



JAEA-Review

2016-036

DOI:10.11484/jaea-review-2016-036

HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発 (2015 年度)

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

(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

March 2017

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, 2017

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発
（2015 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

（2016 年 12 月 19 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 の起動用中性子源交換や熱利用系異常模擬試験等、2015 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。

Operation, Test, Research and Development of
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(FY2015)

(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 December 19, 2016)

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°C 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 from December 2013 had been applied, the efforts to restart the HTTR, stopped since 2011 by the Pacific coast of Tohoku Earthquake, have been carried out.

This report summarizes, replacement of startup neutron sources and thermal load fluctuation test and so on, activities and results of HTTR operation, maintenance, and relevant R&Ds, which were carried out in the fiscal year 2015.

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要件	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	21
3.1 原子炉の運転管理	23
3.2 熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）の運転	23
3.3 中性子源の交換	23
3.4 装置・設備の保守管理	26
4. 技術開発（安全性実証試験等）	35
4.1 熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）	37
4.2 ヘリウムガスの混合挙動	38
4.3 燃焼特性と崩壊熱の評価	38
4.4 炉内の構造物の耐震健全性評価	39
5. 放射線管理	45
5.1 放射線作業時の管理	47
5.2 個人被ばく管理	47
5.3 排気及び排水の管理	47
5.4 放射線管理設備に係る保守管理	47
6. 品質保証活動の実施状況	51
6.1 概 要	53
6.2 品質保証活動の実績	53

7. 環境管理活動の実施状況	63
7.1 概 要	65
7.2 環境管理活動のまとめ	65
8. 高温ガス炉開発に関する国際協力	69
8.1 米国	71
8.2 英国	71
8.3 インドネシア	71
8.4 カザフスタン	71
8.5 中国	72
8.6 韓国	72
8.7 経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）	72
8.8 第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）	73
8.9 国際原子力機関（IAEA）	73
9. あとがき	75
参考文献	75
付録	77
付録1 2015年度高温工学試験研究関連研究発表	79
付録2 2015年度高温工学試験研究関係主要事項	81
付録3 2015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	85

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 Requirements 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	21
3.1 Operation of HTTR	23
3.2 Operation for Thermal Load Fluctuation Test (Non-nuclear Heating Test)	23
3.3 Replacement of Startup Neutron Sources	23
3.4 Maintenance of HTTR	26
4. Research and Development (Safety Demonstration Tests etc.)	35
4.1 Thermal Load Fluctuation Test (Non-nuclear Heating Test)	37
4.2 Thermal Mixing Characteristics of Helium Gas	38
4.3 Burnup Characteristic and Evaluation of Decay Heat	38
4.4 Seismic Safety Assessment of Core Structure Components	39
5. Radiation Control	45
5.1 Radiation Monitoring and Control	47
5.2 Control of Personal Exposure	47
5.3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage	47
5.4 Maintenance of Radiation Monitoring System	47
6. Activities of Quality Assurance System	51
6.1 Outline	53
6.2 Performance of Quality Assurance System	53

7. Results of Environmental Management Activities	63
7.1 Outline	65
7.2 Summary of Activity	65
8. International Cooperation on HTGR Development	69
8.1 U.S.A	71
8.2 England	71
8.3 Indonesia	71
8.4 Kazakhstan	71
8.5 China	72
8.6 Korea	72
8.7 OECD Nuclear Energy Agency (OECD/NEA)	72
8.8 Generation IV International Forum (GIF)	73
8.9 International Atomic Energy Agency (IAEA)	73
9. Postscript	75
References	75
Appendix	77
Appendix 1 Publication and Presentations on High Temperature Engineering Research in 2015	79
Appendix 2 Essential Particular on High Temperature Engineering Research in 2015	81
Appendix 3 Information of the Examination Meeting and Hearing of the NRA in 2015	85

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 CO₂ 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、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、HTTR 起動用中性子源の交換作業である。保守管理の詳細については第 3 章に示す。

(2) 技術開発（安全性実証試験等）

HTTR に接続することが期待されている水素製造システムにおいて、熱負荷変動が生じた場合の影響について評価するための熱負荷変動試験（核熱供給試験並びに熱利用系異常模擬試験）のうち、本年度は熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）を実施した。核熱供給試験（非核加熱試験）については 2015 年 1 月に実施済みであり、HTTR を用いたこれら 2 つの非核加熱試験により、温度過渡に対する高温ガス炉システムの応答特性データの取得、及び当該コードの改良および検証を行った。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) 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、高温ガス炉産学官協議会が設立された。本協議会には、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が参加している。

第 1 回会合（2015 年 4 月 28 日開催）では、協議会の進め方や将来像の考え方について議論し、高温ガス炉の位置付けや意義、実用化像とそれに向けた課題の抽出、利用者側から見た課題、国際協力や人材育成の在り方について検討された。

第 2 回会合（2015 年 9 月 29 日開催）では、地球温暖化抑制の観点からの高温ガス炉の必要性、将来の水素社会における高温ガス炉の活用方策、産業界の低炭素化への貢献に関して議論された。

(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：藤井東大教授）を 2016 年 1 月 25 日に開催し、以下に示す 1)～4)の項目に対する 2015 年度の研究成果の進捗状況及び研究開発資源の再配分の妥当性について評価を受けた。

1) 高温ガス炉技術研究開発

- 高温工学試験研究炉（HTTR）の新規制基準への適合性確認の対応
- 安全基準の整備に向けた設計基準事象の選定
- 除熱性能を向上させた燃料要素の概念設計
- HTTR に接続する熱利用システムの設計

2) 熱利用技術研究開発

- 連続水素製造試験装置の性能評価
- セラミックス試験片の破壊試験の準備
- 経済性評価に資する実用システムの概念検討
- ガスタービンへの核分裂生成物の沈着低減技術に係る拡散試験

3) 人材育成

4) 産業界との連携

高温ガス炉技術研究開発については、HTTR の再稼働に向けて規制庁審査に的確に対応し着実に進展していること、効率的な燃料要素の概念設計が示されていること、ガス

タービン接続システムの系統構成、熱収支等を決定していることなどから、計画通りに研究開発が進展していると評価された。

熱利用技術研究開発については、IS プロセス水素製造試験の工程別試験を完了し、工程統合試験を年度内に実施すること、実用化に向けて設備コスト因子の分析・評価や経済性向上の検討が進められていることなどから、計画通りに研究開発が進展していると評価された。

人材育成については夏季休暇実習等を通して若手研究者の育成に努めており、産業界との連携については産学官協議会や原子力エネルギー基盤連携センター等の枠組みを通して幅広く産業界との連携を図っていると評価された。

また、2016 年度の研究開発資源の再配の妥当性についても評価を受け、HTTR の再稼働を最優先課題として取り組むこと、連続水素製造試験により長時間安定な水素製造を実証して経済性評価に資するデータを取得すること、軽水炉に無い優れた特徴を有する高温ガス炉の開発を担う人材育成を継続すること、実用化に向けて産業界との連携をさらに密にして前向きな議論を進め、認識の共有化を図ることなどの要望が示され、これらの意見を踏まえて次年度計画を作成した。

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 年度から 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/H₂ プラントの基本設計を実施している。

2015 年度は系統設計や主要機器の基本設計、水素製造施設の概念設計を実施した。HTTR-GT/H₂ プラントの系統構成を図 1.1 に示す。改造コスト削減のため熱利用システムを中間熱交換器の 2 次系に設置し、実用高温ガス炉 GTHTR300 の系統構成を可能な限り模擬するために水素製造施設に熱供給を行う第 2 中間熱交換器とヘリウムガスタービンをカスケード配置とした。また、発電サイクル排熱は冷却水を介して大気放熱させる系統構成とするとともに、想定される大気温度変動に対してヘリウムガスタービンの安定運転が可能であることを確認した。加えて、実用高温ガス炉に適用可能で、温度低下や圧力損失に対する系統設計要求を満足する熱供給配管の仕様を定めた。さらに、制御特性確認に必要なプラント過渡挙動観測や高効率運転が可能なヘリウムガスタービンを提案するとともに、2 次ヘリウム冷却設備の排熱を利用することで電気出力 1MWe、水素製造量 30Nm³/h 規模の水素・電力コジェネレーションが成立することを確認した。その他、2015 年度の主な研究成果を下記に記載する。

- 2 次ヘリウム温度条件の変更に対する中間熱交換器の健全性確認
- コスト削減及び長寿命化を可能とする第 2 中間熱交換器の概念構築
- 大気温度変動による影響を小さくするための空気冷却器運転方法の提案

- ヘリウムガスタービンで発電した電気の所内利用が可能な回路構成
- 30Nm³/h 規模水素製造施設系統及び機器の概念構築
- ヘリウムガスタービン及び水素製造施設接続に伴う技術的課題及び対応方針

今後は、補助設備や配置設計、安全評価等を実施し、外部委員会の評価を受けて建設に向けての判断を得る予定である。

1.6 実用高温ガス炉水素製造システムの安全要件

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。2015 年度は 6 月に第 1 回研究調整会合を実施した。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、性能要求を規定する設計事項の検討を進めた。

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*1 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*2 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：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

*2：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

*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
14	2015 年 10 月 23 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）
15	2015 年 11 月 20 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
16	2015 年 12 月 4 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

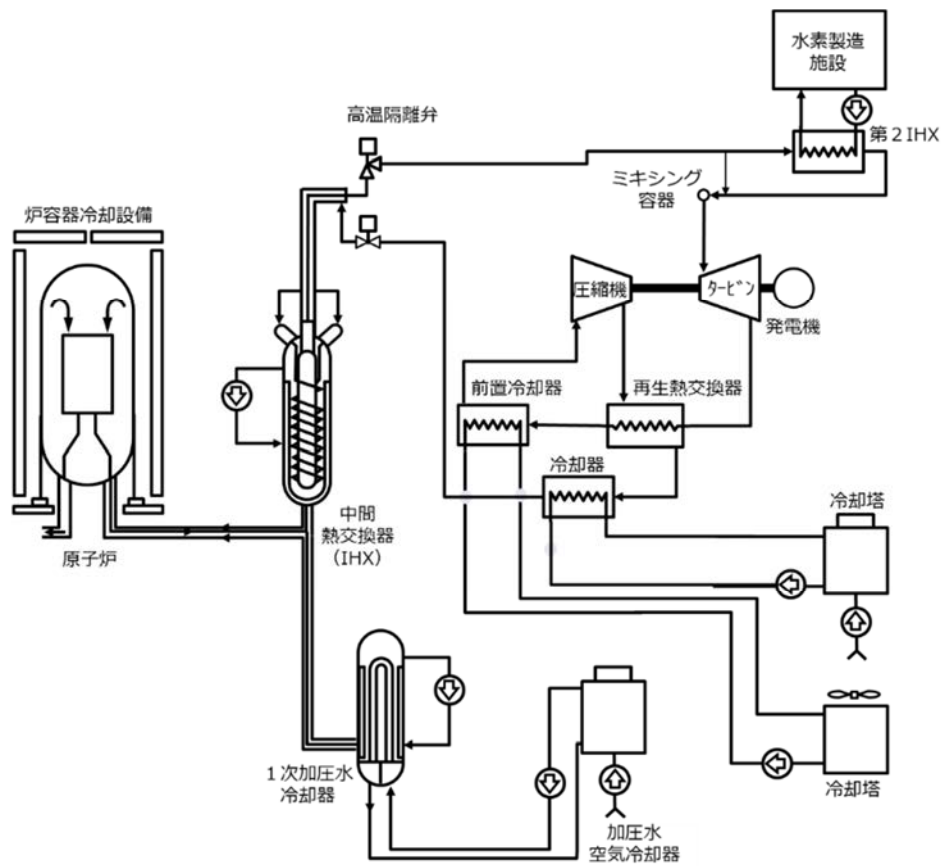


図 1.1 HTTR-GT/H₂ プラントの系統構成

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、2015年度は審査会合7回、審査ヒアリング39回を実施し審査を継続している。2015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

2015年度においては、4) 火災防護の審査が進んでおり、この概要を次節に示す。

2.2 対応状況

(1) 外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災の影響評価）

外部からの衝撃による損傷の防止については、「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）」における第六条として、要求事項が以下のとおり定められている。

(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 安全施設は、想定される自然現象が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。

3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

防護対象となる安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。)又は人為事象(故意によるものを除く。)に対して安全機能を損なわないものでなければならないとされている。外部からの衝撃による損傷の防止のうち、外部火災とは、想定される自然現象又は人為事象のうち、敷地及び敷地周辺で想定される森林火災、近隣産業施設の火災・爆発等及び航空機墜落による火災等であり、外部火災の影響評価では、「原子力発電所の外部火災評価ガイド」²⁾(以下、「外部火災評価ガイド」という。)を参考に、外部火災が防護対象設備へ影響を与えないことを確認した。想定した外部火災の影響評価として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機墜落による火災についての評価概要を表 2.3 示す。外部火災によるばい煙の影響については、防護対象設備が設置されている部屋の換気空調設備は外気を取り込んでいるが、換気空調設備の送風機にはフィルタが取り付けられており、ばい煙が防護対象設備に影響を及ぼすことがないことを確認した。また、中央制御室の換気空調設備には、外気の取り入れを遮断する閉ループ循環運転を行うことができる設計であり、外部火災発生時に外気遮断循環運転モードに移行することで、中央制御室内の運転員の活動性に影響を及ぼさないことを確認した。

外部火災発生時の自衛消防隊の活動性に関して、大洗研究開発センターには自衛消防隊が組織されており 24 時間対応が可能であること、消火用資機材として屋外消火栓、化学消防車、可搬型消防ポンプ等を備えていること、HTTR 原子炉建家へは複数のアクセスルートがあり、原子炉建家周辺で森林火災が発生した場合、森林火災が原子炉建家へ到達するまでに防火帯の内側から消火活動が可能であることを確認した。

防火帯幅に関しては、外部火災評価ガイドに記載の Alexander and Fogarty の手法により、風上に樹木が無い場合の火線強度と最小防火帯幅の関係から、火災の防火帯突破確率 1%に最低限必要な防火帯幅を評価した結果、必要な防火帯幅は 9.5m であることを確認した。このため、HTTR 原子炉建家周辺に敷設されている舗装道路を新たに防火帯として設定し、防火帯に必要な幅を確保するため、防火帯の植生を除去、防火帯外側周辺の樹木を伐採する等、森林火災の原子炉建家への延焼防止措置を施した。今後、防火帯には、①物品の搬出入等に伴う一時的な仮置を除き可燃物が存在しないこと、②必要に応じて除草を行うこと、③物品の搬出入等のために停車する車両を除き長時間の駐車を禁止すること等とし、防火帯を維持・管理することとした。

(2) 火災による損傷の防止

火災による損傷の防止については、「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）」における第八条として、要求事項が以下のとおり定められている。

（火災による損傷の防止）

第八条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

2 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

上記要求に対し、HTTR 原子炉施設内で火災が発生しても、HTTR 原子炉施設の安全機能を維持するために選定された設備が機能を維持できることを「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定」³⁾を参考に検討した。

検討の手順として、先ず火災区域・区画を設定し、その区域・区画内の可燃物の量を特定した。次に、その可燃物が火災区域・区画内で全て燃焼しても、火災防護対策が機能することにより、HTTR 原子炉施設の安全機能が損なわれないことを評価した。

1) 火災区域・区画の設定

HTTR 原子炉施設内で火災が発生しても、火災による影響が他の火災区域・火災区画に及ぼさないように、火災区域・区画を以下のように設定した。

① 火災区域

耐火壁、換気系統により、他の区域と分離した区域を火災区域として設定した。

② 火災区画

火災区域を細分化して火災区画を設定した。なお、火災区画は、系統分離を勘案し、耐火壁、耐火扉、防火ダンパ、貫通部シールによって分離する構造となっている。

③ 耐火壁等による分離が困難な火災区域、火災区画

設定した火災区域・火災区画の中で、多重化された系統のケーブルトレイまたは機器が同一の火災区域或いは火災区画に混在し、耐火壁等による分離が困難な場合については、IEEE384⁴⁾による分離距離が確保され、かつ、離距離間に可燃物が存在しないことを系統分離の条件として設定した。

