

## HTTR（高温工学試験研究炉）の 試験・運転と技術開発（2011 年度）

Operation, Test, Research and Development of  
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)  
(FY2011)

（編）高温工学試験研究炉部

(Ed.) Department of HTTR

大洗研究開発センター

Oarai Research and Development Center

December 2012

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは独立行政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。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 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  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency  
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan  
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail: ird-support@jaea.go.jp

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発  
（2011 年度）

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

（2012 年 9 月 26 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、我が国初の高温ガス炉である。

HTTR は平成 13 年 12 月に熱出力 30MW を達成し、平成 14 年 3 月に原子炉出口冷却材温度 850℃における使用前検査合格証を取得した。平成 14 年度から定常運転、安全性実証試験を行い、平成 16 年 4 月に高温試験運転モードで、世界で初めて原子炉出口冷却材温度 950℃を達成し、同年 6 月には原子炉出口冷却材温度 950℃における使用前検査合格証を取得した。また、平成 21 年度は、高温試験運転にて 50 日間の連続運転を行い、熱化学水素製造等の熱源として利用可能であることを実証した。

平成 23 年度は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震の影響により、運転及び保守作業等の計画を変更し、設備点検、地震応答解析等による地震後の原子炉施設の健全性確認について総合的に評価を進めた。

本報告書は、平成 23 年度（2011 年）の HTTR の運転と保守及び各種技術開発の状況等について紹介する。

Operation, Test, Research and Development of  
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)  
(FY2011)

(Ed.) Department of HTTR

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

(Received September 26, 2012)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) constructed at the Oarai Research and Development Center of the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is the first high-temperature gas-cooled reactor (HTGR) in Japan. The HTTR is a graphite-moderated and helium gas-cooled reactor with 30MW of thermal power.

The full power operation of 30MW was attained in December 2001, and then JAERI (JAEA) received the commissioning license for the HTTR in March 2002. Since 2002, we have carried out rated power operations, safety demonstration tests and several R&Ds, etc.. In April 2004, the HTTR achieved the 950°C of outlet coolant temperature at the outside the reactor pressure vessel. It is the first achievement in the world. Moreover, in year 2009, the HTTR carried out 50 days operation with high temperature test operation mode. It was demonstrated that the HTGRs can be utilized as a heat source for the thermo-chemical hydrogen production system.

In fiscal year 2011, planned operations and maintenance was disturbed by the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake and the operation and maintenance plans were revised. The certification evaluation of the nuclear facilities after the earthquake was carried comprehensively out with the equipment inspections and the seismic response analysis.

This report summarizes activities and results of HTTR operation, maintenance, and several R&Ds, which were carried out in the fiscal year 2011.

Keywords: HTGR, HTTR, Operation, Test, Maintenance

## 目 次

|                                         |    |
|-----------------------------------------|----|
| 1. 概 要 .....                            | 1  |
| 1.1 HTTR の運転の状況 .....                   | 3  |
| 1.2 機器の製作、工事等の状況 .....                  | 5  |
| 1.3 所外の専門部会等での審議 .....                  | 6  |
| 2. HTTR の運転・保守 .....                    | 9  |
| 2.1 原子炉の運転管理 .....                      | 11 |
| 2.2 装置・設備の保守管理 .....                    | 11 |
| 2.3 原子炉格納容器の漏えい率試験 .....                | 13 |
| 2.4 広領域中性子検出器の動作不能に係る原因調査 .....         | 17 |
| 3. 安全性実証試験の検討 .....                     | 23 |
| 3.1 概要 .....                            | 25 |
| 3.2 仮設熱電対の移設作業 .....                    | 25 |
| 3.3 結果 .....                            | 27 |
| 4. 放射線管理 .....                          | 29 |
| 4.1 放射線作業時の管理 .....                     | 31 |
| 4.2 個人被ばく管理 .....                       | 31 |
| 4.3 排気及び排水の管理 .....                     | 31 |
| 4.4 放射線管理設備に係る保守管理 .....                | 32 |
| 5. 熱負荷変動試験の検討 .....                     | 35 |
| 5.1 概要 .....                            | 37 |
| 5.2 熱負荷変動試験の予備解析結果 .....                | 37 |
| 5.3 実施可能な試験条件の検討 .....                  | 38 |
| 5.4 ACL 加圧水流量変動試験と ACL ファン停止試験の比較 ..... | 38 |
| 5.5 まとめ .....                           | 39 |
| 6. 品質保証活動の実施状況 .....                    | 47 |
| 6.1 概要 .....                            | 49 |
| 6.2 品質保証活動の展開 .....                     | 49 |

|                                   |    |
|-----------------------------------|----|
| 6.3 保安教育訓練 .....                  | 53 |
| 7. 環境管理活動の実施状況 .....              | 59 |
| 7.1 概要 .....                      | 61 |
| 7.2 環境管理活動のまとめ .....              | 61 |
| 8. 高温ガス炉開発に関する国際協力 .....          | 65 |
| 8.1 カザフスタンとの国際協力 .....            | 67 |
| 8.2 中国及び韓国との国際協力 .....            | 67 |
| 8.3 OECD/NEA を通じた国際協力 .....       | 68 |
| 8.4 米国との国際協力 .....                | 69 |
| 8.5 その他の国際協力関係 .....              | 69 |
| あとがき .....                        | 72 |
| 付録 .....                          | 73 |
| 付録 1 平成 23 年度高温工学試験研究関連研究発表 ..... | 75 |
| 付録 2 平成 23 年度高温工学試験研究関係主要記事 ..... | 77 |

## Contents

|                                                                                                                |    |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| 1. Outline of Activities .....                                                                                 | 1  |
| 1.1 HTTR Operation and Tests .....                                                                             | 3  |
| 1.2 Construction .....                                                                                         | 5  |
| 1.3 Deliberations in Specialist's Committees .....                                                             | 6  |
| 2. Operation and Maintenance of HTTR .....                                                                     | 9  |
| 2.1 Operation of HTTR .....                                                                                    | 11 |
| 2.2 Maintenance of HTTR .....                                                                                  | 11 |
| 2.3 Containment Vessel Leakage Test.....                                                                       | 13 |
| 2.4 Improvement of Wide Range Monitoring Neutron Detectors .....                                               | 17 |
| 3. Preparation of Safety Demonstration Tests .....                                                             | 23 |
| 3.1 Outline .....                                                                                              | 25 |
| 3.2 Replace of Temporary Thermocouples .....                                                                   | 25 |
| 3.3 Result .....                                                                                               | 27 |
| 4. Radiation Control .....                                                                                     | 29 |
| 4.1 Radiation Monitoring and Control .....                                                                     | 31 |
| 4.2 Control of Personal Exposure .....                                                                         | 31 |
| 4.3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage.....                                                                | 31 |
| 4.4 Maintenance of Monitoring System .....                                                                     | 32 |
| 5. Investigation of Thermal Load Fluctuation Test of the Heat Utilization System .....                         | 35 |
| 5.1 Outline .....                                                                                              | 37 |
| 5.2 Result of pre-analysis of Thermal Load Fluctuation Test .....                                              | 37 |
| 5.3 Investigation of Feasible Test Condition .....                                                             | 38 |
| 5.4 Comparison of the ACL Pressurized Water Flow Rate Fluctuation Test with the ACL<br>Fan Stopping test ..... | 38 |
| 5.5 Conclusion .....                                                                                           | 39 |
| 6. Present Status of Quality Assurance System .....                                                            | 47 |
| 6.1 Outline of Quality Assurance System .....                                                                  | 49 |
| 6.2 Progress of Quality Assurance System .....                                                                 | 49 |

|                                                                                                    |    |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| 6.3 Education and Training for Safety .....                                                        | 53 |
| 7. Present Status of Environmental Management System.....                                          | 59 |
| 7.1 Outline of Environmental Management System .....                                               | 61 |
| 7.2 Summary of Activity.....                                                                       | 61 |
| 8. International Cooperation on HTGR Development .....                                             | 65 |
| 8.1 International Cooperation with Kazakhstan.....                                                 | 67 |
| 8.2 International Cooperation with China and Korea .....                                           | 67 |
| 8.3 International Cooperation with the OECD/NEA .....                                              | 68 |
| 8.4 International Cooperation with the U.S.A.....                                                  | 69 |
| 8.5 International Cooperation with others .....                                                    | 69 |
| Postscript.....                                                                                    | 72 |
| Appendix.....                                                                                      | 73 |
| Appendix 1 Publication and Presentations on High Temperature Engineering<br>Research in 2011 ..... | 75 |
| Appendix 2 Major Events on High Temperature Engineering Research in 2011 .....                     | 77 |

# 1. 概 要

---

Outline of Activities

This is a blank page.

高温ガス炉は、高温の冷却材温度を利用し、発電のみならず、水素製造、地域暖房、海水淡水化等の幅広い熱利用が可能な原子炉である。高温工学試験研究炉（HTTR：High Temperature engineering Test Reactor）は、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 は原子炉熱出力 30MW、燃料として被覆粒子燃料、主要な炉心構成材に黒鉛、1 次冷却材にヘリウムガスを用いて、原子炉出口冷却材温度は定格運転時 850℃、高温試験運転時には最高の 950℃の性能を有している。

HTTR は平成 3 年から建設を開始し、平成 10 年 11 月 10 日に初臨界、平成 13 年 12 月に原子炉出口冷却材温度 850℃、平成 16 年 4 月に原子炉出口冷却材温度 950℃を達成した。その後、高温ガス炉実用化を目指したデータ取得のための長期連続運転、高温ガス炉の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。第 1.1.1 表に 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。原子力機構では、2020 年頃に原子力水素製造実用システムの原型を提示することを目標としており、原子力機構における研究開発の取り組みを示す第 2 期中期計画（平成 22 年度から）では、安全性実証試験、核熱供給試験等を実施し、限界性能データ等の取得により高温ガス炉水素製造システムの安全設計方針を策定することとしている。

平成 23 年度は、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 46 分に発生した宮城県沖の広範囲を震源とする東北地方太平洋沖地震の影響及び地震後の原子炉施設の健全性確認について、平成 23 年度は点検計画書を作成して、設備点検、地震応答解析等を行い、総合的に評価を進めた。

また、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、平成 18 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た。

さらに、環境管理活動については、平成 18 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 部の環境管理活動を継続的に実施した。

## 1.1 HTTR の運転の状況

### 1.1.1 HTTR の運転

平成 23 年度は 12 月に第 5 回施設定期検査を終了し、定格単独運転モード（運転サイクル RS-14）の運転及び出力 24MW におけるヘリウム循環機 3 台を停止する炉心流量喪失試験を予定していた。しかしながら、東北地方太平洋沖地震により施設定期検査計画及び運転計画の中止を余儀なくされた。さらに、文部科学省からの指示により地震後の原子炉施

設の健全性確認を行い、その結果を報告することとなったため予定していた運転は平成 24 年度以降に延期した。

### 1.1.2 第 5 回施設定期自主検査

第 5 回施設定期検査は、平成 22 年 12 月 8 日付けで施設定期検査の申請を行い、平成 23 年 2 月 1 日より開始した。しかしながら、東北地方太平洋沖地震の影響により、3 月 23 日に施設定期検査の変更の手続きを行い、3 月 24 日に予定していた第 1 回の受検及びそれ以降の受検を延期した。その後、「東北地方太平洋沖地震の影響による法に基づく検査対応について（通知）」（平成 23 年 3 月 22 日付け文部科学省通知）が文部科学省から通知され、本通知の東日本大震災による施設定期検査の延期については平成 23 年 6 月 30 日までに検査の実施又は変更の届出を行うという主旨に従い、検査実施期日を未定とした施設定期検査申請書の変更届を 6 月 27 日に届け出た。施設定期検査の再開については、1.1.3 において後述する地震後の施設の健全性に関する総合評価等の実施により、施設定期検査期間が長期にわたり延長される見込みとなったため、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速やかに実施することとなり、施設定期検査計画書及び要領書が改定され、平成 23 年度は下記の 4 回の検査を受検した。

| 回 | 受検年月日                         | 検査対象及び検査項目           |
|---|-------------------------------|----------------------|
| 1 | 平成 23 年 11 月 29,30 日、12 月 1 日 | プール水冷却浄化設備の冷却能力確認検査等 |
| 2 | 平成 23 年 12 月 8,9 日            | 反応度抑制効果検査（後備停止系）等    |
| 3 | 平成 24 年 1 月 18,19 日           | 非常用発電機の作動検査等         |
| 4 | 平成 24 年 1 月 24 日              | 線量当量率測定検査等           |

### 1.1.3 運転再開に向けた検討

宮城県沖の広範囲を震源とする東北地方太平洋沖地震はマグニチュード 9.0 の巨大地震であり、HTTR 近辺における観測震度は水戸 6 弱、大洗 5 強、鉾田 4 であった。地震発生時、HTTR は運転停止中であり、地震後直ちに緊急時の保安活動体制をとり、地震直後の設備・機器点検並びに停電対策等を実施し、原子炉の安全確保に努めた。地震直後の点検においては、蒸気・圧縮空気配管の変形、使用済燃料貯蔵建家周辺の地盤沈下等が確認されたが、緊急性を伴う異常は認められなかった。その後、コールド状態での確認試験、被災度調査等を実施したが、原子炉施設について運転に支障のある異常は確認されなかった。また、今回の地震により発生した東京電力福島第一原子力発電所事故において問題となった全電源喪失事象、使用済燃料の健全性確保等の対策についての HTTR における評価を実施し、文部科学省に報告した。

その後、HTTR 原子炉建家に設置された地震計の記録を分析したところ、観測地震動の一部で設計時に想定した最大応答加速度上回る地震動が観測されたことが判明し、地震後

の施設の健全性に関して総合的な評価を実施して報告することを旨とした文部科学省の指示が平成 23 年 9 月 20 日付けで出された。この指示を受け、HTTR について、地震の観測記録に基づく地震応答解析及び原子炉施設等の設備・機器及び建物・構造物の設備点検に係る「地震後の施設の健全性に関する点検計画書」を平成 23 年 11 月に作成した。点検計画書作成以降、地震後の施設の健全性を確認するための地震応答解析及び設備・機器及び建物・構造物に関する点検を実施した。

## 1.2 機器の製作、工事等の状況

### 1.2.1 機器の製作、工事の状況

平成 23 年度に実施した主要な機器の製作、工事の状況は、以下のとおりである。

- (1) ch1 広領域中性子検出器を新たに製作し、炉内の検出器と交換した。炉内にあった検出器は切断後、収納容器内に収納し、照射物貯蔵ピットに保管した。（なお、広領域中性子検出器についての照射燃料集合体試験施設（FMF）での照射後試験（非分解・分解）及び製作メーカーにおいて実機を模擬したサンプル試験の実施結果は「2.4 広領域中性子検出器の動作不能に係る原因調査」を参照。）
- (2) 換気空調設備吸気フィルタ（電気設備室外気処理器、原子炉建家Ⅰ系空調器、冷却塔除塩フィルタユニット）を交換した（換気空調設備の定期点検）。
- (3) 反応度制御設備（R2-1,R2-3）の分解点検を実施した。
- (4) 原子炉格納容器漏えい率試験を実施した。（詳細については「2.3 原子炉格納容器の漏えい率試験」を参照。）
- (5) スタンドパイプ固定装置（N17,N18,N19）の分解点検作業を実施した。
- (6) 補助ヘリウム循環機(A),(B)のフィルタ交換作業を実施した。
- (7) 東北地方太平洋沖地震により被害を受けた機械棟ろ過水ポンプ呼水配管等、S/F 建家周りの地盤沈下及び雨水配管等の補修作業を行った。
- (8) 冷却塔プール 3 基について内部清掃及び内部壁面調査を行った。
- (9) 東北地方太平洋沖地震により被害を受けた建設管理棟の外壁の補修作業を実施した。

### 1.2.2 高温ガス炉とこれによる水素製造技術の研究開発の状況

安全性実証試験関係では、今年度は強制循環冷却機能の全喪失を模擬する「炉心冷却喪失試験」の実施準備を進めた。本試験において炉容器冷却設備水冷管パネルが最高使用温度を超えないことを監視することを目的に、原子炉圧力容器室内の仮設熱電対の移設作業を実施した。（詳細については「3.安全性実証試験の検討」を参照。）また、核熱供給試験等の水素製造システムの実証試験関係では、HTTR-IS システムで熱負荷の変動が生じた場合の安定性を実証する HTTR を用いた熱利用系負荷変動の影響確認のための試験（熱負荷変動試験）の検討を行った。今年度は加圧水空気冷却器（ACL）の加圧水流量を調節すること

による熱負荷変動試験（ACL 加圧水流量変動試験）の予備検討を行った。（詳細については「5.熱負荷変動試験の検討」を参照。）

### **1.3 所外の専門部会等での審議**

所外の専門家からなる高温ガス炉及び水素製造研究開発・評価委員会は、平成 24 年 3 月 12 日に原子力機構東京事務所で開催された。委員会では、第 2 期中期計画の概要・平成 22 年度の評価結果、平成 23 年度の研究成果・平成 24 年度の計画の概要、エンドユーザーの獲得に向けた取り組みについて説明し、討議された。

第 1.1.1 表 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* <sup>1</sup> 開始                                |
| 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* <sup>2</sup> 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* <sup>1</sup> 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                                               |
|                     |                                                           |

\* 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

This is a blank page.

## 2. HTTR の運転・保守

---

Operation and Maintenance of HTTR

This is a blank page.

