

HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発 (2007年度)

Operation, Test, Research and Development of
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(FY2007)

(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

October 2008

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2008

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発
（2007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

（2008年8月6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。

平成 19 年度は、高温ガス炉開発のための運転データを取得し、蓄積することを目的に、熱出力 30MW の定格 30 日連続運転を達成した。引続き施設定期自主検査を開始し、1 次ヘリウム循環機のフィルタ交換作業、原子炉圧力容器の供用期間中検査等を実施した。また、反応度制御設備の分解点検作業で発生した制御棒の不具合を受けて、取替用制御棒の製作の準備を進めた。

本報告書は、平成 19 年度（2007 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)
(FY2007)

(Ed.) Department of HTTR

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

(Received August 6, 2008)

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 conducted the high-temperature test operation with outlet coolant temperature of 950°C.

In fiscal year 2007, we have carried out long-term (30 days) operation to accumulate operational data for HTGR developments. Periodical inspections, exchange of filter of primary gas circulators and in-service inspection of the reactor pressure vessel were also conducted, and manufacturing of control rod for exchange was started.

This report summarizes activities and results of HTTR operation, maintenance, and several R&Ds, which were carried out in the fiscal year 2007.

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	5
2. 施設定期自主検査中に実施した整備	7
2.1 原子炉保護設備等の改造	9
2.2 1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機のフィルタ交換	12
2.3 1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機(A)の下部ケーシング開放点検	16
2.4 非常用発電機ガスタービンエンジンの分解点検	21
2.5 反応度制御設備の分解点検及び RSS モータの交換	25
3. HTTR の運転・保守	29
3.1 原子炉の運転管理	31
3.2 保守管理	31
3.3 原子炉格納容器漏えい率試験計画の改善	36
3.4 取替用制御棒の製作	48
4. 連続運転の成果と準備	49
4.1 概要	51
4.2 定格 30 日連続運転の成果	51
4.3 高温 50 日連続運転の準備	58
5. 放射線管理	61
5.1 放射線作業時の管理	63
5.2 個人被ばく管理	63
5.3 排気及び排水の管理	64
6. 技術開発	67
6.1 原子炉圧力容器 ISI	69
6.2 ヘリウム純化設備の性能確認	78
7. 品質保証活動の実施状況	87
7.1 概要	89
7.2 品質保証活動の展開	89
7.3 保安教育訓練	92

8. 環境管理活動の実施状況	101
8.1 概要	103
8.2 環境管理活動の推移	103
8.3 環境管理活動のまとめ及び平成 20 年度への取組み	103
9. 施設定期評価	105
9.1 概要	107
9.2 保安活動の実施状況に関する評価	107
9.3 原子炉施設における最新の技術的知見の反映状況に関する評価	114
9.4 評価結果を踏まえた保安活動への反映	115
10. 高温ガス炉開発に関する国際協力	119
あしがき	122
付録	123
付録 1 平成 19 年度高温工学試験研究関連研究発表	125
付録 2 平成 19 年度高温工学試験研究関係主要記事	129
付録 3 官庁許認可一覧	132

Contents

1. Outline of Activities	1
1.1 HTTR Operation and Tests	3
1.2 Construction.....	5
1.3 Deliberations in Specialist's Committees.....	5
2. Maintenance during Periodical Inspection	7
2.1 Improvement of Reactor Protection System	9
2.2 Exchange of Filter of Primary Gas Circulator	12
2.3 Overhaul of Substructure of Primary Gas Circulator.....	16
2.4 Overhaul of Gas Turbine Engine of Emergency Generator.....	21
2.5 Overhaul of Reactivity Control System and Exchange of RSS Motor	25
3. Operation and Maintenance of HTTR.....	29
3.1 Operation of HTTR.....	31
3.2 Maintenance of HTTR.....	31
3.3 Improvement on Containment Vessel Leakage Testing	36
3.4 Manufacturing of Control Rod for Exchange	48
4. Result and Preparations of Long-term Operation.....	49
4.1 Outline of Long-term Operation.....	51
4.2 Result of Long-term (30 days) Operation.....	51
4.3 Preparations for Long-term (950°C,50 days) Operation	58
5. Radiation Control.....	61
5.1 Radiation Monitoring and Control.....	63
5.2 Control of Personal Exposure.....	63
5.3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage.....	64
6. Research and Developments	67
6.1 In-Service Inspection for Reactor Pressure Vessel.....	69
6.2 Performance Test of Primary Purification System.....	78
7. Present Status of Quality Assurance System.....	87
7.1 Outline of Quality Assurance System.....	89
7.2 Progress of Quality Assurance System.....	89
7.3 Education and Training for Safety	92

8. Present Status of Environmental Management System	101
8.1 Outline of Environmental Management System	103
8.2 Progress of Environmental Management System	103
8.3 Summary of Activity and Future Plan	103
9. Periodical Review of Safety Management System	105
9.1 Outline of Review	107
9.2 Review of Safety Management Activities	107
9.3 Evaluation of Reflection Situation of Latest Technical Knowledge	114
9.4 Reflection to Safety Management System based on Review	115
10. International Cooperation on HTGR Development	119
Postscript	122
Appendix	123
Appendix 1 Publication and Presentations on High Temperature Engineering Research in 2006	125
Appendix 2 Major Events on High Temperature Engineering Research in 2006	129
Appendix 3 List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	132

1. 概 要

Outline of Activities

This is a blank page.

高温工学試験研究炉（HTTR）は、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多目的利用炉である高温ガス炉の、技術基盤の確立を目的として設置された試験研究炉である。HTTR は原子炉熱出力 30MW の日本初の高温ガス炉であり、燃料として被覆粒子燃料、主要な炉心構造材に黒鉛、1 次冷却材にヘリウムガスを用い、原子炉入口冷却材温度 395℃、原子炉出口温度 850/950℃の性能を有している。

HTTR は、平成 3 年に建設を開始し、平成 10 年 11 月 10 日に初臨界を達成した。その後、平成 11 年度から出力上昇試験を進め、平成 13 年 12 月に原子炉出口冷却材温度 850℃を、平成 16 年 4 月には設計目標である原子炉出口冷却材温度 950℃を達成した。

高温工学試験研究炉部は、この設計目標の達成を節目とし、HTTR 自体の開発から高温ガス炉開発のための HTTR 運転・試験の実施へと軸足を移しながら、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。

1.1 HTTR の運転の状況

1.1.1 HTTR の運転

平成 19 年度は、熱出力 30MW の定格 30 日連続運転（原子炉出口冷却材温度約 850℃）を実施した。運転の目的は、燃焼に伴う燃料からの FP 放出率の変化、1 次冷却材（ヘリウム）中の不純物挙動等に関するデータの取得・蓄積、さらには、長期連続運転時の 1 次系の圧力制御性、循環機性能等について確認し、高温ガス炉の技術基盤を確立することにあつた。

運転は、平成 19 年 3 月 19 日に原子炉を定格並列運転モード（運転サイクル RP-10）により起動し、平成 19 年 3 月 27 日に定格の原子炉出力 30MW に到達した後、この状態を安定して維持し、平成 19 年 4 月 26 日に目標の定格 30 日連続運転を達成した。その後、段階的に原子炉出力を下げて、平成 19 年 5 月 3 日に原子炉を停止し、所期の目的を達することができた。

平成 19 年度の年間運転計画では、定格 30 日連続運転に続く施設定期自主検査実施後、平成 20 年 2 月 1 日より施設定期検査運転及び安全性実証試験（運転サイクル HP/RS-11）が計画されていた。しかしながら、反応度制御設備分解点検中の制御棒に不具合が発生したことにより、施設定期自主検査期間を延長することとなり、施設定期検査運転は平成 20 年度に、また安全性実証試験は、平成 21 年度の高温 50 日連続運転（原子炉出口冷却材温度約 950℃）の後に実施することとなった。

1.1.2 第 4 回施設定期自主検査

平成 19 年度当初から、第 4 回施設定期検査に係る文科省ヒアリングを受け、定検要領書及び定検計画書の策定に係る準備を進めた。またこれまで、原子炉格納容器バウンダリ全体を加圧して行う全体漏えい率試験（A 種試験）で実施してきた原子炉格納容器漏えい率検査を、原子炉格納容器局部漏えい率試験（B 種及び C 種試験）との組み合わせで実施する試験スケジュールに移行し、保守の効率化を図ることが検討されてきた。この移行のための準備を、今回の施設定期検査で行うことを目的に、移行に際し、原子炉格納容器漏えい率検査の準拠規定である JEAC4203 が求めている、全体漏えい率試験と局部漏えい率試験との相関性等についての技術的説明を、文

