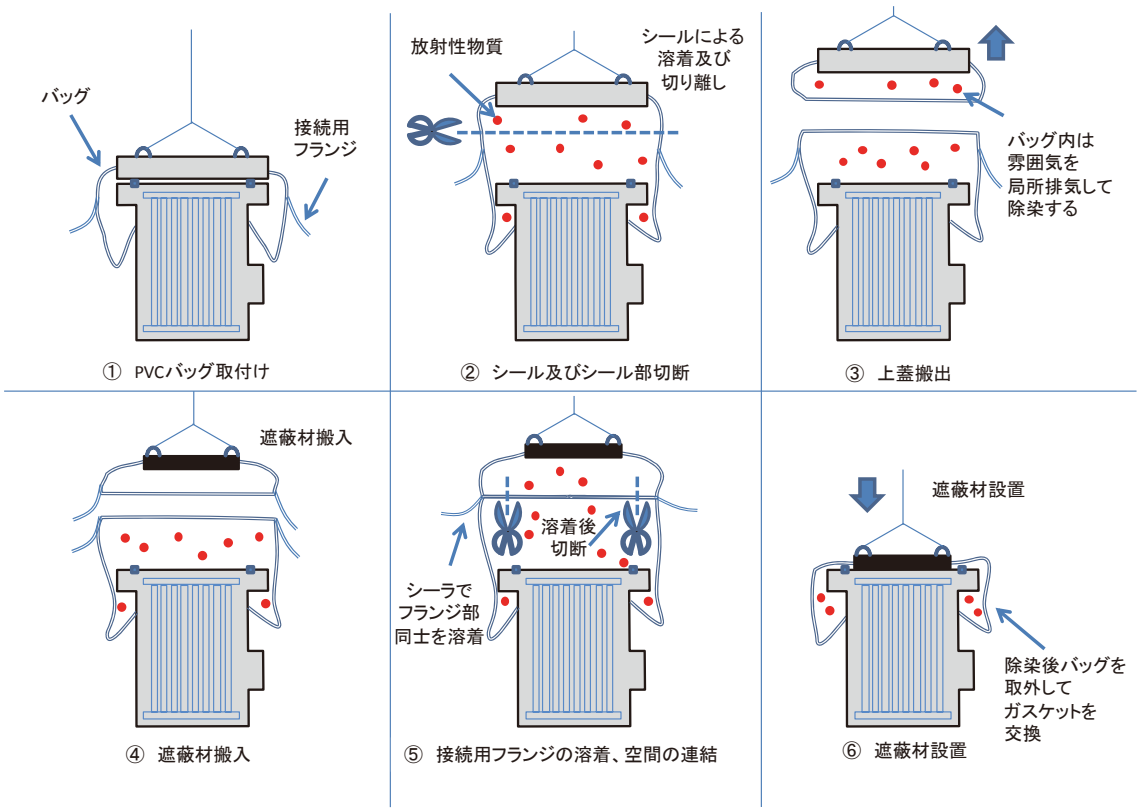

図 3.2　ガスケット交換作業工程

図 3.3　グリーンハウス内で行うバッグイン・バッグアウト作業
（ヘリウム循環機上蓋開放部を遮蔽材に取付けたバッグで包むことにより、
1 次系冷却材の漏えいを防止している。）

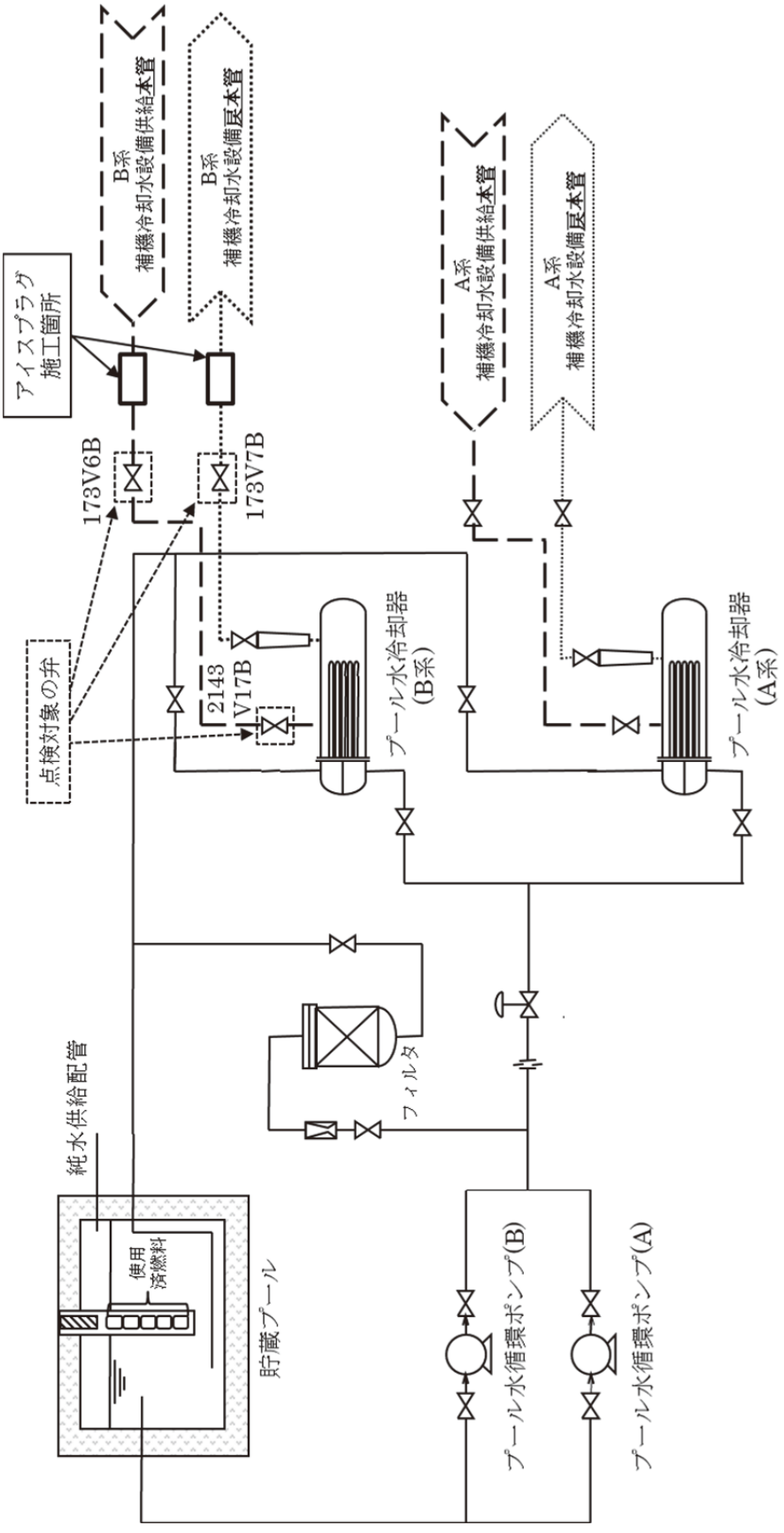

図 3.4　プール水冷却浄化設備の系統図、アイスプラグ工法の施工箇所及び点検対象の弁

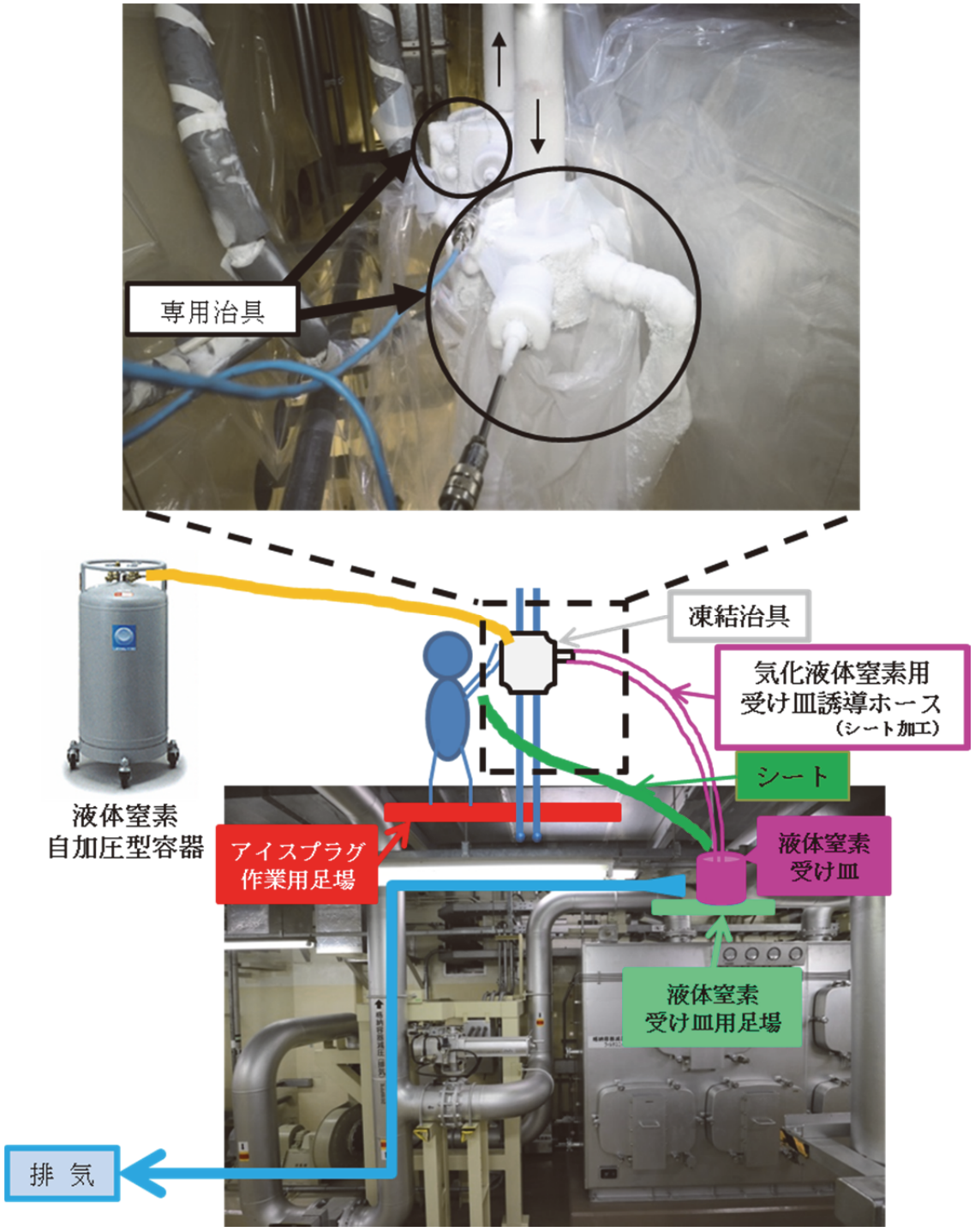

図 3.5　アイスプラグ工法の施工状況

図 3.6　分解点検の状況

4．技術開発

Research and Development

This is a blank page.

4.1 崩壊熱最適評価手法の開発 [2)]

(1) 概　要

崩壊熱は、高温ガス炉の代表的な事象である「減圧事故に制御棒挿入失敗が重畳した事象」における高温ガス炉の固有の安全性を示す上で重要な因子の 1 つである。「減圧事故に制御棒挿入失敗が重畳した事象」は再臨界を伴う事象であり、公衆被ばくの観点より、この再臨界時刻の予測及びメカニズムの解明が重要である。再臨界は炉内温度に大きく影響を受けることから、再臨界時刻を精度良く予測するためには、炉内温度に支配的な崩壊熱の最適評価手法（Shure の式、米国原子力学会（ANS）標準式及び ORIGEN コード等を用いたノミナルな評価）の適用性を確認することが必要となっていた。しかし、これまで、ブロック型高温ガス炉の崩壊熱の測定データが公開されていないことから、崩壊熱の最適評価手法の適用性確認ができておらず、評価には大きな不確実性が残っている。通常、崩壊熱の最適評価手法の適用性確認は、使用済み燃料の燃焼核種データを用いて行うが、これまでブロック型高温ガス炉から使用済み燃料を取り出した経験はなく、データ取得の見通しは立っていない。そこで本研究では、以下の2つの手順により、HTTR の除熱データ及び非核加熱状態での HTTR の原子炉の残留熱除熱特性データを用いて、試験データに基づく崩壊熱データの取得及び崩壊熱最適評価手法の適用性確認方法を提案した。今年度は、提案した手順のうち、ステップ 1 を完了させた。

＜ステップ 1　残留熱除熱特性評価モデルの検証＞

最初のステップとして、図 4.1 に示すように原子炉の除熱量は残留熱と崩壊熱から構成されることから、まず、長期間の停止により崩壊熱がほとんど無い理想的な非核加熱条件を利用して、原子炉の残留熱除熱特性データを取得する（崩壊熱評価の適用性確認試験（非核加熱試験））。次に、取得した試験データを用いて残留熱除熱特性評価モデルの検証を行う。検証した残留熱除熱特性評価モデルはステップ 2 の崩壊熱最適評価手法の適用性確認に利用する。