## 2.1 原子炉の運転管理

平成 23 年度は、定期検査の受検及び安全性実証試験の計 3 サイクルの運転を計画していた。しかし、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震に係る点検作業等により運転計画の変更が生じ、平成 23 年度は原子炉運転を行わなかった。

### 2.1.1 確認試験の実施

東北地方太平洋沖地震の後、HTTR 原子炉施設のすべての設備・機器を対象に目視による点検等を行った。目視点検の結果、保全区域の蒸気・圧縮空気配管等の一部に変形が認められたが、その他の設備・機器に外観上の損傷はなく、動的機器を運転させることは可能であることを確認した。このためコールド状態における動的機器・系統の機能確認を主な目的とした確認試験を計画し、実施した。

プラント状態は通常の原子炉起動前の漏えい検査と同じ条件となるように 1 次系の温度・圧力を約 120℃・4MPa とし、平成 23 年 5 月 16 日から 6 月 3 日（1 次・2 次ヘリウム純化設備の各トラップの再生作業を含む）にかけて実施した。

確認すべき主な項目としては、

- (1) ガス循環機の作動確認
- (2) 1 次系のヘリウム漏えい確認
- (3) 制御設備（制御棒駆動装置及び後備停止系駆動装置）の作動確認
- (4) 系統及び設備の運転状態の確認
- (5) プラントデータの確認（過去のデータとの比較による異常の有無の確認）である。

試験の結果、ガス循環機及び制御設備は正常に作動し、異常は認められなかった。1 次系のヘリウム漏えい確認については、1 次系の温度・圧力を約 120℃・4MPa に保持し、24 時間データから漏えい率を算出した結果、東北地方太平洋沖地震前のデータと大きな相違はなく、制限値も満足した。系統及び設備の運転状態の確認においても異常は認められず、プラントデータも平成 22 年 12 月のデータと比較した結果、異常は認められなかった。

コールド状態での確認試験の結果、設備・機器等の損傷や機能低下は認められなかった。

## 2.2 装置・設備の保守管理

省令に基づく技術上の基準に適合していることを確認するための検査及び保安規定に基づく保安上重要な設備の性能が維持されていることを確認するための検査に係る保守作業を実施した。また、東北地方太平洋沖地震に伴う設備・機器の健全性確認に係る点検作業を実施した。

### 2.2.1 施設定期検査

施設定期検査は、試験炉規則第3条の17第1号（性能の技術上の基準に適合していること）に関する検査及び試験炉規則第3条の17第2号（原子炉施設の耐圧、耐放射線その他の性能が使用前検査において合格と認められた状態に維持されていること）に関する検査について実施される。第5回施設定期検査計画書及び施設定期検査要領書は平成22年12月20日付で策定された。

しかし、東北地方太平洋沖地震の影響による設備・機器の点検作業に伴い施設定期検査期間が長期となることから、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を受検することが必要となった。このため、施設定期検査（第5回）計画書及び施設定期検査要領書の改定が行われた。（改定4：平成23年11月16日）

この改定を受けて、第5回施設定期検査（全8回）のうち、機能維持に係る検査を平成23年11月29日～12月1日、12月8～9日、平成24年1月18～19日及び、1月24日に受検し、合格した。

### 2.2.2 施設定期自主検査等

#### (1) 原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査

平成23年1月28日付で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実施計画を定め、平成23年2月1日から施設定期自主検査を開始した。しかし、東北地方太平洋沖地震に伴う施設の健全性に関する点検作業等に伴い、施設定期自主検査等の工程を見直した。

#### (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を平成23年7月1日から平成24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。

### 2.2.3 東北地方太平洋沖地震後の HTTR 原子炉施設の健全性確認

東北地方太平洋沖地震に伴う文部科学省からの指示文書「平成23年東北地方太平洋沖地震に対する独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）における地震観測データに係る報告を踏まえた対応について（指示）」を受け、「HTTR原子炉施設における平成23年東北地方太平洋沖地震後の施設の健全性に関する点検計画書」を作成するとともに点検要領書を定め、HTTR原子炉施設の設備・機器の健全性（地震応答解析及び設備点検）に関する点検作業を進めた。

## 2.3 原子炉格納容器の漏えい率試験

### 2.3.1 原子炉格納容器漏えい率試験実績

HTTR の原子炉格納容器（以下、「CV」という。）の漏えい率試験は、日本電気協会の「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（以下、「JEAC4203」という。）に準じて、平成 8 年 10 月から平成 18 年 9 月までに使用前検査又は施設定期検査として 9 回実施してきた。これらの CV 漏えい率試験は、CV バウンダリ全体を常温の空気で加圧して行う CV 全体漏えい率試験（A 種試験）として行った。CV 漏えい率試験としては、CV 全体漏えい率試験の他、CV バウンダリを構成するシール部と貫通部を個々に又はグループごとに加圧して行う CV 局部漏えい率試験（B 種試験）及び CV 隔離弁局部漏えい率試験（C 種試験）に分類されており、HTTR では B 種及び C 種試験については、自主検査として行っていた。

HTTR では原子炉冷却材にヘリウムガスを使用しているため、軽水炉とは異なり、原子炉冷却材圧力バウンダリを開放して A 種試験を行うことはできない。そこで、原子炉冷却材圧力バウンダリを開放しないために漏えいが考慮されなくなる原子炉冷却材を内包する設備の CV 貫通部については、別途 C 種試験を行い、その漏えい率を A 種試験の漏えい率に加算、その合計値を HTTR では CV 漏えい率としている<sup>(1)</sup>。

また、A 種試験は、前述のとおり CV 全体を加圧して試験を行うことから、費用、時間等の負担が多大であった。そこで JEAC4203 には、所定の条件を満足すれば、A 種試験と B 種及び C 種試験を組み合わせた試験スケジュールに移行できるとの規定があることから、使用前検査以降の試験の実績に基づき、この試験スケジュールに移行できる条件への対応方針及び HTTR としての CV 漏えい率試験実施方針を定めて、文部科学省に説明し了承を得た<sup>(2)</sup>。平成 20 年の第 4 回施設定期検査では、A 種試験並びに B 種及び C 種試験による CV 漏えい率検査を行い、各々の検査において判定基準を満足したため、現在の施設定期検査（第 5 回）から、A 種試験を 3 回の施設定期検査ごとに実施することを条件として、B 種及び C 種試験による CV 漏えい率検査に移行できることとなった。

第 5 回施設定期検査は、平成 23 年 2 月から平成 23 年 12 月までの期間に実施することとし、CV 漏えい率検査については、前述のとおり B 種及び C 種試験で行う予定であった。しかしながら、平成 23 年 3 月 11 日に東北地方太平洋沖地震が発生したため、文部科学省より施設の健全性に関する総合評価等を行うように指示文書が発出された。これを受け、HTTR の原子炉格納容器の健全性を確認するために A 種試験を実施した。

### 2.3.2 CV 全体漏えい率試験実施結果

A 種試験は、平成 24 年 2 月 13 日から CV 内に測温抵抗体、露点検出器等の設置等試験準備を行い、3 月 2 日 10:02 から CV 内の昇圧を開始、3 月 5 日 17:40 に 0.37MPa に到達しこの圧力保持を開始した。なお、今回の試験は、施設の健全性に関する総合評価を目的としており、施設としてはより厳しい試験条件である設計圧力試験（原子炉設置許可申請書に記載される最高使用圧力の 0.9 倍以上で実施する A 種試験）で行うため、HTTR の CV

の最高使用圧力 0.39MPa の 0.9 倍である 0.35MPa 以上に CV 内圧力を維持する必要があった。そのため、保持開始時の圧力は 0.37MPa とした。以降、CV 内の圧力、温度、水蒸気分圧を監視し、A 種試験の平均漏えい率を評価するためのデータは、3 月 11 日 10:10 から 3 月 12 日 10:10 まで 1 時間ごとに 24 時間採取した。平均漏えい率の評価後 3 月 12 日 13:21 から降圧を開始し、3 月 14 日 9:46 に降圧は終了した。降圧終了後、CV 内の換気を行い、3 月 16 日までに A 種試験は片付けを含め全て終了した。この期間に実施した主な操作及び経過を第 2.3.1 表に示す。また、A 種試験時の昇降圧曲線を第 2.3.1 図に、CV 内圧力保持開始後の%漏えい量（測定開始時刻から各測定時刻までの漏えい気体質量と測定開始時刻における加圧範囲内気体質量の比を%で表した値）の推移を第 2.3.2 図に示す。

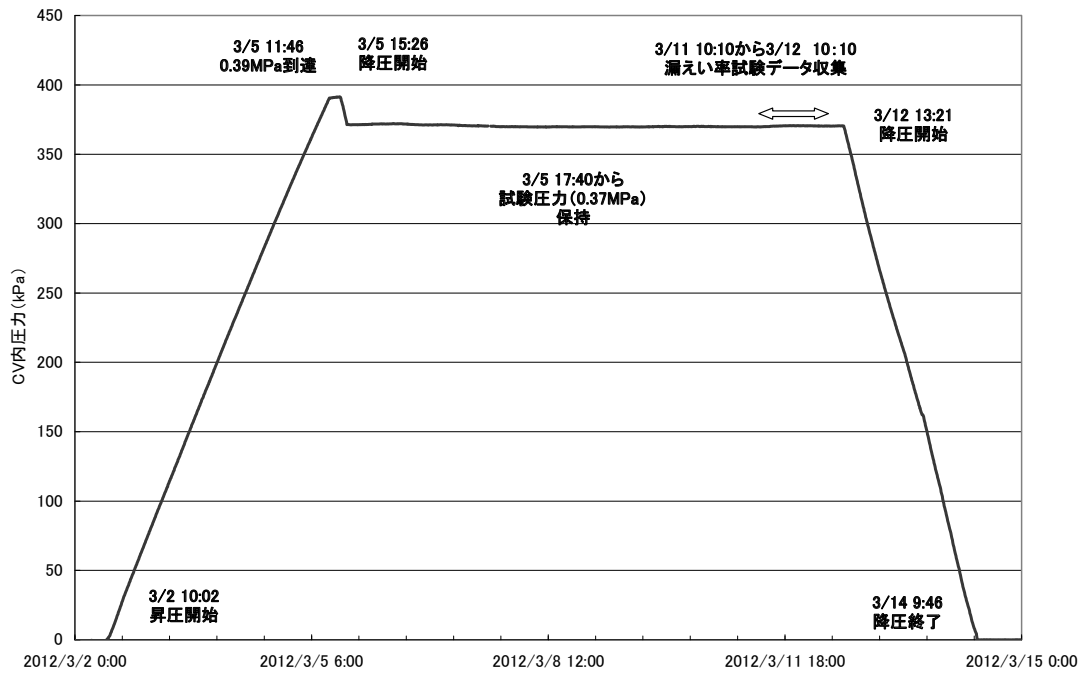
全体漏えい率試験の結果は、前述の 3 月 11 日 10:10 から 3 月 12 日 10:10 まで 1 時間ごとのデータを JEAC4203 に従って統計処理して算出した平均漏えい率が  $1.68 \times 10^{-2}$  (%/day)、平成 23 年 9 月 5 日から 9 月 29 日に別途実施した原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する貫通部の C 種試験の CV 換算漏えい率が  $3.29 \times 10^{-4}$  (%/day)、これらの和が  $1.72 \times 10^{-2}$  (%/day) となり判定基準(0.09%/day)を十分満足しており、地震後においても HTTR の CV の健全性が維持されていることが確認できた。

#### 参考文献

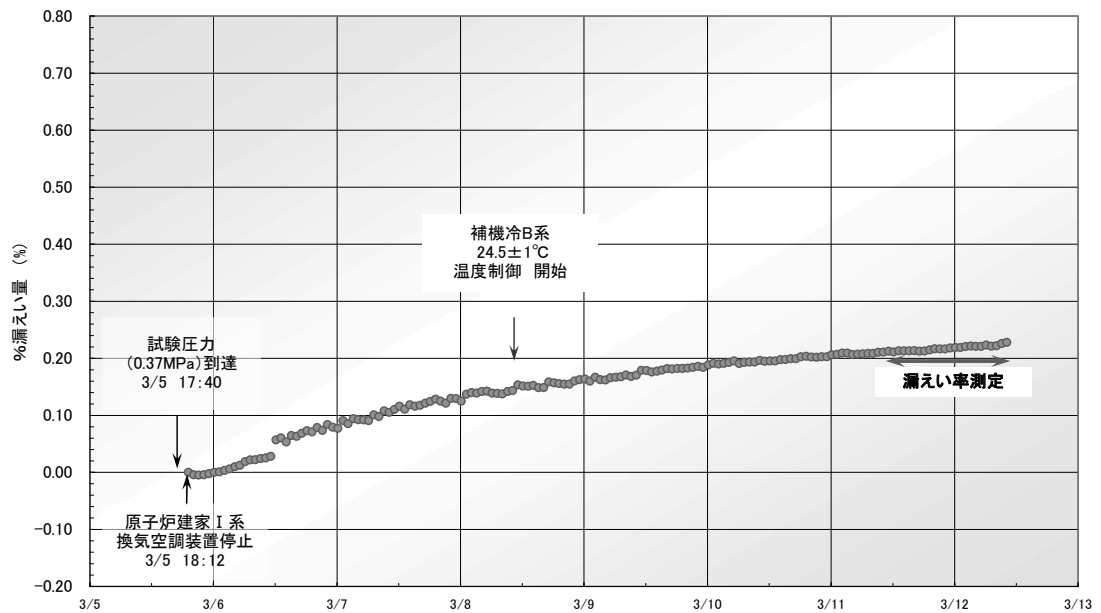
- (1)近藤雅明他, “HTTR 原子炉格納容器の全体漏えい率試験”, JAEA-Testing 2006-002 (2006)
- (2)近藤雅明他, “HTTR 原子炉格納容器漏えい率試験計画の改善 —実績を考慮した A 種、B 種及び C 種試験の組合せプログラムの導入—”, JAEA-Technology 2008-062 (2008)

第 2.3.1 表 CV 全体漏えい率試験時における主な操作及び経過

| 日時              | 主な操作及び経過                    | 備考              |
|-----------------|-----------------------------|-----------------|
| 2012/3/1        | CV 閉鎖、試験準備完了                | CV 内最終点検後に閉鎖    |
| 2012/3/2 10:02  | CV 昇圧開始                     | 昇圧前 CV 周り点検     |
| 21:20           | 0.06MPa[gauge] 到達           | CV 周り点検         |
| 2012/3/3 8:10   | 0.12MPa[gauge] 到達           | CV 周り点検         |
| 19:10           | 0.18MPa[gauge] 到達           | CV 周り点検         |
| 2012/3/4 6:20   | 0.24MPa[gauge] 到達           | CV 周り点検         |
| 17:40           | 0.30MPa[gauge] 到達           | CV 周り点検         |
| 2012/3/5 5:30   | 0.36MPa[gauge] 到達           | CV 周り点検         |
| 11:46           | 0.39MPa[gauge] 到達、保持        | CV 周り点検         |
| 15:26           | 降圧開始                        |                 |
| 17:40           | 試験圧力 0.37MPa[gauge]到達、保持    | CV 周り点検 (1 回/日) |
| 18:12           | 原子炉建家 I 系換気空調 停止            |                 |
| 2012/3/5 ~      | CV 内圧力、温度、%漏えい量等 監視         |                 |
| 2012/3/8 10:00  | 補機冷却水温度制御 (B 系 24.5℃±1℃) 開始 | 炉室内温度安定         |
| 2012/3/11 10:10 | 平均漏えい率評価データ採取開始             |                 |
| 2012/3/12 10:10 | 平均漏えい率評価データ採取終了             |                 |
| 10:34           | 原子炉建家 I 系換気空調 起動            |                 |
| 13:21           | 降圧開始                        |                 |
| 2012/3/14 8:10  | 0.01MPa[gauge]到達、CV 減圧装置起動  |                 |
| 9:46            | 降圧終了                        |                 |
| 9:48            | CV 内換気開始                    |                 |



第 2.3.1 図 原子炉格納容器漏えい率試験時の昇降圧曲線



第 2.3.2 図 温度、圧力保持中の%漏えい量の推移

## 2.4 広領域中性子検出器の動作不能に係る原因調査

### 2.4.1 発生事象

平成 22 年 3 月の原子炉停止中に広領域中性子検出器（WRM）ch.2、ch.3 が動作不能となった。当該検出器は、使用開始後からの定格出力換算日数は約 140 日（140EFPD）であった。当該中性子検出器の開発時の動作実績期間（404 日）より短い期間で動作不能事象が発生したことから、原因を調査することとした。

### 2.4.2 原因調査

WRM ch.2、ch.3 の動作不能の原因は、平成 22 年 4 月に TDR 法<sup>1</sup>を用いて動作不能箇所の絞込みを行い、第 2.4.1 図に示す MI ケーブル端子側の溶接箇所 d 部から溶接箇所 f 部の範囲内に接触不良が発生している可能性が高いと推定した。

さらに接触不良箇所を絞り込むため、照射燃料集合体試験施設（FMF）において照射後試験（非分解・分解）を実施するとともに、製作メーカーにおいて実機を模擬したサンプル試験を実施した。

#### (1) WRM 非分解による照射後試験

はじめに、検出器全域の透過像撮影を実施し、検出器内部の全体構造、接続部の位置等を観察し、検出器本体に接触不良につながる有意な変形や損傷がないことを確認した。その透過像撮影の位置データをもとに MI ケーブル端子側の溶接箇所 b 部から溶接箇所 f 部の範囲を断層像撮影し、次のことが確認された。

##### ① 透過像撮影

透過像撮影では、ch.3、ch.2 とともに検出器本体には接触不良につながる変形などの構造上の問題は見られなかった。

##### ② 断層像撮影

断層像撮影では、接続箇所 b 部から接続箇所 f 部の範囲の健全性を確認するため、検出器エレメント端子部と MI ケーブル部の間を 0.2～0.5mm ピッチで観察した。

ch.2 については、第 2.4.2 図に示す接続箇所 f 部近傍の HV 側のリード線に、CT 値<sup>2</sup>が著しく低下している箇所が観測された。CT 値の低下は、クラックの発生や線径の細り等により Ni 線の空間密度の低下が起こっている箇所であり、接触不良の可能性が大きい。それ以

<sup>1</sup> TDR（Time Domain Reflectometer：時間領域反射率計）：ケーブル障害の試験方法の一つで、パルスケーブルの片端から送信すると、ケーブルにインピーダンスの変化があれば、パルスの一部が反射することを利用して、障害位置の特定や障害内容（断線、短絡等）が判断できる機器。

<sup>2</sup> CT 値（Computed Tomography number：コンピュータ断層撮影値）：単位体積に含まれる物質の平均吸収値であり、被写体の密度の違いによりエックス線吸収値が異なることを利用して数値化したものである。CT 値は水を基準として、水の CT 値を 0、空気を-1000 にしており、CT 値が高いものは白、低いものは黒で描出される。

外に異常は見られなかった。

ch.3 についても同様に、第 2.4.3 図に示す接続箇所 f 部近傍の HV 側のリード線に、CT 値が著しく低下している箇所が観測され、接触不良の可能性が大きい。それ以外に異常は見られなかった。

以上のことから、ch.2 及び ch.3 で CT 値の低下が確認され、接続箇所 f 部近傍でリード線に異常が発生していることが確認できた。TDR 法による事前調査結果と断層像撮影結果から、ch.2 及び ch.3 の接触不良の発生箇所は、両者ともに接続箇所 f 部近傍の HV 側のリード線であると特定した。

## (2) WRM 分解による照射後試験

分解検査並びにサンプル試験は、TDR 法を用いた接触不良の絞込み、及び非分解による照射後試験の結果を踏まえ、溶接協会の専門家に意見を伺い、コメントを反映し試験を実施し、次のことが確認された。

### ① WRM の解体

マニプレータの遠隔操作により WRM 本体を解体し、検出器上部側から接続箇所 f 部を含む MI ケーブル (HV 側と SIG 側両方) を引抜き、外観を観察し、接続箇所 c 部～e 部に接触不良につながる有意な変形や損傷がないことを確認した。

### ② MI ケーブルの断層像撮影

高エネルギー X 線 CT 検査装置により引抜いた MI ケーブル (ch.2、ch.3) の断層像撮影を行い、ch.2、ch.3 ともに HV 側の接続箇所 f 部近傍のリード線に断線箇所を確認した。