科省ヒアリングの中で並行して進めた。

従前の定検要領書の策定に係る文科省ヒアリングの終了を受け、平成 19 年 4 月 20 日付けで施設定期検査の申請を行い、平成 19 年 5 月 21 日より第 4 回施設定期自主検査を開始した。また、原子炉格納容器漏えい率検査の試験スケジュール移行に係る技術的説明が終了したことを受け、局部漏えい率試験に係る定検要領書及び定検計画書が、平成 19 年 7 月 6 日付けで改定された。

しかしながら、開始した施設定期自主検査において実施していた反応度制御設備（制御棒系及び後備停止系）の分解点検において、平成 19 年 7 月 19 日に制御棒のずり落ちと変形が認められたため詳細に調査した結果、点検用治具で固定していた制御棒ワイヤが、正しく固定されていなかったことが判明した。このため、大洗研究開発センター及び HTTR の不適合管理並びに是正処置及び予防処置要領に従って、不適合管理を実施するとともに、施設定期検査期間を約 1 年間延長するための施設定期検査申請書記載事項の変更を、平成 19 年 9 月 4 日付けで文科省に届け出た。さらに、施設定期検査期間の延長に伴い、「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関する検査項目」を文科省ヒアリングにおいて整理した上で、該当する施設に関する検査を速やかに実施することとなり、これらの検査に係る定検要領書及び定検計画書が、平成 19 年 9 月 25 日付けで改定された。

今年度は、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関する検査として位置づけられた下記の 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 19 年 8 月 29 日	燃料交換機／燃料出入機の作動検査等
2	平成 19 年 10 月 3 日	後備停止系駆動装置の反応度抑制効果検査等
3	平成 19 年 11 月 15 日	安全保護系回路の作動検査等
4	平成 19 年 11 月 30 日	非常用発電機／非常用空気浄化設備の作動検査等

平成 20 年度は、第 4 回施設定期検査として当初計画されていた全ての検査項目を定検計画書に従って受検し、平成 21 年 3 月中旬頃に施設定期検査合格証を取得する計画である。

1.1.3 高温連続運転へ向けた検討

HTTR は、今中期計画の目標として、高温 50 日連続運転を行い、炉心の燃焼特性、ヘリウムの純度管理等、高温ガス炉の実用化に必要なデータの蓄積を行うこととしている。

この高温 50 日連続運転の実施に先立ち、原子炉出口冷却材温度 850℃による定格 30 日連続運転を実施し、各種のデータを蓄積するとともに、ソフト及びハード両面から今後解決すべき事項を摘出し、検討を進めている。

なお、原子炉出口冷却材温度 850℃による定格 30 日連続運転は、平成 19 年 3 月 19 日から同年 5 月 3 日の期間、RP-10 運転として実施した。この運転においては、燃料の FP 閉じ込め性能を示す 1 次冷却材中の FP 濃度が、海外の高温ガス炉燃料の実績値に比べ 1/10 から 1/1000 と桁違いに低い値であることを確認した。また、1 次冷却材の漏えい率や不純物量の挙動等各種のデ

ータを蓄積するとともに、高温 50 日連続運転に向けて実施した機器の性能を向上させる対策について、その効果を確認した。今後、定格 30 日連続運転で得られたデータの評価を進めるとともに、高温 50 日連続運転に向けての準備を、引続き進めることとしている。

1.2 機器の製作、工事等の状況

平成 19 年 5 月 21 日より開始した第 4 回施設定期自主検査において、今年度実施した主要な機器の製作、工事等の状況は、以下のとおりである。

- (1) 安全性実証試験として 1 次冷却材流量を喪失させる「循環機 3 台停止試験」及び、その状態で炉容器冷却設備を停止する「炉容器冷却設備停止試験」を行えるよう原子炉保護設備等の改造を実施した。
- (2) 高温 50 日連続運転に向けた施設整備の一環として、次の作業を実施した。
 - (a) ヘリウム循環機フィルタ交換計画に基づく、1 次ヘリウム循環機 3 台のフィルタ交換
 - (b) フランジシール面等の健全性確認のため、1 次ヘリウム循環機(A)の下部開放点検
 - (c) 非常用発電機(B)ガスタービンエンジンの工場における分解点検と部品交換
 - (d) 1 次系ヘリウム移送圧縮機等のオイルシールの点検
- (3) 平成 17 年 2 月に判明した後備停止系駆動装置の不具合対策として、昨年度までに実施した 6 基に続き、今年度 4 基の後備停止系駆動装置のモータ交換及び反応度制御設備の分解点検を行った。
- (4) 反応度制御設備分解点検中の制御棒不具合の発生をうけた取替用制御棒の製作について、設工認の認可を受け、製作を開始した。
- (5) 原子炉圧力容器の供用期間中検査 (ISI) 計画に基づき、下鏡溶接線に対する ISI を実施した。
- (6) 平成 20 年度の取替用燃料体 (2 次燃料) の受入及び組立てに向けた、燃料体組立と貯蔵手順の確認を実施した。

1.3 所外の専門部会等での審議

文部科学省の公募事業である「革新的高温ガス炉用燃料・黒鉛に関する技術開発」(平成 16 年度から実施)の計画、内容の妥当性等について、所外の専門家を中心とした「革新的高温ガス炉用燃料・黒鉛技術開発検討専門部会」が、平成 20 年 1 月 25 日に開催された。この専門部会では、ZrC 被覆燃料の製造技術の開発及び照射試験・照射後試験並びにモデル開発、反応度投入事象での高温ガス炉燃料挙動評価を通じた限界性能の把握、黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発等に係る研究の進捗状況等が審議された。

また、所外の専門家を中心とした「第 3 回高温ガス炉システム研究委員会」が、平成 20 年 1 月 31 日に東京で開催された。この委員会では、上記専門部会の活動状況や世界の高温ガス炉システムの開発状況の現状等について報告が行われ、高温ガス炉システム、IS プロセス及び燃料・材料の研究開発の進め方、並びにカザフスタンにおける高温ガス炉導入への協力について討議された。

This is a blank page.

2. 施設定期自主検査中に実施した整備

Maintenance during Periodical Inspection

This is a blank page.

2.1 原子炉保護設備等の改造

2.1.1 概要

HTTR を用いて高温ガス炉固有の安全性を実証する試験を実施し、高温ガス炉基盤技術の高度化を図る目的として、1次冷却材流量を全喪失させる「循環機3台停止試験」及び、その状態で炉容器冷却設備を停止する「炉容器冷却設備停止試験」を実施するために、第2.1.1表に示す設計条件に従って、原子炉保護設備等（原子炉スクラム回路、運転モード選択装置等）の改造を行った。

第2.1.1表「原子炉保護設備等の改造」に係る設計条件

名 称			機 能	設計条件
安全保護回路	原子炉保護設備	原子炉スクラム回路	循環機3台停止試験用遅延回路	安全保護保ロジック盤に取り付ける。
			炉容器冷却設備停止試験用遅延回路	
その他の主要な事項	原子炉制御設備	運転モード選択装置	循環機3台停止試験用運転モード選択操作器	副盤に取り付ける。
			炉容器冷却設備停止試験用運転モード選択操作器	

<選択により作動するインターロック機能>

- ① 制御棒（16対）の引抜きが防止される。
- ② 1次冷却材の供給弁及び排出弁を閉とする。
- ③ 1次ヘリウム循環機の起動が防止される。
- ④ 「原子炉出口冷却材温度高」のスクラム設定値が変更される。

2.1.2 改造内容

(1) 原子炉スクラム回路等の改造（安全保護ロジック盤等の改造）

安全保護ロジック盤等にタイマカード及びロジックカードを追加し、循環機3台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験の運転モード選択操作器からの信号に連動して作動する以下の機能を追加した。