2) 火災区域・区画内の可燃物

火災区域・区画の設定により設定した火災区域・火災区画に配置されている火災源・可燃物の位置及び数量を把握した。HTTR 原子炉施設では火災源・可燃物に分類されるものとして動力ケーブル、潤滑油・燃料油を内包する機器及び仮置き可燃物が該当する。

① 動力ケーブル

火災区域・区画内に配線されている動力ケーブルのうち、最も太いケーブル1本が火災源として燃焼するものとするが、IEEE383⁴⁾に準拠した難燃ケーブルを使用しているため、燃焼するケーブルの範囲は1.8m以内とした。

② 機器に内包する潤滑油、燃料油

米国の火災確率論的リスク評価ガイド NUREG/CR-6850 6-17⁵⁾を参考として、機器が内包する油量の10%が漏えいし、燃焼するものとした。

③ 仮置き可燃物

仮置き可燃物は、ケーブル及び機器に内包する潤滑油・燃料油の火災による影響を受けて燃焼するものとするが、建設省告示1360号⁶⁾により厚さ0.8mm以上の鉄板により構成されているキャビネットは20分の防火性能を有していることから、キャビネットに格納されている仮置き可燃物については、火災発生から20分の間は燃焼しないものとした。

3) 火災防護対策の確認

火災区域・区画内の可燃物が全て燃焼しても、火災防護対策により HTTR 原子炉施設の安全機能が損なわれないことを以下により判定した。

①火災発生から初期消火までにかかる時間が15分以内であること。

②可燃物が全て燃焼しても、その燃焼時間が耐火壁等の耐火時間以内であること。

(燃焼時間については、火災区域・区画内の全可燃物の発熱量を、火災区域・区画の面積で除して求める。)

4) 火災影響評価結果

これまでの手順により把握した火災に対応する火災防護対策を評価した結果、初期消火開始までにかかる時間が15分以内であり、火災区域・区画内に存在する可燃物が全て燃焼しても、その時間が耐火壁等の耐火時間以内であることから、HTTR 原子炉施設内で火災が発生しても、HTTR 原子炉施設の安全性が損なわれないことを確認した。

また、消火設備の破損、誤作動、誤操作については、消火設備の起動が手動式であり、封印を解く等の手順があることから、誤作動、誤操作は発生しないものと判断した。消火設備の破損についても、耐火壁等により、HTTR 原子炉施設の安全機能を維持するための設備とは分離されているため、破損による影響はないことを確認した。

表 2.1 試験研究用等原子炉施設に関する新たに制定された規則類

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_g 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 森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機墜落による火災、航空機墜落による火災
 についての評価概要

評価項目	評価条件	評価方法	評価基準	評価結果
森林火災	・発火点：敷地外 10 km 圏内 ・風向：常に施設に向けた方向 ・風速：17.4 m/s※1 ・植生：スギ ・地表火と樹冠火 ・円筒火炎モデル	・森林火災シミュレーション解析コード (FARSITE) の計算式⁷⁾ ・一次元非定常熱伝導方程式の差分法による計算	原子炉建家コンクリート外壁温度 < 200℃ ⁸⁾	136℃であり防護対象設備へ影響を与えないことを確認
近隣の産業施設の火災・爆発	・発火点：敷地内外 10 km 圏内の危険物貯蔵施設屋外タンク及び高压ガス貯蔵設備 [15 t 以上の液化石油ガス及び 1t 以上の可燃性の高压ガス (敷地外)] ・燃料容量：許可上の最大貯蔵量 ・無風状態 ・円筒火炎モデル	外部火災評価ガイドに記載の評価式	・火災：原子炉建家コンクリート外壁温度 < 200℃ ・爆発：危険限界距離 < 隔離距離	・59℃であり防護対象設備へ影響を与えないことを確認 ・隔離距離が危険限界距離を超えており防護対象設備へ影響を与えないことを確認
航空機墜落による火災	・発火点：航空機落下確率が 10^{-7} (回/炉・年) 以上になる原子炉建家からの最短距離 ・航空機：カテゴリ毎で燃料積載量が最大の機種 ・燃料容量：最大積載量 ・無風状態 ・円筒火炎モデル	外部火災評価ガイドに記載の評価式	原子炉建家コンクリート外壁温度 < 200℃	71℃であり防護対象設備へ影響を与えないことを確認

※1 過去 10 年 (2004～2013 年) の水戸気象台の観測データを調査し、最大風速 (10 分間平均値、測定高さ約 15m) を記録した 2013 年を採用。

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

2015 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 熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）の運転

将来熱利用系を接続した際の熱利用系の異常に伴う熱負荷変動の影響を明らかにするため、原子炉を起動しない状態で熱負荷の応答特性を確認する熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）を実施した。本試験は、HTTR を用いて 2016 年 2 月 22 日から 3 月 12 日に実施された。非核加熱条件下において中間熱交換器（以下、「IHX」という。）の 2 次側に熱利用系の異常を模擬した温度外乱を与え、温度過渡に対する IHX を含む原子炉システム全体の応答特性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。なお、本試験は、全交流電源喪失事象（SBO）を想定した訓練をあわせて実施し、照明の確保、仮設計器によるパラメータ監視系の構築等 SBO 発生時に必要な資機材の取扱いの習熟を図るとともに、その対応手順の実効性も確認した。また、1 次ヘリウム循環機などの主要な設備・機器を原子炉運転時と同様に連続運転するため、長期運転停止中における運転員の運転技術の維持・向上につなげた。

3.3 中性子源の交換

HTTR では、原子炉の起動及び広領域中性子検出器の健全性の確認に使用する中性子源として ^{252}Cf （半減期 2.6 年）の密封線源を 3 個炉心に装荷している。表 3.1 に中性子源の仕様を示す⁹⁾。中性子源は、原子炉の起動及び原子炉停止中における広領域中性子検出器の健全性を確認するために約 5 年を目安として交換しており、初臨界後 2 度の交換を行っている。現在、炉心に装荷している中性子源は 2004 年の交換⁹⁾より約 10 年が経過し、広領域中性子検出器の計数率が低下したため、この対策として警報設定値を 3cps から 1.5cps に変更するとともに、この変更に伴う HTTR 運転手引の改正も実施した。今回の中性子源の交換については、2013 年頃から検討し、2014 年度に中性子源の購入及び中性子源輸送容器（以下、「NS 輸送容器」という。）の製作を行い、2015 年度に交換する計画を立案した¹⁰⁾。2015 年度は、本計画に従い、中性子源の運搬及び中性子源の交換作業を実施した。

(1) 中性子源の組み立て及び輸送物の製作

中性子源の組み立て（中性子源の中性子源ホルダへの装荷、中性子源ホルダの蓋の締め付け）及び輸送物の製作は、公益社団法人日本アイソトープ協会（以下、「アイソトープ協会」という。）が実施し、中性子源の組み立ての確認及び輸送物への封印の取り付けは、原子力機構が実施した。輸送物への封印の取り付けは、輸送物の製作の完了を原子力機構が確認した時点から輸送物が HTTR 原子炉建家に搬入されるまでの間において、中性子源の盗取等がないことの監視を目的として実施した。2015 年 7 月 3 日に中性

子源の組み立て及び輸送物の製作を実施した。中性子源の組み立ては、原子力機構が定めた確認要領書に従い、中性子源と中性子源ホルダの番号の整合、中性子源の装荷方向、中性子源ホルダの蓋の締め付け状態を原子力機構が確認しながら実施した。確認項目のうち、中性子源ホルダの蓋の締め付け状態については、不十分な締め付けが、運搬や交換作業における中性子源の落下等の安全上の問題に繋がる可能性があることから、図 3.1 に示すように原子力機構で中性子源ホルダの本体と蓋に予め罫書を行い、判定基準を明確化にした。具体的には、蓋の罫書と本体の罫書の位置が重なるか、またはそれ以上に締めこまれていれば合格とするように判定基準を定めた。組み立て作業の様子を図 3.2 示す。また、輸送物に取り付けた封印を図 3.3 に示す。

(2) 中性子源の運搬

空の NS 輸送容器及び中性子源（A 型輸送物）の運搬はアイソトープ協会及び日立物流（株）が実施し、大洗研究開発センター構内におけるトラックの誘導は原子力機構が実施した。トラックの誘導作業は、A 型輸送物の運搬であることに加え、輸送物の表面から 1m の位置における線量当量率が約 $40\mu\text{Sv/h}$ であることが予測されたこと等の理由により、構内における安全確保及び異常時の対応をより確実に行う必要があった。このため、作業要領書を作成し、その内容について高温工学試験研究炉部の品質保証委員会での承認を得てから作業を実施した。また、中性子源の運搬は、予め原子力機構が確認した輸送計画書に基づき実施した。

2015 年 7 月 1 日に大洗研究開発センターからアイソトープ協会への空の NS 輸送容器の運搬を実施した。空の NS 輸送容器の HTTR 原子炉建家からの搬出に際しては、輸送物及び車両について、放射性物質による表面の汚染密度及び線量当量率の測定を行った。この結果は、放射性物質による表面の汚染密度については、輸送物及び車両共に有意な汚染は検出されず、大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引における基準値である α 線を放出する放射性物質について $<0.04\text{Bq/cm}^2$ 及び α 線を放出しない放射性物質について $<0.4\text{Bq/cm}^2$ を満足した。線量当量率については、輸送物及び車両共に $0.2\mu\text{Sv/h}$ （B.G.）であった。また、空の NS 輸送容器の運搬において、図 3.4 に示すように、空の中性子源ホルダを中性子源ホルダ収納部に装荷した状態で運搬することで、輸送中にロックナット等の緩みが発生せず、中性子源の運搬が安全に行えることを確認した。

2015 年 7 月 7 日にアイソトープ協会から大洗研究開発センターへの中性子源の運搬を実施した。運搬時の様子を図 3.5 に示す。HTTR 原子炉建家への搬入にあたり、輸送物及び車両の放射性物質による表面の汚染密度及び線量当量率の測定を行った。この結果は、放射性物質による表面の汚染密度については、輸送物及び車両共に空の NS 輸送容器の搬出時と同様に有意な汚染は検出されず、大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引における基準値である α 線を放出する放射性物質について $<0.04\text{Bq/cm}^2$ 及び α 線を放出しない放射性物質について $<0.4\text{Bq/cm}^2$ を満足した。線量当量率については、輸送物

に中性子源が内包されていたことから、輸送物の表面から 1m の位置で最大で中性子線 30 μ Sv/h、 γ 線 6.0 μ Sv/h が測定されるなど、空の NS 輸送容器の搬出時よりも高い値であったが、大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引における A 型輸送物の基準値である輸送物表面から 1m の位置で <100 μ Sv/h 等を満足した。これらの測定結果を受けて、輸送物を HTTR 原子炉建家に搬入した。また、HTTR 原子炉建家への搬入後に封印の状態について確認を行い、封印の破損等の異常がないことを確認した。輸送物及び車両の線量当量率の測定結果を表 3.2 に示す。また、測定作業の様子を図 3.6 に示す。また、トラックの誘導作業者は、中性子線用のポケット線量計及び γ 線用の APD (Alarm Pocket Dosimeter) を装着して作業を実施したが、有意な被ばくも無く、無事に完了した。

(3) 中性子源の交換

中性子源の配置を図 3.7 に示す。中性子源は中性子源ホルダに組み込まれ、制御棒案内ブロック（以下、「CR ブロック」という。）の中心に位置するグリッパつかみ孔の真下にある円筒状のスペースに装荷される。また、中性子源が装荷された CR ブロックは、燃料領域の最上段ブロックに 120°間隔で、炉心内に 3 体が配置される。中性子源の交換作業には、中性子源輸送容器（以下、「NS 輸送容器」という。）及び燃料交換機が用いられる。NS 輸送容器は、アイソトープ協会からの中性子源の運搬及びメンテナンスピット（以下、「MP」という。）内での交換作業に使用した。燃料交換機は、使用済中性子源（以下、「旧 NS」という。）が装荷された CR ブロックの炉心内からの取出し及び新しい中性子源（以下「新 NS」という。）を装荷した CR ブロックの炉心内への装荷、旧 NS を収納した使用済中性子源保管容器（以下、「旧 NS 保管容器」という。）を使用済燃料貯蔵プールの貯蔵ラック内への装荷に使用した。中性子源交換手順の概略を図 3.8 に示す。

- ① NS 輸送容器を MP 上に設置し、新 NS を MP 内の作業スペースに置く。（同図(a)）
- ② 燃料交換機により、旧 NS が装荷されている CR ブロック及びその他の CR ブロックを炉心内から取り出し、燃料交換機内に収納する。（同図(b)及び(c)）
- ③ 燃料交換機を MP 上に設置し、旧 NS が装荷されている CR ブロックを MP 内の作業スペースに置く。（同図(d)）
- ④ マニプレーターを用いて旧 NS を旧 NS 保管容器に収納し、新 NS を CR ブロックに装荷する。（同図(e)）
- ⑤ 新 NS が装荷された CR ブロック及び旧 NS を収納した旧 NS 保管容器を燃料交換機内に収納する。（同図(f)）
- ⑥ 燃料交換機を使用済燃料貯蔵プール上に設置し、旧 NS を収納した旧 NS 保管容器を貯蔵ラック内へ装荷し保管する。（同図(g)）
- ⑦ 燃料交換機を原子炉上に設置し、新 NS が装荷された CR ブロック及びその他の CR ブロックを炉心内に装荷する。（同図(h)）

⑧ 上記の①～⑦のステップを 3 回繰り返して、中性子源 3 個の交換を行う。

今回の中性子源交換作業は、2015 年 7 月 6 日から 10 月 20 日の間で作業を実施し、大きなトラブルもなく 3 個の中性子源の交換作業が完了した。中性子源交換作業にあたっては、作業員の被ばくを可能な限り低減させるため、FHM の崩壊熱除去用の冷却空気流路からの中性子漏洩を防ぐためポリエチレン製の追加遮へい体を取付けて作業を行った。追加遮へい体の取付状況を図 3.9 に示す。この結果、燃料交換機の表面線量当量率の最大が $380\mu\text{Sv/h}$ から $15\mu\text{Sv/h}$ に低減し、前回の作業員の被ばくが $0.74 \text{ 人} \cdot \text{mSv}$ (PD (略語記載) 値) であったのに対して、今回の作業では約 $0.3 \text{ 人} \cdot \text{mSv}$ (PD 値) に低減することができた。

前回の中性子源交換作業に用いた輸送容器は、アイソトープ協会の所有する汎用的な輸送容器であったため、HTTR で使用する際は中性子源ホルダの誤落下のリスクがあったが、新たに製作した NS 輸送容器では、線源ホルダ収納部を小型化したことにより、線源ホルダ収納部をマニプレーターによる作業がし易い遮へいガラスに近い作業スペースに引き込むことが可能となった。これにより、マニプレーターを用いた一連の作業において、目測の誤り及び誤操作による線源ホルダの誤落下のリスクを排除でき、安全且つ確実に作業が行えるようになった。また、作業場所の養生も簡素化でき、線源ホルダ取扱いの為に準備作業の縮減にもつながった。旧型 (汎用) 輸送容器と新たに製作した NS 輸送容器の取扱方法の比較を図 3.10 に示す。

3.4 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 2015 年 10 月 23 日、11 月 20 日、12 月 4 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2015年4月13日から2016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。