### ③ MI ケーブルの解体

断層像撮影データをもとに MI ケーブルを分解し、ch.2、ch.3 ともに HV 側の接続箇所 f 部近傍のリード線で断線していることを確認した。

リード線 (HV 側) の断線箇所は、MI ケーブル芯線端部からの距離が非分解による照射後試験結果の CT 値が著しく低下している箇所とほぼ同じであった。

以上のことより、断線箇所は ch.2、ch.3 ともに HV 側のリード線であることを確認した。

## (3) WRM サンプル試験

接続箇所 f 部近傍の断線について、リード線と接続箇所 f 部について組立に起因する強度低下及び熱サイクル負荷に伴う強度低下の有無をサンプル試験で検証し、リード線断線の原因調査を行い、次のことが確認された。

### ① 組立に起因する強度低下

組立時の施工状態不良は、接続部の剥離の原因となること、引張試験では、リード線単体と比較して引張強度が 80%程度低下し、破断箇所は溶接部であることを確認した。

② 熱サイクル負荷に伴う強度低下

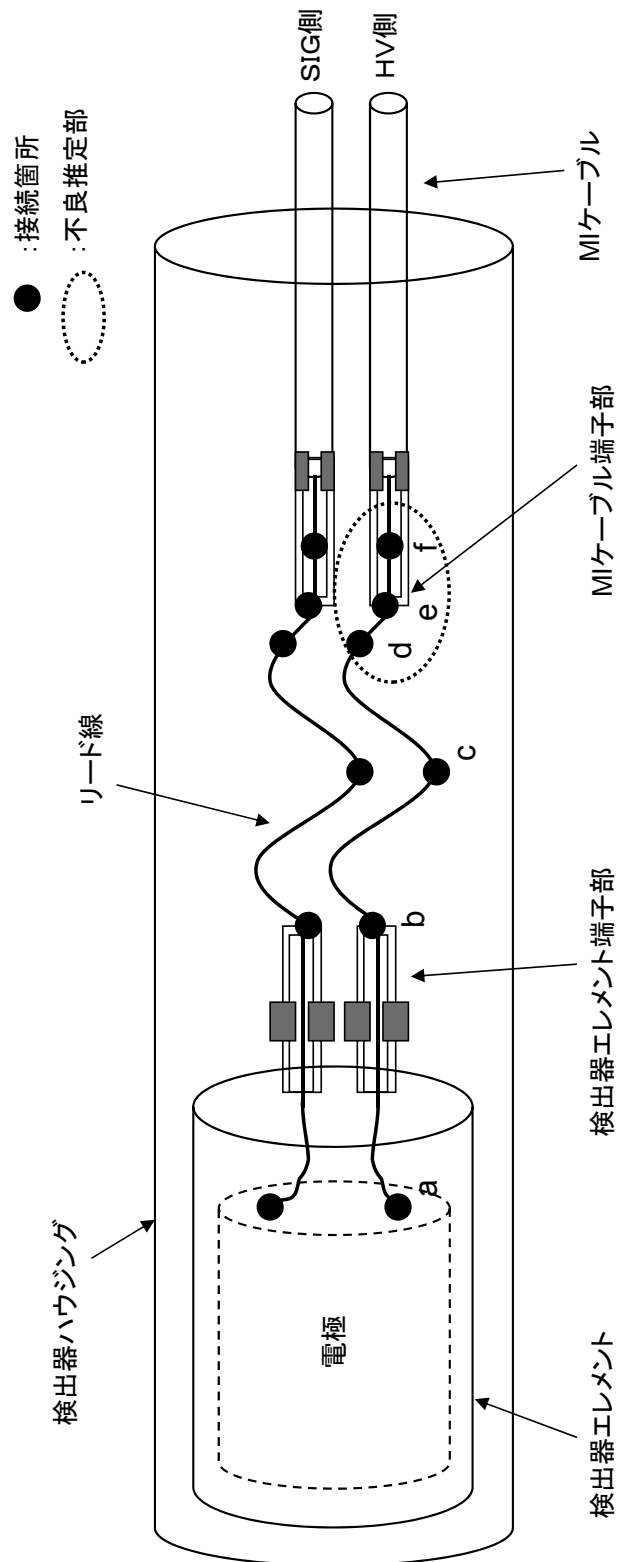
熱サイクル試験において、約 30 サイクル程度でリード線に亀裂が発生すること、引張試験では、リード線単体と比較して引張強度が 10%程度低下し、破断箇所はリード線であることを確認した。

### 2.4.3 結論

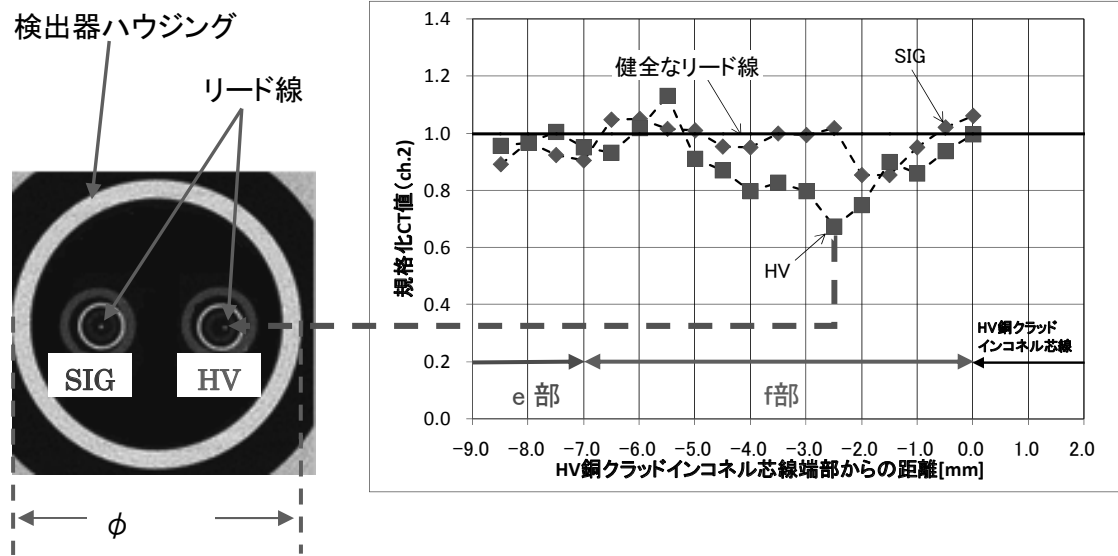
広領域中性子検出器（WRM）の動作不能の原因調査について、

- TDR 法を用いた接触不良箇所の絞込み
- WRM 非分解による照射後試験による HV 側のリード線での接触不良箇所の特定
- WRM 分解による照射後試験による HV 側のリード線での断線の特定
- WRM サンプル試験による断線原因の推定

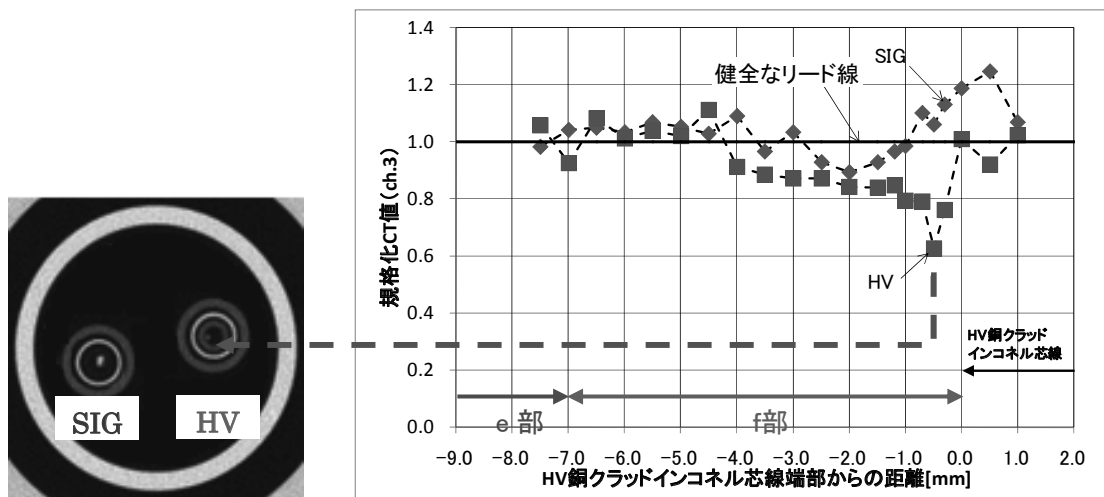
により、動作不能の原因はリード線の強度低下であることを明らかにした。



第 2.4.1 図 広領域中性子検出器の接続箇所



第 2.4.2 図 CT 値 (ch.2 接続箇所 f 近傍)



第 2.4.3 図 CT 値 (ch.3 接続箇所 f 近傍)

This is a blank page.

### 3. 安全性実証試験の検討

---

Preparation of Safety Demonstration Tests

This is a blank page.

### 3.1 概要

安全性実証試験は、HTTR を用いて異常状態を模擬した試験を行い、高温ガス炉の固有の安全性を示すとともに、原子炉挙動データを取得して安全解析コードの予測精度を向上させることにより、高温ガス炉の安全設計・安全評価技術を高度化することを目的としている。

これまで安全性実証試験として、制御棒引抜試験、循環機回転数低下試験及び循環機停止試験を行ってきた。今年度は、原子炉出力制御系を切離し、1 次ヘリウム循環機を 3 台停止して強制循環冷却機能の全喪失を模擬するとともに、炉容器冷却設備を停止させ、原子炉圧力容器表面からの熱を強制的に除去する機能を部分喪失又は全喪失させる「炉心冷却喪失試験」の実施準備を進めた。

本試験では、炉容器冷却設備（VCS）を流れる冷却水の循環を停止させるため、VCS の水冷管パネルの温度が上昇するが、試験中に水冷管パネルが最高使用温度を超えないことを監視する必要がある。そこで、炉心冷却喪失試験時における VCS の温度の監視強化を目的として、原子炉圧力容器室内の既設の仮設熱電対を、第 3.1.1 図に示す炉容器冷却設備側部パネル出口リングヘッダ（以下、「リングヘッダ」）及び原子炉圧力容器スタビライザ（以下、「スタビライザ」）を貫通する水冷管へ移設した。

### 3.2 仮設熱電対の移設作業

作業場所である原子炉圧力容器室には RPV が設置されており、作業時の線量当量率は 14  $\mu\text{Sv/h}$ ～240  $\mu\text{Sv/h}$  であった。計画被ばく線量は、作業員 6 人で 4.5 mSv・人と評価した。また、作業期間が 8 月～9 月であったことから、通常用いている作業時の装備（半面マスク等）では、格納容器再循環冷却装置の使用制限により高温多湿となる作業環境下での作業性に問題が生じる可能性があった。このため、本作業では夏用ツナギ、クールベスト及びネッククーラーを HTTR で初めて導入した。

仮設熱電対は熱伝セメント等により設置されており、その配線は VCS のパネルを這う形で原子炉圧力容器室の一番上のフロアにある貫通孔へ引き廻され、室外にある中継端子箱に接続されている。

移設作業は、取付け状態の調査、配線の引き廻しルートの検討、取外し、取付け、確認の流れで実施した。以下にその詳細を示す。

#### (1) 取付け状態の調査

本作業では、VCS 監視用として、出力上昇試験等のために原子炉圧力容器室内に設置した仮設熱電対を移設した。まず始めに、既設の仮設熱電対の調査をして、リストを作成し、この中から移設候補を選出して、絶縁抵抗の測定を行い異常がないことを確認した。

移設候補の仮設熱電対についての調査は、まず、設置位置等を設置時の記録を基にして実施した。次に、原子炉压力容器室内において、設置位置、取付け状態及び配線の引き廻しルートの確認を行い、さらに、貫通孔までの配線の長さを測定した。

## (2) 配線の引き廻しルートの検討

調査結果を基にして、移設する仮設熱電対及び本数を決定した。本作業では、リングヘッダ及びスタビライザを貫通する水冷管の各々の A 系統及び B 系統に 2 本ずつ、計 8 本を移設した。

配線の引き廻しルートは、移設しない仮設熱電対の引き廻しルートを基本ルートとした。

## (3) 取外し

移設する仮設熱電対は、スクレーパーを使用して取り外した。この時、仮設熱電対の設置箇所の下部にビニール袋を貼り付けて、熱伝セメントの屑が落下及び飛散するのを防止した。

## (4) 取付け

取外した仮設熱電対の配線を移設先まで引き廻し、設置場所を決定した後、設置場所に形成されていた酸化膜をナイロン製不織布を使用して除去した。

仮設熱電対は、パッド及び配線を適宜な間隔で銅線で固定してから高温用の熱伝セメントで取付けた。

## (5) 取付け状態及び機能の確認

移設した仮設熱電対の取付け状態の確認は、熱伝セメントを 1 日かけて乾燥させた後に目視で実施した。その結果、剥がれ及び熱伝セメントの割れ等の異常はなかった。

移設した仮設熱電対の機能は、炉容器冷却水循環ポンプを起動した際の、VCS の温度変化を測定することで確認した。代表として第 3.2.1 図に炉容器冷却水循環ポンプを起動した時の冷却水流量と移設した仮設熱電対により測定した VCS の温度変化 (A 系統) を示す。

炉容器冷却水循環ポンプの起動に伴い、冷却器近傍にあった冷却水が通過することにより、スタビライザを貫通する RPV に近い位置の水冷管の温度が低下する。その後、循環により温度が均一化した冷却水が循環することにより温度が均一化していく。

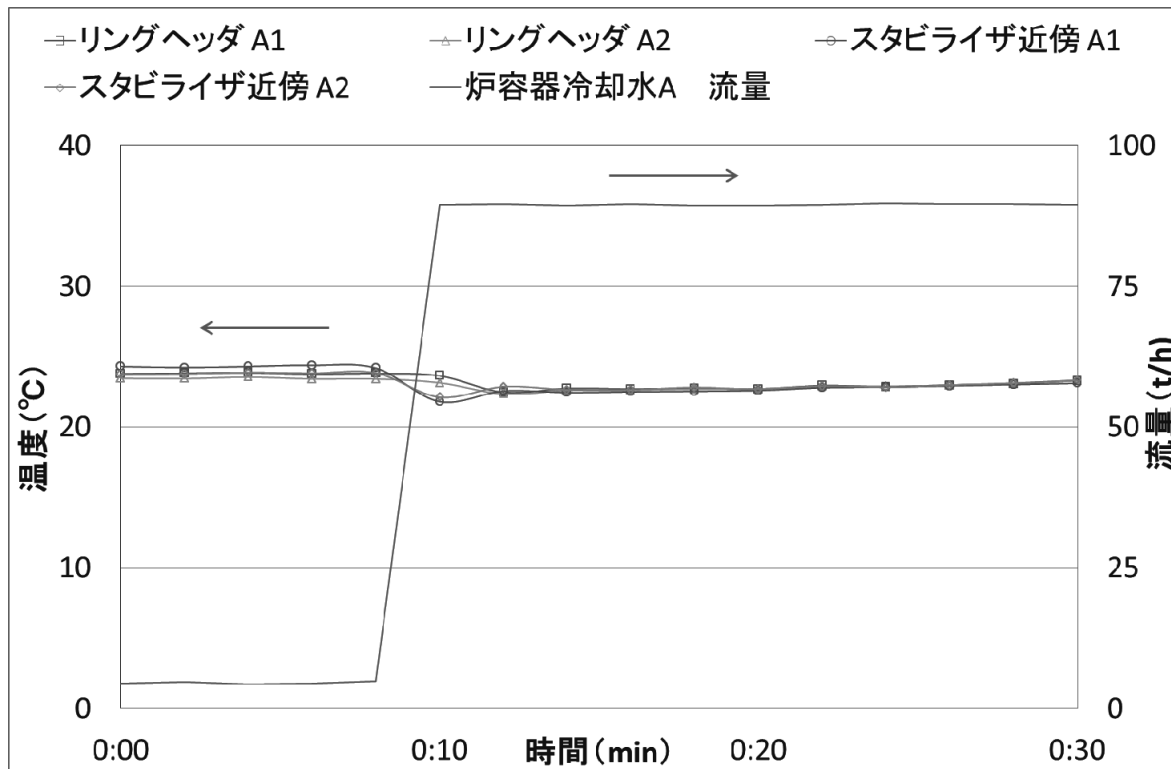
移設した仮設熱電対は、A 系統及び B 系統共に上記の温度変化を測定していた。この結果から、炉心冷却喪失試験に向けて VCS の温度の監視強化を図ることができたことを確認した。

### 3.3 結果

- (1) 移設した仮設熱電対の機能を炉容器冷却水循環ポンプの起動に伴う温度変化を測定することで確認し、炉心冷却喪失試験にむけて VCS の温度の監視強化を図ることができた。
- (2) 作業員の被ばく線量は  $1.29 \text{ mSv} \cdot \text{人}$  であり、個人の被ばく線量は  $190 \sim 260 \text{ } \mu\text{Sv}$  であった。
- (3) 高温多湿の作業環境下において、夏用ツナギ、クールベスト、クールネックが有用であることを確認した。
- (4) 本作業の完遂により、炉心冷却喪失試験に向けて原子炉压力容器室内の仮設熱電対の温度測定の前準備が完了した。



第 3.1.1 図 炉容器冷却設備側部パネル出口リングヘッド



第 3.2.1 図 VCS の冷却水流量及び移設した仮設熱電対により測定した VCS の温度 (A 系統)

## 4. 放射線管理

---

Radiation Control

This is a blank page.