- ① 運転モードの選択により、制御棒駆動電源しゃ断器を全数開とし、試験中の制御棒の引抜きを防止する機能。
- ② 運転モードの選択により、「原子炉出口冷却材温度高」原子炉スクラム設定値が、高温試験・循環機停止試験モード設定値と同じ値に変更される機能。
- ③ 本試験中は、1次冷却材流量を全喪失させることから、運転モードの選択により、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差压低」原子炉スクラム信号を、循環機3台停止試験時は17時間、炉容器冷却設備停止試験時は7時間遅延させる機能。
- ④ 本試験中の1次冷却材の供給・排出を防止するため、運転モードの選択により、He供給弁（161VI7,163V15）・排出弁（163V73,163V18,163V28）を閉止する機能。
- ⑤ 本試験中の1次冷却材の循環を防止するため、運転モードの選択により、1次ヘリウム循環機の起動を防止する機能。
- ⑥ 原子炉出力30%以上では、炉容器冷却設備停止試験モードが投入できないようにするためのインターロック機能。
- ⑦ 運転モードの選択により、「原子炉出口冷却材温度高」による制御棒引抜阻止設定値が、高温試験・循環機停止試験モード設定値と同じ値に変更される機能。

(2) 運転モード選択装置等の改造（中央制御盤等の改造）

中央制御盤（副盤）の運転モード選択装置に、循環機3台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験における原子炉スクラム項目、原子炉スクラム設定値、インターロック等を設定するための運転モード信号を発信する、運転モード選択操作器（Aトレイン、Bトレイン各2個 計4個）を追加設置した。

また、中央制御盤（主盤）において、運転モード選択装置の作動状態を把握できるよう、以下の表示設備を設置した。

- ① 試験モード状態表示窓への「循環機3台停止試験」及び「炉容器冷却設備停止試験」の表示窓の設置。
- ② 循環機3台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験それぞれの原子炉スクラムの遅延時間表示器（各1台計2台）の設置。
- ③ 警報表示窓への「スクラム遅延」表示窓の設置。
- ④ 警報表示窓への「原子炉スクラム遅延解除前警報」表示窓の設置。
- ⑤ 警報表示窓への「高温プレナム部温度高」表示窓の設置。

2.1.3 運転モード選択装置等の機能

今回の改造により、特殊運転のための運転モード選択装置の機能は、第 2.1.2 表のとおり整理される。循環機 3 台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験における運転モード選択装置の特徴的な機能として、試験時の冷却材炉内自然循環による炉心の温度分布が急激に変化し、燃料温度が制限値を超えないことを確実に担保するために、1 次冷却材の供給と排出を停止する機能に加え、停止した循環機の誤起動を防止する機能が備えられている。

第 2.1.2 表 運転モード選択装置の機能

特殊運転モード 選択装置 投入後の機能	①	②	③	④	⑤
	循環機停止 試験	流量部分喪 失試験	制御棒の引 抜き試験	循環機 3 台 停止試験	炉容器冷却 設備停止試 験
制御棒の引抜き防 止	16 対	—	15 対 (C 以外)	16 対	16 対
スクラム設定値変 更	「1 次加圧 水冷却器へ リウム流量 低」「炉心差 圧低」「原子 炉出口冷却 材温度高」	—	—	「原子炉出 口冷却材温 度高」	「原子炉出 口冷却材温 度高」
1 次冷却材流量制 御系流量設定値 (850℃運転時)	—	スクラム設 定値以下を 制限	—	—	—
中心制御棒パター ンインターロック 設定値変更	—	—	(20→50mm)	—	—
スクラム時間遅延	—	—	—	17 時間： 「1 次加圧 水冷却器へ リウム流量 低」「炉心差 圧低」	7 時間： 「1 次加圧 水冷却器へ リウム流量 低」「炉心差 圧低」
1 次冷却材供給排 出弁	—	—	—	閉	閉
1 次ヘリウム循環機	—	—	—	起動防止	起動防止

2.2 1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機のフィルタ交換

2.2.1 概要

HTTRにおいては、平成20年度施設定期検査運転(HP-11)及び平成21年度に予定している高温50日連続運転(HP-12)を行うにあたり、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機(3台)のフィルタ交換を行い、原子炉の長期安定運転に備えることとした。(第2.2.1図)

1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の構造は、たて型遠心式動圧ガス軸受型であり、ヘリウムガスの系統外への漏えいを防止するため、電動機をケーシング内に組込んだ密閉型となっている。また、1次冷却材であるヘリウムガス中の微粒子等が主軸を支持する軸受に混入するのを抑制するために、上部ケーシング内にフィルタを設置している。

フィルタは、ステンレス製の焼結金網を円筒状に成型し、キャップとボスをその上下それぞれの枠に溶接で取付けた構造で、フィルタエレメント60本(50φ×1013L, 5μm)から構成されている。

当該フィルタ差圧は、平成14年に第1回目の交換を実施し、その後RP-10終了時点で約20kPa(警報値:30kPa)であったが、今後の工程を勘案しこの時点で交換を実施することとなった。

2.2.2 作業方法

(1) フィルタ交換は、原子炉冷却材圧力バウンダリである一次冷却系統を開放して行うため、汚染の拡大防止及び作業員の被ばく量を低減させるための交換計画を事前に立案し、モックアップ試験で交換内容の確認を十分行った後に、バックイン・バックアウト方式で実施した。また、作業員はトリチウムによる内部被ばく防止のため、エアラインマスク及びビニールアノラックを着用した。

(2) 作業実施期間及び作業員の被ばく状況等は、以下のとおりであった。

① 作業実施期間

- i. ヘリウム循環機(A) : 7/16 ~ 7/28
- ii. ヘリウム循環機(B) : 7/30 ~ 8/11
- iii. ヘリウム循環機(C) : 7/2 ~ 7/14
- iv. 一次系ガス置換 : 8/16 ~ 8/17

② 放射線管理

- i. フィルタ表面 : 6.5 mSv/h (Max. B)
- ii. フィルタ吊上時作業空間 : 2.3 mSv/h (Max. C号機)
- iii. フィルタ保管容器表面 : 1 mSv/h (Max. C号機)
- iv. 作業員最高被ばく線量 : 1.39 mSv (計画値: 2.8 mSv)
- v. 作業員積算被ばく線量 : 11.91 mSv (23人)
- vi. 作業員内部被ばく : なし

(3) 一次系ガス置換

フィルタ交換後、仮設真空ポンプにより一次冷却系統内圧力を1.2 Torrまで真空引きし、1次He貯蔵供給設備供給タンクからヘリウムガスを760 Torrまで充填するガス置換作業を2回

行った。なお、排ガスは、気体廃棄物廃棄施設を介して排気筒から放出した。(第 2.2.2 図)

(4) 使用済フィルタの保管

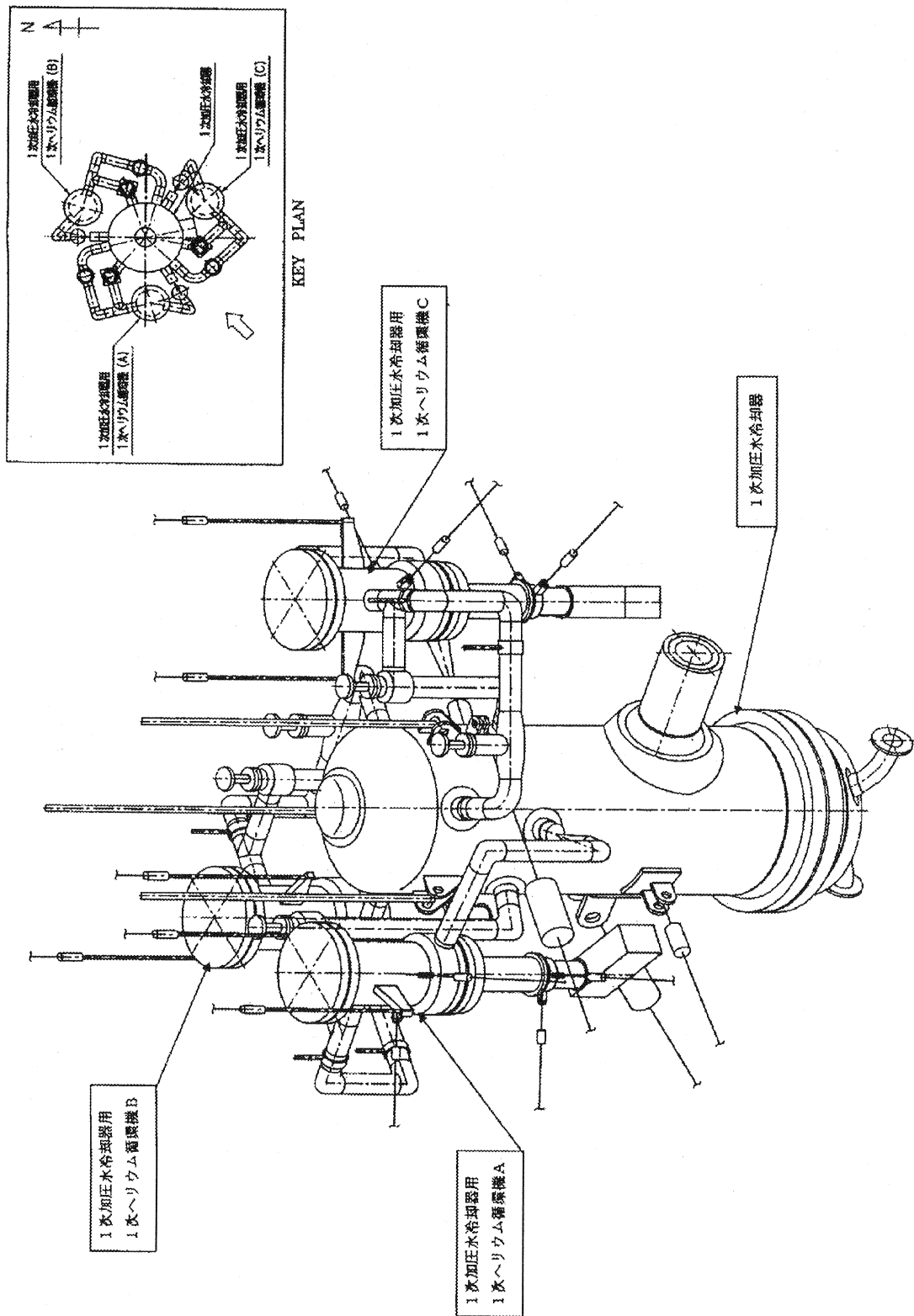
交換した使用済フィルタは、円筒型蓋付きフィルタ保管容器(780φ×1530 L×40 t, SS400)に収納後、原子炉建家ホット作業エリア (N-494 室) 南側に保管し、当該区域を立入制限区域とした。境界における線量当量率は、基準値 25 μSv/h に対し、最大で約 12 μSv/h であった。