表 3.1 HTTR 起動用中性子源の仕様⁹⁾

種類	: カリホルニウム 252
数量	: $3.7 \times 10^9 \text{Bq} \times 3$ 個
カプセル寸法	: 直径 7.8mm×高さ 10mm
形式	: X1 型標準二重カプセル
材料	: SUS316 相当
最高使用温度	: 800℃
最高使用圧力	: 4.7MPa

表 3.2 輸送物及び車両の線量当量率の測定結果

輸送物	線量当量率	
	表面より 1m	n: 30 μ Sv/h γ : 6.0 μ Sv/h
車両	表面より 1m	n: 7.0 μ Sv/h
		γ : 2.6 μ Sv/h
	運転席	n: 0.5 μ Sv/h
		γ : 0.2 μ Sv/h

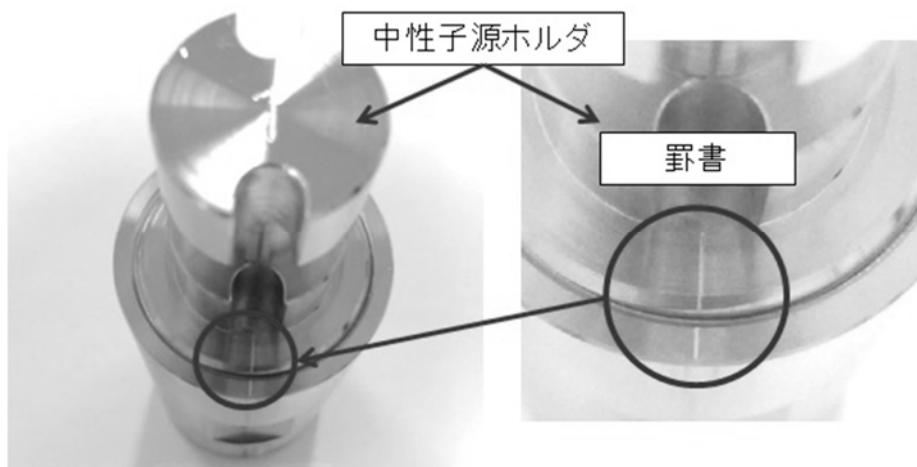


図 3.1 中性子源ホルダの本体と蓋のへの罫書



図 3.2 中性子源の組み立て作業

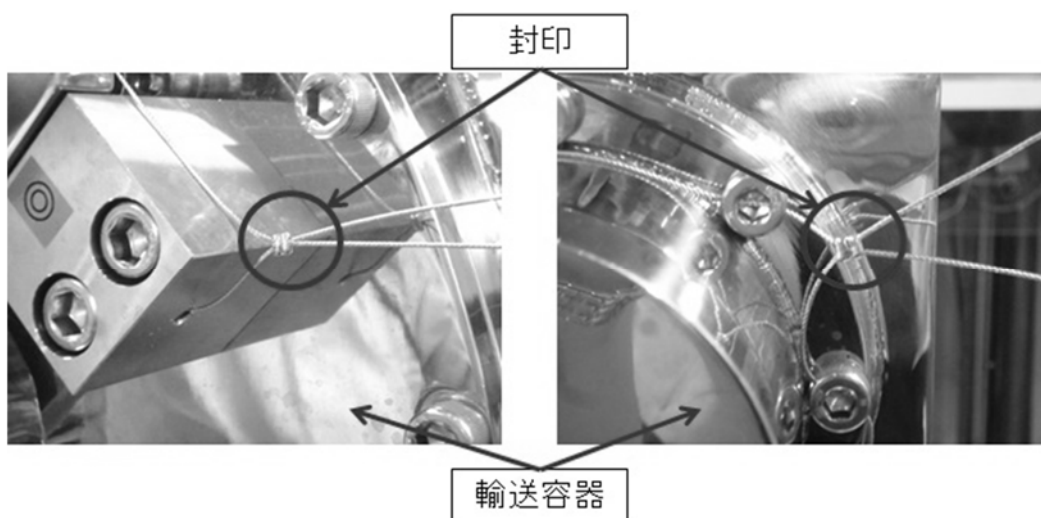


図 3.3 輸送物への封印の取り付け

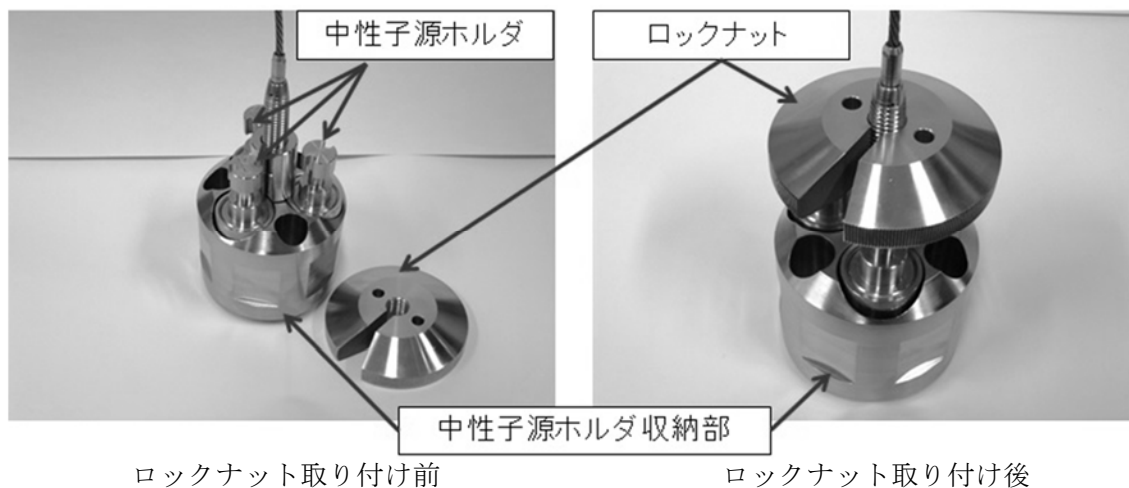


図 3.4 空の中性子源ホルダ及び中性子源ホルダ収納部



図 3.5 中性子源（A 型輸送物）の運搬



図 3.6 輸送物及び車両の線量当量率測定作業

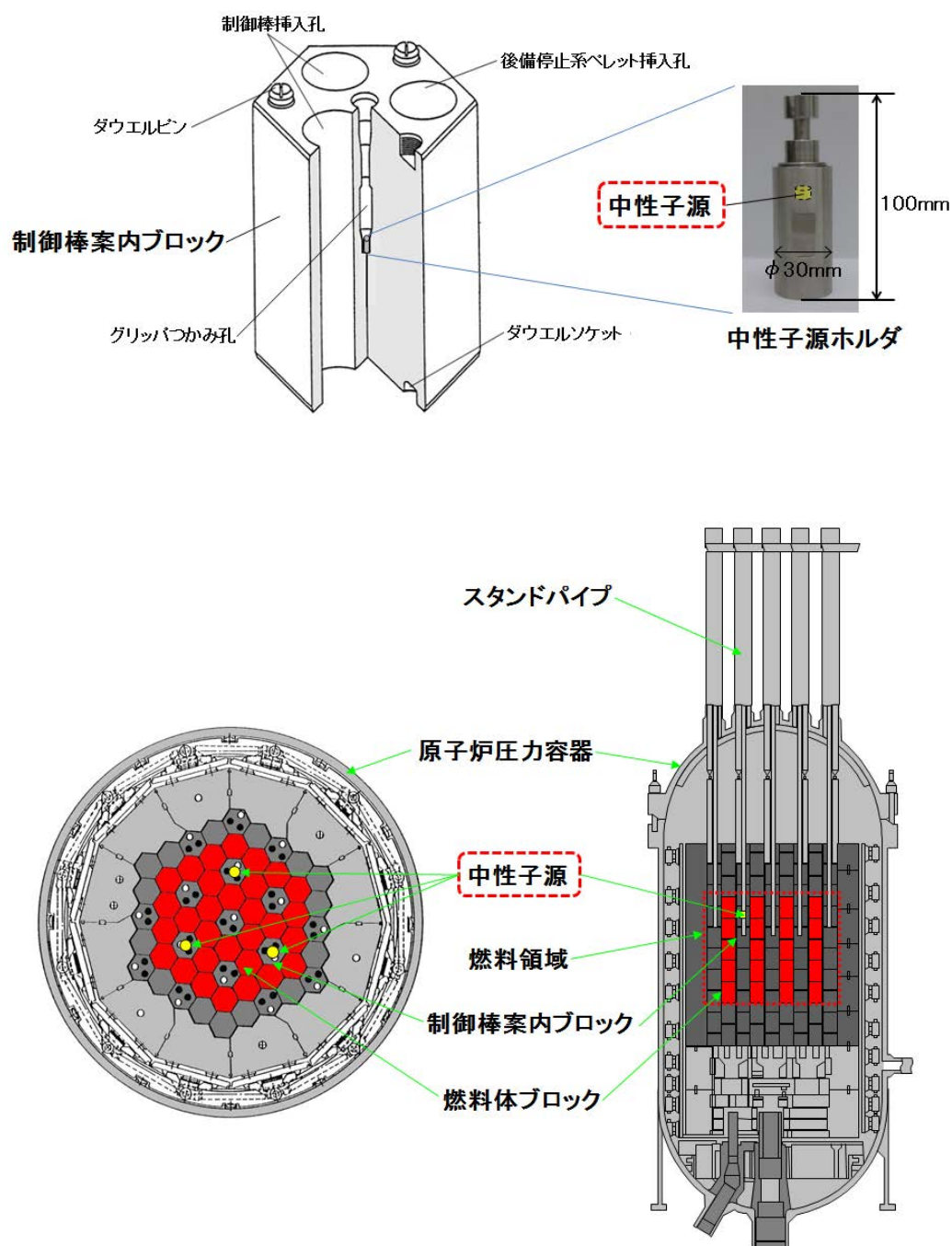


図 3.7 中性子源の配置

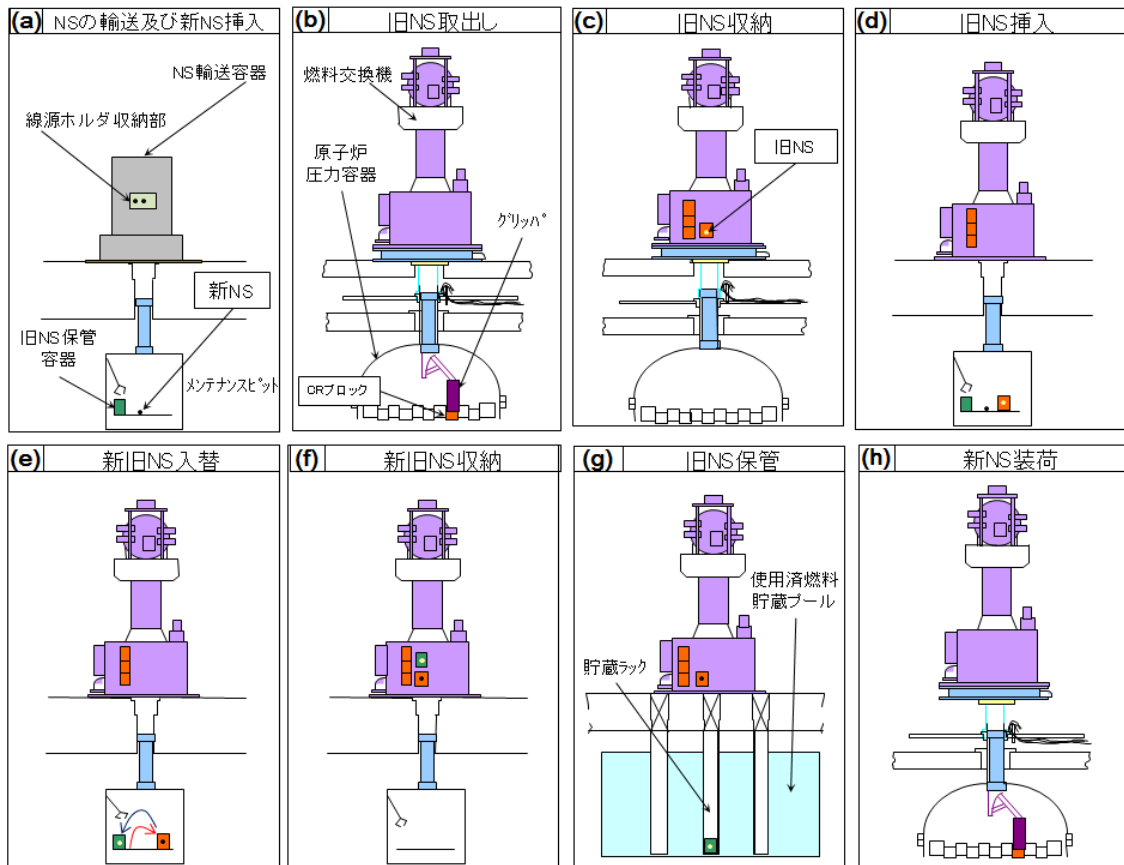


図 3.8 中性子源交換手順の概略

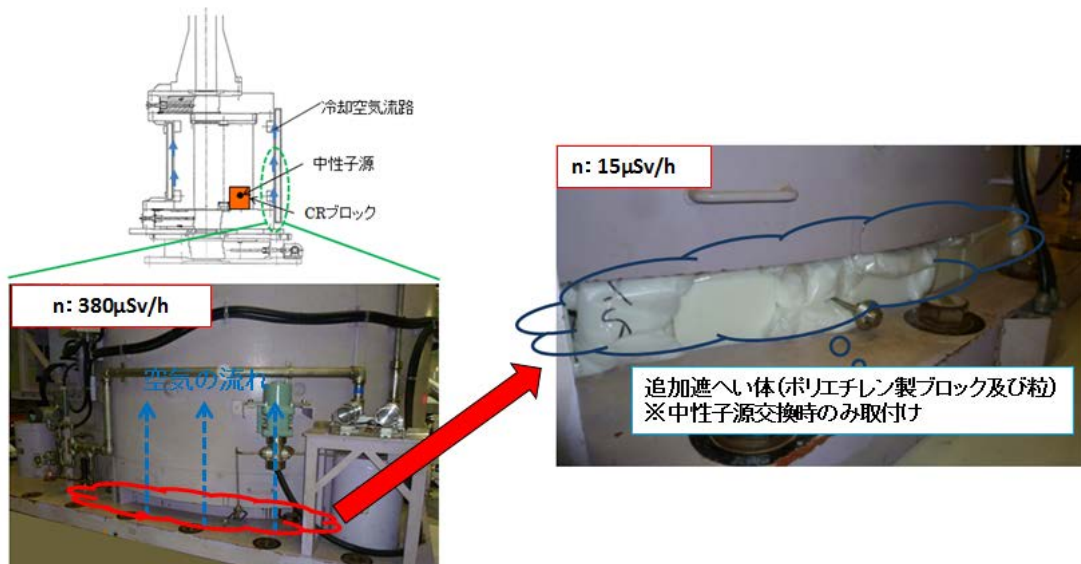


図 3.9 燃料交換機の追加遮へい体の取付状況

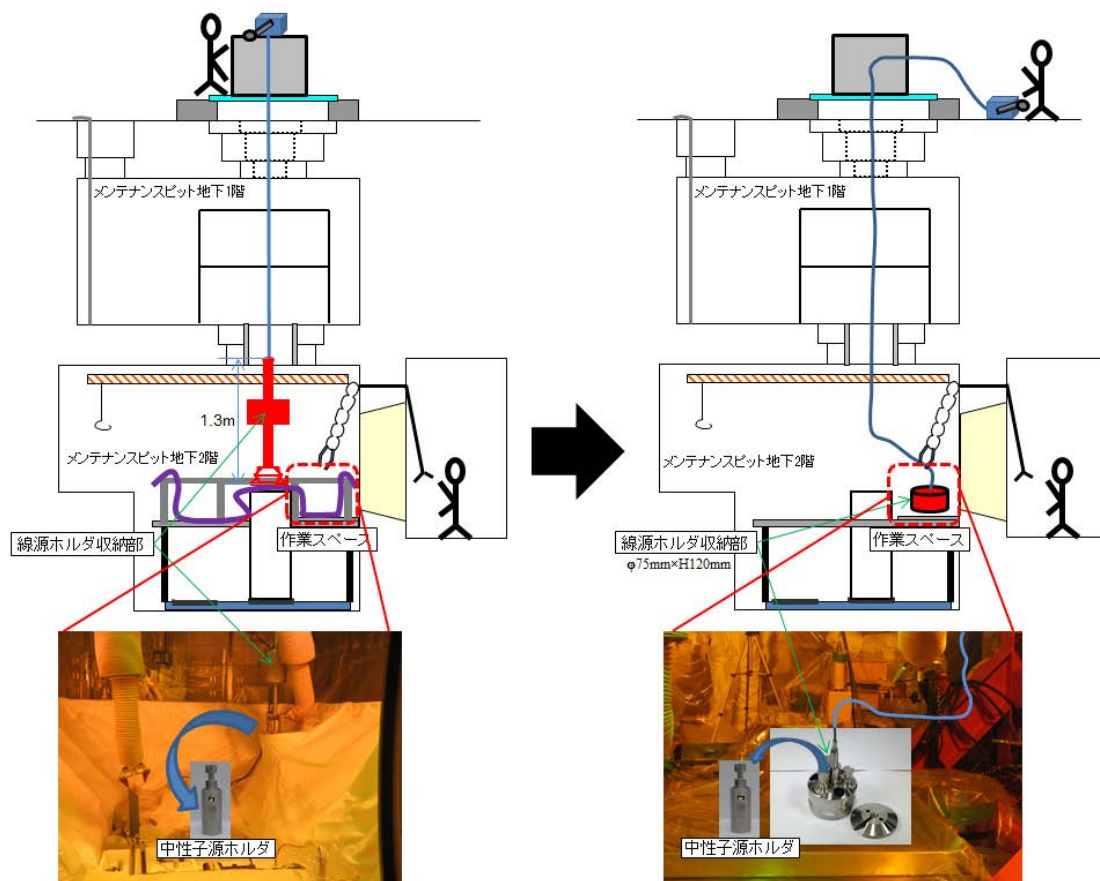


図 3.10 旧型（汎用）輸送容器と新たに製作した NS 輸送容器の取扱方法の比較

This is a blank page.

4. 技術開発（安全性実証試験等）

Research and Development (Safety Demonstration Tests etc.)

This is a blank page.

4.1 熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）

高温ガス炉熱利用系の設計では、化学プラントメーカーの参入拡大と経済性向上のため、水素製造施設等の熱利用系を非原子力級とすることが望まれている。このため、水素製造施設の接続に係る安全設計方針案を作成し、水素製造施設の状態によらず原子炉施設の状態量が通常運転の範囲を逸脱しないこととしている。これらの条件が原子炉施設の設計を充足することを示すため、米国原子力規制委員会及びアイダホ国立研究所により開発された RELAP5/MOD コードをベースに高温ガス炉システムに改造した安全評価コードを用いてこれらの評価を実施している。HTTR では、温度過渡に対する高温ガス炉システム全体の応答特性を明らかにし当該コードに反映することを目的とし、核的な外乱を含まない非核加熱という理想的な条件において熱負荷変動試験（非核加熱試験）を実施した。熱負荷変動試験（非核加熱試験）は、温度過渡に対する原子炉の応答特性を確認する核熱供給試験（非核加熱試験）と、中間熱交換器（以下、「IHX」という。）の応答特性を確認する熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）により成る。熱負荷変動試験（非核加熱試験）は 2014 年度に実施済みであり、2015 年度は、熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）を実施した。

本試験で使用した主な冷却設備の概要を図 4.1 に示す。本試験は、並列運転モードで、1 次ヘリウム循環機及び加圧水循環ポンプによる入熱により原子炉入口冷却材温度を約 120℃、1 次ヘリウム圧力を約 2.4MPa に保持した状態から、加圧水空気冷却器（以下、「ACL」という。）出口流量調節弁 135VC1 の開度調整により加圧水温度を操作することで IHX 入口 2 次冷却材温度に変動を与え、これに伴う IHX の応答データを取得する試験である。IHX の応答データは、IHX を含まない単独運転により取得した核熱供給試験（非核加熱試験）の応答データと、IHX を含む並列運転により取得した熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）の応答データの差から得られる 2 次冷却材温度変動に対する 1 次冷却材温度変動の時間遅れとして評価する。そのため、加圧水温度の挙動については、2014 年度に実施した核熱供給試験（非核加熱試験）の試験データに近い値を再現する必要があるため、ACL 出口流量調節弁 135VC1 および必要に応じてバイパス弁 135V3 の開度を操作し加圧水温度を降下させた。熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）の試験手順を表 4.1 に示す。

熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）の試験結果/解析結果及び IHX 解析モデルの概要を図 4.2 に示す。熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）の結果から、IHX 出入口間に応答の違いが見られた。本試験結果を用いて IHX の応答に関する解析モデルの検証を実施した。IHX は、応答特性に寄与すると考えられる伝熱促進板などを含み複雑な形状であるが、解析結果は試験結果によく一致しており、現在の解析モデルが適用できていることを確認できた。本 IHX モデルは複数の伝熱管を 1 チャンネルに近似し、伝熱促進板などについては簡略化していることから、応答特性に対して詳細なモデル化が不要であることが本検討から明らかとなった。支配的なパラメータ等については今後検討を実施する。

以上の様に、昨年度及び今年度実施した 2 回の非核加熱試験により、温度過渡に対する高温ガス炉システムの応答特性が明らかとなり、解析コード及びモデルの改良により温度過渡に対する高精度の解析が可能となった。

4.2 ヘリウムガスの混合挙動

将来の高温ガス炉では、発電用ガスタービンの入口温度を低温のヘリウムガスを用いて制御する方式が検討されている¹¹⁾。このヘリウムガスがよく混合しないと適切なヘリウムガス温度を計測できず温度制御に影響することが懸念されることから、系統内でよく混合されている必要がある。過去に、HTTR の出力上昇試験において、異なる温度のヘリウムガスが十分混合されていないことが示唆され、制御系の改造により対策を施した¹²⁾。このため、高温ガス炉に用いられている二重管環状部におけるヘリウムガスの混合挙動を把握する目的で原子力科学研究所の大型計算機システムに導入されている ANSYS FLUENT を用いて T ジャンクションを有する二重管環状部におけるヘリウムガスの熱流動解析を行った。この結果、図 4.3 に示すように、二重管環状部において温度の異なるヘリウムガスは混合しにくく、配管長を数十 m 確保したとしても完全に混合しないため、混合を促進するような混合促進装置の設置が必要であることが明らかとなった。

4.3 燃焼特性と崩壊熱の評価

HTTR では、被覆燃料粒子の核分裂生成物（以下、FP）の閉じ込め性能を確認する「FP 閉じ込め性能の確認試験」を計画している。本試験では、燃焼を伴う HTTR の被覆燃料粒子の FP 閉じ込め性能を確認することを目的にしており、試験開始までに燃焼特性に関する解析コードの高度化を行い、精度の高い出力分布評価を行う必要がある。さらに、第 3 期中長期計画期間では高温ガス炉の 1 次冷却設備内面に沈着しているヨウ素量を明らかにする「放射性ヨウ素の定量評価」、被覆燃料粒子から反跳・拡散によって放出される放射性物質量を明らかにする「放出放射性物質の確認試験」が計画されている。本試験では、制御棒を炉心に挿入することなく、ヘリウムガス循環機を停止させるため、大きな過渡変化が原子炉に発生する。これらの動特性評価は燃焼度に大きく依存するため、試験手順の確立には燃焼を伴う反応度評価等を中心に動特性解析コードを高度化し、詳細な事前評価を行う必要がある。

そこで上記課題を解決するため、燃焼特性と崩壊熱の評価に関して、2016 年 1 月より九州大学との共同研究を締結し、検討を開始した。

4.4 炉内の構造物の耐震健全性評価

2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震後、原子炉の耐震健全性が重要な懸案事項となり、耐震健全性を確認するために炉内の構造物の耐震性評価及び制御棒案内ブロックの外観検査を実施した。

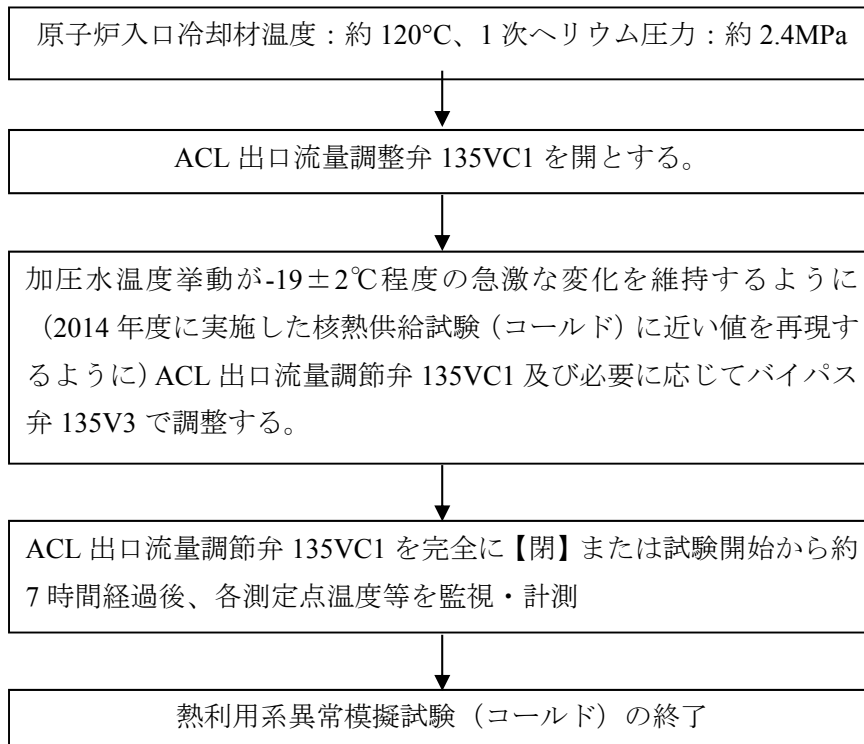
(1) 炉内の構造物の耐震性評価

炉内構造物の健全性を確認するため耐震解析を実施した。解析で用いた地震動は、原子炉建家内外に設置された地震観測装置により取得した地震動を基に作成した。耐震計算は、外側から地震波が伝わることから、原子炉建家、原子炉压力容器、炉内の構造物の順に内側方向に解析を進めた。また、耐震評価の解析は、実機縮小スケールを用いた実験及び解析を通して妥当性を確認したモデルを使用した。解析モデルを図 4.4 に示す。この結果、全ての炉内の構造物の耐震健全性が確認できた。

(2) 御棒案内ブロックの外観検査

HTTR の炉内の構造物は主に黒鉛ブロックで構成されており、黒鉛ブロックは周囲に設けた炉心拘束機構により動きが抑制されるものの炉心構成要素間にわずかな隙間（約 2mm）があるため大きな揺れに伴って炉心構成要素同士が衝突して損傷するおそれがある。このため、地震後の制御棒案内ブロックの外観検査を実施した。外観検査は 2015 年 10 月に原子炉起動用の中性子源の交換作業を実施した際に炉心内の中性子源を装荷している制御棒案内ブロックを取り出し、外観検査を実施した（図 4.5 参照）。制御棒案内ブロックの取り出し作業は、東北地方太平洋沖地震以後初めてであり、直接健全性を確認できる絶好の機会となった。外観検査の結果、地震荷重が集中する制御棒案内ブロックの肉厚の薄い箇所や凸形状であるダウエルピンを含めて、全ての箇所に損傷等の異常が無いことが確認できた。