#### 4.1 放射線作業時の管理

平成 23 年度において実施された主な放射線作業は、施設定期自主検査及び補助ヘリウム循環機のフィルタ交換作業である。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ほか、上記を含む多くの放射線作業について、随時、放射線モニタリングを実施して放射線管理を行った。

##### (1) 原子炉運転中等の管理

平成 23 年度の原子炉の運転は、東北地方太平洋沖地震による被災により、原子炉施設の健全性を確認する必要が生じ、国からの指示による地震応答解析等を用いた施設の健全性に関する総合評価を進めたため、なかった。

##### (2) 施設定期自主検査作業中の管理

平成 23 年 2 月 1 日から施設定期自主検査作業が開始された。原子炉格納容器定期点検作業、補助冷却設備定期点検作業等が行われたが、放射線管理上問題はなかった。

##### (3) 補助ヘリウム循環機のフィルタ交換作業

平成 23 年 10 月 31 日～12 月 20 日において、補助ヘリウム循環機のフィルタ交換作業が行われた。本作業は事前に作業方法、被ばく低減対策について検討し作業を実施した。線量当量率は最大で  $80 \mu \text{Sv/h}$ (フィルタ表面)であったが、作業者の被ばくは、個人最大  $0.1 \text{mSv}$  (GB 値)、集団  $0.26 \text{人} \cdot \text{mSv}$ (APD 値)で放射線業務従事者に係る線量限度 ( $50 \text{mSv}$ ) を十分下回った。また本作業における空気汚染、表面汚染は検出されなかった。

##### (4) その他の作業

その他の作業については、放射線管理上問題はなかった。

#### 4.2 個人被ばく管理

平成 23 年度における放射線業務従事者の被ばく結果について第 4.2.1 表に示す。平成 23 年度における職員等及び請負業者の個人最大線量は  $0.3 \text{mSv}$  であり、放射線業務従事者に係る線量限度を十分下回っていた。また、内部被ばくについては、バイオアッセイ法及び対外計測法により定期的に行う確認検査を実施し、全て検出下限値未満であった。

#### 4.3 排気及び排水の管理

HTTR の排気筒から放出した放射性気体廃棄物は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震後に採取した試料に有意な放射性物質が検出されたが、原子炉の運転をしていない施設の状況等から東京電力(株)福島第一原子力発電所(以下、福島第一原発)からの放射性物質放出に伴う影響であり、施設に由来する放射性物質の放出はなかった。廃液貯槽から一般排水溝へ放出した放射性液体廃棄物は、放出管理目標値に比べて十分低い値であり異常な放出はなかった。

#### (1) 排気中の放射性塵埃及び放射性ガスの管理

HTTR 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第 4.3.1 表に示す。放射性塵埃の最大濃度は、全  $\beta$  :  $4.3 \times 10^{-10}$  Bq/cm<sup>3</sup>、<sup>131</sup>I :  $6.4 \times 10^{-7}$  Bq/cm<sup>3</sup> であり、年間放出量は、<sup>131</sup>I :  $2.4 \times 10^7$  Bq/年であった。放射性物質が検出された試料は、地震発生以降に採取したもので、これは福島第一原発から放出された放射性物質の影響であり、施設に由来する放射性物質の放出はなかった。

なお、<sup>131</sup>I については放出管理目標値が定められているが、この値に比べ十分低い値であった。

#### (2) 放射性廃液の管理

HTTR の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第 4.3.2 表に示す。有意に検出された核種は<sup>3</sup>Hのみであり、それ以外は、年間を通して全て検出下限濃度未満であった。<sup>3</sup>H の最大濃度は、6.3 Bq/cm<sup>3</sup>、年間放出量は、 $7.4 \times 10^7$  Bq/年であった。<sup>3</sup>H 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、<sup>3</sup>H :  $2.6 \times 10^7$  Bq、4.5m<sup>3</sup>であった。

### 4.4 放射線管理設備に係る保守管理

#### 4.4.1 施設定期自主検査等

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、平成 23 年 8 月 8 日から平成 23 年 10 月 21 日において放射線測定機器の施設定期自主検査を実施し、保安に関連を有する設備及び機器について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。

#### 4.4.2 修理及び改造

保安規定における改造計画の提出に該当する改造はなかった。

第 4.2.1 表 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<br>(人) | 実効線量分布 (人)   |                        |                        |                       |                 | 平均線量<br>(mSv) | 最大線量<br>(mSv) | 集団線量<br>(人・mSv) |
|--------|-----------------|--------------|------------------------|------------------------|-----------------------|-----------------|---------------|---------------|-----------------|
|        |                 | 検出下限<br>線量未満 | 0.1mSv 以上<br>1.0mSv 以下 | 1.0mSv 超え<br>5.0mSv 以下 | 5.0mSv 超え<br>15mSv 以下 | 15mSv を<br>超える者 |               |               |                 |
| 職員等    | 64              | 56           | 8                      | 0                      | 0                     | 0               | 0.02          | 0.3           | 1.5             |
| 外来研究員等 | 0               | 0            | 0                      | 0                      | 0                     | 0               | 0.00          | 0.0           | 0.0             |
| 請負業者   | 301             | 299          | 2                      | 0                      | 0                     | 0               | 0.00          | 0.1           | 0.2             |
| 全作業者   | 365             | 355          | 10                     | 0                      | 0                     | 0               | 0.00          | 0.3           | 1.7             |

(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。

第 4.3.1 表 HTTR から放出された放射性気体廃棄物

| 種 類    | 測定線種<br>及び核種                          | 最大濃度<br>(Bq/cm <sup>3</sup> ) | 年間放出量* <sup>1</sup><br>(Bq/年) |
|--------|---------------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|
| 放射性ダスト | 全 $\alpha$                            | $< 2.2 \times 10^{-11}$       | —                             |
|        | 全 $\beta$                             | $4.3 \times 10^{-10*2}$       | —                             |
|        | <sup>137</sup> Cs                     | $< 5.4 \times 10^{-10}$       | 0                             |
|        | <sup>131</sup> I                      | $6.4 \times 10^{-7*2}$        | $2.4 \times 10^{7*2}$         |
| 放射性ガス  | <sup>3</sup> H                        | $< 1.8 \times 10^{-5}$        | 0                             |
|        | <sup>88</sup> Kr、 <sup>138</sup> Xe 等 | $< 2.1 \times 10^{-3}$        | 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。

\*2：福島第一原発の被災に伴う影響

\*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<br>(Bq/年)    |
|--------|---------------------------------------|----------------------|
| 放射性希ガス | <sup>88</sup> Kr、 <sup>138</sup> Xe 等 | $3.7 \times 10^{13}$ |
| 放射性ヨウ素 | <sup>131</sup> I                      | $3.2 \times 10^9$    |
| トリチウム  | <sup>3</sup> H                        | $1.1 \times 10^{13}$ |

第 4.3.2 表 HTTR から放出された放射性液体廃棄物

| 主な核種              | 最大濃度<br>(Bq/cm <sup>3</sup> ) | 年間放出量* <sup>3</sup><br>(Bq/年) | 廃液量<br>(m <sup>3</sup> ) |
|-------------------|-------------------------------|-------------------------------|--------------------------|
| <sup>3</sup> H    | 6.3                           | $7.4 \times 10^7$             | $6.5 \times 10^1$        |
| <sup>60</sup> Co  | $< 2.7 \times 10^{-3}$        | 0                             |                          |
| <sup>137</sup> Cs | $< 5.5 \times 10^{-3}$        | 0                             |                          |
| その他               | $< 1.9 \times 10^{-2}$        | 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。

\*3：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)        |
|-------------------|-------------------|----------------------|
| <sup>3</sup> H    |                   | $3.7 \times 10^{12}$ |
| <sup>3</sup> H 以外 | 総量                | $2.2 \times 10^9$    |
|                   | <sup>60</sup> Co  | $2.2 \times 10^8$    |
|                   | <sup>137</sup> Cs | $1.8 \times 10^9$    |

## 5. 熱負荷変動試験の検討

---

Investigation of Thermal Load Fluctuation Test of the Heat  
Utilization System

This is a blank page.

## 5.1 概要

商用高温ガス炉として、発電システムと水素製造システムを併設した電力水素併産型高温ガス炉（GTHTR300C）の設計研究が行われており、水素製造システムで熱負荷の変動が生じた場合にも電力が安定して供給できることが設計条件として求められている。この、水素製造システムの実証を目的として、HTTR を用いて水素製造を行う HTTR-IS システムが計画されている。これらの水素製造システムで熱負荷の変動が生じた場合、原子炉の運転に影響を及ぼさないことを HTTR を用いて実証する必要がある。そこで、これらを実証し、原子炉システムの応答挙動解析コードを開発するためのデータベースを構築する目的で、熱利用系負荷変動の影響確認のための試験（熱負荷変動試験）の検討を行った。

平成 22 年度は ACL のファンを停止させることによる熱負荷変動試験の予備検討を行った。これに引き続き、平成 23 年度は ACL の加圧水流量を調節することによる熱負荷変動試験（ACL 加圧水流量変動試験）の予備検討を行った。

## 5.2 熱負荷変動試験の予備解析結果

### 5.2.1 解析条件

熱利用系負荷変動試験時の挙動を把握するため、ACL 加圧水流量変動試験について、動特性解析コード ACCORD を用いて解析を行った。第 5.2.1 表に ACL 加圧水流量変動試験の解析の初期条件を示す。原子炉出力は 30~100%、ACL 加圧水流量は初期流量の-10%~-90%、外気温度は 15℃と設定した。また、第 5.2.2 表に解析の制御系の状態を示す。除熱性能の変動時のプラント全体の挙動を確認するため、原子炉出力制御系、原子炉入口温度制御系及び原子炉出口温度制御系は手動（不作動）とした。スクラム信号については、本解析の目的が試験時のプラントの挙動を見るということから、全ての信号を切り離した状態（スクラムしない状態）で解析を行った。

第 5.2.1 図に ACL 加圧水流量変動の外乱の時間履歴を示す。計算開始後 4 時間はマルチランジェントし、4 時間経過後に ACL 出口流量調節弁及び ACL バイパス流量調節弁を 1%/sec で調整し、ACL 加圧水流量を低下させる。本解析では、ACL 加圧水流量を変動開始後 12 時間の挙動について解析を行った。

### 5.2.2 解析結果

第 5.2.2 図～第 5.2.7 図に初期原子炉出力 100%からの ACL ファン停止試験の解析結果を示す。第 5.2.2 図は原子炉出力、第 5.2.3 図は反応度、第 5.2.4 図は原子炉入口冷却材温度、第 5.2.5 図は原子炉入口冷却材温度、第 5.2.6 図は PPWC 入口加圧水温度、第 5.2.7 図は PPWC 出口加圧水温度の時間変化をそれぞれ示している。これらの図中には加圧水流量-10%~-70%の結果を示している。-80%~-90%の場合については、加圧水温度が飽和温度を超えてしまうため、示していない。

ACL への加圧水流量を減少させることにより PPWC 入口加圧水温度が上昇し、除熱性能が低下することにより原子炉入口冷却材温度が上昇する。その結果、炉心温度が上昇し、負の反応度効果により原子炉出力が低下する。8 時間経過後に、減速材である黒鉛ブロック温度やキセノン濃度が下がったことによる正の反応度添加が生じる。

### 5.3 実施可能な試験条件の検討

5.2 で得られた解析結果をもとに、設備を改造しないで試験を実施できるかどうかの検討を行うとともに、試験を実施した場合に重要な警報が発報するかどうかの検討を行った。

検討した結果を第 5.3.3 表に示す。

試験中に ACL 加圧水流量が変動すると、加圧水空気冷却器による除熱量が低下するため、加圧水温度及び原子炉入口冷却材温度が上昇する。試験中は加圧水温度制御系を切り離しているため、加圧水温度が流量変動に応じて上昇し、「加圧水温度高」(158.4℃以上)警報が発信して加圧水循環ポンプがトリップすることにより「1 次加圧水冷却器加圧水流量低」原子炉スクラム信号(定格流量の 87%以下)が発信する。また、加圧水温度の上昇に伴い、1 次加圧水冷却器から原子炉へ戻る冷却材温度が上昇し、温度の上昇につれて「原子炉入口ヘリウム温度高」(405℃以上)及び「1 次加圧水冷却器ヘリウム循環機出口温度高注意」(418℃以上)警報が順次発信し、「1 次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」原子炉スクラム信号(425℃以上)が発信する。

これらの警報は、安全上重要な警報であり、設備改造により対処できるものではない。よって、これらの警報が発報する条件では試験は実施できず、表中に×で示した。

更に、今回検討した試験条件全てにおいて「原子炉入口温度変差大」または「加圧水温度制御系偏差大」警報が発信する結果となったが、制御系を作動させない条件で試験を行っているため、これらの警報については許容できるものと考えられるため、表中に△で示した。

なお、原子炉出口温度制御系を自動とした場合、制御棒の引抜きにより原子炉出口温度を設定値に制御するため、原子炉出力及び原子炉出口温度は設定値に保持されるので、運転上の制限に影響しない。

### 5.4 ACL 加圧水流量変動試験と ACL ファン停止試験の比較

検討により得られた ACL 加圧水流量変動試験の結果と前報で得られた ACL ファン停止試験のそれぞれの特徴について比較を行った。比較した結果を第 5.4.1 表に示す。ACL ファン停止試験は、試験時の運転員の操作は容易であるものの、所定の試験条件に設定することは非常に困難である。一方、ACL 加圧水流量変動試験は、試験時の操作は若干煩雑となるものの、所定の試験条件に設定しやすい。運転員の操作の煩雑さは、事前の十分な訓練により対応可能である。

このことから、熱負荷変動試験としては ACL 加圧水流量変動試験が適している。

## 5.5 まとめ

HTTR を用いて、熱利用系の変動が原子炉側に与える影響を、HTTR を利用して調べる熱負荷変動試験の内容について、予備解析等を行うことで検討した。得られた結論は以下のとおり。

- (1) ACL 加圧水流量変動試験において警報が発信すると予想される試験条件を抽出し、重要な警報が発信しない試験条件を明らかにした。
- (2) HTTR を利用した ACL 加圧水流量変動試験は、高温ガス炉水素製造システムで熱負荷が変動した場合の原子炉システムの応答挙動解析コードの検証・実証に必要なデータを提供できる。
- (3) ACL 加圧水流量変動試験の予備解析結果から、ACL 加圧水流量を 10%～80% 変動させることで原子炉出力に大きな変動を与えることができることを確認した。
- (4) ACL 加圧水流量変動試験と ACL ファン停止試験を比較した結果、試験条件の設定のしやすさ等から、熱負荷変動試験として ACL 加圧水流量変動試験を実施することが望ましい。

今後は、得られた結果や過去の類似の試験を元に、抽出した試験条件で試験を遂行することができるかをより詳細に検討する予定である。

第 5.2.1 表 ACL 加圧水流量変動試験の解析の初期条件

|              |                                                        |
|--------------|--------------------------------------------------------|
| 原子炉出力        | 30%,40%,50%,60%,<br>70%,80%,90%,100%                   |
| ACL 加圧水流量変動量 | 初期流量の<br>10%,20%,30%,40%,50%,<br>60%,70%,80%,90%<br>減少 |
| 外気温度         | 15℃                                                    |
| 試験時間         | 12 時間                                                  |

第 5.2.2 表 ACL 加圧水流量変動試験の解析の制御状態

|                  |    |
|------------------|----|
| 原子炉出口温度制御系       | 手動 |
| 原子炉出力制御系         | 手動 |
| 原子炉入口温度制御系       | 手動 |
| 加圧水温度制御系         | 手動 |
| PPWC ヘリウム流量制御系   | 自動 |
| 加圧水流量制御系         | 自動 |
| 1 次/2 次ヘリウム差圧制御系 | 自動 |
| 1 次/加圧水差圧制御系     | 自動 |
| 1 次ヘリウム圧力制御系     | 手動 |

第 5.3.3 表 各試験条件における警報発報の検討結果

|       |      | ACL 加圧水流量変動量（減少量） |     |     |     |     |     |     |     |     |
|-------|------|-------------------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|
|       |      | 10%               | 20% | 30% | 40% | 50% | 60% | 70% | 80% | 90% |
| 原子炉出力 | 30%  | △                 | △   | △   | △   | △   | △   | △   | △   | ×   |
|       | 40%  | △                 | △   | △   | △   | △   | △   | △   | △   | ×   |
|       | 50%  | △                 | △   | △   | △   | △   | △   | △   | ×   | —   |
|       | 60%  | △                 | △   | △   | △   | △   | △   | △   | ×   | —   |
|       | 70%  | △                 | △   | △   | △   | △   | △   | ×   | —   | —   |
|       | 80%  | △                 | △   | △   | △   | △   | △   | ×   | —   | —   |
|       | 90%  | △                 | △   | △   | △   | △   | ×   | ×   | —   | —   |
|       | 100% | △                 | △   | ×   | ×   | ×   | ×   | ×   | —   | —   |