＜ステップ 2　崩壊熱最適評価手法の適用性確認　＞

ステップ 2 の概要を図 4.2 に示す。ステップ 1 において検証した原子炉の残留熱除熱特性モデルに崩壊熱最適評価手法により求めた崩壊熱量を追加し、原子炉の除熱量を評価する（計算値）。また、過去の核加熱を伴う試験データから原子炉の除熱量を算出する（測定値）。原子炉除熱量の計算値と測定値を比較し、その差を崩壊熱最適評価手法に起因する誤差とする。なお、測定誤差の評価に関しても誤算伝搬を考慮して評価する。

(2)　非核加熱試験を利用した残留熱除熱特性評価モデルの検証

非核加熱試験の概要を図 4.3 に示す。原子炉の残留熱除熱特性データは以下の方法により取得した補助冷却設備の温度、流量から算出する。

1)　制御棒を挿入した状態で単独運転モードにより、冷却設備を起動する。
2)　1 次ヘリウム循環機 3 台の抵抗加熱により冷却系及び炉心部を加熱する。
3)　1 次ヘリウム循環機の加熱により、原子炉入口冷却材温度約 150°C、1 次系圧力約 2.4MPa に保持する。
4)　1 次ヘリウム循環機 3 台を停止させた後、速やかに補助ヘリウム循環機を起動させ、補助冷却設備のヘリウムガス温度及び流量データを取得して原子炉の残留熱除熱特性データを評価する。

1 次ヘリウム循環機 1 台が設備トラブルの発生により停止したため、原子炉冷却材入口温度 100°C 及び 1 次系圧力 1.06MPa に変更し試験を実施した。

非核加熱試験により取得した原子炉の残留熱除熱特性データを用いた残留熱除熱特性評価モデルの検証結果を図 4.4 に示す。HTTR の残留熱除熱特性の解析には、これまで HTTR のデータを用いて検証を進めてきたシステム解析コード RELAP5-3D を選定した。結果として、最大 3°C 程度の差で試験データと一致しており、また、原子炉の残留熱除熱量の解析結果は、約 5%程度の差で試験データと一致した。今後、本結果及び温度条件の異なる同試験を実施し、モデルの改良及び残留熱除熱特性評価モデルの妥当確認を実施する。

今後ステップ 1 で検証したモデルを用いて、ステップ 2 を実施する予定である。

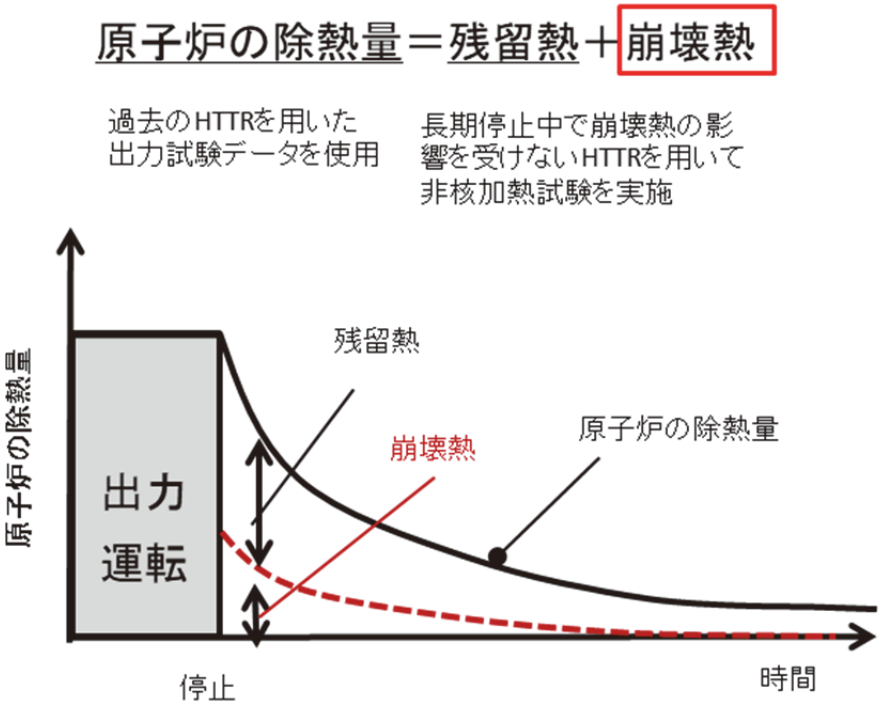

図 4.1　原子炉の除熱量及び残留熱の定義

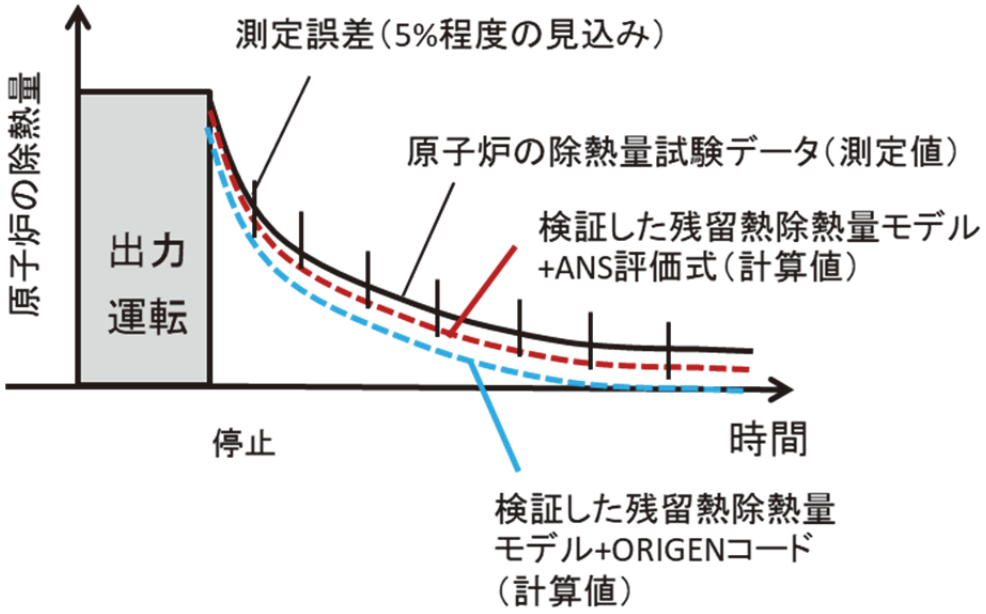

図 4.2　ステップ 2 の崩壊熱最適評価手法の適用性確認の例

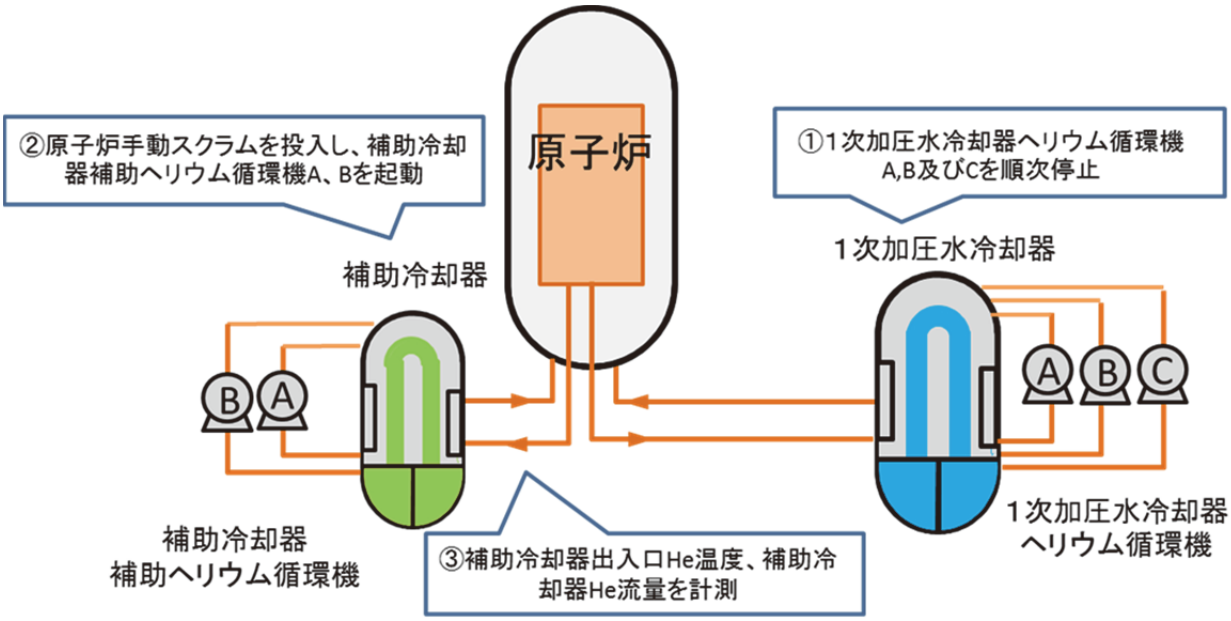

図 4.3　崩壊熱最適評価手法の適用性確認試験の概要

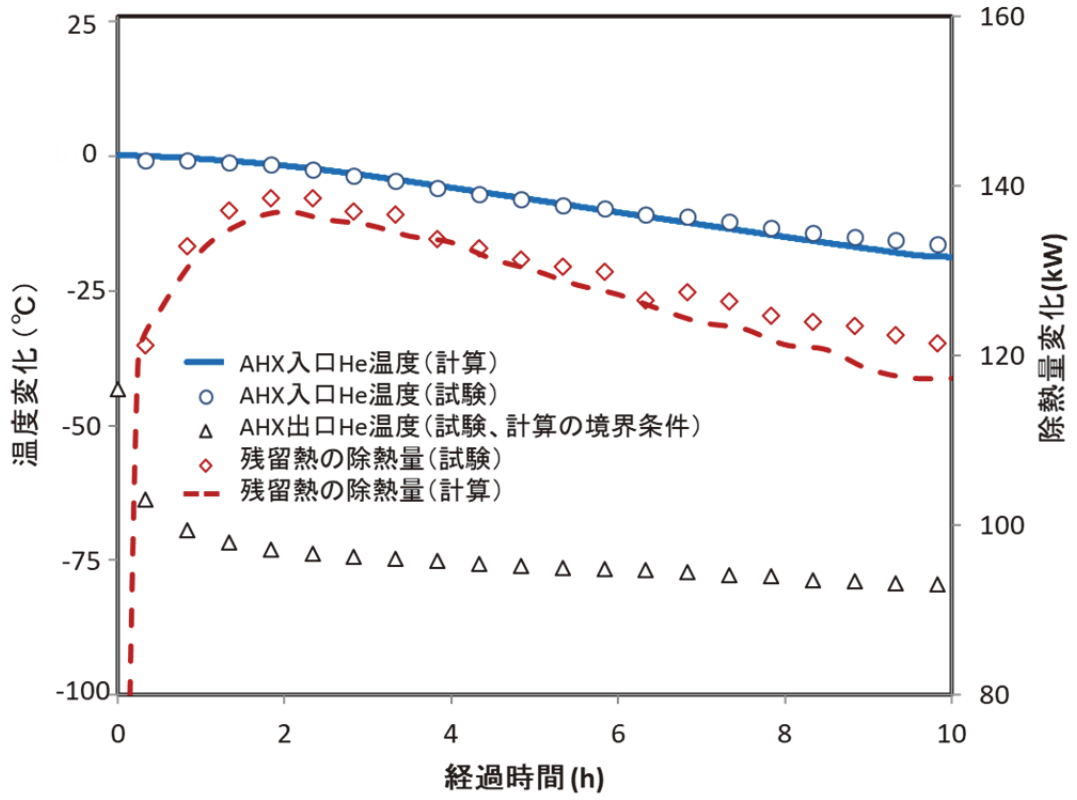

図 4.4　ステップ 1 の残留熱除熱特性モデルの検証結果

4.2　溶融ワイヤを用いた制御棒温度計測技術の確立 [3)4)]

高温ガス炉の設計技術を高度化するためには、設計上の安全裕度を精査し、適切な裕度をもった設計が可能となるよう、実機の炉内温度を実測し、解析上の不確定要素を減らす必要がある。しかし炉内温度を測定するには、設置や故障時の交換、超還元性雰囲気特有の腐食等の問題があることから、これまで限られた場所しか測定できていなかった。特にHTTRでは、燃料、制御棒被覆管、中間熱交換器の伝熱管の3か所が制限温度に近づくことが懸念されていたため実測データが求められていた。この中で特に制御棒は、炉心部で使われる唯一の金属材料であり、かつ駆動機構を有するため、定期的に取外して保守点検が行われている。この取付け、取外しの機会を利用すればセンサの設置や取外しを安価に行えると考えられる。そこで、故障の心配がないこと、測定精度が数℃以内と高いことなどを総合的に評価し、融点の異なる合金（溶融ワイヤ）を制御棒の先端に複数設置し、その溶融状態を確認することで、制御棒の供用期間中の最高到達温度を測定することとした。