2.2.3 作業結果

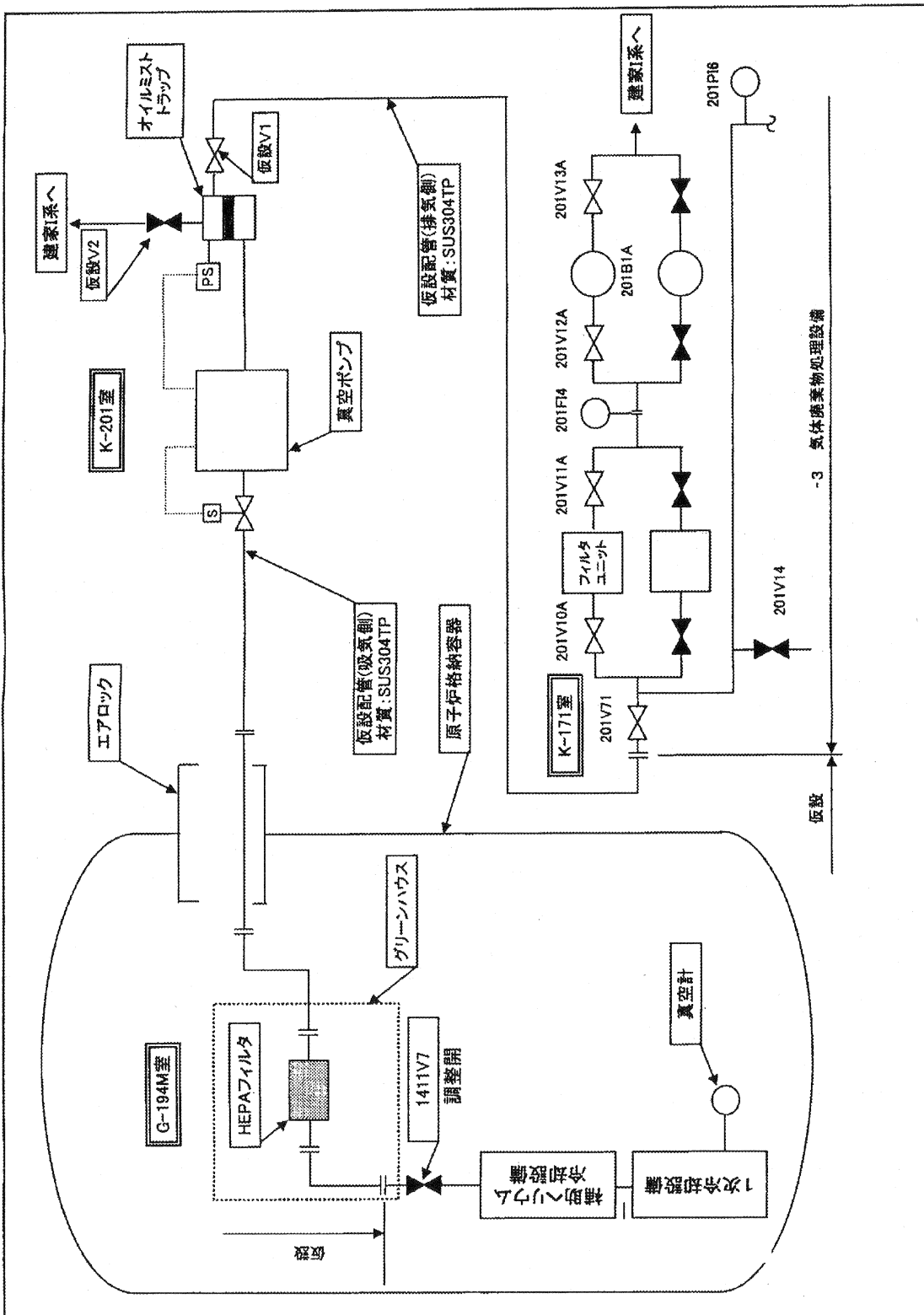
1 次加圧水冷却器用ヘリウム循環機 3 台のフィルタ交換作業は、事前のモックアップ試験で交換手順の確認、被ばく低減対策の検討等を十分行ったことから、トラブルもなく計画どおり実施することができた。また、高線量作業時に随時遮へい体を用いて作業を実施したこと等により、作業者の被ばく線量も、計画線量の約半分に抑えることができた。

2.2.4 今後の予定

- (1) 交換後の施設定期自主検査(ヘリウム循環機の作動検査)において、流量、回転数、差圧等のプロセス値をチェックし、異常のないことを確認する。
- (2) 交換後の原子炉運転(HP-11)において、一次冷却材の水分濃度及び窒素等の不純物濃度を監視し、一次冷却系統を一部開放したことにより混入した空気、水分が、ガス置換により十分除去されていることを確認する。
- (3) 平成 14 年及び平成 18 年に交換した使用済フィルタを含め、現在保管している合計 7 基のフィルタを切断等により処分し、廃棄物管理課へ搬送して廃棄するための準備を開始する。



第 2.2.1 図 1 次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の配置鳥瞰図



第 2.2.2 図 一次系真空引系統図

2.3 1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機(A)の下部ケーシング開放点検

2.3.1 概要

1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機(A)については、原子炉起動後、出力約70%までの間、微量のヘリウム漏えいが認められている。また、これに起因すると見られる異常振動が下部ケーシング上部フランジ外周面から発生していることが判明している。(第2.3.1図)

このため、①出力上昇試験(3)～RP-10において仮設振動センサ及びAEセンサ等による監視を継続し、振動信号のデータ取得、②平成14,15年度定検において下部ケーシング締付ボルトの健全性確認(UT,MT検査、締付トルク確認)、③RS-6においてヘリウム循環機フランジ部雰囲気へのヘリウム濃度測定、④平成17年に高温機器・配管の熱変位挙動解析等を行ってきた。

これらの原因調査の結果、異常振動はメタル温度変動時(原子炉起動時：HGC入口温度が240℃以上、原子炉停止時：同部温度が280℃以下)に発生しており、その発生源としてシール部の可能性が高いことが判ったため、下部ケーシング開放点検及びガスケット交換を行った。

2.3.2 点検方法

(1) 下部ケーシング開放点検は、対象部位の内部にインペラ、電動機等の精密な機械部品が含まれることから、開放方法として安全かつ精密な方法が要求されるため、下部ケーシング昇降装置の基本動作機構をネジによる搬送とし、ヘリウム循環機フィルタ交換後のγ線等による外部被ばくが無視できる状態で実施した。(第2.3.2図)