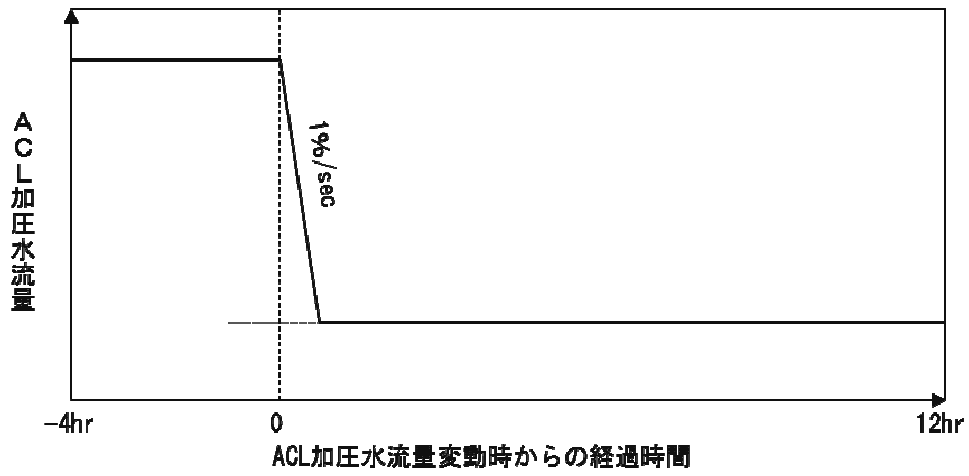
△：制御偏差大に関する警報が発報する。

×：設備の健全性にかかわる警報が発報する

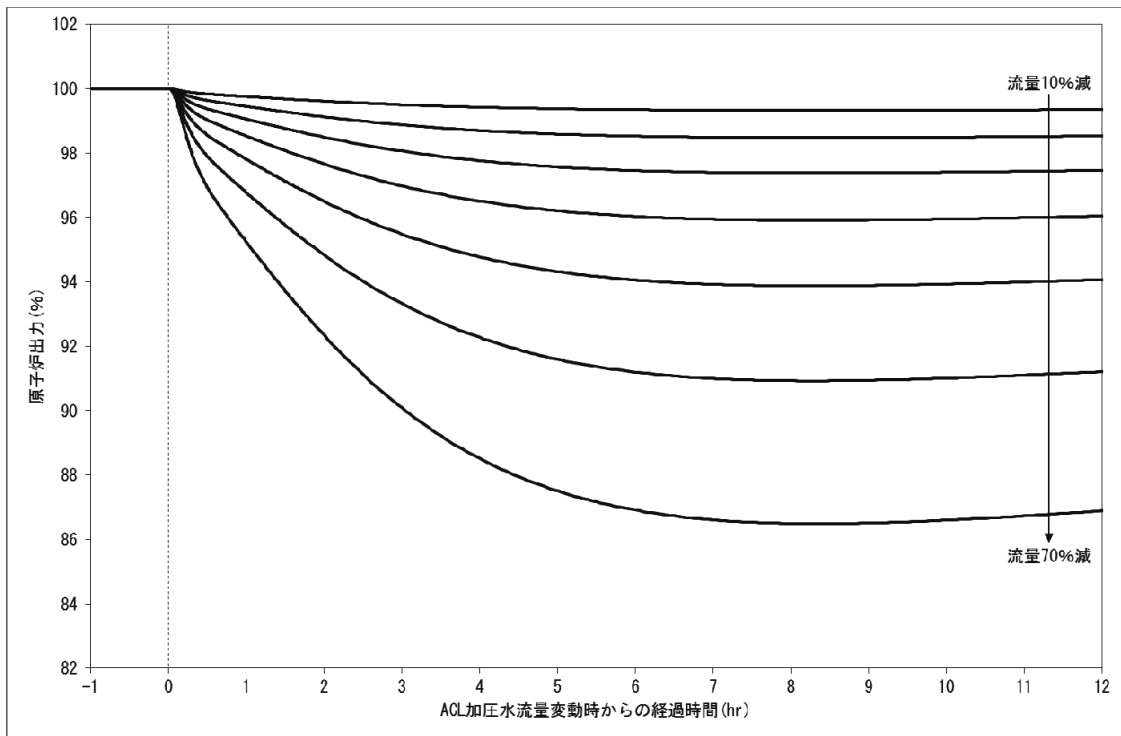
—：解析範囲を超える（加圧水温度が飽和温度を超える）

第 5.4.1 表 ACL 加圧水流量変動試験と ACL ファン停止試験の特徴の比較

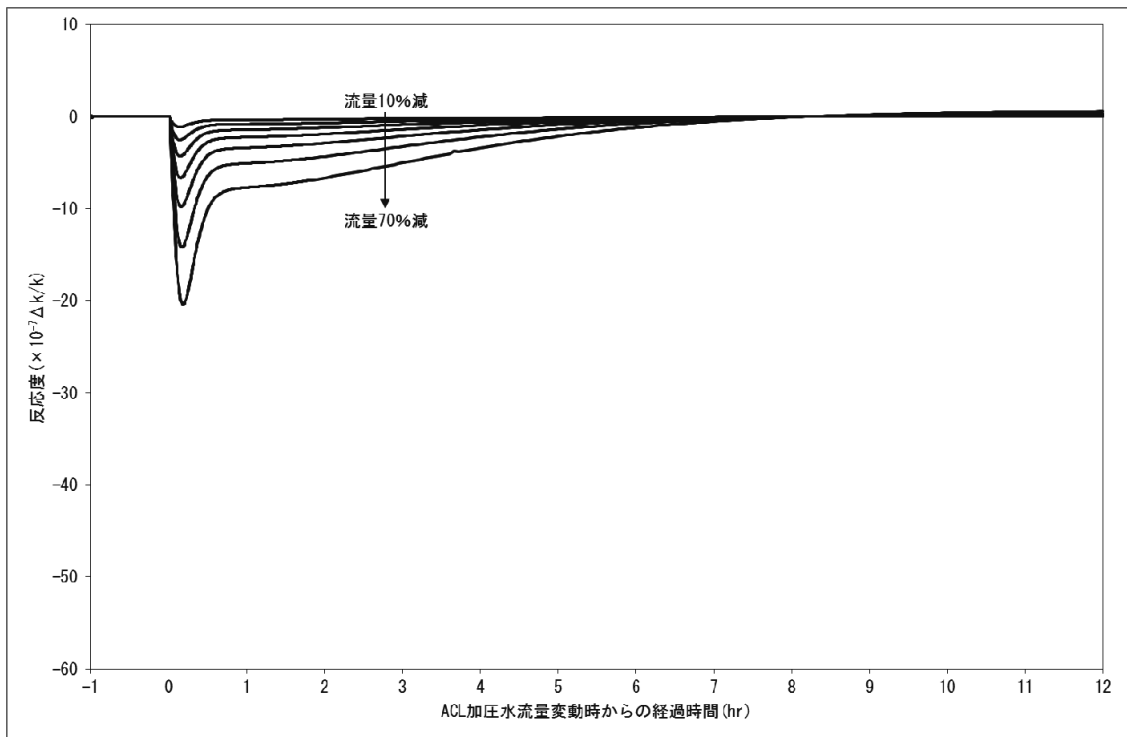
|          | ACL 加圧水流量変動試験                                             | ACL ファン停止試験                                                               |
|----------|-----------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------|
| 試験条件の設定  | ACL 加圧水流量調節弁の開度を調節するため、試験条件をフレキシブルに設定することができる。            | ファンが 6 台であるため、ファン 1 ～ 6 台停止の条件を与えられる。                                     |
| 試験時の操作   | 運転員は、ACL 加圧水流量調節弁を操作することとなるため、運転員への試験条件に対応した弁操作の訓練が必要となる。 | 運転員は、ACL ファンの停止操作を行うだけでよく、運転員に特別な技量は求められない。                               |
| 試験条件の正確さ | 除熱量と ACL 加圧水流量はほぼ一対一に対応しているため、所定の熱負荷を与えやすい。               | ACL ファンの停止台数と空気風量の減少は対応しておらず、所定の熱負荷を与えることは困難である。また、事後評価でしか試験条件を知ることができない。 |
| 試験時の応答   | 弁開度は 1%/sec であるため、それに対応したレスポンスとなる。                        | ファン停止はフリーコストであるため、風量の状態が静定するまでには 1 分程度の時間を要する。                            |



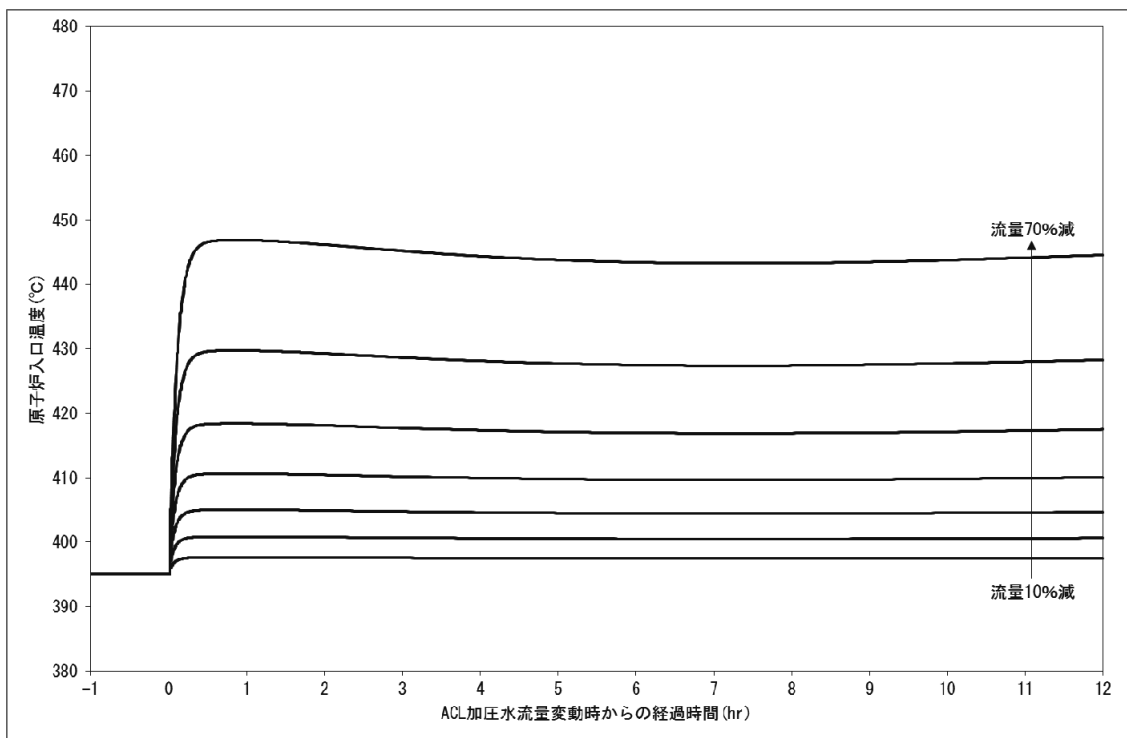
第 5.2.1 図 ACL 加圧水流量変動試験時の ACL 加圧水流量の外乱



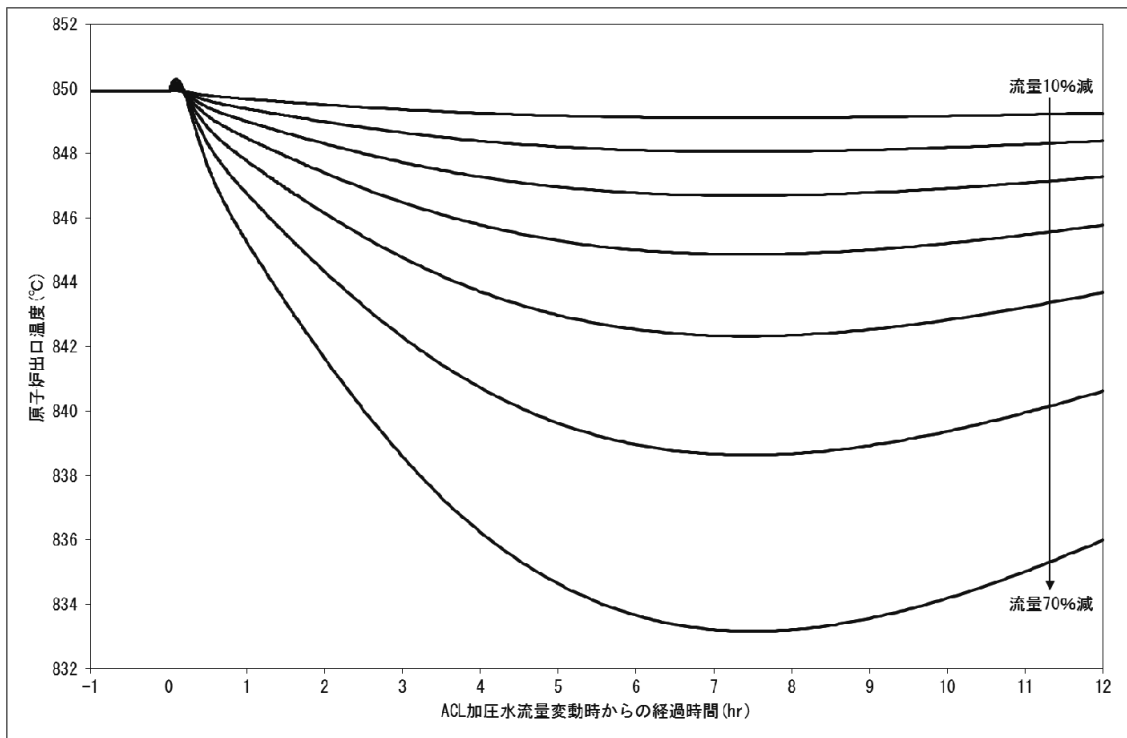
第 5.2.2 図 原子炉出力の時間変化（初期原子炉出力 100%）



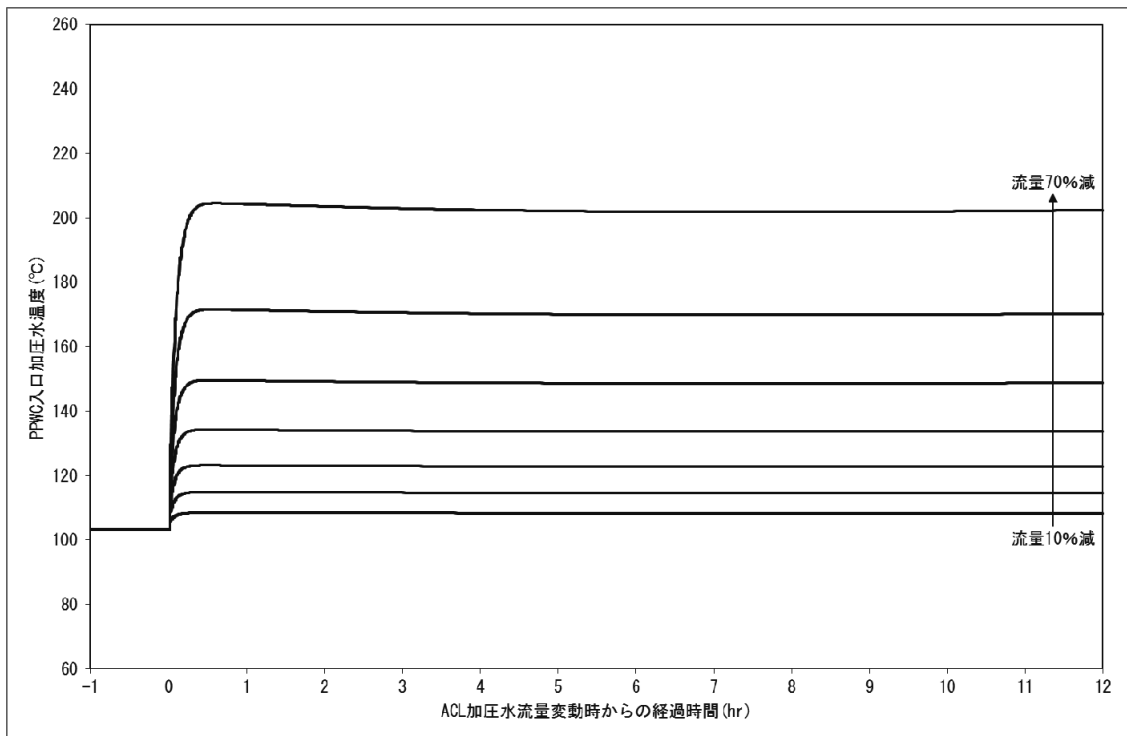
第 5.2.3 図 反応度の時間変化（初期原子炉出力 100%）



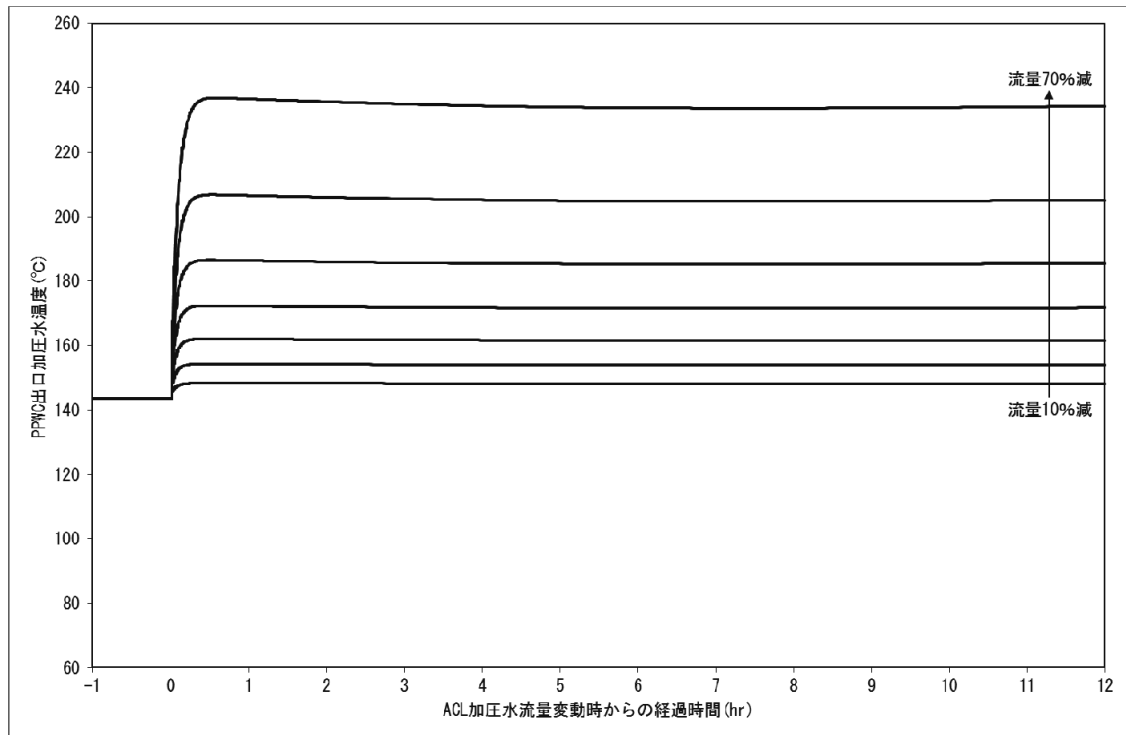
第 5.2.4 図 原子炉入口冷却材温度の時間変化（初期原子炉出力 100%）



第 5.2.5 図 原子炉出口冷却材温度の時間変化（初期原子炉出力 100%）



第 5.2.6 図 PPWC 入口加圧水温度の時間変化（初期原子炉出力 100%）



第 5.2.7 図 PPWC 出口加圧水温度の時間変化（初期原子炉出力 100%）

This is a blank page.

## 6. 品質保証活動の実施状況

---

Present Status of Quality Assurance System

This is a blank page.