本研究ではドイツのペブルベッド型高温ガス炉（AVR）が、炉心部に溶融ワイヤを装荷した例がある。AVR では、炉内の最高温度を測定するために模擬燃料球に温度モニタを装荷し、炉心に投入したが、模擬燃料球の移動経路が確率的に定まることから、数百個のも模擬燃料球を投入する必要があった。一方 HTTR では、炉心の燃料位置が固定されており、制御棒の位置も計測されているため（図 4.5）、少ない溶融ワイヤで、高い精度の温度測定が可能である。

HTTR の制御棒は、炉の中心部の温度が高いため、燃料周辺の制御棒から二段階に分けて挿入するシステムになっている。今回溶融ワイヤで温度を測定した制御棒は、原子炉スクラム時に最初に挿入される制御棒であり、最も高温になりうる R-2 制御棒を選定した。この制御棒には、約 400℃から 1000℃までに融点をもつ 12 種類の溶融ワイヤを装荷した。それぞれの溶融状態を図 4.6 に示す。この結果から制御棒の最高到達温度は、505℃から651℃の範囲であることが明らかになった。また従来の解析では約 800℃と評価していることから、測定値は解析結果よりも低いことを明らかにした。HTTR の燃料最高温度は工学的不確定因子によって約 200℃近い裕度が見込まれていたが、今回の制御棒温度の実測値を活用することで、より合理的な裕度で設計できる見通しを得た。

今後は他の制御棒の温度測定を行い、炉心部の温度分布を明らかにするとともに、燃料温度の評価手法の高度化に生かし、高温ガス炉設計に関する国際標準化につなげる計画である。

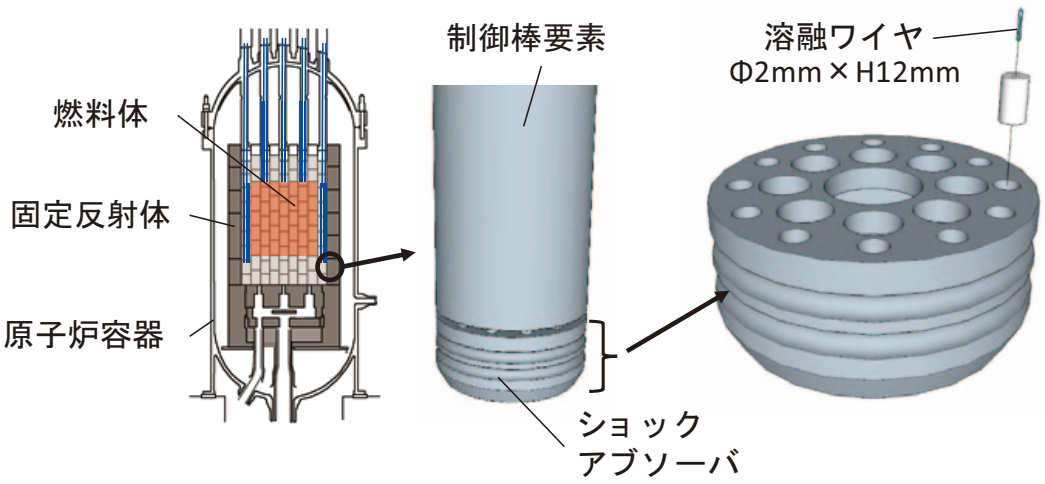

図 4.5　溶融ワイヤの設置位置

図 4.6　R2 制御棒から取り出された溶融ワイヤ例

4.3　様々な被覆粒子燃料充填モデルにおける HTTR 炉心の核特性評価 [5)]

HTTR の核特性をモンテカルロシミュレーションで解析する際、燃料コンパクトをメッシュ分割し、被覆燃料粒子を各メッシュ中でランダムに配置させる手法が一般的に用いられてきた。この手法では、燃料コンパクトの幾何学的な表面で、被覆燃料粒子が破面（トランケーション）を有することとなるが、実際の被覆燃料粒子は、燃料コンパクトの形状に押し固められるだけで、破面はない。よって HTTR の臨界特性に対する被覆粒子燃料のトランケーション（切欠き）の影響を調べるため、燃料コンパクト中の被覆粒子燃料の配列に関する 4 つの異なるモデル、すなわち、規則配列でトランケーションの有無のモデル、不規則配列でトランケーションの有無のモデルを作り、モンテカルロコード MCNP6、ENDF/B-VII.1 ライブラリを使って臨界計算を実施した。この結果、トランケーションありのモデルの無限実効増倍率 k_{inf} は、表 4.1 に示すように、トランケーション無しの場合と比較して小さくなり、規則・不規則配列に関係しないことを明らかにした。さらに、4 因子公式の 4 因子の比較により、k_{inf} の違いが主に共鳴を逃れる確率によるものであることを明らかにした。また、共鳴を逃れる確率の違いは被覆粒子燃料のトランケーションモデルの等価直径が小さくなり、自己遮蔽効果の影響により共鳴領域で捕獲反応が増加するために生じることを明かにした。

表 4.1　トランケーション有無による k_{inf} の計算結果

計算ケース	トランケーション有	トランケーション無	Δk　（pcm）
#1	1.49052	1.49149	
#2	1.49034	1.49177	
#3	1.49041	1.49230	（50～200）±14
#4	1.49059	1.49143	
#5	1.49010	1.49113	

$1\sigma = 0.0001$ or 10pcm

５．放射線管理

Radiation Control

This is a blank page.

5.1 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) 1 次ヘリウム循環機上部ケーシングガスケット交換作業

1 次ヘリウム循環機上部ケーシングガスケット交換作業が 2016 年 9 月 7 日から 12 月 22 日にかけて行われた。本作業は、原子炉圧力容器内に設置されている 1 次ヘリウム循環機 4 機にグリーンハウスを設置し、上部ケーシングを取外してガスケットを交換する作業である。

本作業での作業者の被ばくは 1 次ヘリウム循環機に装荷されたフィルタからの放射線によるものであり、個人最大 0.5mSv、集団合計 4.3mSv（OSL 線量計）であった。また、作業は移動型ダストモニタ、可搬型ガスモニタで空気中濃度の監視を行うとともに、線量当量率及び表面密度の確認を随時行い実施したが、放射線管理上の問題はなかった。

(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。

5.2 個人被ばく管理

放射線業務従事者の被ばく結果を表 5.1 に示す。本年度における職員等及び請負業者については個人最大で 0.5mSv であり、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。

5.3 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 5.2 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 5.3 に示す。有意に検出された核種は ^{3}H のみで、それ以外の核種は年間を通して全て検出下限濃度未満であった。^{3}H の最大濃度は 5.9×10^{-1} Bq/cm^{3}、年間放出量は 4.3×10^{6} Bq/y であった。^{3}H の年間放出量は表 5.3 に示すとおり大洗研究開発センターの放出管理目標値に比べて十分低い値であった。また、廃棄物管理施設に引渡した放射性液体廃棄物は ^{3}H：4.4×10^{7} Bq、

4.5×10^{0} m^3 であった。

5.4　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、2016 年 4 月 14 日から 8 月 30 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、安全管理部長に報告するとともに HTTR 運転管理課長に通知した。

(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 5.1　放射線業務従事者の実効線量の状況

作業者区分	放射線業務従事者（人）	実効線量分布（人）					平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)	集団線量 (人･mSv)
		検出下限線量未満	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv 超え 5.0mSv 以下	5.0mSv 超え 15mSv 以下	15mSv を超える者			
職員等	64	63	1	0	0	0	0.00	0.1	0.1
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	197	182	15	0	0	0	0.02	0.5	4.2
全作業者	261	245	16	0	0	0	0.02	0.5	4.3

（注）職員等：職員、出向職員をいう。
　　外来研究員等：外来研究員、共同利用研究者をいう。

表 5.2　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/y)
放射性塵埃	全 α	$<2.0\times10^{-11}$	―
	全 β	$<1.1\times10^{-10}$	―
	^{137}Cs	$<3.5\times10^{-10}$	0
	^{131}I	$<1.6\times10^{-9}$	0
放射性ガス	^{3}H	$<1.6\times10^{-5}$	0
	^{88}Kr、^{138}Xe 等	$<1.7\times10^{-3}$	0

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

＊1：HTTR の放出管理目標値（気体廃棄物）

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

表 5.3　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/y)	廃液量 (m^3)
^{3}H	5.9×10^{-1}	4.3×10^{6}	3.0×10^{1}
^{60}Co	$<2.5\times10^{-3}$	0	
^{137}Cs	$<3.8\times10^{-3}$	0	
その他	$<2.2\times10^{-2}$	0	

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

＊2：大洗研究開発センターの放出管理目標値（液体廃棄物）

核　種		放出管理目標値(Bq/y)
^{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}

６．品質保証活動の実施状況

Activities of Quality Assurance System

This is a blank page.

6.1 概　要

2016 年度における高温工学試験研究炉部の主な活動は、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に係る審査ヒアリング（2016 年度の実施回数 36 回）及び審査会合（2016 年度の実施回数 9 回）への対応業務、及び②同許可申請に対して 2016 年 10 月 27 日に補正を実施するとともに、施設定期自主検査の実施等の長期停止中の施設に対する安全確認を実施し、再稼働への準備を進めたことである。

また、大洗研究開発センター全体としては、不適合事象「ホットラボ排気筒アンカーボルト減肉に対する不適切な対応」に係る組織的改善活動としてアクションプランを作成（その後、「廃液処理棟における計画外作業の手続きの不備」及び「平成 28 年度第 3 回保安検査の結果改善を要する事項」についても追加し、2016 年 12 月に一本化）しており、高温工学試験研究炉部においても同プランに従い、管理職者からのメッセージ発信、教育等の改善活動を実施した。

上記の 2016 年度の活動を踏まえた高温工学試験研究炉部の品質保証活動実績を以下に示す。

6.2 品質保証活動の実績

(1) 原子力安全等の達成に関する外部機関への対応

炉規法第 37 条第 5 項及び第 56 条の 3 第 5 項に基づく保安検査については、平成 28 年度第 3 回保安検査において、以下のコメントがあり、力量評価基準の明確化については部内ワーキンググループを設置して対応した。「HTTR を含む各部の力量評価基準の明確化は早期に取り組むべき事項であること、また、運転計画において、反応度計算の根拠等について明確にしておくこと、施設定期自主検査実施計画の保安規定との対応をわかりやすくすること」

また、平成 28 年度第 4 回保安検査において、以下のコメントがあり、部内ワーキンググループを設置して不適合管理として対応を実施している。「年間運転管理工程について、現状、部長が確認していることが確認できない。」、「品質保証の改善について他部署を参考にしつつ、部としてアクションプランを作り次回の保安検査までにスピード感をもってプロセスを確立すること」

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、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監督官庁からの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 2017 年 3 月 9 日に実施されたが指摘事項等はなかった。2016 年度の原子力安全等の達成に関する外部機関への対応状況を表 6.1 に示す。

(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

2016 年度の高温工学試験研究炉部の品質目標の達成状況に関しては、品質目標を全て達成することができた。

品質目標の策定に当たっては、2016 年度の大洗研究開発センター品質方針に基づき策定された大洗研究開発センターの品質目標を受けて、高温工学試験研究炉部の品質目標及び品質

保証活動計画を策定した。2016 年度の品質目標は昨年度に引き続き、不適合の発生を未然に防止する予防処置活動、自らの業務に関連する法令等に係る教育等が実施方策として設定された。2016 年度の品質目標の概要を表 6.2 に示す。

2) 不適合管理

不適合管理は「大洗研究開発センター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。2016 年度の不適合事象の発生は以下に示す 3 件あり、内訳はランク A 及び B は 0 件、ランク C は 3 件であった。2016 年度に発生した 3 件の不適合事象の概要を表 6.3 に示す。

・パワーセンターB 系統に係る主幹遮断器誤操作 （発生日：H28.6.17　ランク C）
・原子炉設置変更許可申請書〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕の誤記（発生日：H28.7.22 ランク C）
・平成 28 年度第 4 回保安検査におけるコメント（発生日：H29.2.16 ランク C）

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のある施設について、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：H28.10.21、H28.11.18、H28.12.2）

(3) 是正処置及び予防処置

1) 是正処置

是正処置は「大洗研究開発センター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。2016 年度発生した不適合事象に対する以下 2 件の是正処置を実施した。2016 年度に実施した是正処置の概要を表 6.4 に示す。

・パワーセンターB 系統に係る主幹遮断器誤操作 （発生日：H28.6.17　ランク C）
・原子炉設置変更許可申請書〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕の誤記（発生日：H28.7.22 ランク C）

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機構内外からの安全情報、過去の大洗研究開発センター内で発生した不適合からの情報から以下の 2 件の予防処置を実施した。2016 年度に実施した予防処置を表 6.5 に示す。

・作業員の脚立からの転落事象
・運転状況報告書（業務報告）の報告日の誤記

(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「2016 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「平成 28 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。