(2) 作業実施期間及び作業者の被ばく状況等は、以下のとおりであった。

① 作業実施期間

- i. 下部開放点検 : 8/23 ~ 9/14
- ii. 一次系ガス置換 : 9/19 ~ 9/21

② 放射線管理

- i. フランジ表面 : 70 μ Sv/h (インペラ部 : 110 μ Sv/h, 3000 cpm)
- ii. 作業者最高被ばく線量 : 0.11 mSv
- iii. 作業者積算被ばく線量 : 0.61 mSv (18人)
- iv. 作業者内部被ばく : なし

(3) 一次系ガス置換

下部ケーシング開放点検後、仮設真空ポンプにより一次冷却系統内圧力を1.2 Torrまで真空引きし、1次He貯蔵供給設備供給タンクからヘリウムガスを760 Torrまで充填するガス置換作業を3回行った。

2.3.3 点検結果

点検内容は、フランジシール面の外観検査、浸透探傷試験、レプリカによる寸法確認及びガスケット交換とし、最後にヘリウムリークテストにより漏えいの無いことを確認した。

(1) 外観検査

- ① 目視により、上・下フランジのシール面(山谷のギザギザ)に変色等の異常のないことを確認した。
- ② ファイバースコープにより、上・下フランジシール面に円周方向と直角な傷のないことを確認した。但し、インロー部(ボルト穴 12・13 間)にカジリ跡が見られたので、スコッチブライトで養生修復した。
- ③ ガasketは開放当初、上部ケーシング下フランジ面に付いていたが、下部ケーシングを約 50 mm 降ろしたところで、ダイヤルゲージ等の付替えによるショックにより下部ケーシングに一体となって自然落下した。
- ④ ファイバースコープにより、ガasket表面の状況を観察し、以下の事項を確認した。
 - i. 表側(上面)のボルト穴 11・12 間の所に約 5 mm の斜線が外側から中央に向かってついているが、内側までは貫通していない。
 - ii. 裏側(下面)のボルト穴 11・12 間の中央3山にクレータ状の微小な欠損が見られた外は、異常はない。また、上記ボルト穴 11・12 間に相当する上・下フランジシール面には、該当するような斜線及びクレータはない。

(2) 浸透探傷試験

上・下フランジシール面全面について行い、割れなどの欠陥のないことを確認した。

(3) レプリカによる寸法確認

上・下シール面について、周方向に 4 箇所(ボルト穴 4・5,9・10,13・14,17・18 間)のレプリカを採取し、三菱重工長崎研究所においてシール部の詳細寸法測定を行い、以下の事項を確認した。

- ① シール部は、概ね山と山が接触していると推測される。
- ② 簡易計測法による誤差を考慮しても、ギャップ値の周方向分布はほぼ均等であり、極端な周方向の差異は認められないと判断される。

(4) ガasket交換

- ① 新ガasket(OD 770×ID 744×0.5 t Ag : 99.99 %)の外観検査を行い、異常のないことを確認した。
- ② 寸法検査により周方向 4 箇所の厚さが 0.51～0.54 mm、幅が 13.1～13.3 mm と規格どおりであることを確認した。
- ③ 旧ガasketについて、所外での寸法検査を行う予定であったが、除染ができなかったため、本検査の実施については断念した。

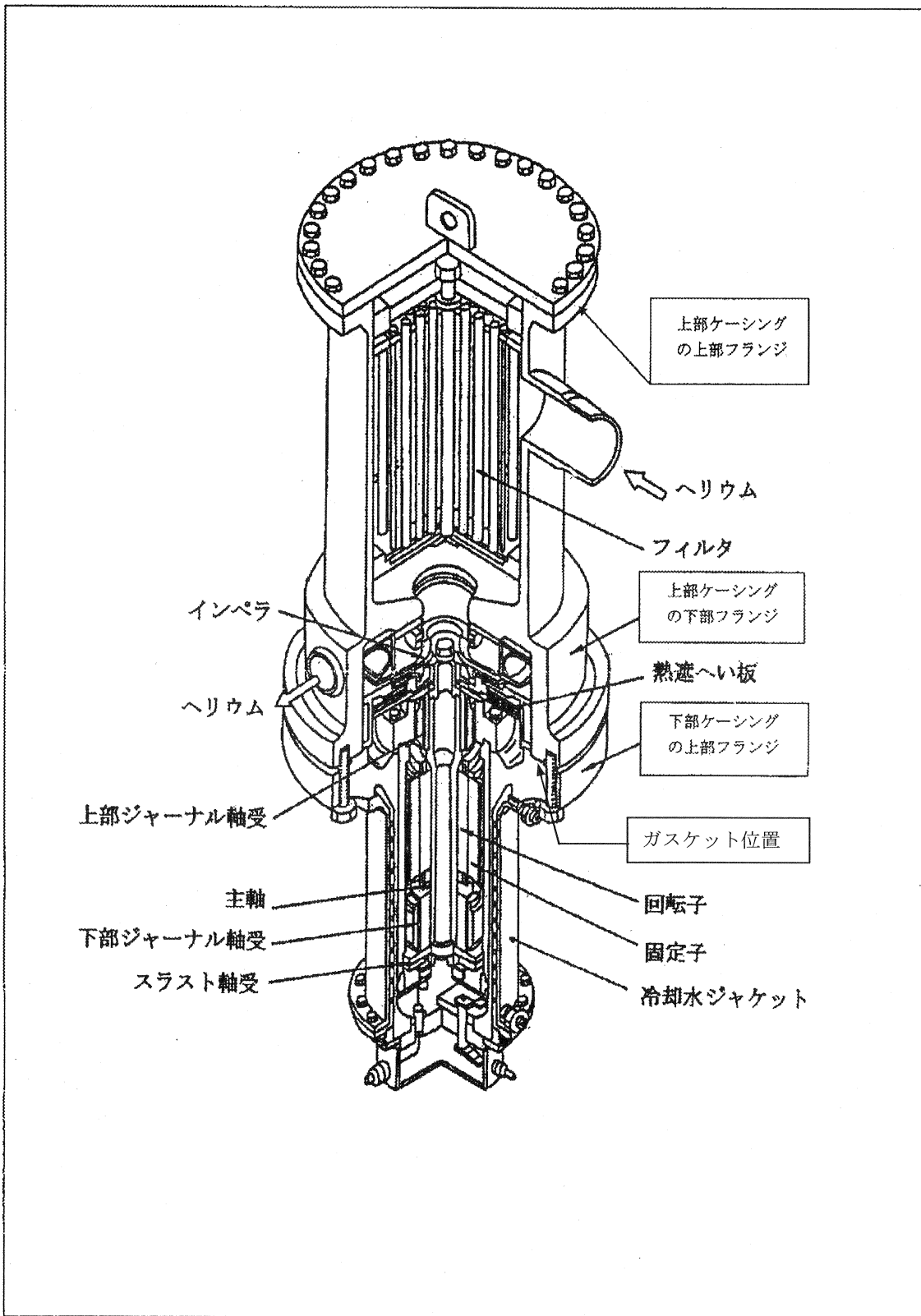
(5) ヘリウムリークテスト

- ① 一次系を真空引きした状態(1.1 Torr)でフランジをビニールで覆い、ビニールが萎まないこと及び真空度に変化のないことにより、気密性を確認した。
- ② 一次系に大気圧まで He を充填後、ヘリウムリークディテクタにより、接続部からリークのないことを確認した。