## 6.1 概要

平成 23 年度は、東北地方太平洋沖地震の発生を受けて、施設定期自主検査計画及び原子炉の運転計画の変更を余儀なくされるとともに、原子炉施設の健全性確認に係る点検作業が、主要業務の一つとして大きな比重を占めることとなった。HTTR では、これらの一連の作業に対し、品質保証活動組織（第 6.2.1 図）に基づく保安活動を適切に展開し、作業の確実な実施を図った。

一方、大洗研究開発センターの品質保証活動は、品質保証計画書（平成 18 年 11 月 1 日施行）に基づく活動に移行して 4 年半が経過し、近年、所長によるマネジメントレビュー等を通して、これまでの品質マネジメントシステムの運用実績を反映したシステムの合理化、スリム化が求められるようになった。このような背景から、平成 22 年度に実施した不適合管理要領のセンター内一本化に引き続き、平成 23 年度は文書及び記録の管理要領のセンター内共通化が提案された。本提案を受けて HTTR では、改定される管理要領が、職場の実態に即した実効的な管理要領となるよう、改定案に具体的修正案を付して、センターに対し提言を行った。併せて、HTTR の品質保証管理要領書（第 6.2.2 図）全体に対しても、システムの合理化の観点からレビューを実施し、週間作業工程作成に係る会議の職務、各課長の関与等を精査し業務の効率化に直接結びつけるなど、関係要領の改定を行った。

また、保安活動の基本となる保安教育訓練については、HTTR の教育・訓練管理要領 (QAM-02) に基づき管理し、福島第一原子力発電所の事故を教訓とした訓練などを確実に実施した。

## 6.2 品質保証活動の展開

HTTR の品質保証活動に係る重要事項を審議する HTTR 品質保証委員会は、平成 23 年度、延べ 11 回開催され、28 件の議案を審議した。これらの活動実績を、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性の観点から分析し、以下に平成 23 年度の品質保証活動の展開を概括した。

なお、「大洗研究開発センター品質保証に係る文書及び記録の管理要領（大洗 QAM-01）」が、品質保証文書の共通化の観点から改正され、各部の文書及び記録の管理要領は、センターの管理要領を受けた手順書（QAS）に変更されることとなった。HTTR では、HTTR 品質保証委員会に「文書及び記録の管理要領に係る文書レビューワーキンググループ」を置き、「文書及び記録の管理要領(QAM-03)」について文書レビューを実施し、改定のための準備を実施した。

### 6.2.1 原子力安全等の達成に関する外部の受け止め方

平成 23 年度に実施された、IAEA の査察、保安検査、施設定期検査等の官庁検査並びに保安検査官の巡視時に要望等はなかった。また、平成 22 年度の平常時立入調査、平成 23 年度の運転計画変更、さらには国からの指示で実施することとなった原子炉施設の健全性確認等

への対応等において、茨城県、隣接市町村及び監督官庁から、HTTR に対する苦情、指摘事項、要望等はなかった。

なお、平成 23 年度に終了した防災道路整備に伴う敷地形状の変更に係る許認可変更手続においては、監督官庁からの質問事項、指示事項等に的確に対応し、指摘事項等はなかった。

## 6.2.2 プロセスの実施状況及び検査・試験の結果

### (1) 「業務の計画及び実施」プロセスの監視及び測定

年度当初に、レビュー実施要領に基づく「日常的レビュー」を実施し、平成 23 年度に計画された業務について、品質保証計画書の要求事項が満たされていることを確認した。その後、計画されたそれぞれの業務について、保安規定に基づく業務報告、高温工学試験研究炉部品質目標の達成度確認及び課長による定期レビュー等を通して、監視及び測定を実施し、プロセスの実施状況等を確認した。

#### (a) 運転管理

平成 23 年度は、運転計画に基づく「HTTR 安全性実証試験」を計画していたが、東北地方太平洋沖地震の発生により、原子炉施設の健全性を確認する必要が生じ、原子炉の運転は行わなかった。

#### (b) 核燃料物質等管理

平成 22 年度に受け入れた広領域中性子検出器(ch1)を、HTTR 核燃料物質使用実施計画(H23.10.12 変更)に基づき交換し、交換作業を適切に管理した。

#### (c) 放射性廃棄物管理

施設、設備から発生する放射性廃棄物の年間削減計画値を環境目標に掲げ、発生量の削減を計画的に取り組むとともに、センターの指示を受けた「廃棄物管理の不適合に係る再発防止対策」に基づき、「HTTR 放射線安全作業マニュアル」を改定し、払出時に依頼票の数値を確認する仕組みを明確にするとともに、放射性廃棄物の処理・処分に係る品質保証教育等を通して、放射性廃棄物の管理に対する意識の高揚を図った。

#### (d) 保守管理

東北地方太平洋沖地震の発生を受けて、貯蔵中の新燃料体に有意な傷等が認められないことを確認（H23.4）するとともに、「確認試験（H23.5～6）」を実施し、設備・機器の健全性に問題がないことを確認した。さらに、文部科学省からの指示（H23.9.20）による地震後の原子炉施設の健全性確認を確実にを行うため、点検計画書等を策定して詳細な点検を進めた。

また、HTTR 本体施設等炉停止中作業計画に基づく、反応度制御設備（R2-1、R2-3）の分解点検（H23.9～10）と広領域中性子検出器(ch.1)の交換（H23.11）を計画通り実施した。

## (e) 非常時の措置

HTTR 運転手引に全電源喪失時の措置を追加するとともに、大規模地震により全交流電源が喪失し、さらに電源復旧時に非管理区域における火災が発生したことを想定した非常時の措置を、HTTR 施設を防災場所とした総合訓練を通して検討し、より実地的な措置への改善を図った。また、非常の場合に採るべき措置に関する保安教育を通して、事故・故障又は災害が発生した場合の対応について再確認した。

## (2) 「教育訓練」プロセスの監視及び測定

保安教育実施計画に従って、計画的に保安教育を実施し、保安規定に係るすべての教育を終了するとともに、品質目標に安全協定や外部報告書等に係る特別教育の実施を掲げ、幅広い知識の習得に努めた。また今年度から、部の教育・訓練管理要領(QAM-02)に、運転要員を対象とした施設・設備等に係る習熟教育及び技術の伝承に係る教育を、教育・訓練管理要領に取り込み、教育の充実を図った。

## (3) 「評価及び改善」プロセスの監視及び測定

## (a) 検査及び試験

HTTR 本体施設等施設定期自主検査実施計画に基づき、平成 23 年 2 月 1 日から平成 23 年 12 月 15 日までの予定で、施設定期自主検査を開始したが、東北地方太平洋沖地震の発生を受けて、終了期限を未定とする変更を行った。本実施計画に従い、反応度制御設備の分解点検等、機器・設備の点検、メンテナンスを確実に進めるとともに、保安規定に基づく施設定期自主検査を実施し、施設定期検査計画書に基づく定期検査を計画的に受検した。また、使用施設等については、保安に直接関連する計器の校正並びに保安上重要な設備の施設定期自主検査を行い、検査対象が所定の性能を有していることを確認した。

## (b) 監査

平成 23 年度定期内部監査において指摘事項は無く、品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されていることが確認された。また、前年度の定期内部監査において、外部コミュニケーションに関連した口頭要望事項への対応に改善を求められた件についても、是正処置が適切に実施されていることが確認された。

## (c) 不適合管理

次の 3 件の不具合事象について、不適合管理並びに是正処置及び予防処置要領に従って、適切に不適合管理を実施した。

- ① 工学的安全施設作動設備論理回路作動試験における不具合
- ② 広領域中性子計装の不具合
- ③ 補機冷却水設備の配管からの漏水

### 6.2.3 予防処置及び是正処置の状況

#### (1) 予防処置の実施状況について

平成 23 年度は、センター水平展開事項として管理責任者から指示があった次の水平展開事項 2 件のうち、項目(a)については、予防処置として、対象施設、対象設備に対する点検・調査を実施し、起こり得る不適合の発生を防止した。なお、項目(b)については、原子炉建屋の補修工事との兼ね合いから、年度を越えて水平展開を実施中である。

(a)「材料試験炉(JMTR)の管理区域外における埋設配管のき裂による放射性物質の漏えいについて」に係る水平展開 (2010-05)

(b)「旧廃棄物処理建家の火災」に係る水平展開 (品質保証に係る水平展開)

#### (2) 是正処置の実施状況について

次の 3 件の不具合事象について、再発を防止するために実施した是正処置の有効性のレビューを実施し、管理責任者への報告を以って、不適合管理を終了した。

(a) 工学的安全施設作動設備論理回路作動試験における不具合について

(b) 広領域中性子計装の不具合について

(c) 補機冷却水設備の配管からの漏水について

### 6.2.4 品質マネジメントシステムの継続的な改善

平成 23 年度は、HTTR 品質保証委員会の審議を経て、以下の品質保証要領書等の改定を行い、保守管理体制を整備するとともに、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。

(1) 平成 22 年度定期内部監査における指摘事項を受けて、総則(QAM-01)を改定し、外部とのコミュニケーションに確実に対応できるよう様式等を定め、システムを整備した。

(2) 平成 23 年度品質月間に、文書及び記録の管理要領に基づく文書の定期的レビューを実施し、システムを整備した。本レビューを受けて改定した品質保証管理要領のうち、QMS に影響を与える可能性のある改定は、以下のとおりである。

(a) 文書及び記録の管理要領(QAM-03)を改定し、QA 文書のイントラへの掲載方法を明確にした。

(b) レビュー実施要領(QAS-12)を改定し、保安規定に基づく運転要員の実務研修、教育研修を、求められる力量の評価に取り込んだ。

(c) 許認可申請書作成時の体制及び確認等に係る要領(QAS-42)を改定し、申請書の手続における手続課長の関与を明確にした。

(e) HTTR 工程会議運営要領(QAS-73)を改定し、工程会議の職務を整理して、実効的な運営が行えるよう改善した。

- (3) センターの「文書及び記録の管理要領」の共通化としてセンターから提示された改定案について、HTTR の文書及び記録の管理要領(QAM-03)の運用実績に照らして、効率的な運用が図れるよう検討した結果をセンターに報告し、改訂案に反映させた。

## 6.3 保安教育訓練

### 6.3.1 保安教育訓練の実施

HTTR における保安教育訓練は、原子炉施設保安規定及び核燃料物質使用施設等保安規定並びに放射線障害予防規程に基づき、保安教育実施計画書（教育・訓練実施年間計画書（教育件名及び教育予定時期等を記載したもの。）及び保安教育訓練実施計画確認表（HTTR に関する保安活動等を行う者各々について教育時間等を記載したもの。）を含む。）を作成し、当計画に従って教育訓練を実施し、その結果を所定の時期に報告している。また、本教育訓練は、HTTR 品質管理要領書「教育・訓練管理要領(QAM-02)」に基づき管理し、全体を通して確実に実施している。

### 6.3.2 平成 23 年度保安教育訓練実施結果

#### (1) 放射線業務従事者指定教育（受入教育）

放射線業務従事者指定教育は職員等 6 名について実施した。また、外来作業（短期）については、延べ 496 名について実施した。

#### (2) 再教育及び品質保証に係る教育

保安教育実施計画書に基づき、計画通り実施した。品質保証に関する教育は、計画、要領の改訂、水平展開等に応じて随時実施した。

#### (3) 総合訓練

平成 23 年 12 月 21 日に、HTTR を発災場所とした総合訓練を実施した。訓練では、東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所の事故を教訓として、全交流電源喪失事象（Station Black Out：SBO）を想定した。訓練概要を以下に示す。

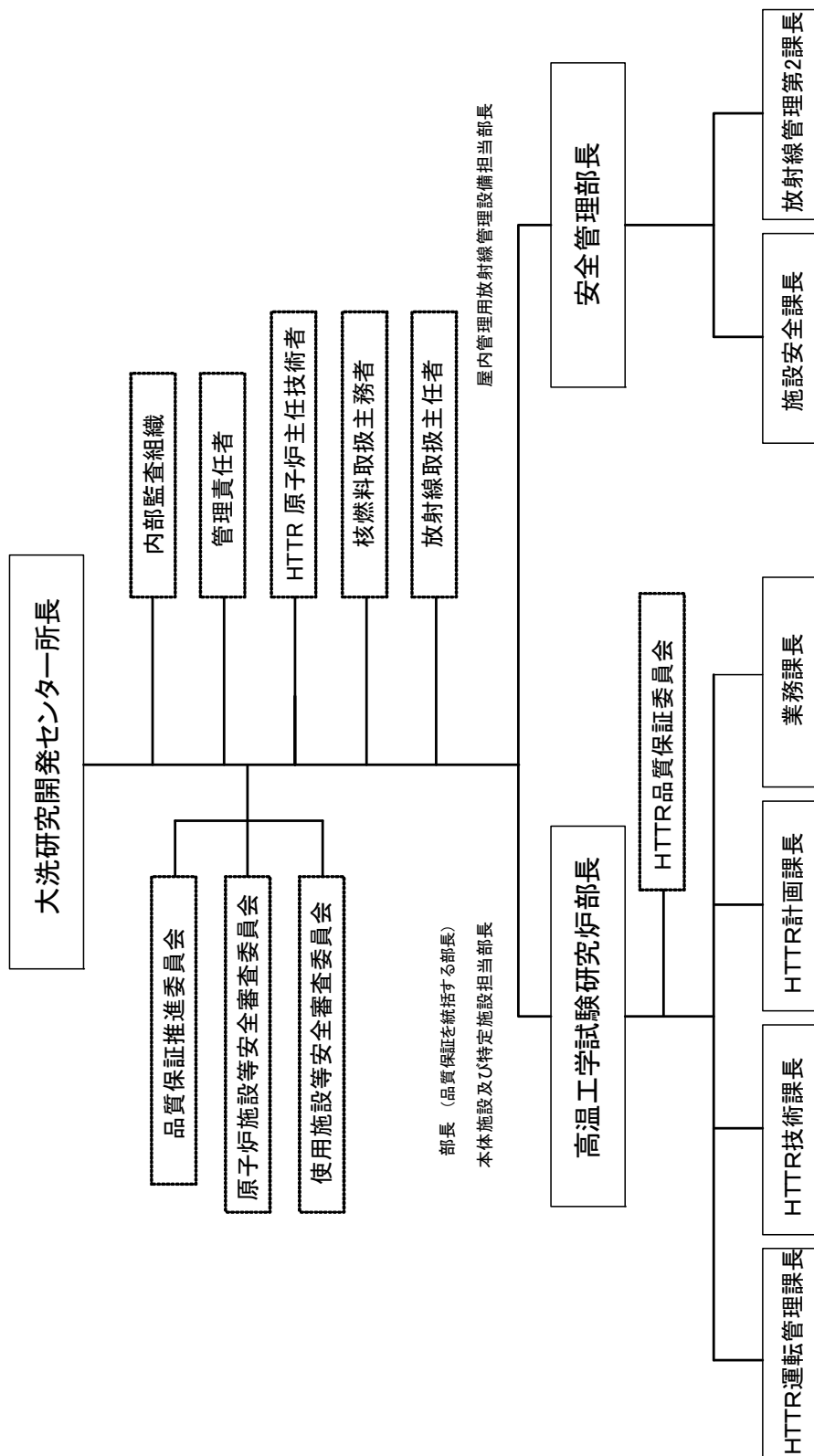
茨城県沖を震源とする震度 6 強の地震が発生し、定格出力運転中（30MW）の HTTR は地震加速度計により安全保護系が動作して自動停止する。ほぼ同時刻に商用電源が喪失し、また、非常用発電機 A 号機及び B 号機が順次停止することで、原子炉プラントは全ての交流電源を喪失する。所謂、全交流電源喪失事象（SBO）が発生したことにより、原子炉を冷却する全ての機能が喪失し、原災法第 10 条に規定された「特定事象」（以下「10 条事象」という。）が発生する。直ちに、照明及びプラントモニター類の機能維持のための電源確保及び非常用発電機の修復が行われ、原子炉の冷却機能が回復し、10 条事象が収束する。また、自衛消防隊と協力して使用済燃料プールへの給水訓練（給水準備及び給水模擬）も行った。さらに、非常用発電機の復旧の際に、非管理区域において火災の発生を想定し、大洗町消防本部、自衛消防隊及び現場対応班による消防活動を実施した。

本訓練に当たっては、SBO 発生時の HTTR 施設の応答や必要な措置について教育を行うとともに、仮設機器を用いた応急措置訓練を実地で行った。訓練全体を通じて、SBO を伴った緊急事態における現場対応班活動及び現地対策本部との情報共有、並びに消防隊等との連携活動等を体験することにより、緊急時の資器材準備からプラント対応までの実践的感覚を身につける契機となった。また、今後の緊急時対応に係る資機材及び手順書等の整備に向けた課題の抽出に資するものとなった。（第 6.3.1 図～第 6.3.5 図参照）

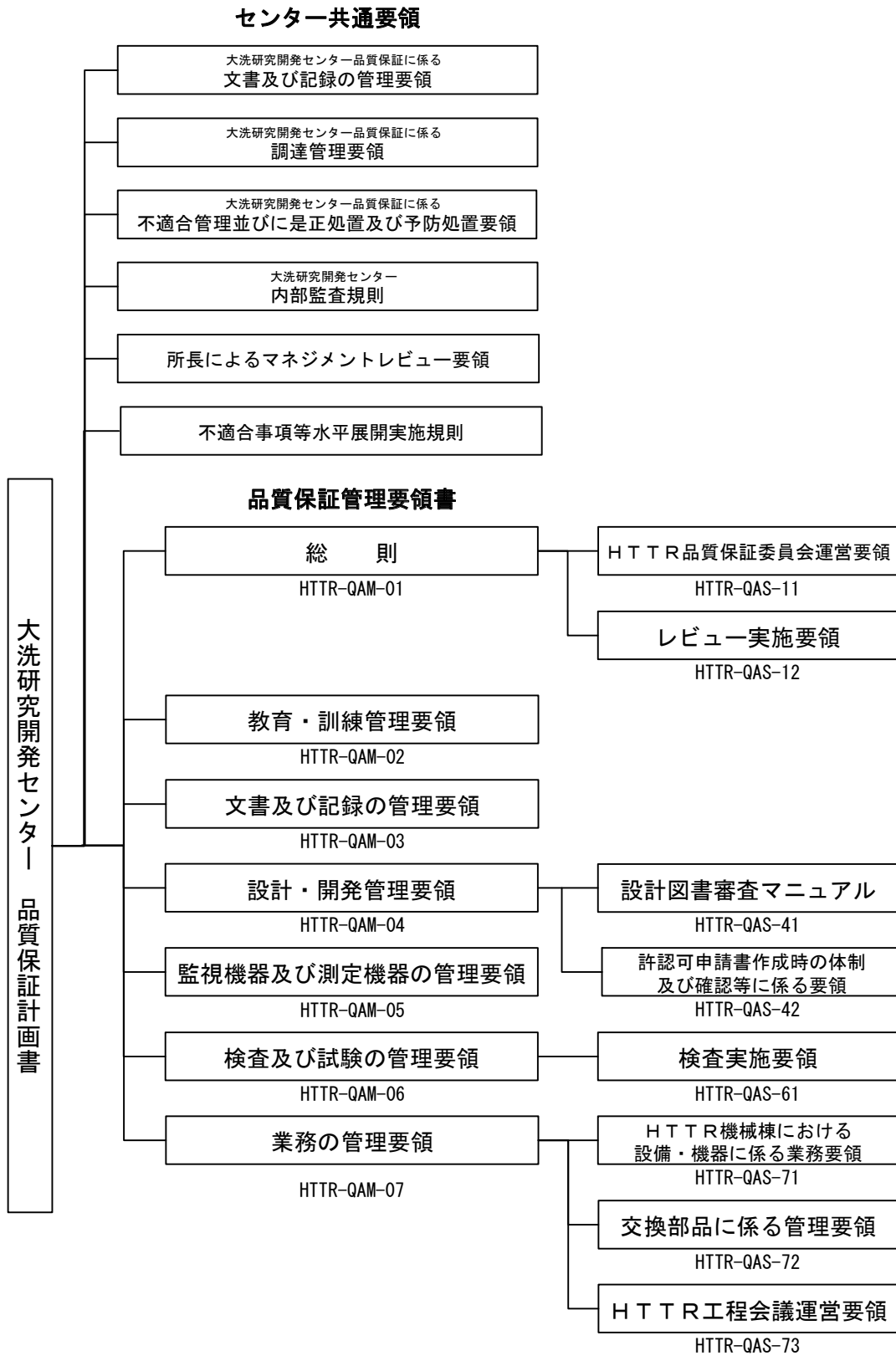
### 6.3.3 保安教育訓練の有効性の評価

年度の終わりに、「教育・訓練管理要領(QAM-02)」に基づき、各課長は教育対象者にアンケートを取り、教育訓練の有効性の評価を行った。その結果、以下の様な改善事項が挙げられた。

- (1) 毎年繰り返し実施している教育については、新人には詳しく実施する必要があるが、複数回の受講者は時間を減らす等の工夫が必要である。
- (2) 法律に基づき保安教育は教育内容が固定化されていることから、これまでに使用した資料を再活用することで、資料準備に係る講師の負担を軽減できた。所管の試験である安全性実証試験に関する設備の教育、燃料取扱いに関する教育を充実することにより、安全かつ確実に業務を遂行できた。
- (3) 教育に関して、トピックス的な内容を織り込むなど教育内容に工夫を凝らし、型にはまった教育訓練にならないよう尽力が必要である。また、部外の専門家を講師として招いて実施することは、理解度を深める意味で有効である。
- (4) 教育受講者の業務内容や力量に応じて、適宜、教育内容や使用教材を見直していくことが望ましい。



### 第6.2.1 図 HTTRの保安活動に係る品質保証活動組織図



第 6.2.2 図 HTTR の品質保証活動に係る文書体系図（平成 24 年 3 月 31 日現在）



第6.3.1図 可搬型発電機



第6.3.2図 仮設照明



第6.3.3図 仮設計器



第6.3.4図 使用済燃料貯蔵プール水補給準備



第6.3.5図 消防隊との連携訓練

This is a blank page.