(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

原子炉等規制法等の改正に係る変更はなかったが、検査制度見直しに関する中間取りまとめ（平成 28 年 11 月　原子力規制委員会）等に係るパブリックコメントが原子力規制庁から出されたため、部内の意見の取りまとめ等の対応を実施した。なお、同中間取りまとめに記載のスケジュールでは、関係する改正法案を平成 29 年の通常国会に提出する計画としている。

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。

・理事長をトップマネジメントとする品質保証体制の変更（トップマネジメントを大洗研究開発センター所長から理事長へ）
・品質保証体制の見直しに係る変更（管理責任者として、総括監査の職（監査プロセスの管理責任者）、安全・核セキュリティ統括部長（本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者）、大洗研究開発センター副所長（品質保証担当）（大洗研究開発センターの管理責任者）を置く等。）
・管理部長から安全管理部長への職務移管に伴う管理部長の業務の削除。

3) 組織体制の変更等に関する情報

当部における組織体制の変更はなかったが、センターにおいて上記の保安規定の変更に伴い、総括監査の職の追加等の変更があった。品質保証活動の体制図を図 6.1 に示す。施設・設備の変更に関しては、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、施設・設備の変更はなかった。

(6) 品質マネジメントシステムの継続的な改善

品質マネジメントシステムの継続的な改善としては、部の品質管理要領に基づく業務に対する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、定期文書レビューに基づく品質保証管理要領等の改定等による品質マネジメントシステムの継続的な改善に取り組んだ。

品質マネジメントシステムの継続的な改善として実施した HTTR 品質保証管理要領の主な改定を以下に示す。制改定後の HTTR 品質保証管理要領の文書体系を図 6.2 に示す。

・教育・訓練管理要領（HTTR-QAS-02）について「力量評価基準の明確化に対する対応方針等（16 大安施(業)121201）」に基づき、各課の業務について力量レベルを設定、講師

の力量レベルの設定、再評価の実施等を追加する。（H29.3.31 施行）

・高温工学試験研究炉部における HTTR 定例会議の円滑な運営を目的とする HTTR 定例会議運営要領（HTTR-QAS-13）を新要領として作成した。

・HTTR 品質保証委員会運営要領（HTTR-QAS-11）について、委員会職務について保安規定との整合化、チェックポイントを確認するため品質目標の管理方法の追加等を実施した。

表 6.1　2016 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	外部機関への対応	備考
2016 年 4 月		ヒアリング回数*：2 回
5 月	5.17～5.20 炉及び使用施設等保安検査	ヒアリング回数*：2 回
6 月		ヒアリング回数*：2 回 審査会合*：6.13
7 月		ヒアリング回数*：4 回 審査会合*：7.11、7.25
8 月	8.9 施設定期検査の変更届 8.23～8.26 炉及び使用施設等保安検査	ヒアリング回数*：2回 審査会合*：8.22
9 月		ヒアリング回数*：2回 審査会合*：9.26
10 月	10.21 施設定期検査（規制庁立会） 10.27 新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可申請の補正	ヒアリング回数*：5回
11 月	11.8～11.14 炉及び使用施設等保安検査 11.18 施設定期検査（規制庁立会）	ヒアリング回数*：3回 審査会合*：11.11、11.28
12 月	12.2　施設定期検査（規制庁立会）	ヒアリング回数*：3回
2017 年 1 月	1.31 運転計画の届出	ヒアリング回数*：3回 審査会合*：1.17
2 月	2.14～2.17 炉保安検査、2.14～2.22 使用施設等保安検査	ヒアリング回数*：3回
3 月	3.9　原子力安全協定に基づく平常時立入調査	ヒアリング回数*：3回 審査会合*：3.23

＊新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可申請に対するヒアリング及び審査会合

表 6.2　2016 年度の品質目標の概要

品質目標（実施方策）	達成状況及び評価（概略）
1．機構内外の安全情報を自らの問題として捉え、必要な予防処置を行うことによる事故･トラブルの防止 **(1) 安全情報に基づく予防処置活動の実施** **(2)不適合・不具合情報の共有と措置**	(1) 水平展開管理票で得られた情報を部内に速やかに周知（周知件数 56 件）し、各課において予防処置の必要性を検討し、予防処置 1 件を実施した。 (2) 428 件の職場における不具合情報、気がかり情報の共有が図られ、また、部長及び課長による訓示により安全意識の向上に寄与した。
2．自らの業務に関連する法令及びルールの把握と実行 **(1) 担当業務に係る法令等に関する習熟教育（新規制基準の継続的な教育を含む。）の実施** **(2) 関係法令及び規則・要領等の遵守意識の醸成教育（JMTR の保安規定違反事例を含む。）の実施** **(3) 保安活動に係る記録（品質記録を含む）の管理状況の確認　理事長 MR（中間）8-2-1(2)** **(4) 保安規定と QMS 文書間の整合の確認　理事長 MR（中間）8-2-1(2)** **(5) QMS（規格）教育の実施（QMS 教育資料を用いた課単位での教育）　理事長 MR（中間）8-2-1(2)**	(1) 担当業務に係る法令等に関する習熟教育（新規制基準の要求事項を含む）を実施した。 (2) ホットラボ保安規定違反事例に関する教育について、所主催の「高経年化施設保安管理講座」に参加するとともに、同講座のビデオ教育を部内で実施した。 (3) 機構の定める実施要領及び実施計画に沿って記録を確認した。 (4) 機構の定める実施要領及び実施計画に沿って文書間の整合性を確認した。 (5)QMS 教育資料を用いた課単位での QMS（規格）教育を実施した。原子力機構の定める実施要領に従い意見交換により理解度を確認し、有効性について報告した。
3．長期停止施設、高経年化施設に対する適切な保守管理の実施 **(1) 長期停止施設・設備再稼働前の安全確認の確実な実施（JMTR、HTTR）** **(2) 施設・設備の高経年化を考慮した保全活動の実施** **(3) 過去の不適合に対する要因分析結果を活用した予防保全活動の推進** **(4) 経年劣化現象や健全性判断に関する教育**	(1)メンテナンス運転（残留熱除去過度データ取得のためのコールド運転を含む）を実施した。その結果、再稼働に向けて長期停止中機器の問題点等の抽出、約 3 週間の直運転の実施（運転員の技術的能力向上）、残留熱除去過渡データの取得ができた。 (2) 加圧水冷却設備配管の減肉測定データ等を取得し、異常な減肉が生じていないことを確認した。結果として、測定頻度の変更等は必要ないことが明らかとなった。 (3) センターにおける人的要因分析結果の結果を基に予防処置活動を実施した。 (4) センターが準備した教育資料を活用して教育を実施した。
4．拠点幹部と現場との対話を通した現場の課題等の相互理解の推進による現場の士気の高揚と風通しの良い職場環境の構築 **(1) 所幹部と各部との意見交換会の実施**	(1) センター実施事項
5．品質マネジメントシステムの更なる改善 **(1) 不適合管理の仕組みの継続的な改善** **(2) 保安検査の指摘事項及び特別内部監査の結果等を踏まえたQMS文書の改善**	(1) センター実施事項 (2) 保安検査の指摘事項（力量基準の明確化）、特別内部監査の結果、他部のインプット情報等を参考として QMS 文書のレビューを 11 月の品質月間に合わせて実施し、QMS 文書を改訂した。
6．JMTRホットラボにおける根本原因分析結果に基づく改善の実施 **(1) JMTRホットラボ施設の排気筒アンカーボルトの減肉に関する再発防止策の実施**	(1) センター及び材料試験炉部実施事項
7．その他高温工学試験研究炉部の取組み状況 **(1) 施設定期自主検査及び定期的な自主検査の適切な管理** **(2) HTTR第5回施設定期検査を確実に進める。** **(3) HTTRの新規制基準への適合性確認を受ける。**	(1) HTTR 本体施設等施設定期自主検査実施計画等に従って、保安規定と齟齬なく適切に管理していることを定期レビューにて確認した。 (2) 機能維持のための施設定期検査の規制庁立会検査を申請し、施設定期検査を受検した。 (3) 審査ヒアリング及び審査会合に適時に対応した。

表 6.3　2016 年度　不適合管理状況一覧

名　称	内　容
パワーセンターB系統に係る主幹遮断器誤操作（発生日：H28.6.17　ランク C）	安全保護シーケンス盤 B 点検に係る復旧操作中に、パワーセンターB 系統主幹遮断器を誤操作（断操作）したことで、非常用低圧母線 B 系統に係る「不足電圧」警報が中央制御室に発信した。なお、B 系統の負荷については、予め A 系統の機器への切替えを行っていたことから、起動状態を担保しなくてはならない機器（給排気系）の停止は発生していない。 不適合の処置としては、負荷の状態確認を実施後、パワーセンターB 主幹遮断器を投入し、非常用低圧母線 B 系統を復電した。
原子炉設置変更許可申請書〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕の誤記（発生日：H28.7.22 ランク C）	原子炉設置変更許可申請書〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕を平成26年11月26日に原子力規制委員会へ提出したが、補正が必要となったため補正申請書を作成し、誤記チェックをした結果、平成26年11月26日に提出した申請書に2箇所及び以前の申請書に2箇所、誤記を確認した。 不適合の処置としては、申請書の誤記を修正し、平成28年10月27日に補正を実施した。
平成 28 年度第 4 回保安検査におけるコメント（発生日：H29.2.16 ランク C）	平成28年度第4回保安検査において、「年間運転管理工程について、現状、部長が確認していることが確認できない。」、「品質保証の改善について他部署を参考にしつつ、部としてアクションプランを作り次回の保安検査までにスピード感をもってプロセスを確立すること」等のコメントがあった。 不適合の処置としては、部内に対応ワーキンググループを設置し、是正処置を実施することとした。

表 6.4　2016 年度　是正処置実施状況一覧

名　称	内　容	原　因	是正処置
パワーセンターB 系統に係る主幹遮断器誤操作（発生日：H28.6.17　ランク C）	安全保護シーケンス盤 B 点検に係る復旧操作中に、パワーセンターB 系統主幹遮断器を誤操作（断操作）したことで、非常用低圧母線 B 系統に係る「不足電圧」警報が中央制御室に発信した。なお、B 系統の負荷については、予め A 系統の機器への切替えを行っていたことから、起動状態を担保しなくてはならない機器（給排気系）の停止は発生していない。	非常用低圧母線 B 系統のパワーセンターB 主幹遮断器の制御回路用 NFB のみを断操作すればよいところ、誤って、しゃ断器本体を断操作したことによる。また、操作にあたっては、給・停電依頼書を発行した上、給停電措置を実施するが、操作者（運転委託）と依頼者（工事担当者）との間での連絡・確認に不備が生じたことも原因である。	操作対象及び操作内容等をより具体化した給・停電依頼書に様式を変更した。また、類似作業の注意喚起のために、事例教育を実施した。
原子炉設置変更許可申請書〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕の誤記（発生日：H28.7.22 ランク C）	原子炉設置変更許可申請書〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の変更〕を平成26年11月26日に原子力規制委員会へ提出したが、補正が必要となったため補正申請書を作成し、誤記チェックをした結果、平成26年11月26日に提出した申請書に2箇所及び以前の申請書に2箇所、誤記を確認した。	品質保証管理要領書（許認可申請書作成時の体制、確認等に係る要領）に基づくチェック及び文書審査のために複数名によるダブルチェックを実施したが、確認者に見落としがあったものと推定される。	複数名のグループで行う誤記チェックを効率的で有効なものとなるように参考手引を作成し、業務連絡書にて HTTR 計画課から部内に周知及び配布した。

表 6.5　2016 年度　予防処置実施状況一覧

名　称	起こり得る不適合及びその原因特定	不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価	予防処置の計画
作業員の脚立からの転落事象	脚立を使用する高所作業時において、脚立からの昇降時における三点支持及び他作業者による脚立の保持を行わないことにより、脚立から転落して怪我をする。（大洗研究開発センター廃棄物管理施設の廃液貯留施設の屋外での作業員の転落事象について（2016 内 034)）	本事象の原因は、脚立使用時の基本動作の不徹底であり、安全衛生管理規則に基づくリスクアセスメント等で高所作業のリスク抽出及び対策を確実に行っている当課で発生する可能性は低いが、改めて基本動作を徹底し同様の事象の発生を未然に防ぐために予防処置が必要と判断する。	安全だよりを用いて教育を行うとともに、脚立を用いて使用前の点検方法等について実地訓練を行った。
運転状況報告書（業務報告）の報告日の誤記	平成 27 年度第 1 回炉施設及び使用施設等保安検査において、炉及び使用施設等保安規定に定める業務報告について、平成 27 年 2 月 20 日に所長に報告を行った報告書鑑の年月日を「平成 26 年」とする誤記を指摘された。該当する鑑は特別に途中から作成したものであり、新たに鑑を作成した際、チェックの範囲外となり誤記発生を防止できなかったと考えられる。（運転状況報告書（業務報告）の報告日の誤記（大 15-07)）	保安規定に定める業務報告書については当部においても作成しており、また、不適合の原因の一つである通常の作業と異なる場合の作業の発生は常に可能性があるため、取りまとめ課に対する予防処置が重要である。	HTTR 計画課内において、対象とした不適合事象について紹介するとともに、課員を対象に教育を実施し、課内において同様の事項の発生を防止するための議論を行った。（平成 29 年 3 月 21 日）