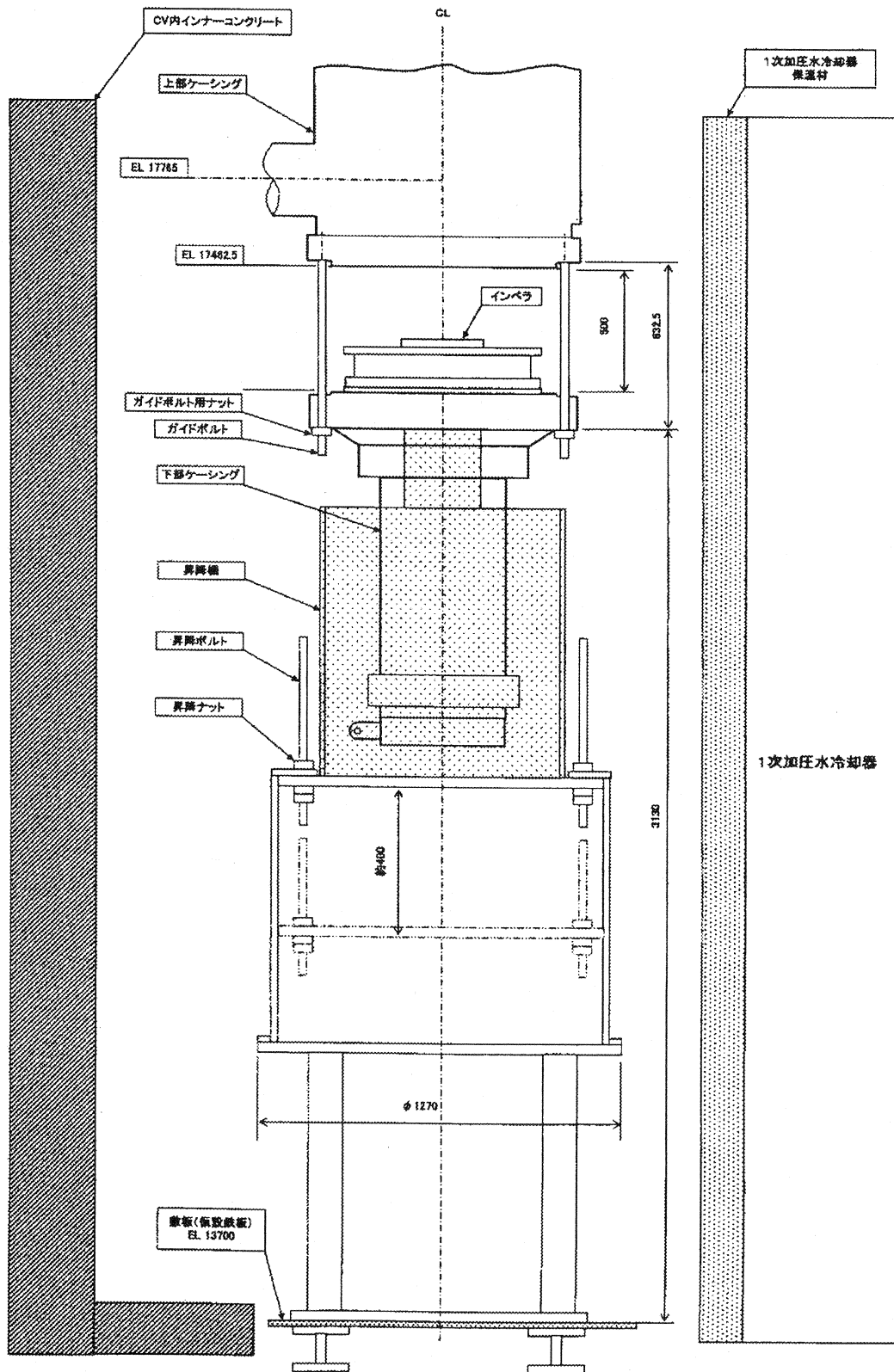
以上の点検結果から、異常振動や微小漏えいに直接繋がる原因は発見できなかった。しかしながら、無開放機器として設置された機器について初めて開放点検を行い、開放手順、管理要領等を確認したことは、今後の高温ガス炉の保守管理技術の向上に役立つものである。

2.3.4 今後の予定

- (1) 施設定期自主検査のヘリウム循環機作動検査において、正常に作動することを確認する。
- (2) 原子炉運転時（HP-11）において、微量ヘリウム漏えいの有無を C/V 圧力の変化及びヘリウムリークチェックプログラムにより、また、異常振動発生の有無を仮設振動センサ及び AE センサにより監視する。



第 2.3.1 図 1 次加圧水冷却器用ヘリウム循環機(A)の構造図



第 2.3.2 図 1 次加圧水冷却器用ヘリウム循環機(A)下部ケーシングと昇降機の位置関係図

2.4 非常用発電機ガスタービンエンジンの分解点検

2.4.1 概要

HTTR の非常用発電機は、商用電源の喪失等で非常用低圧母線電圧が低下した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な負荷へ電源を供給するものであり、多重性を考慮して、必要な容量のもの 2 台を（A 号機及び B 号機）、HTTR の安全設計方針に従い原子炉建家内の独立した場所に設置し、各々の非常用低圧母線に接続している。今回は、2 台ある非常用発電機のうち B 号機のガスタービンエンジンについて、平成 7 年に設置して以来、初めてとなる分解点検を実施した。なお、分解点検はガスタービンエンジン（減速機は含まない）のみを工場へ搬出して行ったものである。

2.4.2 非常用発電機ガスタービンエンジンについて

非常用発電機として、ガスタービン発電機の採用は原子炉施設としては珍しい。これは、高温ガス炉の固有の安全性により、非常用発電機の起動時間に対する制約が厳しくないため、ディーゼル発電機よりも多くの利点を有しているガスタービン発電機を採用したためである。ガスタービン発電機とディーゼル発電機のとの対比を第 2.4.1 表に示す。

2.4.3 分解点検を実施するまでの経緯

非常用発電機 B 号機は、平成 7 年に HTTR に納入され、定期的に点検を実施してきた。点検内容の一つとして、メーカー推奨では 3 年点検項目であるボアスコープによる内部点検を 1 年点検項目として実施し、原子炉施設としての信頼性を向上するための管理を行ってきた。その中で、平成 18 年 2 月 7 日にボアスコープによる内部点検を行った際、第 1 段タービンノズルにクラックが認められ、また、スクロールの燃焼器とのはめ合い部に以前から発生していたフレットイング摩耗による破口の大きさが拡大していることが認められた（第 2.4.1 図）。第 1 段タービンノズルについては、翼の前縁のみボアスコープによる確認が可能であり、その前縁で最大約 2mm のクラックが発生していたが、管理目安値以下（翼長の 1/10(6mm)以下）であるため分解点検実施まで継続使用可能と判断した。念のために約 50 時間の負荷運転後の平成 18 年 4 月 12 日にクラックの進行状況を確認したが、クラックの進展は確認されなかった。運用として、月例点検における各種温度の監視強化を行うこととした。また、フレットイング摩耗によるスクロールの破口拡大を最小限にするため、月例点検の運転時間を機能維持の確認ができる時間まで短縮（1 時間 → 15 分）することとし、分解点検計画を立案した。なお、分解点検は、第 1 段タービンブレードの期待寿命が等価運転時間（実運転時間と 1 時間／起動回数で換算した運転時間の和）で 1000 時間であることから、既にメーカー推奨値の分解点検時期に達しており、クラックの発生が認められなかった A 号機についても分解点検を計画することとした。B 号機の運転履歴を第 2.4.2 表に示す。

2.4.4 分解点検の実施

(1) 交換部品の選定

分解点検を実施するにあたり、まず、分解点検時に必ず交換する部品以外の部品について交

換すべき部品の選定を実施した。選定は各部品の期待寿命やメーカーの過去の分解点検実績から、部品交換の必要性に優先順位を設け、ランク分けを行い、交換優先順位の高い部品を交換することとし、部品の購入を行った。

(2) 分解点検の工程

分解点検の工程は以下の通りである。なお、ガスタービンエンジンはツインエンジンであるため、分解点検を実施するエンジンとしては2台となる。

- ① 平成 19 年 10 月 1 日～2 日：ガスタービンエンジン取外し・HTTR から搬出
- ② 平成 19 年 10 月 3 日：川崎重工業・明石工場へガスタービンエンジンを搬入
- ③ 平成 19 年 10 月 3 日～11 月 2 日：オーバーホール実施
- ④ 平成 19 年 10 月 18 日：分解状況の立会いを実施
- ⑤ 平成 19 年 10 月 31 日～11 月 1 日：工場での運転試験立会い検査を実施
- ⑥ 平成 19 年 11 月 2 日：ガスタービンエンジンを川崎重工業・明石工場から搬出
- ⑦ 平成 19 年 11 月 5 日～6 日：ガスタービンエンジンを HTTR へ搬入取付け・試運転

(3) 分解点検結果

等価運転時間が 1000 時間を超えているため、部品の劣化評価を実施し、部品交換の要否を判断した。第 1 段タービンノズルは、翼の前縁で最大約 4mm、年次点検では確認ができない後縁で最大約 14mm 程度のクラックが発生しており、分解点検時におけるメーカーでのクラックの基準値である 20mm 以下ではあったが、交換推奨値である管理目安値 6mm を超えているため全数交換を実施した。スクロールについても、フレットング摩耗が発生しているため、交換を実施した。なお、工場での分解点検で確認された空気圧縮機部分であるインペラについては、塩害による腐食が発生していたため、サーメタルコーティングされた部品に改良、また、燃焼器ライナーについては、燃焼による焼損が確認されたため、内部にセラミックコーティングされた部品に改良し寿命を高めることで、それぞれ今後の部品交換の必要性を極めて少なくした。