## 7. 環境管理活動の実施状況

---

Present Status of Environmental Management System

This is a blank page.

## 7.1 概要

大洗研究開発センターの ISO14001 環境マネジメントシステム運用は、南地区とのシステム統合後 5 年目を迎え、平成 23 年 6 月には、サーベイランス審査（2 年次）を受けた。その結果、規格要求事項に適合し有効に実施されていることが確認された。

平成 23 年度の高温工学試験研究炉部の著しい環境側面は、環境管理規則（以下、規則という。）に基づき実施した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被ばく線量、⑤炉心燃料集合体（新燃料貯蔵設備）が著しい環境側面として特定された。このことから、平成 22 年度に引続き、環境管理活動に関する日常運用管理のための関連手順書（環境作業手順書、目的目標達成管理以外の必要な手順書等）で運用管理を行った。平成 24 年 3 月に実施された、内部監査実施要領に基づく内部監査では、指摘事項は無かった。

## 7.2 環境管理活動のまとめ

### 7.2.1 教育訓練の実施状況

規則に基づき教育訓練年間プログラムを作成・実施し、実施結果を報告した。教育訓練では、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 法に基づく教育を実施した。

### 7.2.2 環境目的・目標の達成状況

高温工学試験研究炉部の環境目的・目標は、大洗研究開発センターのそれらを考慮して決定され、それらを達成するための環境管理活動は、規則に従って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している。また、その結果について四半期毎に環境管理責任者へ報告している。

#### (1) 放射線被ばくの低減

事前教育の徹底や放射線作業連絡票の被ばく低減措置を行った。平成 23 年度の累積被ばく線量は、1.6 人 mSv であり、計画被ばく線量 21.6 人 mSv の 80%以下に抑制する目標を達成した。

#### (2) 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。平成 23 年度の放射性廃棄物の発生量実績値は、12.38 m<sup>3</sup>であり、年間計画値 31.51 m<sup>3</sup>の 5%以上の削減目標を達成した。

#### (3) 放射性廃棄物の適切な管理

HTTR 放射線安全作業マニュアルの整備及び再発防止策実施計画に基づく教育を実施し、再発防止計画に基づく再発防止対策を 100%実施した。

#### (4) 省エネ・省資源の維持管理

コピー紙使用量については、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。平成 23 年度の実績値は 602 千枚であり、当初使用予定数量 740 千枚の 2%削減の目標を達成した。

年間使用電力については、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。平成 23 年度の HTTR 研究・開発棟の実績値は 477MWH 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。

環境管理の活動記録等については、HTTR 部のイントラネットに掲載して部内職員等への周知に努めるとともに、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ようにトレンドグラフの掲載を継続した。（第 7.2.1 図）

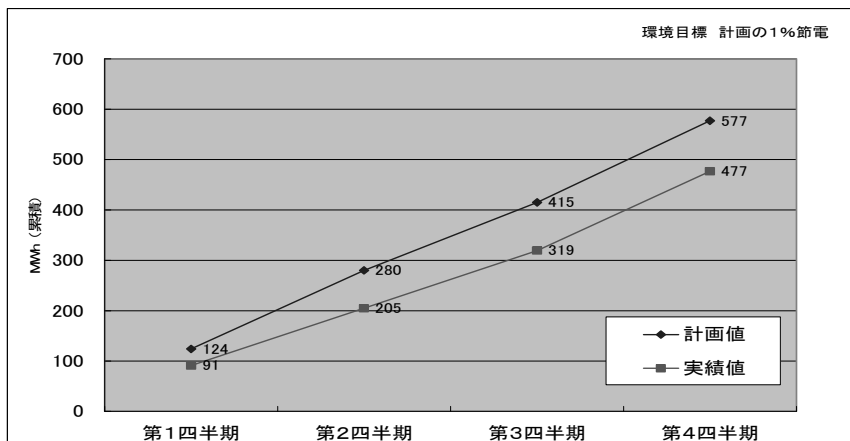
### 7.2.3 法令等の順守状況

法規制等要求事項に特定されている設備について、順守状況（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、その結果について年度末に環境管理責任者へ報告している。

(単位: MWh)

| 平成23年度 HTTR研究・開発棟 電気使用量 |     |     |
|-------------------------|-----|-----|
|                         | 計画値 | 実績値 |
| 第1四半期                   | 124 | 91  |
| 第2四半期                   | 280 | 205 |
| 第3四半期                   | 415 | 319 |
| 第4四半期                   | 577 | 477 |

※累計



第 7.2.1 図 部内イントラ掲載グラフ (例: 電気使用量)

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 カザフスタンとの国際協力

カザフスタン原子力委員会及び原子力機構は、平成 20 年に高温ガス炉の安全性研究に関する情報交換のための覚書を締結した。これに基づき、カザフスタンにおける原子力の安全審査を担当する原子力技術安全センターとの間で具体的に研究協力を開始するため、平成 24 年にカザフスタン原子力技術安全センターと、高温ガス炉の安全研究協力に関する実施取決めに署名した。

平成 23 年 5 月 6 日に、日・カザフスタン原子力協定が発効した。本協定には、高温ガス炉の設計・建設・運転及び安全性に関する協力についても記載されている。原子力機構とカザフスタン国立原子力センターとの間で、より奥行きのある具体的な研究協力を実施するため、平成 23 年 6 月 22 日に、本協定を一部改正した。これにより、カザフスタン政府の原子力発展プログラム（平成 23 年 6 月政府布告）に従って高温ガス炉の設計及び建設を担当するカザフスタン国立原子力センターとの間で、高温ガス炉の概念設計の実施に向けた研究協力が大きく加速することとなる。原子力機構は、2007 年 4 月の日本－カザフスタンのハイレベル官民合同ミッションでの原子力研究開発に関する覚書の調印以来、カザフスタンの高温ガス炉開発に対して、日本企業と連携して、設計、安全性、人材育成の分野での協力を実施しており、今後、更なる協力の拡大が期待される。

また、平成 22 年 9 月 30 日に東京で開催された「第 2 回日本カザフスタン経済官民合同協議会」において、丸紅・東芝・原子力機構が連名で高温ガス炉の協力状況を発表し、経済産業省が高温ガス炉開発分野における協力について言及した。

さらに、国立カザフスタン大学との高温ガス炉技術に関する将来の人材育成のための覚書に国立原子力センターを加えて再締結を行い、これに基づいて原子力機構では、カザフスタンでの高温ガス炉技術棟の授業を行うとともに、受講グループを日本に受入れた。

国際科学技術センター（ISTC）のプロジェクト「WWR-K 研究炉における高温ガス炉燃料性能の研究」が 2010 年 6 月 1 日付けで開始された。本プロジェクトは、カザフスタン国立原子力センター傘下核物理研究所（INP-NNC）が実施機関となり、JAEA がコラボレーターとなり、カザフスタンで、日本が有する世界最高の高温ガス炉燃料技術を基に製造した高温ガス炉燃料試料を用いて照射試験を行い、高燃焼度（100GWd/t）照射データを取得することを目的としている。

## 8.2 中国及び韓国との国際協力

中国清華大学核能及新能源技術研究院（INET）との高温ガス炉分野における協力（情報交換・人材派遣）に関する覚書を 2010 年 6 月 20 日に 5 年間延長した。

韓国とは、平成 20 年度に韓国原子力研究所（KAERI）との間で締結した「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等の研究協力を進めた。平成 22 年 12 月 13 日、14 日に大洗研究開発センターで第 4 回高温ガス炉及び原子力水素

製造に関する情報交換会議を開催し、韓国からは、KAERI（韓国原子力研究所）、KIER（韓国エネルギー技術研究院）、KIST（韓国科学技術研究院）、POSCO（韓国最大手の製鉄会社）から9名が来訪し、情報交換を行った。会議では、POSCOが高温ガス炉とISプロセスにより製造されたCO<sub>2</sub>フリーの水素を製鉄に利用する水素還元製鉄に大きな関心を示した。

### 8.3 OECD/NEAを通じた国際協力

OECD/NEA（経済協力開発機構/原子力機関）の原子力施設安全委員会（CSNI）において、HTTRを用いた試験のOECD/NEAプロジェクトを進めている。

- LOFC プロジェクトの協定書を NEA 事務局と最終化し、2011 年 1 月 21 日に文部科学省の了解を得た。その後、5 月末に外務省の手続きを終了した。
- NEA 事務局から各国へ協定書が配布され、2012 年 3 月末日までに仏国、米国、韓国、ハンガリー、チェコが署名した。なお、ドイツは、ドイツ提案の THAI-2 プロジェクトへの原子力機構が参加することを条件に、HTTR-LOFC プロジェクトに参加することを表明しており、交渉が進められた。原子力機構は、2011 年 6 月 11 日に協定書に署名した。
- 本プロジェクトの協定では、原子力機構は、HTTR で原子炉出力 9MW 及び 30MW（定格出力）における炉心流量喪失試験、並びに原子炉出力 9MW の炉心冷却喪失試験を実施、解析モデルを作成するための HTTR 施設のデータ、試験計画、試験データ、設備概要を提供するとされた。運営委員会では、原子力機構が提出した設備情報、試験計画、試験結果の速報等を検討することとした。また、参加機関は、原子炉出力、炉内構造物温度などの試験データを用いて、独自に解析を実施することとした。プロジェクトは、2011 年 3 月 31 日に開始され、2013 年 3 月 31 日まで実施することとした。
- 2011 年 9 月 1～2 日に大洗研究開発センターにて、第 1 回技術検討グループ会合及び運営会合が実施された。海外からは、4 ヶ国 6 機関から 8 名が出席した。（写真 8.1 及び写真 8.2）
  - 技術検討グループ会合メンバーは施設データ、Run1（原子炉出力 9MW における炉心流量喪失試験）の試験速報レポートに対して、11 月末までにコメントを JAEA に送付し、12 月末までに JAEA が回答することとした。
  - 次回会合においては、全参加機関が事後解析結果を提出し、議論することとした。
- 引き続き、9 月 2 日午後に第 1 回運営会合が実施された。海外からは、5 ヶ国 6 機関から 8 名が出席した。
  - JAEA が提案した 2011-2012 のスケジュールが承認された。
  - JAEA は、Run1 の試験データを提出した後に、OECD/NEA より参加各国からの拠出金 250,000 ユーロを受け取ることとなった。
  - 試験データの非公開期限については、プロジェクト終了後 3 年の 2016 年 3 月末とすることが提案され、プロジェクト最終運営委員会会合において再度議論するこ

ととした。

- その後、第1回技術検討グループ会合にて JAEA より提出された、解析モデルを作成するための HTTR 施設のデータ、試験計画、試験データ、設備概要に関する報告書に対し、参加各国より質問・コメントを受け、年度内に回答した。
- JAEA より Run1 の試験データのデジタルデータと報告書の最終版が NEA 事務局に送付され (2011 年 12 月 14 日)、NEA 事務局より参加国に配布された。これを受けて、JAEA より 2011 年度分のプロジェクト運営費に関するインボイス (25 万ユーロ) が OECD/NEA に 2011 年 12 月 12 日に提出され、2012 年 1 月 30 日に入金を確認した。
- ドイツは、ドイツ提案の THAI-2 プロジェクトへの原子力機構が参加することを条件に、HTTR-LOFC プロジェクトに参加することで合意され、2012 年 1 月にドイツ GRS により協定書に署名された。

なお、第1回技術会合にて、次回会合を 2012 年 6/13、14、HTTR の試験・運転中に大洗で実施することが決められたが、東北地方太平洋沖地震の影響により HTTR の試験・運転が延期されたため、NEA 事務局および参加各国と調整を行い、同年 10/10、11 に大洗で実施することが決められた。

#### 8.4 米国との国際協力

米国の高温ガス炉プロジェクト (次世代原子力プラント計画 (NGNP 計画)) において、初めて HTTR を利用した委託研究を米国のゼネラルアトミック (GA) 社経由で受託した。2010 年 3 月に終了した 50 日間の高温 (950°C) 連続運転におけるトリチウム濃度データからトリチウム挙動を評価し、得られた知見の使用権を NGNP 計画へ提供する。

また、平成 17 年 2 月に文部科学省と DOE との間で締結された、国際原子力エネルギー研究イニシアチブ (I-NERI) に関する実施取決めに基づき、革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発 (ZrC 被覆燃料粒子の開発) の共同研究を完了した。

#### 8.5 その他の国際協力関係

##### (1) 第4世代原子力システム国際フォーラム

第4世代原子力システム国際フォーラム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、スイスの間で署名された。その後、中国が 2008 年に追加署名した。現在、①燃料・燃料サイクル、②水素製造、及び③材料の 3 つの技術プロジェクトについて参加国で取決めに署名が行われ、共同研究が展開されている。さらに、④計算手法検証・ベンチマークプロジェクトの創設が準備されている。カナダが、2012 年末をもって脱退することを表明した (水素製造プロジェクトを除く)。

##### (2) 国際原子力機関 (IAEA)

国際原子力機関 (IAEA) との協力では、CRP6 (燃料ベンチマーク及び特性評価) 及び CRP7 (原子力プロセス熱利用の推進) が成功裡に終了した。現在、通常時及び事故時にお

ける高温ガス炉の核分裂生成物挙動の評価に関する新たな協力研究プロジェクトへの参加を検討中である。また、ガス冷却炉技術に関する各国の研究開発状況と IAEA の活動状況を報告し、IAEA に対して技術開発活動の提案を行うガス炉冷却技術ワーキンググループ及び「原子炉級黒鉛の照射クリープの理解の向上に向けて」に関する IAEA 協力研究プロジェクトに参加している。



写真 8.1 第 1 回技術検討グループ会合の状況



写真 8.2 第 1 回技術検討グループ会合・運営会合参加者の集合写真

## あとがき

本報告書は、高温工学試験研究炉部における平成 23 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 計画課及び安全管理部・放射線管理第 2 課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です。

本報告書を、平成 23 年度の高温工学試験研究炉部の業務全般を理解していただく上で、ご活用いただければ幸いです。なお、本報告書の作成に際しましては、関係各位からご助言・ご指導をいただきましたことに感謝し、ここに謝意を表します。

# 付 録

---

## Appendix

This is a blank page.

## 付録1 平成23年度高温工学試験研究関連研究発表（所内）

| 発表課室     | 年・月   | 標題                                           | 発表者代表 | 発表箇所                        |
|----------|-------|----------------------------------------------|-------|-----------------------------|
| HTTR 技術課 | 23・06 | H T T R の熱利用系負荷変動試験の予備検討                     | 栃尾 大輔 | JAEA-Technology<br>2011-018 |
| HTTR 計画課 | 23・12 | H T T R (高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発（2010年度）       | 江森 恒一 | JAEA-Review<br>2011-036     |
| HTTR 技術課 | 23・12 | 高温工学試験研究炉（H T T R）の安全性実証試験<br>-炉心冷却喪失コールド試験- | 篠原 正憲 | JAEA-Technology<br>2011-029 |
| HTTR 技術課 | 24・02 | H T T R の熱利用系負荷変動試験の予備検討,2                   | 栃尾 大輔 | JAEA-Technology<br>2011-033 |
| HTTR 技術課 | 24・03 | 東北地方太平洋沖地震後のH T T R の機能確認試験におけるプラントデータの評価    | 小野 正人 | JAEA-Technology<br>2012-004 |

## 平成23年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

| 発表課室          | 年・月   | 標題                                                             | 発表者代表 | 発表箇所         |
|---------------|-------|----------------------------------------------------------------|-------|--------------|
| HTTR<br>運転管理課 | 23・08 | H T T R 高温連続運転による高温ガス炉の運転管理・保守技術開発<br>（その1：黒鉛・高温機器に対する不純物管理）   | 濱本 真平 | 平成22年度 弥生研究会 |
| HTTR<br>運転管理課 | 23・08 | H T T R 高温連続運転による高温ガス炉の運転管理・保守技術開発<br>（その2：高温ガス炉特有の設備・機器の運転管理） | 清水 厚志 | 平成22年度 弥生研究会 |

|         |       |                                                                                                         |       |                                           |
|---------|-------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------|-------------------------------------------|
| HTTR技術課 | 23・11 | Thermal performance of intermediate heat exchanger during high-temperature continuous operation in HTTR | 枋尾 大輔 | Journal of Nuclear Science and Technology |
| HTTR技術課 | 24・03 | HTTR（高温工学試験研究炉）を用いた安全性実証試験に向けた炉容器冷却設備温度測定用仮設熱電対の移設作業                                                    | 島崎 洋祐 | 平成23年度 弥生研究会                              |
| HTTR技術課 | 24・03 | 東北地方太平洋沖後のHTTRの機能確認試験におけるプラントデータの評価                                                                     | 小野 正人 | 平成23年度 弥生研究会                              |