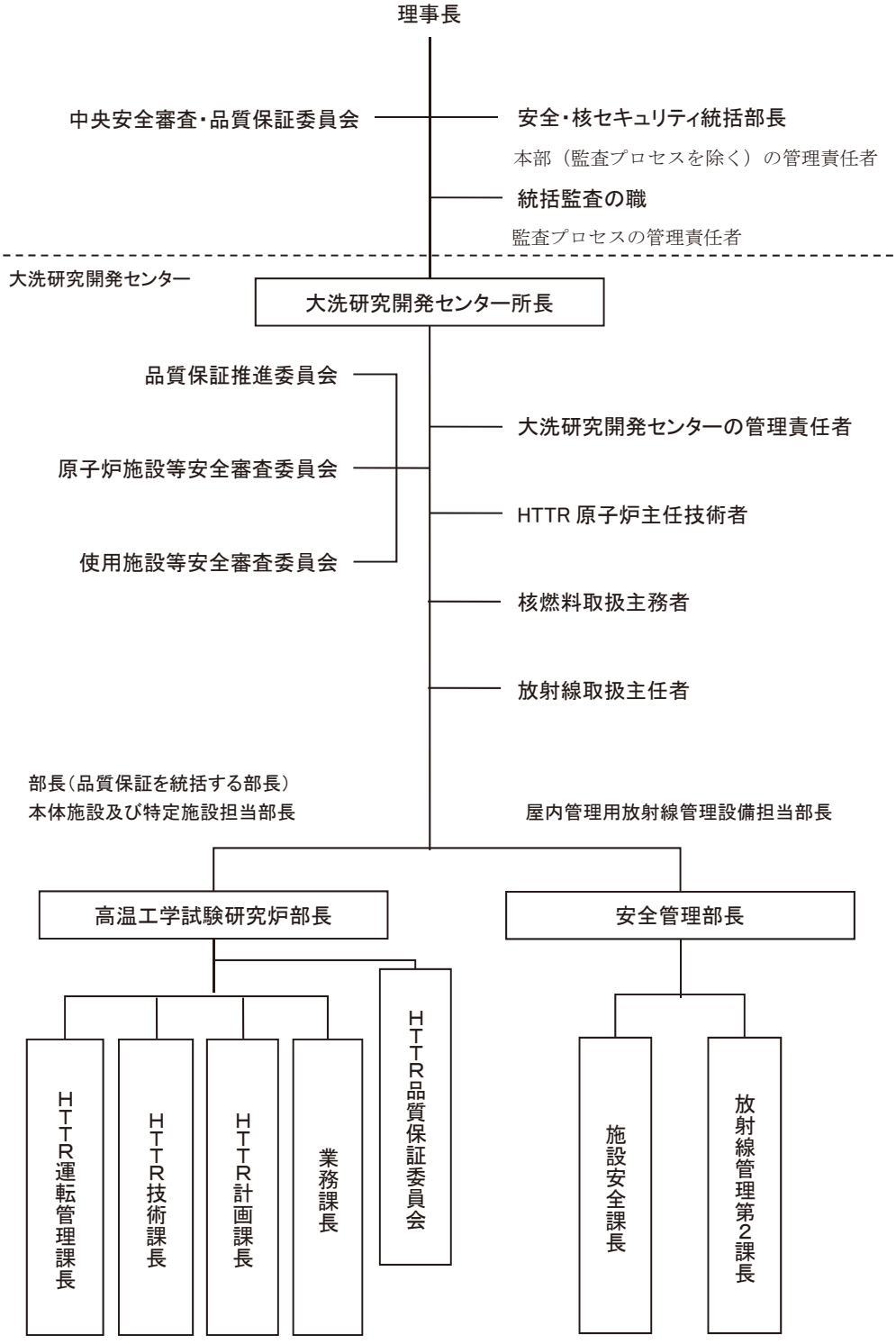

図 6.1　HTTR の保安活動に係る品質保証活動体制図

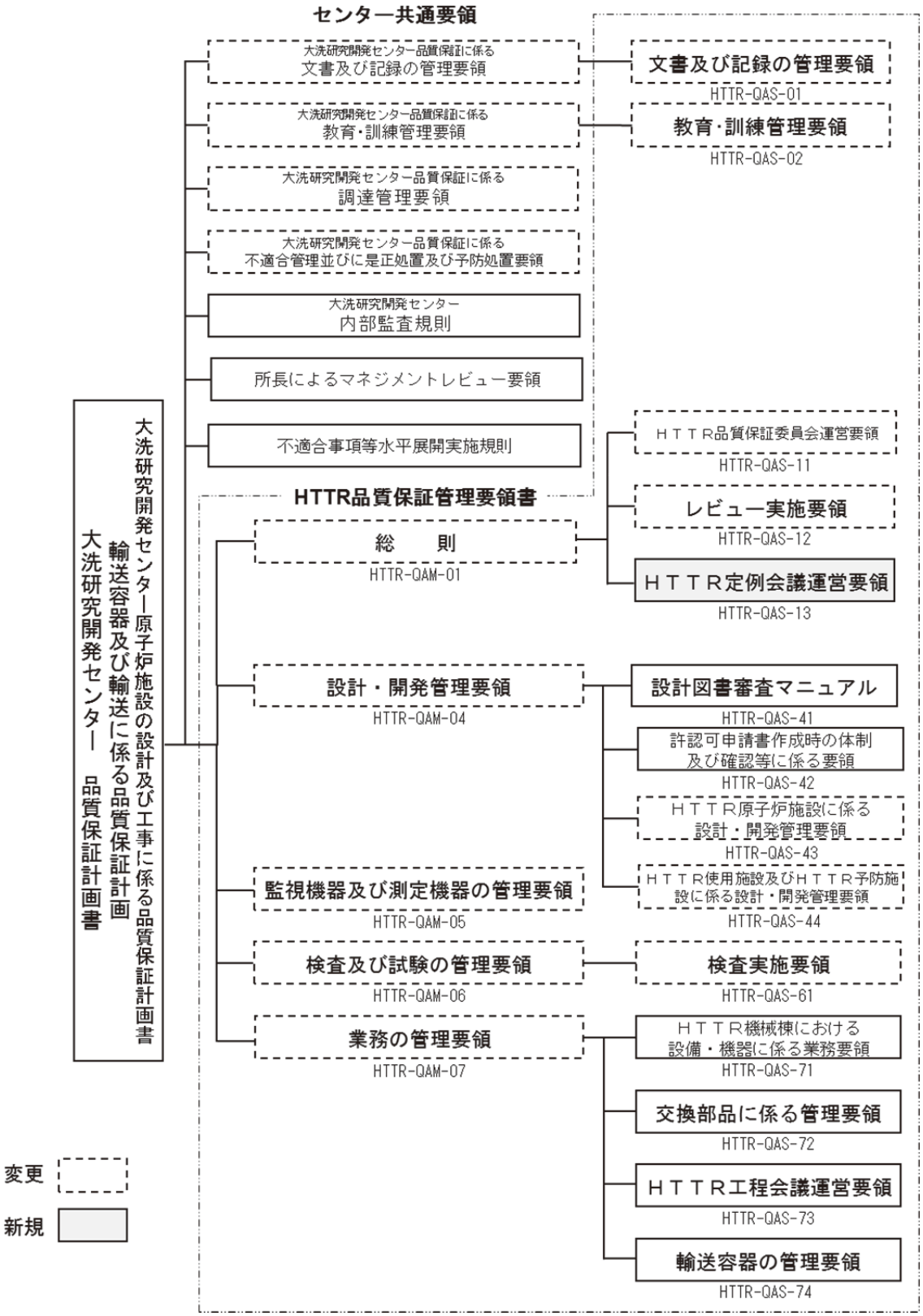

図 6.2　HTTR の品質保証活動に係る文書体系図（2017 年 3 月 31 日現在）

This is a blank page.

７．環境管理活動の実施状況

Results of Environmental Management Activities

This is a blank page.

7.1　環境管理活動の沿革

大洗研究開発センターにおいて 2016 年 4 月 1 日に ISO14001 の自己宣言を返上した。以下に 2006 年度から高温工学試験研究炉部における環境管理活動の実施状況の概要を示す。

大洗研究開発センターのISO14001環境マネジメントシステムの運用は、2006年度下期からシステム構築に着手することになり、2008 年 6 月には、システム統合後初のサーベイランス審査を受けた。その結果、規格要求事項に適合し有効に機能していることが確認され、「適合」と判断された。

高温工学試験研究炉部の環境管理活動は「大洗研究開発センター　環境管理規則」（ISO14001:2004 の要求事項に適合した）に従って実施し、環境目的・目標は、毎年度策定した環境管理実施計画及び環境作業手順書に基づいて実施された。その結果については四半期毎に報告をすることにより、PDCA サイクルが円滑に進められるようになった。また、法令等の遵守状況については、法規制等要求事項に特定されている設備について、遵守状況（定期検査記録等）の要求事項が満たされていることを確認した。なお、2009 年 6 月にサーベイランス更新審査を受け、その後の 3 年間は「適合」と判断された。

その後、外部認証登録機関の認証を返上し「自己宣言」に移行するための特別内部監査を実施し、2012 年 6 月 27 日に大洗研究開発センターは環境マネジメントシステムの自己適合を宣言した。

以降、ISO14001:2004 の要求事項に適合した PDCA サイクルに基づき環境負荷を低減するための改善活動を継続的に実行していたが、ISO14001:2004 の要求事項に適合した「大洗研究開発センター　環境管理規則」に基づき実施してきた環境管理活動の PDCA サイクルが定着されたと判断した。「環境マネジメントシステム自己適合宣言」が定着したことから 2016 年 4 月 1 日に ISO14001 の自己宣言を返上した。日本原子力研究開発機構の規程で定めている環境管理配慮規程を受けて新たに大洗研究開発センター環境配慮管理規則が 2016 年 3 月 30 日に制定され、これに基づいた環境配慮活動に移行された。

高温工学試験研究炉部においても、ISO14001:2004 の要求事項に適合した PDCA サイクルを実施したことにより、事業活動に係る環境保全への配慮について適切な取組及び環境配慮活動が有効かつ適切に実施された。これにより、目的が十分達成できるようになったため、新たに制定された大洗研究開発センター環境配慮管理規則に基づいた環境配慮活動に移行することとなった。

This is a blank page.

８．高温ガス炉開発に関する国際協力

International Cooperation on HTGR Development

This is a blank page.

8.1 ポーランド

2016 年 10 月と 11 月に、ポーランドエネルギー省の副大臣二人が個別に原子力機構を来訪し、原子力機構とポーランド国立原子力研究センター（NCBJ）との間で今後の研究協力について覚書を整備することで合意した。これを受けて NCBJ と研究協力覚書の締結に向けた協議を進めた。覚書では、①燃料、材料の照射特性評価、材料シミュレーション手法の開発、②ポーランドにおける熱利用のための高温ガス炉の設計、③高温ガス炉のマーケット評価及び高温技術の一般産業分野への応用に関する検討を中心に協力を実施する計画とした。本協力により、NCBJ は HTTR で性能が確証された要素技術が獲得でき、ポーランドの高温ガス炉の設計、建設及び運転ライセンス取得を効率的に進めることが可能となる。一方、原子力機構は日本の高温ガス炉技術の出口戦略として、HTTR の設計、建設、運転を通して得られた技術をポーランドが計画する高温ガス炉コジェネレーションシステムで実証し、当該技術の国際展開と国際標準化を目指す。なお、2017 年 5 月 18 日に覚書が締結された。

また、原子力機構は EU の研究開発ファンディング（HORIZON 2020）の下で実施する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+）への参加手続きも進めた。これは、NCBJ が全体のとりまとめを行い、EU の原子力コジェネレーション産業界イニシアチブ（Nuclear Cogeneration Industrial Initiative: NC2I）が米国 NGNP 産業界アライアンス、原子力機構、韓国原子力研究所（KAERI）等と協力して実施する国際協力である。本協力では、将来、欧州に展開される高温ガス炉コジェネレーションシステムの安全基準や安全性を高めたシステム概念、実証に向けた枠組みの構築を目的とし、経済性や安全性向上に資する革新的技術の開発、早期導入に向けた実証炉計画の策定を計画である。

8.2 米国

「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、我が国発の高温ガス炉技術の NGNP 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。

2016 年度は、本研究協力の下で INL から無償提供を受けている 3 次元原子炉動特性解析コード PHISICS/RELAP5-3D を用いて、HTTR 安全性実証試験を対象とした原子炉動特性シミュレーションを実施し、結果を共同で HTR-2016 国際会議（2016 年 11 月、米国）にて発表した。また、HTTR にヘリウムガスタービンと水素製造施設を接続した HTTR-GT/H_2 プラントのヘリウムガスタービン設計データやタービン翼合金への核分裂生成物の安定同位