表 4.1 熱利用系異常模擬試験（コールド）の手順



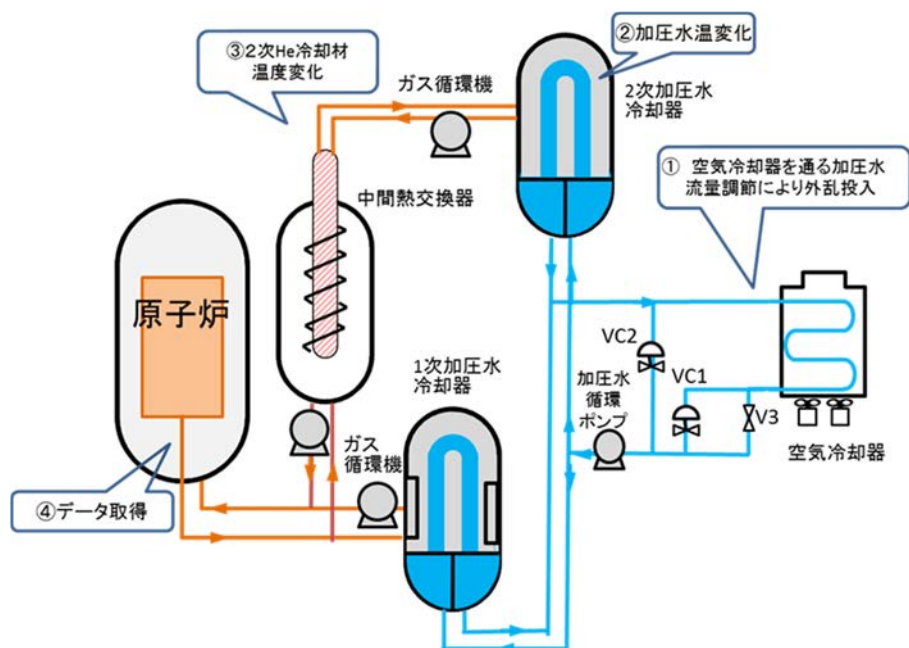


図 4.1 熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）の説明

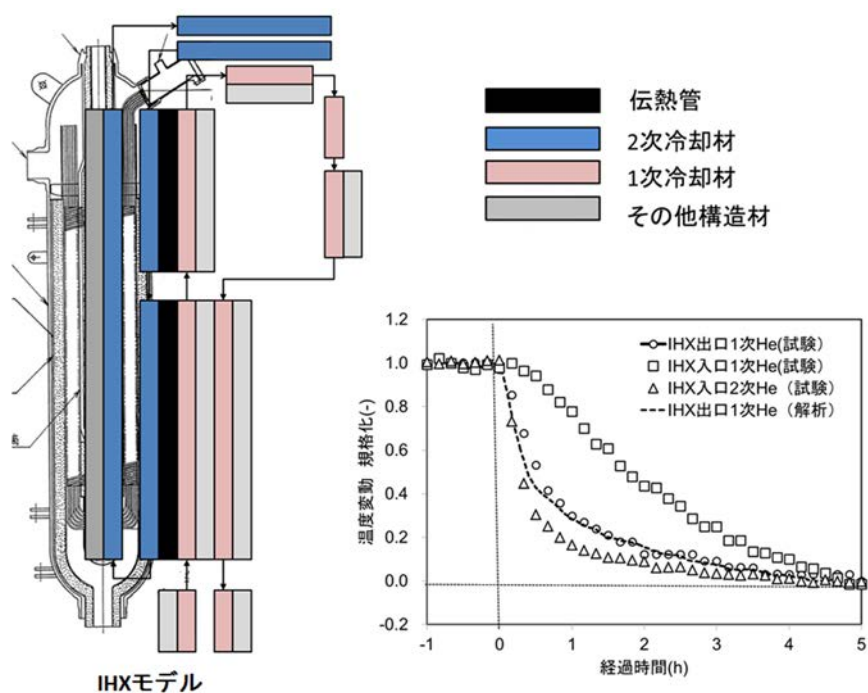


図 4.2 中間熱交換器 (IHx) 解析モデルの概要および熱利用系異常模擬試験 (非核加熱試験) の試験結果/解析結果



図 4.3 二重管環状部におけるヘリウムガスの温度分布 ¹³⁾

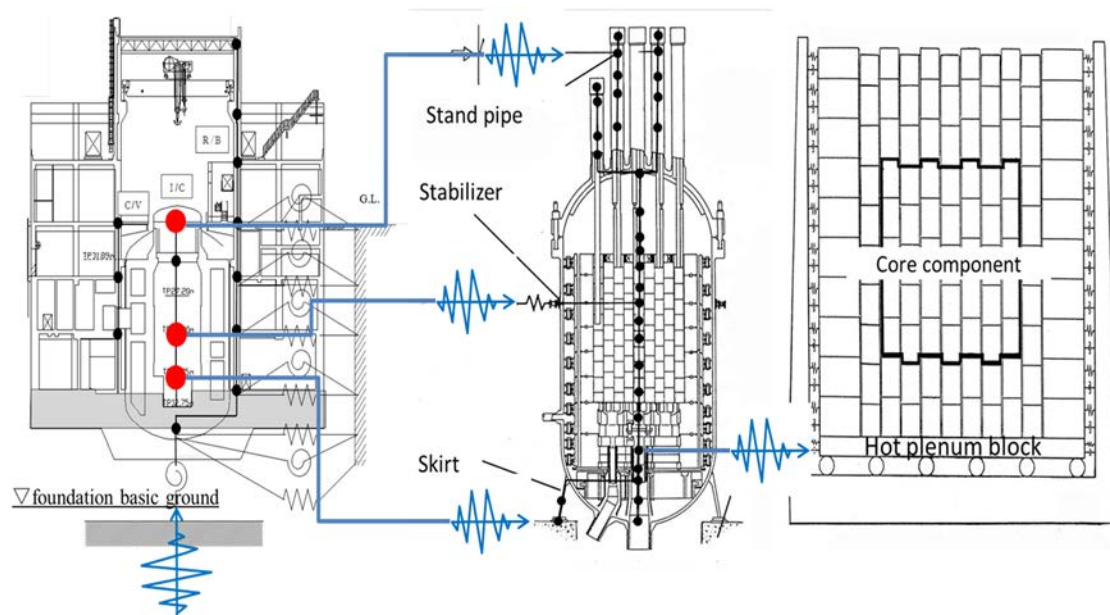


図 4.4 解析モデル



図 4.5 制御棒案内ブロックの外観検査

This is a blank page.

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) 起動用中性子源の交換作業

起動用中性子源の交換作業が 2015 年 6 月 26 日から 10 月 30 日にかけて行われた。本作業における被ばくは、起動用中性子源からの放射線によるものであるが、 γ 線では被ばくはなく、主に中性子線による被ばくで個人最大 0.07mSv、集団合計 0.21mSv (n 線用 PD 値) であった。また、作業は線量当量率及び表面密度の確認を行い実施したが、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、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。

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 ^3H のみで、それ以外の核種は年間を通して全て検出下限濃度未満であった。 ^3H の最大濃度は $1.6 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ 、年間放出量は $2.1 \times 10^6 \text{ Bq/年}$ であった。 ^3H の年間放出量は、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 ^3H : $2.4 \times 10^6 \text{ Bq}$ 、 $4.6 \times 10^0 \text{ m}^3$ 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、2015 年 4 月 13 日から 8 月 31 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 15 mSv 以下	15 mSv を 超える者			
職員等	63	63	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	257	257	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	319*	319*	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

※年度内に作業者区分を変更した者がいたため、各作業者区分の人数の合計よりも1名少ない。

(注) 職員等：職員、出向職員をいう。

外来研究員等：外来研究員、共同利用研究者をいう。

表 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/年)
放射性塵埃	全 α	$< 2.7 \times 10^{-11}$	—
	全 β	$< 1.6 \times 10^{-10}$	—
	¹³⁷ Cs	$< 4.2 \times 10^{-10}$	0
	¹³¹ I	$< 1.3 \times 10^{-9}$	0
放射性ガス	³ H	$< 2.2 \times 10^{-5}$	0
	⁸⁸ Kr、 ¹³⁸ Xe 等	$< 1.9 \times 10^{-3}$	0

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

*1：HTTR の放出管理目標値（気体廃棄物）

種 類	核 種	放出管理目標値 (Bq/年)
放射性希ガス	⁸⁸ Kr、 ¹³⁸ Xe 等	3.7×10^{13}
放射性ヨウ素	¹³¹ I	3.2×10^9
トリチウム	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/年)	廃液量 (m ³)
³ H	1.6×10^{-1}	2.1×10^6	2.2×10^1
⁶⁰ Co	$< 2.3 \times 10^{-3}$	0	
¹³⁷ Cs	$< 3.5 \times 10^{-3}$	0	
その他	$< 1.6 \times 10^{-2}$	0	

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

*2：大洗研究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/年)
³ H		3.7×10^{12}
³ H 以外	総量	2.2×10^9
	⁶⁰ Co	2.2×10^8
	¹³⁷ Cs	1.8×10^9

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

2015 年度における高温工学試験研究炉の主な活動は、2014 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対する審査ヒアリング（2015 年度の実施回数 39 回）及び審査会合（2015 年度の実施回数 5 回）に対する対応業務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確実に実施し、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、JMTR ホットラボ施設において排気筒アンカーボルトの減肉の事象に係る保安規定違反及び JMTR 原子炉施設におけるタンクヤード内廃液配管及び廃液タンクの一部取替に係る設計及び工事の方法の認可申請の不備等が発生し、大洗研究開発センターにおける保安活動に対して改善を検討する体制を整え、早期の改善を図ることが原子力規制庁から指摘された。

上記の 2015 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

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、保安検査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、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においても監督官庁から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実施されたが指摘事項等はなかった。

(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

2015 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（実施方針）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、2015 年度の大洗研究開発センター品質方針及び品質保証活動全体計画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、HTTR の品質目標及び品質保証活動計画を策定した。なお、安全衛生活動基本方針に基づく実施計画との整合性についても配慮した。2015 年度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に重点が置かれた品質目標が設定され、当部においても大洗研究開発センターから発信された機構内外の安全情報を速やかに部内周知するとともに、安全情報に基づく適切な予防保全が自発的に検討されるよう努めた。2015 年度の品質目標の概要を表 6.1 に示す。

また、大洗研究開発センターの品質目標が 2014 年度の品質目標の第 4 四半期実績に対する分析・評価についての見直しを行い、2015 年 7 月に再設定されたため、それに対応するべく部の品質目標を 2015 年 8 月 10 日に再設定した。

2) 不適合管理

不適合発生状況に関しては、不適合件数は2件あり、内訳はランク A 及び B は0件、ランク C は2件であった。是正処置が完了したものはそのうち2件である。

- ・プール水冷却浄化設備循環ポンプ出口弁「閉」による「プール水冷却流量低」警報の発信（発生日：2015.8.18）
- ・非常用発電機用 A 重油に係る性状仕様の不備（発生日：2015.11.5）

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。

(3) 是正処置及び予防処置

是正処置に関しては、2015年に度発生した2件の不適合事象に対する是正処置に2件に加え、表 6.2 に示すように4件の是正処置を実施した。

- 1) 安重施設特定報告書に関する誤記等について（発生日：2014年12月25日ランク C）
- 2) プラント計算機の制御カードのフューズ切れ（発生日：2015年2月9日ランク C）
- 3) プール水冷却浄化設備循環ポンプ出口弁「閉」による「プール水冷却流量低」警報の発信（発生日：2015年8月18日ランク C）
- 4) 非常用発電機用 A 重油に係る性状仕様の不備（発生日：2015年11月5日ランク C）

予防処置に関しては、表 6.3 に示すように3件の予防処置を実施した。2015年度は品質目標において予防処置に関する活動に重点が置かれており、①予防処置活動を促進するための周知活動及び②品質目標に基づく予防処置活動の推進が2015年度の品質目標に挙げられた。

① 予防処置活動を促進するための周知活動

不適合事項等水平展開実施規則（大洗 QAM-06）に基づき、機構内外からの安全情報が安全・核セキュリティ統括部から提供された。安全・核セキュリティ統括部から施設安全課を通して当部に送られた安全情報は HTTR 計画課から速やかに部内全員に周知した。更に、四半期毎にそれらの安全情報に基づく各課の予防処置活動の状況について取り纏めた。2015年度に発信した安全情報は計57件であり、それらに基づき以下の2件の予防処置活動を実施した。

- ・ 電気機器の短絡によるスパーク事象の発生（H 技（予2））
- ・ 保安教育内容の不備による監督官庁からの改善要請（H 計（予1））

② 品質目標に基づく予防処置活動の推進

過去の大洗研究開発センター内で発生した不適合から当部に関連する事例を抽出して予防処置活動を行った。実施した予防処置活動は以下のとおり。

- ・施設定期検査におけるトレーサビリティ体系図の不備（H 運（予 3））

(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「2015 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「2015 年度安全衛生活動基本方針に基づく実施計画」を定め、管理職者による有言実行カードの作成・周知等の安全文化の醸成及び法令等の遵守に努めた。なお、法令等の遵守状況に関しては、本年度の HTTR の保安活動において、保安規定も含めた法令等に抵触する事故・トラブルの発生はなかった。

(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

「試験研究の用に供する原子炉等の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」に適合するように「大洗研究開発センター原子炉施設の設計及び工事に係る品質保証計画書（QAP-03）」が 2015 年 5 月 21 日に施行された。この新しい品質保証計画書に対応するために、部の品質保証管理要領の制改定を実施した。

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。

- ・廃棄物の仕掛品の管理に係る変更等（許可申請に基づく廃棄施設としての保管廃棄施設の設置までの間の暫定的な措置を定める。）
- ・保安管理体制の強化に係る変更（所長マネジメントレビュー結果の理事長報告の追加、安全・核セキュリティ統括部長及び中央安全審査・品質保証委員会への関与等の追加）
- ・緊急作業に係る法令改正に伴う保安規定変更（250mSv を線量限度とする緊急作業に従事する放射線作業従事者に係る項目の追加）

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、センターにおいて安全・核セキュリティ統括部長及び中央安全審査・品質保証委員会への品質管理上の関与が保安規定上明記された。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計画書、関連する規則・要領等の改定による改善を実施している。なお、品質保証計画書、関連する規則・要領等の改定、是正処置及び予防処置の審議、監督官庁への申請書等の

審議等を HTTR 品質保証委員会により実施しており、部の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特記すべき事項を以下に示す。

- ・「大洗研究開発センター原子炉施設の設計及び工事に係る品質保証計画書（QAP-03）」に対応するために、部の品質保証管理要領の制改定及び部内への周知教育を実施し、将来に設工認申請を実施する場合の準備を進めた。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。

表 6.1 2015 年度の品質目標の概要

品質目標（実施方針）	達成レベル（達成のための施策）	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	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し、各課において予防処置の必要性を検討する。 ② 安全情報の内容を検討し、HTTRにおいて同様の不適合事象が起り得ると判断したものは予防処置を実施する。また、実施結果を定期的に報告する。	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し、各課において予防処置の必要性を検討した。（周知件数 62 件） ② 安全情報の内容を検討し、HTTRにおいて同様の不適合事象が起り得ると判断したものは予防処置を実施した（予防処置 3 件）。また、HTTR 品質保証委員会での予防処置の対応状況を四半期毎に確認した。
2. 自らの業務に関連する法令及びルール等の把握と実行 (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	① 教育を実施する。 ② アンケート等により理解度を確認し、有効性を評価して必要に応じて改善を行う。	① 新規制基準に関する及び高所作業に関する習熟教育を実施した。また、JMTR の保安規定違反事例に関する醸成教育を実施した。 ② 質疑応答・理解度確認テスト等を通して理解度を確認し、保安教育・訓練等の有効性評価シートにより教育の有効性を評価した。
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	(1)-① 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・設備の安全確認を確実に実施する。 (1)-② 再稼働に必要な起動用中性子源（3 個）の交換作業を確実に実施する。 (2) 経年化を考慮した日常巡視及び点検を実施し、今後の高経年化対策に必要な留意事項を抽出する。 (3)-① 人的要因分析結果*を参考に、ヒューマンエラー防止に関する教育を行う。 (3)-② 過去の不適合から当部に関連する事例を抽出して予防処置活動を行う。	(1)-① 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・設備の安全確認を確実に実施した。 (1)-② 再稼働に必要な起動用中性子源（^{252}Cf）の交換作業を終了した。なお、起動用中性子源の交換に関しては、若手を起用して技術を継承した。 (2) HTTR は、高経年化施設を有していないが、今後の高経年化対策に必要な留意事項を抽出するために、加圧水冷却設備配管の減肉測定により、配管寿命推定を実施した。 (3)-① センターにおける人的要因分析結果を基に部内におけるヒューマンエラー防止に関する教育を実施した。 (3)-② 「施設定期検査におけるトレーサビリティ体系図の不備」の不適合に対する予防処置活動を実施した。
4. 拠点幹部と現場との対話を通じ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 (2) 不具合情報の共有と措置	(1) センター実施事項 (2)-① 職場における不具合情報の共有（必要な措置を含む）の重要性や方法について課長訓示や安全衛生会議等で周知徹底を図る。 (2)-② 部内の不適合情報を不適合管理分科会に提出するとともに、分科会からのコメント、意見等に適切に対応する。	(1) センター実施事項 (2)-① 不具合情報の重要性について部課長訓示で周知した。また、不具合情報（216 件）についてはメールで周知し、安全衛生会議で確認した。 (2)-② 不適合情報に関しては、部内定例会議で議論して対応した。（部提出の不適合件数 45 件）
5. 品質マネジメントシステムの更なる改善 (1) 品質マネジメントシステムの改善提案活動の実施 (2) 不適合管理の仕組みの継続的な改善	(1) 11 月の品質月間に合わせて、既に定着化している活動や形骸化（形式化）している活動についての見直しなど、効率化を図る観点からレビューを実施する。 (2) センター実施事項	(1) センター要領等の改訂に伴う部内規定類の改訂遅れを防止するため教育・訓練管理要領を改訂した。 (2) センター実施事項
6. 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) 施設定期自主検査及び定期的な自主検査について、保安規定と齟齬なく適切に管理されていることを確認する。 (2)-① 施設定期検査計画に基づき進捗を管理する。 (2)-② 2015 年度に計画した施設定期検査を確実に完了する。 (3) 規制当局の審査ヒアリング及び審査会合に適切に対応する。	(1) センター指示により、2014 年度の検査項目に齟齬が無いことを確認した。また、2015 年度に関しては、定期的レビューで確認した。 (2)-①・② 計画に基づき適切な保守・点検を実施し、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切に対応した。