ガスタービンエンジンの組立て後、工場において試運転を実施し振動・燃焼温度・燃費等に異常のないことを確認し、HTTR へ搬入した。搬入後、現地での試運転を実施し異常のないことを確認した。

2.4.5 今後の予定

平成 19 年度の年次点検時に、A 号機の第 1 段タービンノズルに B 号機と同様のクラックが確認されたため、平成 20 年度に A 号機の分解点検を実施する予定である。また、ノズルのクラック等が進展した場合、ガスタービンエンジン内の気流に乱れが発生し、排気最高温度に変化が現れるため、監視強化項目として追加した排気最高温度については継続して測定・監視を行い、今後の分解点検計画の立案に資することとする。

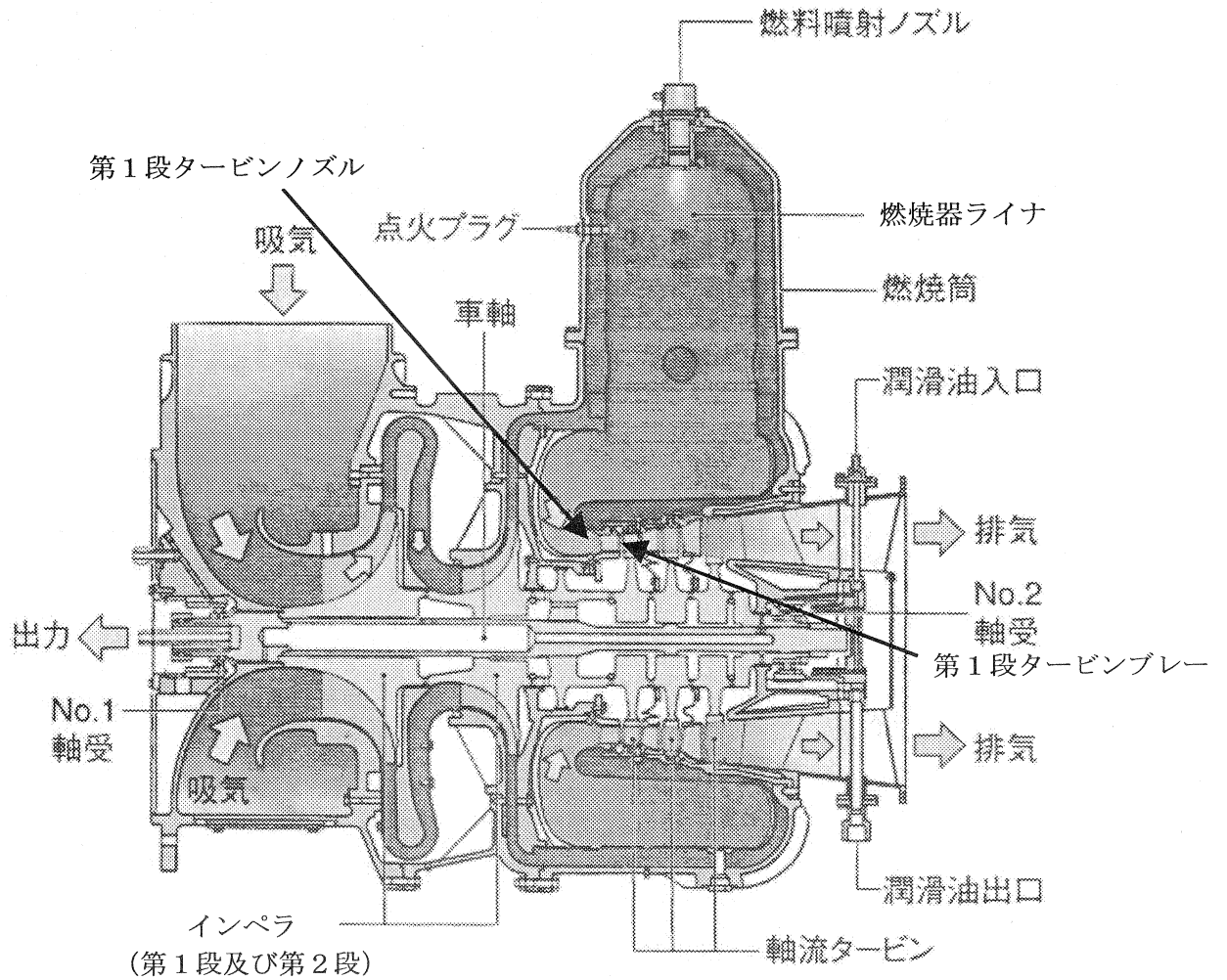
第 2.4.1 表 ガスタービン発電機とディーゼル発電機との対比

対比項目		ガスタービン発電機	ディーゼル発電機
起 動 特 性	起動方法	圧縮空気	
	起動時間	電圧確立まで 40 秒以内	軽水炉の実績で 10 秒以内
	負荷投入率	100%投入可能 (1 軸式)	100% (無過給) ~ 50% (高過給)
	電圧変動 (定常時)	±0.5%程度	±1.5%程度
	周波数変動 (定常時)	±0.5%程度	±3%程度
	回転数変動率	100%負荷投入時 ±5%程度	60~70%負荷投入時 ±10%程度
	起動信頼性	ディーゼルと同等	高い
	繰返し起動	短時間での繰返し起動は不可	多くても可
	低温起動	A 重油使用で約 -10℃で可能	A 重油使用で約 -5℃で可能
	無負荷運転	無負荷長時間運転が可能	無負荷・軽負荷運転が不可能
公 害 性	騒音	高周波、低振幅	低周波、大振幅
	振動	高速回転運動・振動小	ピストン往復運動・振動大
	排気ガス	NO _x ,SO _x ともに 100ppm 程度	NO _x -500ppm,SO _x -100ppm 以上
構 造	寸法・重量	小型・軽量	大型・重量
	構造	単純構造、部品点数 小	複雑構造、部品点数 多
	設置スペース	小(ディーゼルの 7 割程度)	大
そ の 他	燃料消費量	ディーゼルに比べて多い	ガスタービンに比べて少ない
	冷却水の要否	不要	必要
	使用実績	原子炉では希、ビル等で使用	軽水炉等で使用

第 2.4.2 表 非常用発電機 B 号機の運転履歴

確認年月日	運転時間	始動回数	等価運転時間
平成 18 年 2 月 7 日	947.8 時間	342 回	1289.8 時間
平成 18 年 4 月 12 日	995.5 時間	359 回	1354.5 時間
平成 19 年 10 月 1 日	1094.9 時間	380 回	1474.9 時間

$$(\text{等価運転時間}) = (\text{運転時間}) + (\text{始動回数})$$



第 2.4.1 図 ガスタービンエンジンの構造図

2.5 反応度制御設備の分解点検及び RSS モータの交換

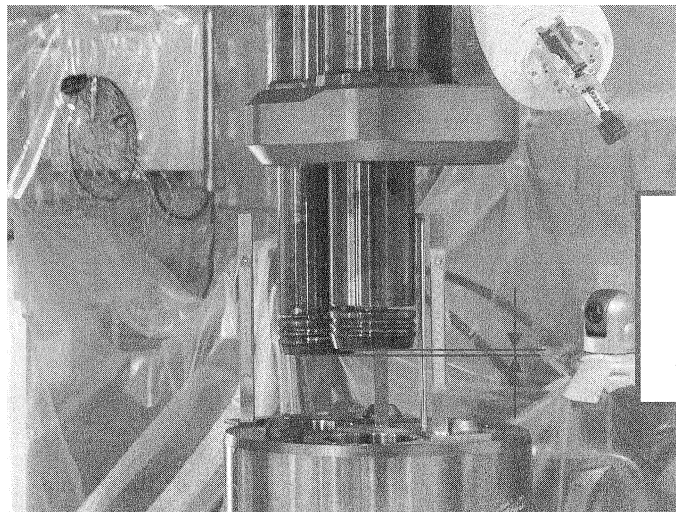
反応度制御設備の分解点検は、平成 17 年に発生した後備停止系駆動装置（以下「RSS」という。）の不具合の原因調査結果を受けて、同年から計画的に、反応度制御設備の制御棒駆動装置（以下「CRDM」という。）及び RSS について機能維持及び各部品の使用状況を確認しているものである。