体拡散試験実験データを原子力機構から INL へ提示した。INL は原子力機構提示データに基づき、HTTR-GT/H_2 プラントを用いた試験計画検討に必要なプラント過渡挙動評価モデルやタービン翼合金への核分裂生成物の安定同位体拡散試験に関するシミュレーションモデルの構築を開始した。

8.3 英国

核燃料製造会社である URENCO 社が提案している小型高温ガス炉 U-Battery 計画に対する協力に向けて 2016 年 4 月に密保持契約を締結した。また、研究協力覚書の締結に向けた協議を進めた。覚書では、①U-Battery の早期商用化に向けた高温ガス炉の技術（核熱設計、安全設計、燃料・材料技術、冷却材中の不純物管理技術（許容不純物濃度、制御技術）等）、②HTTR 及び水素製造設備の運転経験を活用した建設リスク軽減及び経済性向上に関する検討を中心に実施する計画とした。本協力により、URENCO は HTTR で性能が確証された要素技術を獲得でき、効率的に高温ガス炉の設計、建設及び運転ライセンスを獲得することが可能となる。一方、原子力機構は U-Battery 計画への日本の技術の展開を通じて、ポーランド、カナダ等での技術実証の可能性を探り、日本の高温ガス炉技術の国際展開と国際標準化を目指す。なお、2017 年 5 月 18 日に覚書が締結された。

8.4 韓国

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に実施している。2017 年 2 月に第 8 回情報交換会議を韓国で実施し、韓国の NHDD 計画や HTTR の現状、HANARO による照射試験、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。

8.5 国際原子力機関（IAEA）

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（TWGGCR）を通じて、各国における高温ガス炉技術に関する研究開発の動向等の情報の交換、国際協力研究の調整等を行っている。

「モジュラー型高温ガス炉の安全設計」に関する CRP では、日本原子力学会で策定した安全設計方針（安全要件）の国際標準化を目指して活動を進めており、2016 年 6 月に第 2 回研究調整会合、11 月にフォローアップ会合を実施し、日本が提案した安全要件について大筋で合意を得た。

8.6 第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）

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、カナダの脱退があり、2016 年 11 月に引き続き 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

2016 年 6 月の米国における第 12 回会合において、ユーラトム・米国の照射試験炉を利用した共同照射・照射後試験、燃料挙動モデルによるベンチマーク、被覆層特性評価のためのラウンドロビン試験、燃料の安全性に関する試験研究の情報交換を実施した。

②水素製造プロジェクト

2016 年 10 月のカナダにおける第 15 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に関する情報交換を実施した。また、参加国に中国を加えたプロジェクト取決めの改定作業を進めている。

③材料プロジェクト

2017 年 3 月に大洗研究開発センターにおいて、第 16 回会合を開催し、黒鉛照射データの取得等の各国の研究開発状況、材料データベースの作成状況に関する情報交換を行った。また、中国の新規参加のための手続きを進めている。

④計算手法検証・ベンチマークプロジェクト

新たに本プロジェクトを締結するため、プロジェクト計画の最終調整を進めており、参加予定国は、日、米、中、韓、EU である。原子力機構は、燃焼解析、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。

8.7　経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）

原子力施設安全委員会（CSNI）において、HTTR を用いた LOFC 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。なお、現在のプロジェクト契約終了は 2019 年 3 月となっている。

2015 年 7 月に設立された NI2050（Nuclear Innovation 2050）では、2050 年に実現すべき原子力システムの開発に向けて、必要な研究課題を明確にし、効率的に進めるための国際協力を検討している。2017 年 3 月の Advisory Panel 会合においては、主要な研究開発プログ

ラムとして、コジェネレーションを含む 7 件のプログラムを議論した。その際、高温ガス炉に熱利用施設を接続したシステムの許認可に関する国際的な枠組みを作る必要があること、そのためには、HTTR-熱利用試験の利用が最適であるとの意見が出された。今後、研究開発プログラムの検討を継続して進めていく。

8.8　その他

(1) カザフスタン

2010 年 6 月から 2015 年 2 月まで、カザフスタン核物理研究所（INP）が実施した国際科学技術センター（ISTC）のレギュラープロジェクト「WWR-K 研究炉における高温ガス炉燃料性能の研究」について、原子力機構が高燃焼度化（100 GWd/t）設計を施した日本製の高温ガス炉燃料試料の健全性に関する成果を、HTR-2016 国際会議で共同発表した。また、本プロジェクトにおいて中性子照射した高温ガス炉燃料の照射後試験を行うため、新たなレギュラープロジェクトとして「照射済み高温ガス炉燃料の特性研究」が、2017 年 3 月に正式に開始された。実施機関である INP は、照射後試験を 2 カ年計画で INP の WWR-K 研究炉のホット施設において実施する予定である。

2013 年 8 月に開始した ISTC パートナープロジェクト「WWR-K 研究炉による耐酸化黒鉛の照射挙動研究」について、等方性黒鉛の表面に炭化ケイ素（SiC）被覆を施し耐酸化性を高めた黒鉛（耐酸化黒鉛）の中性子照射環境条件における安定性を確認するため、INP が実施機関、原子力機構がパートナーとなり、WWR-K 研究炉を用いて耐酸化黒鉛の照射試験を共同で実施している。2014 年 9 月から 2015 年 9 月までのキャプセル照射試験により目標中性子照射量を達成し、成果を HTR-2016 国際会議で共同発表した。また、照射後の試料について、寸法、外観、耐酸化特性等の照射後試験を実施した。

国立カザフスタン大学（KazNU）と締結した「高温ガス炉技術及び照射試験炉技術に関する研究協力覚書」に基づき、2013 年 4 月から実施している高温ガス炉用黒鉛の高温腐食に関する研究では、耐酸化黒鉛を対象として KazNU が整備した酸化試験装置を用いた水蒸気注入による酸化試験、試料表面の能動的酸化反応を示すラマン分析の結果を、HTR-2016 国際会議で共同発表した。

(2) インドネシア

インドネシア原子力庁（BATAN）が計画する高温ガス炉試験・実証炉（EPR：Experimental Power Reactor）計画に関し、技術的な協力を行い、我が国の技術をインドネシア民間企業が計画する商用高温ガス炉への採用につなげることを目的とした協力を進めている。2016 年 7 月、BATAN が原子力機構に来訪し、BATAN が進める高温ガス炉試験・実証炉（EPR）計画の現状や燃料製造に関する意見交換を行った。

９．人材育成

Human Resource Development

This is a blank page.

9.1　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ている。2016 年度に、博士研究員 1 名、夏期実習生 2 名を受け入れた。

2014 年度から 2016 年度までの博士研究員、特別研究生、夏期学生実習生の受入れ状況を表 9.1～9.3 に示す。

表 9.1　2014 年度受入分

身分	テーマ	受入課	受入期間
夏期実習生（2 名）	HTTR の一次系配管内の伝熱流動評価	HTTR 技術課	2014.9.1～2014.9.30
	高温ガス炉の燃焼特性と崩壊熱の評価	HTTR 技術課	2014.8.12～2014.9.9

表 9.2　2015 年度受入分

身分	テーマ	受入課	受入期間
特別研究生（1 名）	高温ガス炉の燃焼特性と崩壊熱の評価	HTTR 技術課	2015.5.7～2015.8.7
夏期実習生（1 名）	MVP コードを用いた HTTR の制御棒詳細モデルの検討	HTTR 技術課	2015.8.17～2015.9.17

表 9.3　2016 年度受入分

身分	テーマ	受入課	受入期間
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	HTTR 技術課	2016.4.1～2017.3.31
夏期実習生（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	HTTR 技術課	2016.7.19～2016.8.12
	MVP-BURN コードによる HTTR の全炉心計算	HTTR 技術課	2016.8.18～2016.9.16

This is a blank page.

10. あとがき

本報告書は、高温工学試験研究炉部における 2016 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 業務課、HTTR 計画課、安全管理部・放射線管理第 2 課及び高温ガス炉水素・熱利用研究センター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ある。

参考文献

1) 「高温ガス炉とこれによる水素製造技術の研究開発」に関する評価報告書, 高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会, 平成 26 年 2 月.
2) 本多 友貴, 稲葉 良知, 中川 繁昭 他, “HTTR を用いた崩壊熱最適評価手法の適用性確認試験（非核加熱試験）; 原子炉の残留熱除熱特性評価モデルの検証”, JAEA-Technology 2017-013, 20 P.
3) 濱本 真平, 澤畑 洋明, 鈴木 尚 他, “高温工学試験研究炉 HTTR における溶融ワイヤを用いた制御棒温度計測技術の開発”, JAEA-Technology 2017-012, 20 P.
4) 濱本 真平, 栃尾 大輔, 石井 俊晃, 澤畑 洋明, “高温工学試験研究炉 HTTR における溶融ワイヤを用いた制御棒の温度計測”, 日本原子力学会和文論文誌(2017) .
5) Ho, H. Q., 本多 友貴, 後藤 実 他, “Neutronic characteristic of HTTR fuel compact with various packing models of coated fuel particle”, JAEA-Technology 2016-040, 16 P.

This is a blank page.

付　　録

Appendix

This is a blank page.

付録 1　2016 年度高温工学試験研究関連研究発表(1/2)

（1）所内

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR 技術課	2016・8	RELAP5 コード高温ガス炉モデル検証のための HTTR を用いた非核加熱試験－温度過渡応答に対する高温ガス炉原子炉システム応答特性の確認－	本多　友貴	JAEA-Technology 2016-016
HTTR 計画課	2017・2	PHITS コードを用いた HTTR 原子炉起動用中性子源の交換作業に伴う遮蔽計算	篠原　正憲	JAEA-Technology 2016-033
HTTR 技術課	2017・2	中性子源輸送容器の開発	島崎　洋祐	JAEA-Technology 2016-038
HTTR 技術課	2017・3	MCNP による HTTR 被覆燃料粒子のランダム配列に関する解析的研究（TRUCATION の効果）	Ho Hai Quan	JAEA-Technology 2016-040
高温工学試験研究炉部	2017・3	HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2015 年度）	篠原　正憲	JAEA-Review 2016-036

（2）外部発表

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR 運転管理課	2016・6	高温工学試験研究炉 HTTR の後備停止系用健全性評価手法の確立	濱本　真平	日本原子力学会和文論文誌
HTTR技術課	2016・6	Thermal mixing behavior in the annulus of co-axial double pipe	栃尾　大輔	24th International Conference on Nuclear Engineering
HTTR技術課	2016・6	Loss of core cooling test with one cooling train inactive in Vessel Cooling System (VCS) using High Temperature engineering Test Reactor	藤原　祐輔	24th International Conference on Nuclear Engineering
HTTR技術課	2016・6	Characteristic confirmation test by using HTTR and investigation of absorbing thermal load fluctuation	本多　友貴	24th International Conference on Nuclear Engineering

付録 1　2016 年度高温工学試験研究関連研究発表(2/2)

（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	2016・6	Confirmation of seismic integrity of HTTR against 2011 Great East Japan Earthquake3.11	小野　正人	24th International Conference on Nuclear Engineering
HTTR 運転管理課	2016・6	Improvement of the exchanging method of neutron startup source of high temperature engineering test reactor	澤畑　洋明	24th International Conference on Nuclear Engineering
HTTR 運転管理課	2016・10	Investigation of characteristics of natural circulation of water in vessel cooling system in loss of core cooling test without nuclear heating	稲葉　良知	Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science
HTTR技術課	2016・10	Development of the prediction technology of cable disconnection of in-core neutron detector for the future high-temperature gas cooled reactors	島崎　洋祐	Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science
HTTR技術課	2016・10	Investigation of Characteristics of Natural Circulation of Water in Vessel Cooling System in Loss of Core Cooling Test without Nuclear Heating	小野　正人	Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science
HTTR技術課	2016・12	Development of transportation container for the neutron startup source of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)	島崎　洋祐	Journal of Nuclear Science and Technology
HTTR技術課	2017・1	Study on sensitivity of control rod cell model in reflector region of high temperature test engineering reactor	本多　友貴	Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science
HTTR技術課	2017・1	Burn-up dependency of control rod position at zero power criticality in the high temperature engineering test reactor	本多　友貴	Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science
HTTR技術課	2017・1	Investigation of characteristics of thermal load absorption	栃尾　大輔	Journal of Nuclear Science and Technology