表 6.2 2015 年度 是正処置実施状況一覧

名 称	内 容	原 因	是正処置
安重施設特定報告書に関する誤記等について (発生日：2014年12月25日 ランク C)	2014 年 12 月 17 日安重施設特定報告書を規制庁に提出した。12 月 22 日に安全・核セキュリティ統括部の指示により、内容を確認したところ機構内において多数の誤記等の発生が確認された。12 月 25 日に施設の報告書内においても数箇所誤記が確認された。	報告書を作成した当事者のみでダブルチェックを実施したこと及び表内、式中也含まれた報告書全般に係るチェックが不十分であったこと。	(1)今回のような原子力規制委員会からの指示に基づく報告書等の作成時は、部長及び課長の判断に応じて、原因①及び②に対処できる仕組みを有する「許認可申請書作成時の体制及び確認等に係る要領」を準用するよう、総則 (HTTR-QAM-01) を改定し、誤記の発生の防止を図る。 (2)本件について、事例教育を実施して誤記の発生防止に関する意識の向上を図る。
プラント計算機の制御カードのフューズ切れ (発生日：2015年2月9日 ランク C)	HTTR原子炉停止中において、11時33分に中央制御室(非管理区域)に「プラント計算機軽故障」が発報し、警報調査の結果、プラント計算機の制御カードのフューズが切れていることが判った同時刻、現場では原子炉格納容器エアロックのリミットスイッチ交換作業が行われており、リミットスイッチ交換前の検電確認が不十分であったため、配線に印加されていたDC電圧により短絡が生じたと判明した。	作業要領書には、検電の実施のみが記載されており、AC/DC 電圧モードでの測定について明確にされていなかった。このため不適合の原因は、検電に関する作業要領書の記載が不明確であったことが原因と考えられる。	リミットスイッチ交換作業時に AC 及び DC 電圧の検電を実施するよう作業要領書を改正し、周知及び教育を実施。 また、類似作業時の注意喚起のため、本事象の事例教育を実施。
プール水冷却浄化設備循環ポンプ出口弁「閉」による「プール水冷却流量低」警報の発信 (発生日：2015年8月18日 ランク C)	使用済燃料貯蔵プール水の水質分析に先立ち、プール水の循環のためにプール水冷却浄化設備の循環ポンプ(A)を起動したところ、制御盤に「プール水冷却流量低」が発報した。発報直後に循環ポンプを手動で停止し、系統を確認した結果、循環ポンプ出口弁が「閉」となっており、このために発報した。	メンテナンス運転として循環ポンプ(A)、(B)を交互に運転しているが、運転手引に循環ポンプの起動に応じたバルブ開閉確認が記載されてなく、水質分析作業に対応した要領等に循環ポンプ起動時の弁開閉確認が要領等に明示されていないためと考えられる。	定期的に実施する各種設備の水質分析のために、運転手引の手順を基にサンプリング手順確認・手順の修正を行い、HTTR 運転管理課として、水質分析作業の手順書を整備し、定める。また、類似作業への注意喚起のために「教育・訓練管理要領 (HTTR-QAS-02)」に従い、事例教育を実施する。
非常用発電機用 A 重油に係る性状仕様の不備 (発生日：2015年11月5日 ランク C)	2015年10月28日及び29日にて非常用発電機A号機用主燃料タンクにA重油40kl、同B号機用主タンクにA重油32klの給油を実施したが、納入業者の申告により、給油したA重油の性状が、技術審査にて確認した性状仕様である1種1号とは異なる1種2号であることが判明した。	原因は、以下のことと考えられる。 1)重油受入時にはFAX等で1種1号であることを確認したが、納入時には1種1号であることを確認しなかった。 2)納品書では1種1号であることの確認ができない記載であった。 3)担当者は契約を1種1号で行ったためそれ以外の重油が搬入されるとの認識がなかった。	重油の受入れを実施する際は、重油の性状表及び納品書により1種1号であることを確認するように品質管理要領の下部規定である「燃料受入れ点検表」に1種1号であることを確認する項目を追加する。また、担当者が確認した後給油することを担当課にて教育を行い、部内には連絡シートにて周知した。

表 6.3 2015 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
電気機器の短絡 によるスパーク 事象の発生	①コンセントのアース線が裸になっており、コンセント差込時に誤ってアース線を差込プラグに接触させることでスパークを発生させる。 ②電源盤、制御盤、機器等における結線及び絶縁抵抗測定時に、作業員の認識不足による配線の不備又は絶縁抵抗測定時の不適切な通電により、スパーク及び火災を発生させる恐れがある。 ③長期間、通電・稼働していない機器を稼働する場合に、経年劣化等により短絡が生じ、発熱等により火災を発生させる。 ④水や油等、液体を伴う作業（手洗いも含む）で、何らかの要因により液体が電気機器内に侵入し、短絡することで火災を発生させる。	本事象は、一般の電気設備を取扱う当課でも発生する可能性があることから、同様の事象の発生を未然に防ぐための予防処置が必要と評価する。	・当該事象を紹介するとともに、要領書、リスクアセスメント及びTBM-KYにより短絡による火災の発生を予期・防止する。 ・不要な配線の養生処理の徹底及びコンセントへの接続時、不要な線が差込プラグや通電部に接触しないことを確認する。 ・解線・結線の状態を記録する等、配線の確認を確実に行う。 ・絶縁抵抗測定器等電気機器の適切な使用方法。 ・長期間機器を停止し、再稼働する場合、絶縁抵抗測定器等により経年劣化による絶縁不良を電源投入前に確認する。 ・使用していない電気機器は、機器内に液体が侵入しないよう養生の処置を施す。
保安教育内容の 不備による監督 官庁からの改善 要請	教育内容の有効性評価が不十分であることより教育内容の改善が実施されないおそれがある。 原因は教育の有効性評価に係る手順、基準等が不明確であり要領等が不十分であることである。	部の要領において、教育内容の有効性評価等についての記載はあるが、管理手順等をより明確化することは、部における教育の改善を継続的に進めるために必要である。	教育の有効性評価等の方法、手順について検討する。例えば、受講者の理解度向上に資するように受講後のアンケート様式を作成する等を実施する。
施設定期検査に おけるトレーサ ビリティ体系図 の不備	施設定期検査に係る検査で、機器の校正作業に関する認識が不足していると、校正受注メーカーが作成したトレーサビリティ体系図の不備等に気付かないまま使用した機器の校正記録を準備し、検査において不備が指摘されるおそれがある。	施設定期検査等で使用する機器の校正作業において、校正記録に含まれるトレーサビリティ体系図の重要性を再認識し、その妥当性の確認が確実に行われる仕組みを作る必要がある。	検査で使用する機器の校正作業において、校正受注メーカーが提出したトレーサビリティ体系図の妥当性を確認する手順及び確認事項を要領等に明記するとともに、計測機器管理台帳に記録する。また、計測機器管理担当者を対象にその重要性について教育を実施する。

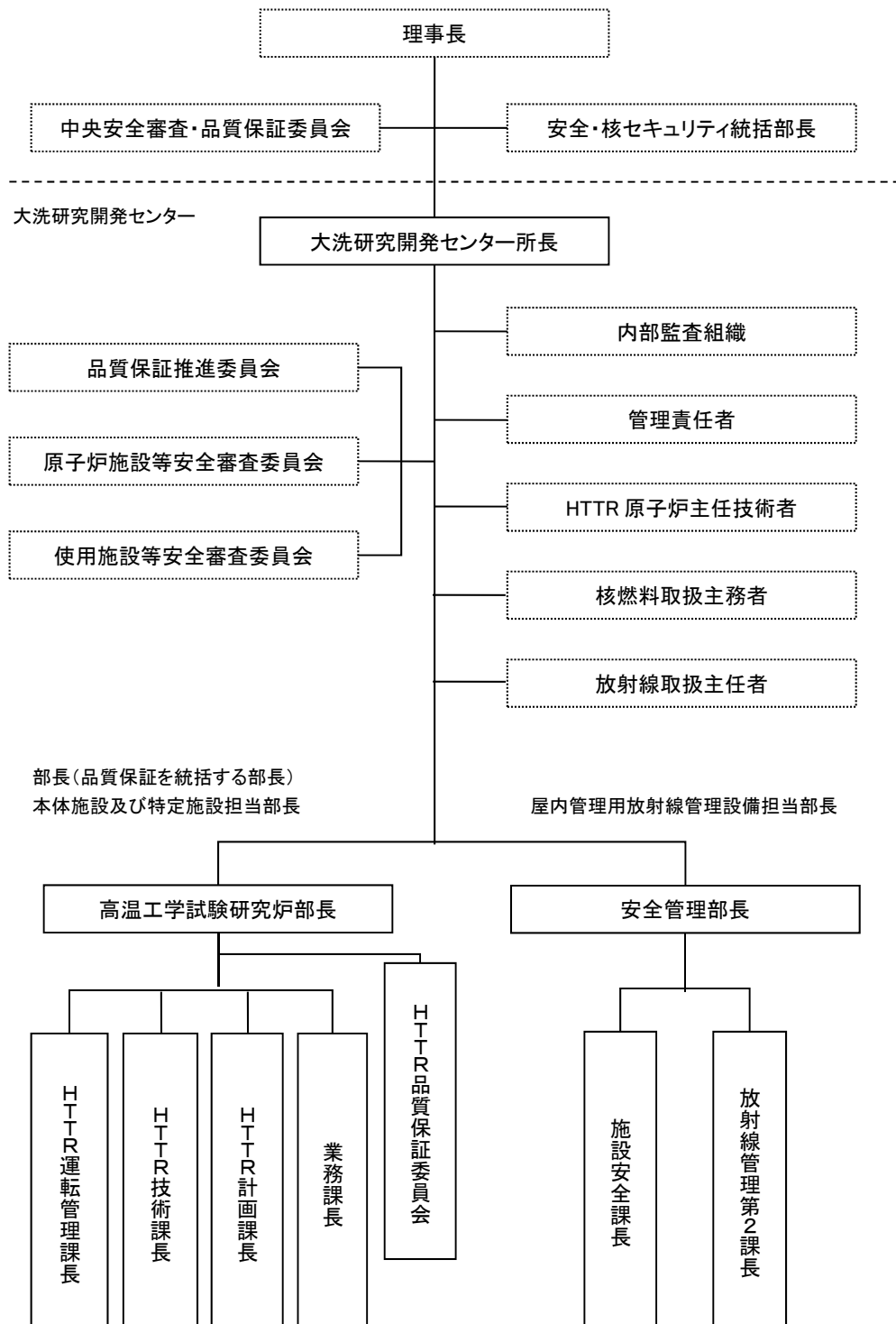


図 6.1 HTTR の保安活動に係る品質保証活動体制図



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 概 要

大洗研究開発センターの環境マネジメントシステムの運用は、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」（以下、環境管理規則という。）に基づき実施している。

以下に、2015 年度の環境管理活動の実施状況を示す。

7.2 環境管理活動のまとめ

(1) 環境方針

2015 年度の大洗研究開発センターの環境方針は、福島第一原子力発電所の事故の対処に係る研究開発、環境負荷低減に優れた高速増殖炉サイクルや高温ガス炉開発等を進めるとともに、環境法令を遵守し、省エネルギー、省資源、廃棄物の低減に努めることと定められ、当部のイントラネットやポスター等により職員等に周知した。

(2) 環境目的・目標の設定

当部に該当する著しい環境側面は、環境側面調査及び環境影響評価により、①年間消費電力、②A 重油、③コピー紙使用量、④炉心燃料集合体（新燃料貯蔵設備）と特定し、この中から大洗研究開発センターの環境目的・目標を勘案し、1)放射性廃棄物の削減、2)省エネ・省資源の維持管理（省電力及びコピー用紙の削減）、3) フロンによる環境汚染を防止によるフロン漏えいを制御する。当部の環境目的・目標として環境管理実施計画を作成した。

(3) 環境目的・目標の達成状況

環境目的・目標の結果について、四半期毎に評価した結果、すべての項目において目標を達成した。当部の環境目的・目標の達成状況を表 7.1 に示す。

1) 放射性廃棄物の削減

不要物品を管理区域へ持ち込まないなどの削減対策に努めた結果、放射性廃棄物については、13.14m³となり、年間計画値 16.94m³に対して 5%以上の削減目標を達成できた。

2) 省エネ・省資源の維持管理

コピー紙使用量については、新規制基準への適合性確認に係るヒアリングに用いる資料作成等が増加したことから、部内の文書配布に関し両面コピーや電子メール使用の励行を継続して実施した。この結果、本年度の実績値は 609 千枚であり、当初使用予定数量 730 千枚に対して 2%以上の削減目標を達成した。

年間電気使用量については、東北地方太平洋沖地震による電力供給不足を勘案した

更なる節電を目指し、昼休み時間帯や不使用部屋の消灯並びに空調温度設備の設定温度制限等を徹底して実施した。この結果、本年度の実績値は 427MWh であり、当初使用予定量 577MWh に比べ 1%の節電とした目標を達成した。

当部の環境管理活動については、部のイントラネットにコピー紙使用量や電気使用量などに関する環境管理活動の進捗が一目でわかるトレンドグラフを掲載し、環境管理文書等の掲載と合わせて周知に努めた。2011 年度から 2015 年度までの年間コピー紙使用量と年間電気使用量の計画値と実績値の比較を図 7.1 に示す。

(4) 内部監査

2016 年 2 月に実施された、内部監査実施要領に基づく定期内部監査では、当部の環境マネジメントシステム活動が適切に維持されていることが確認され、内部監査員からの要望事項及び指摘事項は無かった。

(5) 法令等の遵守状況

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）を評価し、要求事項が満たされていることを確認した。また、この結果については法規制等要求事項登録表により年度末に環境管理責任者へ報告した。

(6) その他（教育訓練、文書レビュー等）

環境に関する教育訓練については、年度当初に教育訓練年間プログラムを作成し、環境管理規則に基づく自覚教育、異常時対応訓練、高圧ガス応急措置訓練、PRTR 法等に基づく教育訓練を実施した。また、環境管理に関する定期的な文書レビューを実施した。

表 7.1 2015 年度 高温工学試験研究炉部 環境目的・目標の達成状況

	実績値（年間）	計画値（年間）	実績/計画（％）
放射性廃棄物量（m ³ ）	13.14	16.94	78
コピー紙使用量（千枚）	609	730	83
使用電力（MWh）	427	577	74