## 付録2 平成23年度高温工学試験研究関係主要記事

| 年 月          | 工 事 ・ 試 験 等                                                                                                                                                                                                                      | 主 要 事 項                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|--------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 平成23年<br>4 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ プラント制御装置の定期点検（～13 日）</li> <li>・ 炉容器冷却設備の定期点検（～13 日）</li> <li>・ 機械棟ボイラー休缶処置作業（21 日）</li> <li>・ ヘリウム循環器中間フランジ部ボルト締結作業（25～27 日）</li> <li>・ 広領域中性子検出器搬入作業（26 日）</li> </ul>                  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ 理事懇談会〔TV 会議〕（11 日）</li> <li>・ 所長パトロール（26 日）</li> <li>・ 実在庫検認：IAEA 査察（21 日）</li> </ul>                                                                                                                                                                                                         |
| 平成23年<br>5 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器・燃料交換ハッチ閉鎖作業（9～10 日）</li> <li>・ 確認試験及びトラップ再生（20 日～6 月 3 日）</li> </ul>                                                                                                            | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ 第1 四半期/使用施設等保安検査（17～19 日）</li> <li>・ 理事視察（30 日）</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                    |
| 平成23年<br>6 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 夏期電力削減対策事前確認作業（8 日）</li> <li>・ 安全弁の定期点検（13 日～8 月 5 日）</li> <li>・ 非常用発電機の定期点検（13 日～7 月 8 日）</li> <li>・ サンプリング設備圧縮機の定期点検（14 日～8 月 18 日）</li> <li>・ 清浄度管理棟扉及び付属建家扉修理作業（20～21 日）</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ IAEA による査察機器の点検整備（1 日）</li> <li>・ 夏期電力需給対策・HTTR 研究棟事前リハーサル（15～19 日）</li> <li>・ ISO14001 サーベランス審査（16～17 日）</li> <li>・ 年間運転計画の変更（17 日）</li> <li>・ 夏期電力需給対策・センター電力削減リハーサル（20 日）</li> <li>・ 第1 四半期/原子炉施設保安検査（20～21 日）</li> <li>・ 運転計画（3 ヶ年）の変更届出（27 日）</li> <li>・ 施設定期検査申請書の変更届出（27 日）</li> </ul> |

| 年 月            | 工 事 ・ 試 験 等                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                  | 主 要 事 項                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |
|----------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 平成 23 年<br>7 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助冷却設備の定期点検（4 日～8 月 5 日）</li> <li>・ 倉庫シャッター及び壁補修作業（4～12 日）</li> <li>・ プラント計算機の定期点検（11～15 日）</li> <li>・ 炉容器冷却設備計装等の定期点検（25 日～8 月 10 日）</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ 平成 23 年度 安全大会（1 日）</li> <li>・ 夏期電力需要対策（1 日～9 月 22 日）</li> <li>・ 平成 23 年度全国安全週間一斉パトロール（6 日）</li> </ul>                                                                                                                      |
| 平成 23 年<br>8 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ プラント制御装置の定期点検（1 日～9 月 15 日）</li> <li>・ 中央制御盤等の定期点検（1 日～9 月 9 日）</li> <li>・ よう素除去フィルタ再生作業（19～31 日）</li> <li>・ 電気設備の定期点検（19～29 日）</li> <li>・ 原子炉格納容器の定期点検（22 日～1 月 25 日）</li> <li>・ 通信連絡設備の定期点検（29 日～9 月 8 日）</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                              | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ 第 2 四半期/使用施設等保安検査（2、4 日）</li> <li>・ 大洗研究開発センター北地区計画停電（20～21 日）</li> </ul>                                                                                                                                                  |
| 平成 23 年<br>9 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 安全弁試験装置の定期点検（5～8 日）</li> <li>・ 原子炉出力制御装置の定期点検（5 日～10 月 14 日）</li> <li>・ 中性子計装の定期点検（5 日～10 月 12 日）</li> <li>・ 換気空調設備の定期点検（5 日～11 月 18 日）</li> <li>・ 原子炉格納容器漏えい率検査（5 日～12 月 25 日）</li> <li>・ 消火設備の定期点検（12～14 日）</li> <li>・ ページング増設作業（12～16 日）</li> <li>・ 自動火災報知設備の定期点検（12～16 日）</li> <li>・ 圧縮空気設備の定期点検（12 日～10 月 19 日）</li> <li>・ 反応度制御設備の分解点検（19 日～11 月 4 日）</li> <li>・ 1 次冷却設備等の定期点検（26 日～11 月 4 日）</li> <li>・ 補機/一般冷却水設備の定期点検（26 日～10 月 25 日）</li> <li>・ 補機/一般冷却水設備薬液注入装置の定期点検（27～29 日）</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ OECD/NEA LOFC プロジェクト会合（1～2 日）</li> <li>・ 第 2 四半期/原子炉施設保安検査（12～14 日）</li> <li>・ 中性子検出器動作不能に係る原因調査（照射後試験）を文科省へ報告（12 日）</li> <li>・ 建設管理棟補修に係る被災状況等の資料を茨城県へ提出（26 日）</li> <li>・ 大洗研究開発センター第 1 回総合訓練 発災場所「JMTR」（28 日）</li> </ul> |

| 年 月             | 工 事 ・ 試 験 等                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           | 主 要 事 項                                                                                                                                                                                                                                                      |
|-----------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 平成 23 年<br>10 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助ヘリウム循環機回転数制御装置盤の定期点検（3～4 日）</li> <li>・ 研究棟電気設備の定期点検（15 日）</li> <li>・ 補助冷却設備計装の定期点検（17 日～11 月 1 日）</li> <li>・ 放射能計装の定期点検（17 日～11 月 8 日）</li> <li>・ よう素除去フィルタ搬入作業（19 日）</li> <li>・ 補助冷却設備空気冷却器ファン補修作業（24～28 日）</li> <li>・ 機械棟ろ過水配管交換作業（28、31 日）</li> <li>・ 冷却塔プール清掃作業（31 日～11 月 3 日）</li> <li>・ 補助ヘリウム循環機フィルタ交換作業（31 日～12 月 27 日）</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ 年間使用計画の変更（12 日）</li> <li>・ 試験研究炉の健全性確認に関する意見交換会（17 日）</li> <li>・ 第 3 四半期/使用施設等保安検査（24～26 日）</li> <li>・ 平成 23 年度核物質防護訓練（31 日）</li> <li>・ 年間主要事業計画の変更報告（31 日）</li> </ul> |
| 平成 23 年<br>11 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料交換機による NIS 収納容器取扱い作業（2～17 日）</li> <li>・ 広領域中性子束検出器交換作業（5 日～12 月 5 日）</li> <li>・ 蒸気供給設備の定期点検（7～18 日）</li> <li>・ スタンドパイプ固定装置の定期点検（7 日～30 日）</li> <li>・ 原子炉建家外壁外観簡易調査作業（21～26 日）</li> <li>・ 非常用空気浄化設備の定期点検（28 日～2 月 7 日）</li> <li>・ 建家貫通部伸縮継手交換作業（28 日～12 月 9 日）</li> </ul>                                                                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ 緊急時用電話回線のメタル回線化作業（8 日）</li> <li>・ 施設定期検査〔全 8 回の 1 回目〕（29 日～12 月 1 日）</li> <li>・ 原子炉設置変更許可申請（敷地の一部変更）（30 日）</li> </ul>                                                  |
| 平成 23 年<br>12 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料交換機の定期点検作業（7～15 日）</li> <li>・ 補助冷却設備の定期点検（26～27 日）</li> <li>・ 二酸化炭素消火設備の定期点検（26～27 日）</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                           | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ 施設定期検査〔全 8 回の 2 回目〕（8～9 日）</li> <li>・ 第 3 四半期/原子炉施設保安検査（14～16 日）</li> <li>・ 大洗研究開発センター第 2 回総合訓練 発災場所「HTTR」（21 日）</li> </ul>                                            |

| 年 月            | 工 事 ・ 試 験 等                                                                                                                                                                                                                      | 主 要 事 項                                                                                                                                                                                                                                                                                                              |
|----------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 平成 24 年<br>1 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ メンテナンスピット用放射線モニタの定期点検（13～20 日）</li> <li>・ 建設管理棟の補修作業（25 日～3 月 30 日）</li> <li>・ 通信連絡設備の定期点検（23～27 日）</li> <li>・ 酸欠警報装置の定期点検（26～27 日）</li> <li>・ 原子炉建家点検用足場設置作業（30 日～3 月 23 日）</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ 平成 23 年度品質保証に係る定期内部監査（16 日）</li> <li>・ 施設定期検査〔全 8 回の 3 回目〕（18～19 日）</li> <li>・ 施設定期検査〔全 8 回の 4 回目〕（24 日）</li> <li>・ 所長パトロール（27 日）</li> <li>・ 次年度運転計画（3 ヶ年）届出（30 日）</li> <li>・ 品質目標の変更（31 日）</li> </ul>                         |
| 平成 24 年<br>2 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建家詳細調査及び簡易補修作業（13 日～7 月 25 日）</li> <li>・ 冷却塔側溝及び清浄度管理棟の補修作業（20 日～3 月 23 日）</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵建家・冷却塔・機械棟等詳細調査作業（27 日～6 月 29 日）</li> </ul>                                             | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ 副理事長巡視及び意見交換会（1 日）</li> <li>・ 所幹部と管理職との意見交換会（6 日）</li> <li>・ 第 3 四半期/使用施設等保安検査（7～9 日）</li> <li>・ 第 4 四半期/原子炉施設保安検査（29 日～3 月 2 日）</li> </ul>                                                                                    |
| 平成 24 年<br>3 月 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 研究棟外壁等補修作業（1～23 日）</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵建家外構及び雨水配管の補修作業（5～23 日）</li> <li>・ 補助冷却設備循環ポンプ補修作業（19～30 日）</li> <li>・ 1 次/2 次 He 純化設備加熱器等の定期点検（21～28 日）</li> </ul>                                | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東北地方太平洋沖地震に係る対応</li> <li>・ 福島技術対応</li> <li>・ ISO14001 に基づく平成 23 年度内部監査（12 日）</li> <li>・ 第 44 回日本原子力学会賞：技術開発賞を受賞（20 日）</li> <li>・ 法人文書ファイル等の管理状況等に係る監査（業務課：23 日）</li> <li>・ 建設管理棟竣工検査（29 日）</li> <li>・ 平成 24 年度年間運転計画の策定（29 日）</li> <li>・ 平成 24 年度年間使用計画の策定（29 日）</li> </ul> |

# 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  |
| 物質モル量 | 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 基本単位      |                    |
|-------------------------|--------------|--------------------|
|                         | 名称           | 記号                 |
| 面積                      | 平方メートル       | m <sup>2</sup>     |
| 体積                      | 立方メートル       | m <sup>3</sup>     |
| 速度                      | メートル毎秒       | m/s                |
| 加速度                     | メートル毎秒毎秒     | m/s <sup>2</sup>   |
| 波数                      | 数メートル        | m <sup>-1</sup>    |
| 密度, 質量密度                | キログラム毎立方メートル | kg/m <sup>3</sup>  |
| 面積密度                    | キログラム毎平方メートル | kg/m <sup>2</sup>  |
| 比体積                     | 立方メートル毎キログラム | m <sup>3</sup> /kg |
| 電流密度                    | アンペア毎平方メートル  | A/m <sup>2</sup>   |
| 電界の強さ                   | アンペア毎メートル    | A/m                |
| 量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度 | モル毎立方メートル    | mol/m <sup>3</sup> |
| 質量濃度                    | キログラム毎立法メートル | kg/m <sup>3</sup>  |
| 輝度                      | カンデラ毎平方メートル  | cd/m <sup>2</sup>  |
| 屈折率 <sup>(b)</sup>      | (数字の) 1      | 1                  |
| 比誘電率 <sup>(b)</sup>     | (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 <sup>(b)</sup>   | rad               | 1 <sup>(b)</sup>     | m/m                                                            |
| 立体角                           | ステラジアン <sup>(b)</sup> | sr <sup>(c)</sup> | 1 <sup>(b)</sup>     | m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>                                 |
| 周波数                           | ヘルツ <sup>(d)</sup>    | Hz                |                      | s <sup>-1</sup>                                                |
| 力                             | ニュートン                 | N                 |                      | m kg s <sup>-2</sup>                                           |
| 圧力, 応力                        | パスカル                  | Pa                | N/m <sup>2</sup>     | m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>                             |
| エネルギー, 仕事, 熱量                 | ジュール                  | J                 | N m                  | m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>                              |
| 仕事率, 工率, 放射束                  | ワット                   | W                 | J/s                  | m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>                              |
| 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 <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>              |
| 静電容量                          | ファラド                  | F                 | C/V                  | m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup> |
| 電気抵抗                          | オーム                   | Ω                 | V/A                  | m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>              |
| コンダクタンス                       | ジーメンズ                 | S                 | A/V                  | m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup> |
| 磁束密度                          | ウェーバ                  | Wb                | Vs                   | m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>              |
| インダクタンス                       | テスラ                   | T                 | Wb/m <sup>2</sup>    | kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>                             |
| セルシウス温度                       | セルシウス度 <sup>(e)</sup> | °C                | Wb/A                 | m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>              |
| 光照射度                          | ルーメン                  | lm                |                      | K                                                              |
| 放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>      | ベクレル <sup>(d)</sup>   | Bq                | cd sr <sup>(c)</sup> | m <sup>2</sup> cd s <sup>-1</sup>                              |
| 吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ           | グレイ                   | Gy                | J/kg                 | m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>                                 |
| 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 <sup>(g)</sup>  | Sv                | J/kg                 | m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>                                 |
| 酸素活性                          | カタール                  | kat               |                      | s <sup>-1</sup> 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                                                                        |
| 粘着力のモーメント       | パスカル秒             | Pa s                  | m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>                                                   |
| 表面張力            | ニュートンメートル         | N m                   | m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>                                                    |
| 角速度             | ニュートン毎メートル        | N/m                   | kg s <sup>-2</sup>                                                                   |
| 角加速度            | ラジアン毎秒            | rad/s                 | m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>                                   |
| 熱流密度, 放射照度      | ラジアン毎秒毎秒          | rad/s <sup>2</sup>    | m m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> =s <sup>-2</sup>                                   |
| 熱容量, エントロピー     | ワット毎平方メートル        | W/m <sup>2</sup>      | kg s <sup>-3</sup>                                                                   |
| 比熱容量, 比エントロピー   | ジュール毎ケルビン         | J/K                   | m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>                                    |
| 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 <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>                                       |
| 熱伝導率            | ジュール毎キログラム        | J/kg                  | m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>                                                       |
| 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 <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>                                                 |
| 電界の強さ           | ジュール毎平方メートル       | J/m <sup>3</sup>      | m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>                                                   |
| 電荷密度            | ボルト毎メートル          | V/m                   | m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>                                                 |
| 電荷密度            | クーロン毎立方メートル       | C/m <sup>3</sup>      | m <sup>-3</sup> sA                                                                   |
| 表面電荷密度          | クーロン毎平方メートル       | C/m <sup>2</sup>      | m <sup>-2</sup> sA                                                                   |
| 電束密度, 電気変位      | クーロン毎平方メートル       | C/m <sup>2</sup>      | m <sup>-2</sup> sA                                                                   |
| 誘電率             | ファラド毎メートル         | F/m                   | m <sup>-3</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>                       |
| 透磁率             | ヘンリー毎メートル         | H/m                   | m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>                                                 |
| モルエネルギー         | ジュール毎モル           | J/mol                 | m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>                                  |
| 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 <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>-1</sup>                  |
| 照射線量 (X線及びγ線)   | クーロン毎キログラム        | C/kg                  | kg <sup>-1</sup> sA                                                                  |
| 吸収線量            | グレイ毎秒             | Gy/s                  | m <sup>2</sup> s <sup>-3</sup>                                                       |
| 放射強度            | ワット毎ステラジアン        | W/sr                  | m <sup>-1</sup> m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> =m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> |
| 放射輝度            | ワット毎平方メートル毎ステラジアン | W/(m <sup>2</sup> sr) | m <sup>-2</sup> m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>                |
| 酵素活性濃度          | カタール毎立方メートル       | kat/m <sup>3</sup>    | m <sup>-3</sup> s <sup>-1</sup> mol                                                  |

表5. SI 接頭語

| 乗数               | 接頭語 | 記号 | 乗数                | 接頭語  | 記号 |
|------------------|-----|----|-------------------|------|----|
| 10 <sup>24</sup> | ヨタ  | Y  | 10 <sup>-1</sup>  | デシ   | d  |
| 10 <sup>21</sup> | ゼタ  | Z  | 10 <sup>-2</sup>  | センチ  | c  |
| 10 <sup>18</sup> | エクサ | E  | 10 <sup>-3</sup>  | ミリ   | m  |
| 10 <sup>15</sup> | ペタ  | P  | 10 <sup>-6</sup>  | マイクロ | μ  |
| 10 <sup>12</sup> | テラ  | T  | 10 <sup>-9</sup>  | ナノ   | n  |
| 10 <sup>9</sup>  | ギガ  | G  | 10 <sup>-12</sup> | ピコ   | p  |
| 10 <sup>6</sup>  | メガ  | M  | 10 <sup>-15</sup> | フェムト | f  |
| 10 <sup>3</sup>  | キロ  | k  | 10 <sup>-18</sup> | アト   | a  |
| 10 <sup>2</sup>  | ヘクト | h  | 10 <sup>-21</sup> | ゼプト  | z  |
| 10 <sup>1</sup>  | デカ  | da | 10 <sup>-24</sup> | 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=60s                                                                                |
| 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/10800) rad                                                                 |
| 秒     | ″    | 1″=(1/60)′=(π/648000) rad                                                                |
| ヘクタール | ha   | 1ha=1hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>                                     |
| リットル  | L, l | 1L=1l=1dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup> |
| トン    | t    | 1t=10 <sup>3</sup> kg                                                                    |

表7. SIに属さないが、SIと併用される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 | 1eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J   |
| ダルトン     | Da | 1Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg  |
| 統一原子質量単位 | u  | 1u=1 Da                                    |
| 天文単位     | ua | 1ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> 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=100kPa=10 <sup>5</sup> Pa                                                         |
| 水銀柱ミリメートル | mmHg | 1mmHg=133.322Pa                                                                                |
| オングストローム  | Å    | 1 Å=0.1nm=100pm=10 <sup>-10</sup> m                                                            |
| 海里        | M    | 1 M=1852m                                                                                      |
| バイン       | b    | 1 b=100fm <sup>2</sup> =(10 <sup>-12</sup> cm <sup>2</sup> )2=10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup> |
| 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。                                                                       |
| ベベル       | B    |                                                                                                |
| デジベル      | 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 <sup>-7</sup> J                                                                |
| ダイン                   | dyn | 1 dyn=10 <sup>-5</sup> N                                                                |
| ポアズ                   | P   | 1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s                                                   |
| ストークス                 | St  | 1 St =1cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> |
| スチルブ                  | sb  | 1 sb =1cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> cd m <sup>-2</sup>                         |
| フォトリ                  | ph  | 1 ph=1cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> lx                                         |
| ガリ                    | Gal | 1 Gal =1cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>                           |
| マクスウェル                | Mx  | 1 Mx = 1G cm <sup>2</sup> =10 <sup>-8</sup> Wb                                          |
| ガウス                   | G   | 1 G =1Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> T                                           |
| エルステッド <sup>(c)</sup> | Oe  | 1 Oe ≐ (10 <sup>7</sup> /4π)A m <sup>-1</sup>                                           |

(c) 3 元素の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 <sup>10</sup> Bq                                      |
| レントゲン     | R    | 1 R = 2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg                                  |
| ラド        | rad  | 1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy                                    |
| レム        | rem  | 1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv                                   |
| ガンマ       | γ    | 1 γ =1 nT=10 <sup>-9</sup> T                                      |
| フェルミ      | f    | 1フェルミ≐1 fm=10 <sup>-15</sup> m                                    |
| メートル系カラット |      | 1メートル系カラット = 200 mg = 2×10 <sup>-4</sup> 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  | 1cal=4.1858J (「15°C」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 <sup>-6</sup> m                                       |