付録 2　2016 年度高温工学試験研究関係主要事項（1/3）

年　月	工　事　・　試　験　等	主　要　事　項
2016・4	・ボイラー設備休缶処置作業（15 日） ・エレベータ定期点検作業（21 日） ・CRD 温度モニタ線量測定作業 （26 日～28 日） ・クレーン定期点検作業（27 日）	・大洗研究開発センター業務報告会（21 日） ・原子力規制庁審査会合〔地震津波班〕 （28 日） ・IAEA による実在庫検認（21 日）
2016・5	・補機/一般冷却水設備定期点検作業 （9 日～6 月 30 日） ・空調用冷水装置定期点検作業 （23 日～6 月 10 日） ・現場伝送器等定期点検作業 （9 日～6 月 17 日） ・安全保護系計装盤等定期点検作業 （11 日～6 月 30 日） ・排気設備定期点検作業（30 日～6 月 24 日）	・第 1 四半期/原子炉施設・使用施設等保安検査（17 日～20 日） ・原子力規制庁審査会合〔地震津波班〕 （13 日、27 日）
2016・6	・プラント計算機定期点検作業（6 日～10 日） ・通信連絡設備定期点検作業 （27 日～7 月 8 日） ・加圧水冷却設備水抜き作業 （27 日～7 月 15 日） ・非常用空気浄化設備定期点検作業 （27 日～7 月 1 日）	・原子力規制庁審査会合〔研究炉班〕 （13 日） ・所長パトロール（24 日） ・警察庁立入調査に係る核物質防護訓練 （28 日）
2016・7	・換気空調設備定期点検作業 （4 日～9 月 30 日） ・計測制御系定期点検作業 （5 日～27 日） ・炉容器冷却設備計装等定期点検作業 （19 日～8 月 4 日） ・安全弁の取外・取付及びラプチャーディスクの定期交換作業（19 日～9 月 28 日） ・原子炉建家等クレーン点検整備作業 （21 日～28 日） ・安全弁分解点検作業（28 日～9 月 9 日）	・全国安全週間（1 日～7 日） ・安全大会（1 日） ・大洗研究開発センター北地区計画停電 （2 日～3 日） ・2016 年度全国安全週間一斉パトロール （5 日） ・原子力規制庁審査会合〔研究炉班〕 （11 日、25 日） ・原子力規制庁審査会合〔地震津波班〕 （15 日） ・防火・防災訓練（29 日）
2016・8	・補機冷却水流量監視用フローメータの交換作業（18 日～19 日） ・エアラインシステム定期点検作業（19 日） ・消火設備定期点検作業 （22 日、9 月 15 日～16 日） ・原子炉建家電気設備定期点検作業 （22 日～29 日） ・消火設備定期点検作業（22 日～9 月 16 日）	・施設定期検査申請書の変更届出（9 日） ・原子力規制庁審査会合〔研究炉班〕 （22 日） ・第 2 四半期/原子炉施設・使用施設等保安検査（23 日～29 日） ・部門長との意見交換会（25 日） ・原子力規制庁審査会合〔地震津波班〕 （26 日）

付録 2　2016 年度高温工学試験研究関係主要事項（2/3）

年　月	工　事　・　試　験　等	主　要　事　項
2016・9	・二酸化炭素消火設備定期点検作業（2 日） ・圧縮空気設備定期点検作業 （5 日～10 月 5 日） ・1 次冷却設備（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～12 月 22 日） ・計測制御系統施設定期点検作業 （12 日～11 月 4 日） ・液化窒素製造施設定期点検作業 （26 日～28 日）	・茨城県通報訓練（9 日） ・原子力規制庁審査会合〔地震津波班〕 （16 日、30 日） ・原子力規制庁審査会合〔研究炉班〕 （26 日）
2016・10	・特殊扉等定期点検作業（3 日～13 日） ・加圧水冷却装置水張り及びエア抜き作業 （11 日～28 日） ・電気工作物定期点検作業（15 日） ・プール水冷却浄化設備点検作業 （17 日～27 日） ・機械棟ボイラー定期点検（21 日～25 日） ・危険物施設定期点検作業 （31 日～11 月 2 日）	・全国労働衛生週間（1 日～7 日） ・品質保証内部監査（13 日） ・原子力規制庁審査会合〔地震津波班〕 （14 日） ・施設定期検査〔第 5 回の 17 回目〕 （21 日） ・ＨＴＴＲ原子炉施設の設置変更許可申請の補正（27 日）
2016・11	・計測制御系統施設定期点検作業 （7 日～25 日） ・補助冷却設備ファンリング補修作業 （7 日～18 日） ・非常用発電機点検整備作業（8 日～16 日） ・加圧水空気冷却器凍結防止装置取付け作業 （25 日） ・炉容器冷却設備定期点検作業 （28 日～12 月 19 日）	・「津波防災の日」に関する訓練（7 日） ・第 3 四半期/原子炉施設・使用施設等保安検査（8 日～14 日） ・ボイラー火入れ式（11 日） ・原子力規制庁審査会合〔地震津波班〕 （11 日） ・施設定期検査〔第 5 回の 18 回目〕 （18 日） ・原子力規制庁審査会合〔研究炉班〕 （28 日）
2016・12	・通信連絡設備点検作業（5 日～9 日） ・換気空調設備定期点検作業（12 日～16 日） ・回転機振動・回転数計装盤点検整備作業 （12 日～19 日） ・気体廃棄物廃棄施設定期点検作業 （12 日～22 日） ・原子炉建屋外壁用照明更新作業 （20 日～21 日）	・IAEA による実在庫検認（1 日～2 日） ・施設定期検査〔第 5 回の 19 回目〕 （2 日） ・原子力規制庁審査会合〔地震津波班〕 （9 日） ・省エネパトロール（19 日） ・所長パトロール（22 日） ・核燃料物質使用変更許可申請の補正 （27 日） ・施設定期評価実施計画書の施行（28 日）

付録 2　2016 年度高温工学試験研究関係主要事項（3/3）

年　月	工　事　・　試　験　等	主　要　事　項
2017・1	・プール水冷却浄化設備・配管保護柵製作設置作業（5 日～6 日） ・ヘリウム循環機回転数制御装置等遮断器開放点検作業（17 日～20 日） ・新燃料体取扱装置点検作業（23 日～24 日） ・2016 年度コールド試験準備作業（23 日～26 日） ・ヘリウム循環機急速制動用蓄電池更新作業（23 日～27 日）	・原子力規制庁審査会合〔研究炉班〕（17 日） ・2016 年度総合訓練 発災場所　燃料研究棟及び JMTR（25 日） ・原子力規制庁審査会合〔地震津波班〕（27 日） ・次年度運転計画（3 ヵ年）届出（31 日） ・崩壊熱評価の適応性確認試験〔コールド〕（30 日～2 月 10 日）
2017・2	・メンテナンスピット用放射線モニタ点検作業（1 日～8 日） ・使用済燃料貯蔵設備定期点検作業（21 日～3 月 3 日） ・HTTR 避雷設備増設作業（27 日～3 月 16 日）	・IAEA 補完的なアクセス（8 日） ・第 4 四半期/原子炉施設・使用施設等保安検査（14 日～23 日） ・地震等に関する規制庁現地調査（13 日） ・地震等に関する茨城県現地視察（16 日） ・緊急作業に関する訓練（27 日～28 日）
2017・3	・He 循環機冷却水手動弁分解点検作業（1 日～13 日） ・出入管理装置設置作業（2 日～6 日） ・1 次 He 純化設備冷水装置定期点検作業（13 日～14 日） ・熱感知器表示盤の更新作業（13 日～15 日） ・K-206 室ハッチ製作・据付作業（15 日～17 日） ・二酸化炭素消化設備点検整備作業（21 日～22 日） ・HTTR 付属建家非常用エンジン発電機更新作業（22 日～23 日） ・炉容器冷却設備安全弁取付作業（23 日～24 日） ・加圧水冷却設備凍結防止装置取外し作業（28 日～29 日）	・安全協定に基づく平常時立入調査（9 日） ・所幹部との意見交換会（14 日） ・高圧ガス応急措置訓練（16 日） ・緊急作業に関する訓練（21 日） ・原子力規制庁審査会合〔研究炉班〕（23 日） ・2017 年度年間運転計画の策定（29 日） ・2017 年度年間使用計画の策定（29 日）

付録 3　2016 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（1/9）

（2017 年 3 月 31 日まで。HTTR の新規制基準適合審査）

	開催日	議題
研究炉班 審査ヒアリング（53）	2016 年 4 月 11 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷の防止 －航空機落下－ ② 質問回答　安全確保の考え方 ③ 第23条保管廃棄施設
地震・津波班 審査ヒアリング（26）	2016 年 4 月 11 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうちプレート間地震について（コメント回答）
地震・津波班 審査ヒアリング（27）	2016 年 4 月 18 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうちプレート間地震について（コメント回答） ② 原子力科学研究所（JRR-3） 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうちプレート間地震について（応答スペクトル図集）
地震・津波班 審査ヒアリング（28）	2016 年 4 月 19 日	① 原子力科学研究所（JRR-3） 大洗研究開発センター（HTTR）敷地周辺及び近傍の地質・地質構造（コメント回答）
研究炉班 審査ヒアリング（54）	2016 年 4 月 20 日	① 質問回答　安全確保の考え方 ② コメント回答
地震・津波班 審査ヒアリング（29）	2016 年 4 月 26 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち海洋プレート内地震について（コメント回答）
地震・津波班 審査会合（12）	2016 年 4 月 28 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうちプレート間地震について（コメント回答）
地震・津波班 審査ヒアリング（30）	2016 年 5 月 9 日	① 原子力科学研究所（JRR-3） 大洗研究開発センター（HTTR）敷地周辺・敷地近傍の地質・地質構造（コメント回答）
地震・津波班 審査会合（13）	2016 年 5 月 13 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち海洋プレート内地震について（コメント回答）
研究炉班 審査ヒアリング（55）	2016 年 5 月 16 日	① 質問回答　安全確保の考え方 ② 第23条保管廃棄施設 ③ 第44条燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設 （第3項第二号 取扱場所の温度検知、警報）
地震・津波班 審査ヒアリング（31）	2016 年 5 月 18 日	① 大洗研究開発センター（HTTR） 津波評価について（コメント回答）
地震・津波班 審査ヒアリング（32）	2016 年 5 月 18 日	① 原子力科学研究所（JRR-3） 大洗研究開発センター（HTTR） 敷地周辺・敷地近傍の地質・地質構造（コメント回答）

注：（　）内の数字は原子力規制庁との審査回数を示す。

付録 3　2016 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（2/9）
（2017 年 3 月 31 日まで。HTTR の新規制基準適合審査）

	開催日	議題
地震・津波班 審査会合（14）	2016 年 5 月 27 日	① 原子力科学研究所（JRR-3）大洗研究開発センター（HTTR）敷地周辺・敷地近傍の地質・地質構造（コメント回答）
研究炉班 審査ヒアリング（56）	2016 年 5 月 30 日	① 質問回答　安全確保の考え方 ② 第44条燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設 （第3項第二号 取扱場所の温度検知、警報）
地震・津波班 審査ヒアリング（33）	2016 年 6 月 6 日	① 原子力科学研究所（JRR-3） 大洗研究開発センター（HTTR）敷地周辺・敷地近傍の地質・地質構造 ② 原子力科学研究所（JRR-3） 大洗研究開発センター（HTTR）敷地周辺・敷地近傍の地質・地質構造（補足説明資料）
研究炉班 審査ヒアリング（57）	2016 年 6 月 7 日	① 質問回答　安全確保の考え方 ② 第 53 条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止　－評価結果－
研究炉班 審査会合（13）	2016 年 6 月 13 日	① 質問回答　安全確保の考え方 ② 第 53 条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止　－評価結果－
研究炉班 審査ヒアリング（58）	2016 年 6 月 28 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止
研究炉班 審査ヒアリング（59）	2016 年 7 月 5 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 ② HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の津波による損傷の防止
研究炉班 審査会合（14）	2016 年 7 月 11 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止
地震・津波班 審査ヒアリング（34）	2016 年 7 月 11 日	① 原子力科学研究所（JRR-3） 大洗研究開発センター（HTTR）敷地周辺・敷地近傍の地質・地質構造 ① 原子力科学研究所（JRR-3） 大洗研究開発センター（HTTR）敷地周辺・敷地近傍の地質・地質構造（補足説明資料）
地震・津波班 審査ヒアリング（35）	2016 年 7 月 11 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうちプレート間地震について（コメント回答）
研究炉班 審査ヒアリング（60）	2016 年 7 月 12 日	① HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の津波による損傷の防止

注：（　）内の数字は原子力規制庁との審査回数を示す。

付録 3　2016 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（3/9）

（2017 年 3 月 31 日まで。HTTR の新規制基準適合審査）

	開催日	議題
地震・津波班 審査会合（15）	2016 年 7 月 15 日	① 原子力科学研究所（JRR-3）大洗研究開発センター（HTTR）敷地周辺・敷地近傍の地質・地質構造 ② 原子力科学研究所（JRR-3）大洗研究開発センター（HTTR）敷地周辺・敷地近傍の地質・地質構造（補足説明資料）
研究炉班 審査ヒアリング（61）	2016 年 7 月 19 日	① HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の津波による損傷の防止 ② 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止
地震・津波班 審査ヒアリング（36）	2016 年 7 月 28 日	① 大洗研究開発センター（HTTR） 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち内陸地殻内地震について
研究炉班 審査ヒアリング（63）	2016 年 8 月 1 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止
研究炉班 審査ヒアリング（64）	2016 年 8 月 8 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 ② 第23条保管廃棄施設
地震・津波班 審査ヒアリング（37）	2016 年 8 月 17 日	① 東海第二発電所 原子力科学研究所（JRR-3） 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち内陸地殻内地震について（応答スペクトル図集） ② 大洗研究開発センター（HTTR） 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち内陸地殻内地震について
研究炉班 審査会合（16）	2016 年 8 月 22 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止
地震・津波班 審査ヒアリング（38）	2016 年 8 月 22 日	① 大洗研究開発センター（HTTR） 敷地ごとに震源を特定せず策定する地震動について
地震・津波班 審査会合（16）	2016 年 8 月 26 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち内陸地殻内地震について
研究炉班 審査ヒアリング（65）	2016 年 8 月 30 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止
地震・津波班 審査ヒアリング（39）	2016 年 9 月 5 日	① 大洗研究開発センター（HTTR） 敷地ごとに震源を特定せず策定する地震動について
研究炉班 審査ヒアリング（66）	2016 年 9 月 7 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