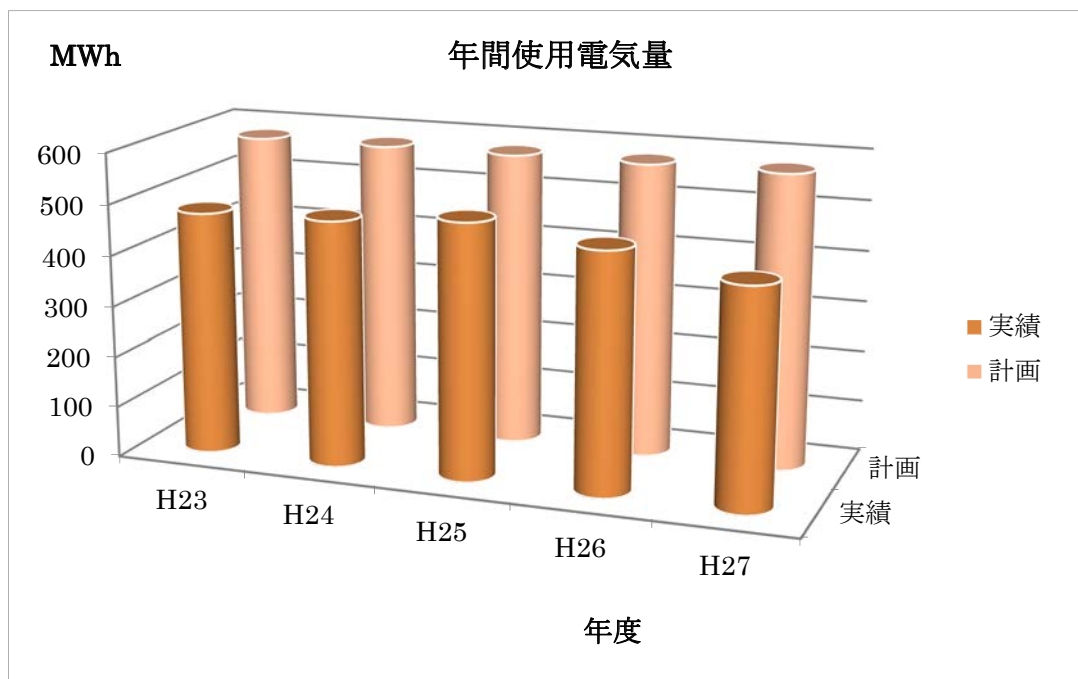
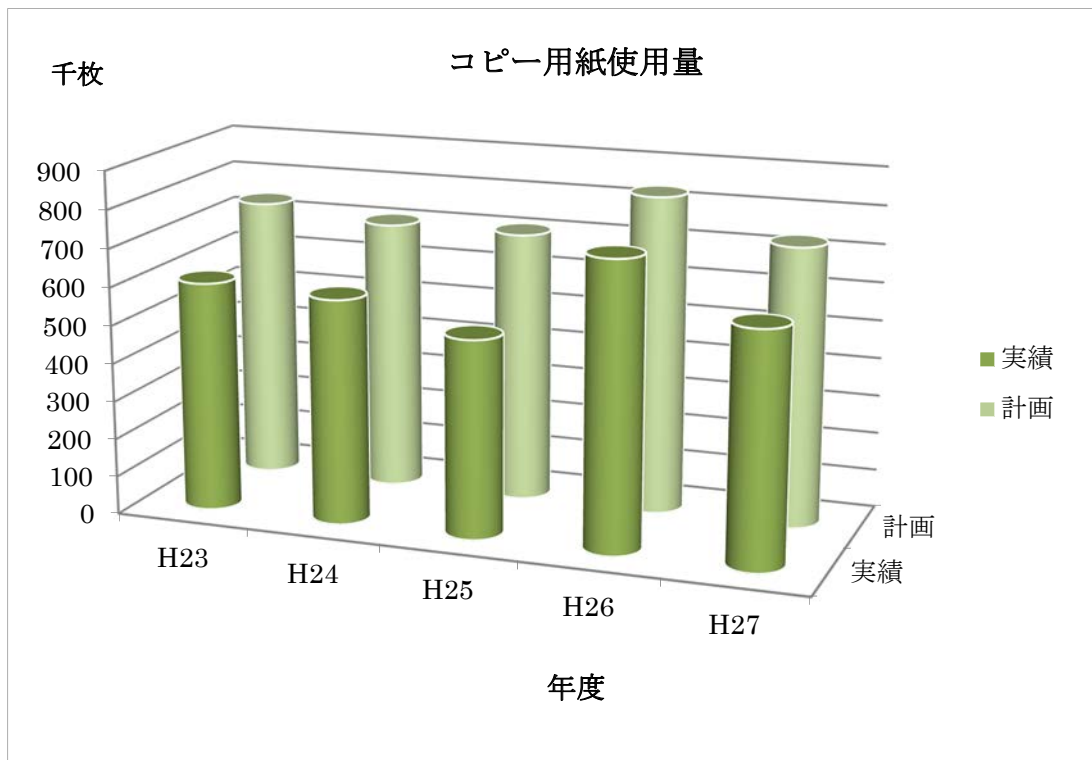


図 7.1 コピー紙使用量と電気使用量の計画値と実績値の比較

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 米国

米国との協力は、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）の研究資産や技術の効果的活用による研究開発の促進、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技術の開発等、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いる。本協力活動は「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 2014 年 6 月に締結された「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」のもとで、HTTR や DOE 所掌の実験施設を利用した試験及び原子炉シミュレーションコードの検証等を進めている。

DOE/INL との更なる協力強化のため、日米民生原子力研究開発協力の作業部会(CNWG) 会合において、2015 年 1 月に「HTTR とヘリウムガスタービン接続試験計画の検討及び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関するプロジェクト取決め」が追加され、HTTR 及び HTTR の試験データ、モデル及び解析コードを相互に無償提供することとなった。原子力機構は、INL から 3 次元動特性解析コード PHYSICS/RELAP5-3D の無償提供を受けるとともに、DOE は JAEA の研究員を INL に約 2 か月招へいし、3 次元動特性解析のモデル作成の助成、米国 NGNP プログラムの推進に協力した。

8.2 英国

英国との協力は、小型高温ガス炉 U-Battery 計画に関し、2015 年 10 月より核燃料製造会社 URENCO との機密保持契約締結に向けた検討を開始し、2016 年 2 月に両者の合意を得た。本協力では、我が国の高温ガス炉技術が英国の高温ガス炉に採用されることを目指し、当面は公開情報に基づき U-Battery の設計レビューを行う予定である。

8.3 インドネシア

インドネシアとの協力は、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、技術的な協力をを行い、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ている。

2016 年 3 月、インドネシア原子力規制庁（BAPETEN）が来訪し、高温ガス炉許認可及び安全に関する意見交換を行った。

8.4 カザフスタン

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途に供する黒鉛の高温腐食に関する研究において、等方性黒鉛の表面に炭化ケイ素（SiC）被覆を施すことにより耐酸化性を高めた黒鉛（耐酸化黒鉛）の水蒸気注入による酸化試験を KazNU が整備し

た酸化試験装置を用いて実施し、試料表面の能動的酸化反応を示すラマン分析結果が得られる等の工学的な見地から重要なデータを取得した。

2010年6月に開始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」では、実施機関のカザフスタン核物理研究所(INP)において、日本で製造した高温ガス炉燃料試料を用いた照射試験を2照射サイクル追加して燃焼度約93.3 GWd/tまで照射試験を行った。これにより、目標燃焼度(100 GWd/t)の照射をほぼ達成すると共に、高燃焼度化設計を施した照射燃料試料の健全性を確証した。INPは本照射試験に引き続き、照射済み高温ガス炉燃料試料の照射物性の把握を目的とした照射後試験をWWR-K研究炉ホット施設にて実施する2カ年計画のISTC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」を提案し、2015年12月にISTCにおいて承認され、契約手続きを進めた。

2013年8月に開始したISTCパートナープロジェクト「WWR-Kによる耐酸化黒鉛の照射挙動研究」では、等方性黒鉛に格段に優れた耐酸化性を持たせた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WWR-K研究炉を用いて耐酸化黒鉛のキャプセル照射試験を実施した。2015年9月に目標とする照射量で照射を終了し、2016年1月までに照射キャプセルの解体及び試験片の取出しを完了した。今後、照射済試料を用いた酸化試験及び照射後試験を行う予定である。

8.5 中国

中国清華大学核能及新能源技術研究院(INET)と締結した「高温ガス炉分野における協力(情報交換・人材派遣)に関する覚書」について、2020年6月まで5年間延長した。2015年4月に高温ガス炉及び熱利用技術の研究開発の公開情報に基づく情報交換会議(第41回)を大洗研究開発センターで開催した。

8.6 韓国

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、2015年11月に高温ガス炉及び熱利用技術の研究開発の公開情報に基づく情報交換会議(第7回)を大洗研究開発センターで開催した。

8.7 経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)

OECD/NEAの原子力施設安全委員会(CSNI)において、HTTRを用いたLOFCプロジェクトが進められているが、HTTRは平成23(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る。本プロジェクトに関しては、再稼働後に試験を実施してデータ提供する計画に修正し、プロジェクト契約期間を2019年3月まで延長した。

8.8 第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）

第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF：Generation IV International Forum）の超高温ガス炉システム取決めは、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署名され、その後中国が2008年に追加署名した。また、カナダが、2012年末をもって脱退した。現在、燃料・燃料サイクルプロジェクト、水素製造プロジェクト及び材料プロジェクトの3つのプロジェクトについて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計算手法検証・ベンチマークプロジェクトの設立に向けた準備が進められている。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

2015年6月の英国における第11回会合で、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

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

2015年9月の韓国における第13回会合で、黒鉛照射データの取得状況等の各国の研究開発状況及び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、中国の新規参加を含むプロジェクト取決めの改定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

2014年に中国で行われた高温ガス炉の国際会議 HTR2104 において、中国の高温ガス炉の技術開発を進める中国清華大学核能及新能源技術研究院（INET）が本プロジェクトに強い興味を示し、米国アイダホ国立研究所（INL）、韓国原子力研究所（KAERI）も賛同したことから、本プロジェクトの締結に向けてプロジェクト計画の再検討を始めた。2015年12月に準備会合を開催（韓国）し、日本はオブザーバーとして参加した。現在、プロジェクト計画を最終化し、新たにプロジェクト取決めの締結に向けて準備を進めている。

8.9 国際原子力機関（IAEA）

国際原子力機関（IAEA）との協力では、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）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。

CRP の現状として、CRP「原子炉級黒鉛の照射クリープの理解の向上」及び「モジュラー型高温ガス炉の安全設計」に参加中である。「モジュラー型高温ガス炉の安全設計」に関しては、2015年6月に第1回研究調整会合を実施した。また、各種水素製造システム技術の評価、原子力を用いた水素製造技術の可能性及び経済性の評価、核熱水素製造における IAEA 参加国間の連携に関する活動「核熱利用水素製造の技術経済性と IAEA HECP ソフ

トウェアのベンチマーク解析の調査」は、2016 年 3 月に終了し、現在、最終報告書となる TECDOC を作成中である。

9. あとがき

本報告書は、高温工学試験研究炉部における 2015 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、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がある。

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) 原子力規制庁 “原子力発電所の外部火災評価ガイド”, 2013.
- 3) 原子力規制庁 “原子力発電所の火災影響評価ガイド”, 2013.
- 4) Institution of Electrical and Electronics Engineers, IEEE standard for Type Test of Class Ie Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations, IEEE Std 383-1974, 1992.
- 5) Nowlen, S.P. et al., EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities: Detailed Methodology, Final Report, NUREG/CR-6850, 2005.
- 6) 国土交通省, 建設省告示第 1360 号 防火設備の構造方法, 平成 12 年.
- 7) Mark A. Finney “FARSITE Fire Area Simulator—Model Development and Evaluation”, USDA Forest Service, Rocky Mountain Research Station, Research Paper RMRS-RP-4 Revised, March 1998, revised February 2004.
- 8) 原田和典 “建築火災のメカニズムと火災安全設計”, 財団法人日本建築センター、P160, 2007.
- 9) 高温工学試験研究炉部, “HTTR (高温工学試験研究炉) の試験・運転と技術開発 (2004 年度) ”, JAEA-Review 2006-008, 2006, 90p.
- 10) 高温工学試験研究炉部, “HTTR (高温工学試験研究炉) の試験・運転と技術開発 (2013 年度) ”, JAEA-Review 2014-041, 2014, 140p.
- 11) Sato, H. Yan, X. Tachibana, Y. et al. Load-following operations of VHTR gas-turbine cogeneration system for developing countries. Int J Gas Turbine Propulsion Power Syst. 2012;4(3);, pp.17–24.
- 12) Tochio, D. ” Thermal Mixing Behavior in the Annulus of Co-Axial Double-Walled Piping in HTGR”, 24th Int. conf. nucl. eng (ICONE-24), June 26-30, Charlotte, North Carolina, USA. (2016).

This is a blank page.

付 録

Appendix

This is a blank page.

付録 1 2015 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	H28・2	HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・ 運転と技術開発（2014 年度）	篠原 正憲	JAEA-Review 2015-031
HTTR 運転管理課	H28・3	高温工学試験研究炉 HTTR を用いた 1 次ヘリウム冷却材中不純物の能動的制 御技術の開発	濱本 真平	JAEA-Technology 2015-048

(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	H27・5	Investigation of characteristics of natural circulation of water in vessel cooling system in loss of core cooling test without nuclear heating	高田 昌二	23rd International Conference on Nuclear Engineering
HTTR技術課	H27・5	Nuclear heat supply fluctuation test by non-nuclear heating using HTTR	高田 昌二	23rd International Conference on Nuclear Engineering
HTTR技術課	H27・5	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	23rd International Conference on Nuclear Engineering
HTTR技術課	H27・5	Improvement of cell model for control rod in reflector region of high temperature test engineering reactor	本多 友貴	23rd International Conference on Nuclear Engineering
HTTR技術課	H27・5	Burn-up dependency of control rod position at zero power criticality in the high temperature test engineering reactor	本多 友貴	23rd International Conference on Nuclear Engineering

HTTR技術課	H28・3	Development of transportation container for the neutron startup source of High Temperature engineering Test Reactor (HTTR)	島崎 洋祐	International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management and Meeting of the International Group on Reactor Research (RRFM/IGORR 2016)
HTTR技術課	H28・3	Evaluation on seismic integrity of HTTR core components	小野 正人	International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management and Meeting of the International Group on Reactor Research (RRFM/IGORR 2016)
HTTR技術課	H28・3	Thermal mixing characteristics of helium gas in high-temperature gas-cooled reactor, 1; thermal mixing behavior of helium gas in HTTR	栃尾 大輔	Journal of Nuclear Science and Technology

付録2 2015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
2015 年 4 月	・ ボイラー設備休缶処置作業 (10 日) ・ 中性子源交換準備作業 (13 日～30 日) ・ 冷却水・定期水質分析作業 (20 日～22 日) ・ 起動用中性子源交換リハーサル作業 (20 日～5 月 29 日) ・ クレーン設備定期点検 (24 日)	・ 所長パトロール (22 日) ・ 施設定期検査申請書の変更届出 (23 日) ・ 実在庫検認：IAEA 査察 (23 日) ・ 原子力規制庁審査会合 (30 日)
2015 年 5 月	・ 補機/一般冷却水設備定期点検作業 (8 日～6 月 29 日) ・ 中性子計装原子炉出力制御装置等定期点検作業 (11 日～6 月 30 日) ・ 空調用冷水装置定期点検作業 (11 日～7 月 14 日) ・ 現場伝送器等定期点検作業 (11 日～6 月 19 日) ・ 安全保護系計装盤等定期点検作業 (18 日～6 月 24 日) ・ B型燃料交換クロージャ補修作業 (21 日～6 月 5 日) ・ 燃料交換機補修作業 (25 日～6 月 26 日)	・ 第1四半期/原子炉施設・使用施設等保安検査 (11 日～14 日) ・ 大洗研究開発センター原子炉施設の設計及び工事に係る品質保証計画書〔QAP-03〕を制定 (21 日) ・ 部門長との意見交換会 (27 日)
2015 年 6 月	・ プラント計算機定期点検作業 (8 日～12 日) ・ よう素除去フィルタ再生作業 (8 日～16 日) ・ 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックシール材交換作業 (15 日～19 日) ・ 起動用中性子源交換リハーサル作業 (17 日～26 日) ・ 放射線管理用機器定期点検作業 (20 日～8 月 28 日) ・ 非常用放送設備定期点検作業 (22 日～7 月 3 日) ・ 放射能計装設備等定期点検作業 (25 日～7 月 16 日)	・ 原子力規制庁審査会合 (10 日、26 日) ・ 大洗研究開発センター北地区計画停電 (20 日～21 日) ・ 起動用中性子源交換作業 (23 日～10 月 28 日)

付録2 2015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
2015 年 7 月	・ クレーン設備定期点検作業 (15 日～23 日) ・ 炉容器冷却設備計装等定期点検作業 (22 日～8 月 7 日) ・ 安全弁取外・取付及びラプチャーディスク定期交換作業 (30 日～9 月 29 日)	・ 全国安全週間 (1 日～7 日) ・ 安全大会 (1 日) ・ 2015 年度全国安全週間一斉パトロール (3 日) ・ 中性子源輸送 (7 日) ・ 施設定期検査申請書の変更届出 (31 日) ・ 原子力規制庁審査会合 (31 日)
2015 年 8 月	・ 安全弁分解点検作業 (6 日～9 月 11 日) ・ ガス用安全弁分解点検作業 (6 日～9 月 4 日) ・ 原子炉建家電気設備定期点検作業 (24 日～31 日) ・ 換気空調設備定期点検作業 (24 日～9 月 30 日)	・ 第2四半期/原子炉施設・使用施設等保安検査 (7 日～31 日) ・ 省エネルギーパトロール (27 日)
2015 年 9 月	・ 自動火災報知設備等定期点検作業 (1 日～7 日) ・ 消火設備定期点検作業 (9 日～11 日) ・ 二酸化炭素消火設備定期点検作業 (11 日) ・ ヘリウム循環機急速制動用蓄電池更新作業 (15 日～18 日) ・ プール水冷却浄化設備フローメータ交換作業 (17 日～18 日) ・ 個体廃棄物保管庫蛍光灯器具更新作業 (28 日) ・ 補機/一般冷却水設備薬液注入装置定期点検作業 (28 日～29 日)	・ 原子力規制庁審査会合 (4 日) ・ INL による QA 監査 (15 日～17 日) ・ 省エネルギーパトロール (28 日) ・ 核燃料物質 (核分裂計数管) IAEA 検認 (30 日～10 月 1 日)