注：（ ）内の数字は原子力規制庁との審査回数を示す。

付録 3　2016 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（4/9）

（2017 年 3 月 31 日まで。HTTR の新規制基準適合審査）

	開催日	議題
地震・津波班 審査ヒアリング（40）	2016 年 9 月 12 日	① 大洗研究開発センター（HTTR） 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち内陸地殻内地震について（コメント回答）―F1断層，北方陸域の断層，塩ノ平地震断層の連動― ② 大洗研究開発センター（HTTR） 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち内陸地殻内地震について（コメント回答）―F3断層，F4断層の連動 震源モデルの設定方針―
研究炉班 審査ヒアリング（67）	2016 年 9 月 13 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） ② 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止
地震・津波班 審査ヒアリング（41）	2016 年 9 月 13 日	① 大洗研究開発センター 火山影響評価
研究炉班 審査会合（17）	2016 年 9 月 26 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） ② 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止
研究炉班 審査ヒアリング（68）	2016 年 9 月 28 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷防止（火山の影響） ② 第6条外部からの衝撃による損傷の防止 －航空機落下－ ③ 第 6 条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） ④ 第 53 条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（平成 28 年 9 月 26 日審査会合の回答）
地震・津波班 審査ヒアリング（42）	2016 年 10 月 3 日	① 大洗研究開発センター 火山影響評価
研究炉班 審査ヒアリング（69）	2016 年 10 月 4 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）（2016年9月26日審査会合におけるコメント対応（回答）） ② 第 53 条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（平成 28 年 9 月 26 日審査会合におけるコメント回答）
地震・津波班 審査会合（17）	2016 年 10 月 14 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）震源を特定せず策定する地震動について

注：（　）内の数字は原子力規制庁との審査回数を示す。

付録 3　2016 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（5/9）

（2017 年 3 月 31 日まで。HTTR の新規制基準適合審査）

	開催日	議題
研究炉班 審査ヒアリング（70）	2016 年 10 月 19 日	① 第53条多量の放射性物質を放出する事故の拡大の防止（HTTRヒアリング資料（HT-69-4）に対するコメント回答） ② 第53条多量の放射性物質を放出する事故の拡大の防止（添付書類＋ 第4章 補正案) ③ 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（本文（別冊3）補正案）
研究炉班 審査ヒアリング（71）	2016 年 10 月 24 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）(2016年9月26日審査会合におけるコメント回答）
研究炉班 審査ヒアリング（72）	2016 年 10 月 25 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷防防止（火山の影響） ② 大洗研究開発センター火山影響評価について
地震・津波班 審査ヒアリング（43）	2016 年 10 月 25 日	① HTTR原子炉施設 第6条 外部からの衝撃による損傷防止（火山の影響） ② 大洗研究開発センター 火山影響評価
研究炉班 審査ヒアリング（73）	2016 年 10 月 31 日	① 第53条多量の放射性物質を放出する事故の拡大の防止（HTTRヒアリング資料（HT-69-4）に対するコメント回答） ② 第53条多量の放射性物質を放出する事故の拡大の防止 (添付書類＋ 第4章 補正案) ③ 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（本文（別冊3）補正案） ④ HTTRの使用済燃料の再処理方法について ⑤ 原子炉設置変更許可申請書補正申請の概要について
研究炉班 審査ヒアリング（74）	2016 年 11 月 7 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（HTTRヒアリング資料（HT-69-4）に対するコメント回答） ② 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 (添付書類＋ 第4章 補正案) ③ HTTRの使用済燃料の再処理について ④ 原子炉設置変更許可申請書補正申請の説明資料（第8条火災による損傷の防止）
研究炉班 審査会合（18）	2016 年 11 月 11 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）火山影響評価について（火山事象に対する設計方針を含む）
地震・津波班 審査会合（18）	2016 年 11 月 11 日	② 大洗研究開発センター（HTTR）火山影響評価について（火山事象に対する設計方針を含む）

注：（ ）内の数字は原子力規制庁との審査回数を示す。

付録 3　2016 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（6/9）

（2017 年 3 月 31 日まで。HTTR の新規制基準適合審査）

	開催日	議題
地震・津波班 審査ヒアリング（44）	2016 年 11 月 15 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）津波評価について（コメント回答） ② 原子力科学研究所（JRR-3）大洗研究開発センター（HTTR）津波評価について（参考資料）（コメント回答） ③ HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の津波による損傷の防止
研究炉班 審査ヒアリング（75）	2016 年 11 月 16 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） ② 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（HTTRヒアリング資料（HT-69-4）に対するコメント回答） ③ 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（本文（別冊3）補正案）
研究炉班 審査会合（19）	2016 年 11 月 28 日	① 質問回答　竜巻 ② 使用済燃料の再処理について
研究炉班 審査ヒアリング（76）	2016 年 11 月 30 日	① 技術的能力について ② HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の津波による損傷の防止 ③ 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（HTTRヒアリング資料（HT-69-4）に対するコメント回答） ④ 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（本文（別冊3）補正案） ⑤ 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止　(添付書類＋ 第4章 補正案) ⑥ 原子炉設置変更許可申請書補正申請の説明資料
地震・津波班 審査ヒアリング（45）	2016 年 12 月 12 日	① 原子力科学研究所（JRR-3）大洗研究開発センター（HTTR）火山影響評価について ② 大洗研究開発センター（HTTR）津波評価について（コメント回答） ③ 原子力科学研究所（JRR-3）大洗研究開発センター（HTTR）津波評価について（参考資料）（コメント回答） ④ HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の津波による損傷の防止

注：（　）内の数字は原子力規制庁との審査回数を示す。

付録 3　2016 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（7/9）

（2017 年 3 月 31 日まで。HTTR の新規制基準適合審査）

	開催日	議題
研究炉班 審査ヒアリング（77）	2016 年 12 月 14 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）火山影響評価について（火山事象に対する設計方針について） ② 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） ③ 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（HTTRヒアリング資料（HT-76-4）に対するコメント回答） ④ 使用済燃料貯蔵建家に関する外部からの衝撃による損傷の防止の考え方
研究炉班 審査ヒアリング（78）	2016 年 12 月 21 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（HTTRヒアリング資料（HT-69-4）に対するコメント回答） ② 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（HTTRヒアリング資料（HT-76-4）に対するコメント回答） ③ 使用済燃料貯蔵建家に関する外部からの衝撃による損傷の防止の考え方 ④ 原子炉設置変更許可申請書補正申請の説明資料
研究炉班 審査ヒアリング（79）	2016 年 12 月 26 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）（2016年11月28日審査会合におけるコメント対応（回答）） ② 第9条溢水による損傷の防止等 ③ 大洗研究開発センター（HTTR）火山影響評価について（火山事象に対する設計方針について） ④ 技術的能力について ⑤ 使用済燃料貯蔵建家に関する外部からの衝撃による損傷の防止の考え方
研究炉班 審査ヒアリング（80）	2017 年 1 月 10 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）（2016年11月28日審査会合におけるコメント対応（回答）） ② 大洗研究開発センター（HTTR）火山影響評価について（火山事象に対する設計方針について） ③ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 HTTR 論点管理表

注：（　）内の数字は原子力規制庁との審査回数を示す。

付録 3　2016 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（8/9）

（2017 年 3 月 31 日まで。HTTR の新規制基準適合審査）

	開催日	議題
地震・津波班 審査ヒアリング（46）	2017 年 1 月 10 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうちプレート間地震について（コメント回答） ② 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうちプレート間地震について（応答スペクトル図集） ③ 大洗研究開発センター（HTTR）津波評価について（コメント回答） ④ 原子力科学研究所（JRR-3）大洗研究開発センター（HTTR）津波評価について（参考資料）（コメント回答） ⑤ HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の津波による損傷の防止
研究炉班 審査ヒアリング（81）	2017 年 1 月 16 日	① 第53条多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（HTTRヒアリング資料（HT-76-4）に対するコメント回答） ② HTTR原子炉施設の審査会合論点に関する質問回答（内部溢水） ③ 技術的能力について
研究炉班 審査会合（19）	2017 年 1 月 17 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） ② 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（火山）
研究炉班 審査ヒアリング（82）	2017 年 1 月 23 日	① 使用済燃料貯蔵建家に関する外部からの衝撃による損傷の防止の考え方
地震・津波班 審査会合（20）	2017 年 1 月 27 日	① 大洗研究開発センター（HTTR） 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうちプレート間地震について （コメント回答） ② 大洗研究開発センター（HTTR） 津波影響評価について （コメント回答） ③ 原子力科学研究所（JRR-3）大洗研究開発センター（HTTR） 津波影響評価について （参考資料）（コメント回答）
研究炉班 審査ヒアリング（83）	2017 年 2 月 2 日	① 使用済燃料貯蔵建家に関する外部からの衝撃による損傷の防止の考え方
研究炉班 審査ヒアリング（84）	2017 年 2 月 8 日	① 技術的能力について
地震・津波班 審査ヒアリング（47）	2017 年 2 月 22 日	① 大洗研究開発センター（HTTR） 敷地の地質・地質構造及び火山影響評価について（現地調査）

注：（ ）内の数字は原子力規制庁との審査回数を示す。

付録 3　2016 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（9/9）

（2017 年 3 月 31 日まで。HTTR の新規制基準適合審査）

	開催日	議題
研究炉班 審査ヒアリング（85）	2017 年 2 月 27 日	① 第 6 条外部からの衝撃による損傷の防止に関する基本的考え方 ② 使用済燃料貯蔵建家に関する外部からの衝撃による損傷の防止の考え方
地震・津波班 審査ヒアリング（48）	2017 年 2 月 27 日	① 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち内陸地殻内地震について（コメント回答） ② 大洗研究開発センター（HTTR）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち内陸地殻内地震について（応答スペクトル図集）
地震・津波班 審査ヒアリング（49）	2017 年 3 月 7 日	① 大洗研究開発センター（HTTR） 敷地の地質について（コメント回答）
研究炉班 審査ヒアリング（86）	2017 年 3 月 13 日	① HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の津波による損傷の防止 ② 第 6 条外部からの衝撃による損傷の防止に関する基本的考え方 ③ 使用済燃料貯蔵建家に関する外部からの衝撃による損傷の防止の考え方
研究炉班 審査ヒアリング（87）	2017 年 3 月 17 日	① HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の津波による損傷の防止 ② 第 6 条外部からの衝撃による損傷の防止に関する基本的考え方
研究炉班 審査ヒアリング（88）	2017 年 3 月 22 日	① 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（火山） ② HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の津波による損傷の防止
研究炉班 審査会合（21）	2017 年 3 月 23 日	① 第 6 条外部からの衝撃による損傷の防止に関する基本的な考え方

注：（　）内の数字は原子力規制庁との審査回数を示す。

国際単位系（SI）

表１．SI 基本単位

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

表２．基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速さ，速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度，質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比体積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度(a)，濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率(b)	（数字の） 1	1
比透磁率(b)	（数字の） 1	1

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

表３．固有の名称と記号で表されるSI組立単位

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

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

表４．単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

表５．SI 接頭語

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

表６．SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm^2=$10^4$$m^2$
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm^3=$10^3$$cm^3$=$10^{-3}$$m^3$
トン	t	1 t=10^3 kg

表７．SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10^{-19}J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10^{-27}kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10^{11}m

表８．SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表９．固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10^{-7} J
ダイン	dyn	1 dyn=10^{-5}N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm^{-2}=0.1Pa s
ストークス	St	1 St =1cm^2 s^{-1}=$10^{-4}$$m^2$ s^{-1}
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm^{-2}=10^4cd m^{-2}
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm^{-2} =10^4lx
ガル	Gal	1 Gal =1cm s^{-2}=$10^{-2}$$ms^{-2}$
マクスウエル	Mx	1 Mx = 1G cm^2=10^{-8}Wb
ガウス	G	1 G =1Mx cm^{-2} =10^{-4}T
エルステッド(a)	Oe	1 Oe ≙ (10^3/4π)A m^{-1}

(a) ３元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≙ 」は対応関係を示すものである。

表10．SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10^{10}Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10^{-4}C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10^{-2}Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10^{-2}Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10^{-9}T
フェルミ		1 フェルミ=1 fm=10^{-15}m
メートル系カラット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10^{-4}kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1 cal=4.1858J（「15℃」カロリー），4.1868J（「IT」カロリー），4.184J（「熱化学」カロリー）
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10^{-6}m

（第8版，2006年）