付録2 2015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
2015 年 10 月	・ 貯供圧縮機サンプリングガス循環機等定期点検作業 (5 日～12 月 8 日) ・ 圧縮空気設備定期点検作業 (5 日～12 月 7 日) ・ 漏水検知器設置作業 (5 日～12 月 7 日) ・ 非常用空気浄化設備定期点検作業 (5 日～11 月 10 日) ・ HTTR 原子炉建家周辺地盤調査 (5 日～1 月 29 日) ・ 機械棟ボイラー定期点検 (14 日～16 日) ・ 非常用発電機定期点検作業 (14 日～21 日) ・ 気体廃棄物廃棄施設定期点検作業 (26 日～11 月 6 日)	・ 全国労働衛生週間 (1 日～7 日) ・ 施設定期検査〔第 5 回の 14 回目〕 (23 日) ・ 原子力規制庁審査会合 (28 日)
2015 年 11 月	・ 1 次冷却設備等定期点検作業 (2 日～27 日) ・ 蒸気供給設備蒸気トラップ更新作業 (2 日～6 日) ・ 放射能計装設備サンプリングポンプ交換作業 (4 日～6 日) ・ 蒸気供給設備定期点検作業 (9 日～27 日) ・ 原子炉格納容器定期点検作業 (16 日～2 月 5 日) ・ 中和処置設備定期点検作業 (16 日～20 日) ・ 気体廃棄物の廃棄施設差圧計交換作業 (17 日～18 日) ・ 加圧水空気冷却器凍結防止装置取付け作業 (27 日)	・ ボイラー火入れ式 (6 日) ・ 第 3 四半期/原子炉施設・使用施設等保安検査 (9 日～20 日) ・ 施設定期検査〔第 5 回の 15 回目〕 (20 日) ・ IAEA 査察 (30 日)
2015 年 12 月	・ 補助冷却設備計装等定期点検作業 (7 日～22 日) ・ 非常用放送設備定期点検作業 (7 日～11 日) ・ 特殊扉等定期点検作業 (7 日～17 日)	・ 施設定期検査〔第 5 回の 16 回目〕 (4 日) ・ エコプロダクツ 2015 へ参加 (10 日～12 日) ・ 安全大会 (11 日) ・ 原子力規制庁審査会合 (18 日)

付録2 2015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
2016 年 1 月	・ 電力調整器盤定期点検作業 (5 日～19 日) ・ 酸欠警報装置他非常用電源整備作業 (5 日～2 月 8 日) ・ 自動火災報知設備他定期点検作業 (8 日～18 日) ・ 搬出入開口部ハッチ更新作業 (12 日～3 月 2 日) ・ HTTR 地区防火帯整備作業 (12 日～3 月 11 日) ・ 換気空調設備定期点検作業 (25 日～29 日)	・ 品質保証内部監査 (20 日) ・ 2015 年度総合訓練 発災場所 常陽 (27 日) ・ 所幹部との意見交換会 (27 日) ・ 次年度運転計画 (3 ヶ年) 届出 (29 日) ・ 安全協定に基づく平常時立入調査 (29 日)
2016 年 2 月	・ 加圧水冷却設備及び蒸気供給設備配管保温材更新作業 (8 日～5 月 31 日) ・ 二酸化炭素消火設備定期点検作業 (8 日～9 日) ・ 原子炉建家内酸欠警報装置定期点検作業 (9 日～10 日) ・ 安全保護系設備等電源強化作業 (9 日～19 日) ・ 消火設備更新作業 (10 日～12 日) ・ 自動火災報知設備更新作業 (19 日～3 月 18 日)	・ 第 4 四半期/原子炉施設・使用施設等保安検査 (1 日～8 日) ・ 熱利用系異常模擬試験〔コールド〕 (22 日～3 月 12 日) ・ ISO14001 に基づく平成 27 年度内部監査 (25 日)
2016 年 3 月	・ 燃料破損検出装置定期点検作業 (7 日～18 日) ・ 消火設備定期点検作業 (8 日～10 日) ・ プール水冷却浄化設備制御盤計器用電源改造作業 (14 日～16 日) ・ 耐熱性熱電対交換作業 (15 日～17 日) ・ 加圧水空気冷却器凍結防止装置取外し作業 (28 日)	・ 2015 年度大洗研究開発センター施設見学会 (5 日) ・ SBO 訓練 (16 日) ・ 2015 年度年間運転計画の策定 (28 日) ・ 2015 年度年間使用計画の策定 (28 日) ・ 係制の廃止 (31 日)

付録3 2015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（1/11）
 （2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査）

	開催日	議題
審査ヒアリング（14）	2015年4月2日	(1) HTTR原子炉施設耐震重要度分類について (2) 第53条HTTRにおける多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止－事象選定－
審査ヒアリング（15）	2015年4月8日	(1) 独立行政法人日本原子力研究開発機構 HTTR質問管理表 (2) 安全上の機能別重要度分類について
審査ヒアリング（16）	2015年4月15日	(1) 安全上の機能別重要度分類について (2) 耐震重要度分類について (3) 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 (4) 溢水による損傷の防止 (5) 第6条外部からの衝撃による損傷防止（外部火災）
審査ヒアリング（17）	2015年4月20日	(1) 耐震重要度分類について (2) 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 (3) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止－事象選定－ (4) ヒアリングコメント回答 (5) 火災による損傷の防止
審査会合（6）	2015年4月30日	(1) 安全上の機能別重要度分類について (2) 耐震重要度分類について (3) 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 (4) 気象・社会環境及び通常時・事故時の被ばく評価について

付録3 2015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（2/11）
（2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査）

	開催日	議題
審査ヒアリング（18）	2015年5月12日	(1) 安全上の機能別重要度分類について (2) 耐震重要度分類について (3) 気象・社会環境及び通常時・事故時の被ばく評価について (4) ヒアリングコメント回答 改訂1 (5) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） (6) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止－航空機落下－
審査ヒアリング（19）	2015年5月19日	(1) 第8条火災による損傷の防止 改訂1 (2) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災） (3) 気象・社会環境及び通常時・事故時の被ばく評価について (4) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止－航空機落下－
審査ヒアリング（20）	2015年5月25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) 第53条HTTRにおける多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止－事象選定－ (3) 耐震重要度分類について (4) ヒアリングコメント回答 改訂2
審査ヒアリング（21）	2015年6月3日	(1) 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 (2) 第8条火災による損傷の防止 改訂2 (3) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災） (4) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止－航空機落下－ (5) ヒアリングコメント回答 改訂3

付録3 2015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 (3/11)
(2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査)

	開催日	議題
審査会合 (7)	2015年6月10日	(1) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止 (外部火災) (2) 第8条火災による損傷の防止
審査ヒアリング (22)	2015年6月18日	(1) 多量の放射性物質を放出する事故の拡大の防止－事象選定－ (2) 第30条通信連絡設備等 (3) 第51条監視設備 (4) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止 －航空機落下－ (5) 第42条外部電源を喪失した場合の対策 設備等 (6) 使用済燃料貯蔵建家における重要度分類の考え方について
審査ヒアリング (23)	2015年6月25日	(1) 外部からの衝撃による損傷の防止 (2) 使用済燃料貯蔵建家における重要度分類の考え方について (3) 第51条監視設備 (4) ヒアリングコメント回答 改訂4
審査会合 (8)	2015年6月26日	(1) HTTR質問回答 (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－事象選定－ (3) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止 －航空機落下－ (4) 第30条通信連絡設備等
審査ヒアリング (24)	2015年7月3日	(1) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止 (外部火災) (2) 第8条火災による損傷の防止 (3) 気象・社会環境及び通常時・事故時の被ばく評価について (4) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止 －航空機落下－

付録3 2015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（4/11）
 （2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査）

	開催日	議題
審査ヒアリング（25）	2015年7月8日	(1) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） (2) 外部からの衝撃による損傷の防止 (3) 使用済燃料貯蔵建家における重要度分類の考え方 (4) 外部電源を喪失した場合の対策設備等
審査ヒアリング（26）	2015年7月14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－事象選定－ (2) 外部からの衝撃による損傷の防止－航空機落下－ (3) 気象・社会環境及び通常時・事故時の被ばく評価について
審査ヒアリング（27）	2015年7月14日	技術的能力について
審査ヒアリング（28）	2015年7月22日	(1) 第9条溢水による損傷の防止 (2) 外部からの衝撃による損傷の防止 (3) 第30条通信連絡設備等 (4) 気象・社会環境及び通常時・事故時の被ばく評価について (5) 第28条重要安全施設に対する保安電源設備、第42条外部電源を喪失した場合の対策設備等 (6) HTTR原子炉施設の耐震影響評価の概要（案）について
審査ヒアリング（29）	2015年7月24日	JMTR原子炉施設及びHTTR原子炉施設技術的能力について

付録3 2015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（5/11）
 （2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査）

	開催日	議題
審査ヒアリング（30）	2015年7月30日	(1) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止 (2) 第8条火災による損傷の防止 改訂1 (3) 気象・社会環境及び通常時・事故時の被ばく評価について (4) ヒアリングコメント回答 改訂5 (5) 試験研究の用に供する原子炉の位置、構造及び設備の基準に関する規則
審査会合（9）	2015年7月31日	(1) 質問回答 (2) 第51条監視設備 (3) 第9条溢水による損傷の防止等
審査ヒアリング（31）	2015年8月4日	(1) 安全確保の考え方について (2) 試験研究の用に供する原子炉の位置、構造及び設備の基準に関する規則
審査ヒアリング（32）	2015年9月2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－事象選定－について (2) 安全確保の考え方について (3) 外部からの衝撃による損傷防止について
審査会合（10）	2015年9月4日	(1) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災） (2) 第8条火災による損傷の防止 改訂1 (3) 質問回答
審査ヒアリング（33）	2015年9月10日	(1) 第51条監視設備 (2) 第7条人の不法な侵入等の防止 (3) 第30条通信連絡設備等 (4) 安全確保の考え方について (5) 使用済燃料貯蔵建家における重要度分類の考え方について

付録3 2015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（6/11）
 （2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査）

	開催日	議題
審査ヒアリング（34）	2015年9月16日	(1) 第10条誤操作の防止 (2) 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について） (3) 第50条（原子炉制御室等）（設計基準事故時に容易に避難できる構造について） (4) 外部からの衝撃による損傷防止について (5) 使用済燃料貯蔵建家における重要度分類の考え方について (6) 安全確保の考え方について
審査ヒアリング（35）	2015年9月29日	(1) ヒアリングコメント回答 (2) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災） (3) 第8条火災による損傷の防止 改訂1 (4) 安全確保の考え方について (5) 第11条安全避難通路等 (6) 第7条人の不法な侵入等の防止
審査ヒアリング（36）	2015年10月6日	(1) 第10条誤操作の防止 (2) 第7条人の不法な侵入等の防止 (3) 安全確保の考え方について
審査ヒアリング（37）	2015年10月14日	(1) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止 改訂1（外部火災） (2) 第8条火災による損傷の防止 改訂1 (3) 第11条安全避難通路等 (4) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止 (5) 第7条人の不法な侵入等の防止 (6) 安全確保の考え方について

付録3 2015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（7/11）
 （2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査）

	開催日	議題
審査ヒアリング（38）	2015年10月20日	(1) 第7条人の不法な侵入等の防止 (2) 審査会合におけるコメント対応（回答） (3) 「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」への適合性
審査会合（11）	2015年10月28日	(1) 質問回答 外部火災及び内部火災 (2) 第7条試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止 (3) 第11条安全避難通路等
審査ヒアリング（39）	2015年11月6日	(1) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） (2) 第7条人の不法な侵入等の防止 (3) 外部からの衝撃による損傷の防止について（改訂3）
審査ヒアリング（40）	2015年11月6日	(1) 質問回答 安全確保の考え方 (2) 第53条HTTRにおける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－

付録3 2015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（8/11）
 （2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査）

	開催日	議題
審査ヒアリング（41）	2015年11月24日	(1) 第11条安全避難通路等 (2) 第7条試験研究用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止 (3) 第18条安全保護回路（第六号安全保護回路に対する不正アクセス行為の防止） (4) 外部からの衝撃による損傷の防止（改訂3） (5) 「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」への適合性 (6) 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（地盤・地震・津波・火山を除く） (7) 質問回答 安全確保の考え方 (8) 第53条HTTRにおける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－
審査ヒアリング（42）	2015年12月2日	(1) 第44条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設） (2) コメント回答 (3) 第53条HTTRにおける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－ (4) 質問回答 安全確保の考え方

付録3 2015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（9/11）
（2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査）

	開催日	議題
審査ヒアリング（43）	2015年12月8日	(1) 第18条安全保護回路（第六号安全保護回路に対する不正アクセス行為の防止） (2) コメント回答 (3) 第53条HTTRにおける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－ (4) 質問回答 安全確保の考え方
審査ヒアリング（44）	2015年12月14日	(1) 第18条安全保護回路（第六号安全保護回路に対する不正アクセス行為の防止） (2) 第44条燃料体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） (3) 質問回答 安全確保の考え方 (4) 第53条HTTRにおける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－
審査会合（12）	2015年12月18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（評価結果） (3) 第30条 通信連絡設備等
審査ヒアリング（45）	2015年12月24日	(1) 第18条安全保護回路（第六号安全保護回路に対する不正アクセス行為の防止） (2) 質問回答 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－

付録3 2015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（10/11）
（2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査）

	開催日	議題
審査ヒアリング（46）	2016年1月12日	(1) 第18条安全保護回路（第六号安全保護回路に対する不正アクセス行為の防止） (2) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） (3) 質問回答 第53条HTTRにおける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－ (4) 質問回答 安全確保の考え方
審査ヒアリング（47）	2016年1月19日	(1) コメント対応 HTTR原子炉施設 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） (2) 質問回答 HTTR原子炉施設 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－ (3) 質問回答 HTTR原子炉施設 安全確保の考え方 (4)
審査ヒアリング（48）	2016年1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) 外部からの衝撃による損傷防止について（改訂4） (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－評価結果－ (4) 質問回答 安全確保の考え方

付録3 2015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（11/11）
（2016年3月31日まで。HTTRの新規制基準適合審査）

	開催日	議題
審査ヒアリング（49）	2016年2月15日	(1) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） (2) 第29条実験設備等 (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－評価結果－質問回答 (4) 質問回答 安全確保の考え方
審査ヒアリング（50）	2016年2月22日	(1) コメント対応 HTTR原子炉施設 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻） (2) HTTR原子炉施設 第29条 実験設備 (3) 質問回答 HTTR原子炉施設 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－ (4) 質問回答 HTTR原子炉施設 安全確保の考え方
審査ヒアリング（51）	2016年3月10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－評価結果－ (2) 質問回答 安全確保の考え方 (3) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止－航空機落下－ (4) 第6条外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）
審査ヒアリング（52）	2016年3月17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29条実験設備等 (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－評価結果－

This is a blank page.

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량	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	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	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)	°C		K
光束度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照射度	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
酸素活性化	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及び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のみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてののみ使用される。

(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
粘着力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
表面電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ 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	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	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
	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=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm 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。
ベレル	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 =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオット	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe Δ (10 ³ /4 π) 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「 Δ 」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=1 cGy=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	f	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	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
ミクロン	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