平成 19 年度の反応度制御設備の分解点検は、C と R2-4 を平成 19 年 6 月 4 日から 8 月 2 日まで、R1-1 と R1-5 を平成 20 年 1 月 28 日から 3 月 26 日までの工程で行った。点検用治具で固定していた制御棒ワイヤが正しく固定されていなかったことにより、不具合が発生した R2-4 を除き、後備停止系モータ不具合の対策である RSS モータの交換を行い、同駆動装置の健全性を確認した。

2.5.1 C 及び R2-4 の分解点検

C 制御棒 CRDM の分解点検を実施し、機械部品、電機部品ともに異常の無いことを確認した。また、制御棒の再組立後の電気試験（絶縁抵抗測定・導通試験）・駆動試験についても、CRDM 及び RSS が所定の性能を満足しており、機器が健全である事を確認した。

しかし R2-4 制御棒は分解点検終了後の復旧作業中、当該制御棒が有する 2 本の制御棒要素の 1 本についてワイヤ固定金具に起因する降下・着地事象が発生し（第 2.5.1 図）、分解点検作業を中止した。平成 20 年度中に降下・着地事象が発生した 1 本の制御棒要素を新規品と交換し、その後、炉内へ復旧する予定である。

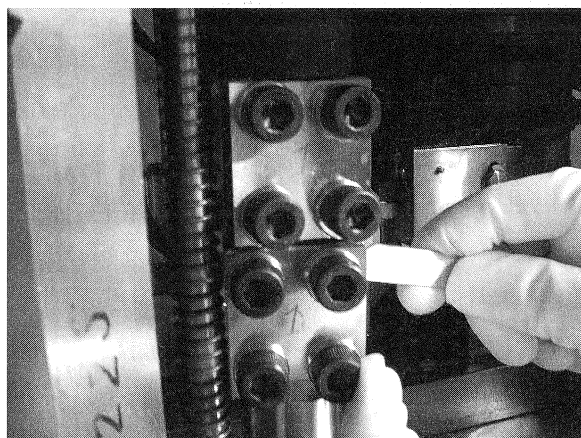


手前側の制御棒に
降下・着地事象が発生し
奥側の制御棒と比べて
全長が約 20mm 圧縮された。

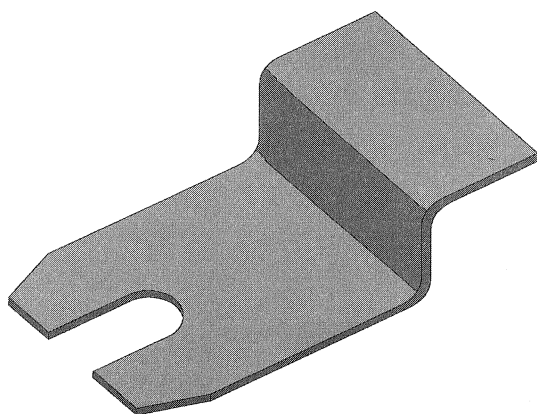
第 2.5.1 図 降下・着地事象が発生した制御棒要素(手前側)

2.5.2 R1-1 及び R1-5 の分解点検

R1-1 及び R1-5 制御棒の分解点検では、上半期の R2-4 制御棒の分解点検中に発生した制御棒の降下・着地事象に対する再発防止対策として、固定治具によるワイヤ固定時（第 2.5.2 図）の作業要領を改訂し、自主的取り組みとして、万一締め付けがゆるんだ場合にも制御棒が落下しないように落下防止治具（制御棒荷重受け金具（第 2.5.3 図、第 2.5.4 図））を使用した。



第 2.5.2 図 固定治具によるワイヤ固定

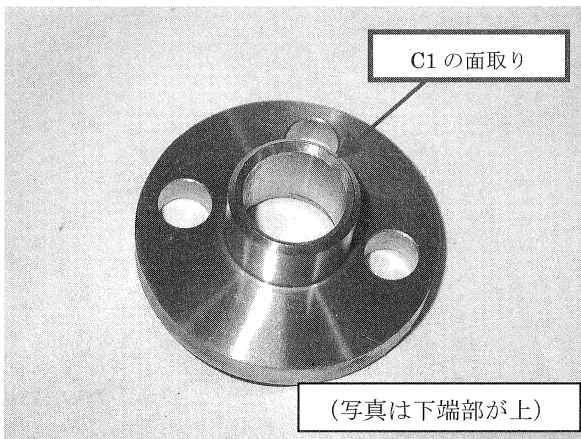


第 2.5.3 図 制御棒用荷重受け金具外形図

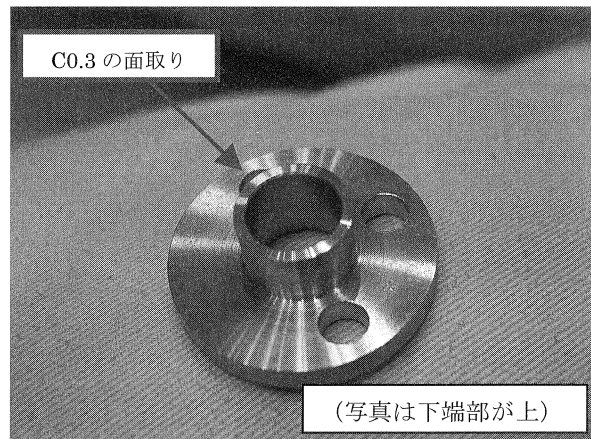


第 2.5.4 図 制御棒要素の降下・着地対策
(制御棒荷重受け金具)

上記の是正措置を施し、R1-1 制御棒の分解点検を実施し、機械部品、電機部品ともに異常の無いことを確認した。しかし、CRDM の再組立て後の作動試験において、スラックロープ「荷重高」警報が発報した。原因調査を行った結果、CRDM の再組立て時に、絶対位置検出機構のガイドブッシュ（第 2.5.5 図）とスプリングが干渉し動作不良を起こしていたことが分かった。対策として、ガイドブッシュの下端部の面取りを C1 から C0.3mm に変更したもの（第 2.5.6 図）と交換し、再組立を行った。なお、当該事象は CRDM の再組立て時に発生するものであり、過去に実施した他の CRDM の分解点検では再組立て後の作動検査に問題はなかった。しかしながら自主保安の観点から今後、他の CRDM については、分解点検の組立て時に順次対策品と交換することとした。



第 2.5.5 図 動作不良の原因となった絶対位置検出機構のガイドブッシュ(従来品)



第 2.5.6 図 ガイドブッシュ(対策品)

R1-5 制御棒の点検作業は、R2-4 制御棒の作業経験を反映して実施し、問題なく終了することができた。分解点検で機械部品、電機部品ともに異常がないことを確認、ガイドブッシュを対策品と交換し、再組立て後の電気試験(絶縁抵抗測定・導通試験)・駆動試験で制御棒駆動装置及び後備停止系駆動装置が所定の性能を満足しており、機器が健全である事を確認した。

This is a blank page.

3. HTTR の運転・保守

Operation and Maintenance of HTTR

This is a blank page.

3.1 原子炉の運転管理

長期安定運転に係る機器性能の確認等を目的に、原子炉熱出力 30MW（原子炉出力 100%）での連続 30 日の運転を実施した。なお、運転に先立ち、原子炉施設保安規定に従った運転実施計画書を作成するとともに、原子炉の起動後においては、原子炉施設保安規定及び HTTR 運転手引に記載されている原子炉の起動・停止の方法、運転上の制限及び運転上の条件等を遵守していることを確認している。RP-10 の運転実績を第 3.1.1 表に示す。

第 3.1.1 表 運転サイクル RP-10 の運転実績

サイクル No.	原子炉 起動日	原子炉 停止日	積算熱出力 MWD	運転時間 h : m	累積 運転時間 h : m	累積 積算出力 MWD
HTTR RP-10 (定格／並列)	2007.3.19	2007.5.3	1152.88	1089:44	12246:52	9043.09

3.2 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及び保安上重要な設備の性能が維持されていること等を確認するため、原子炉施設並びに核燃料物質使用施設等保安規定、HTTR 品質保証管理要領書、HTTR 運転手引及び HTTR 使用手引に基づく保守業務を実施した。

3.2.1 施設定期検査

平成 19 年 4 月 20 日付で、第 4 回施設定期検査を申請した。また、施設定期検査計画書及び施設定期検査要領書に係る文部科学省ヒアリングを行い、平成 19 年 5 月 9 日付けで、8 回の受検回数による施設定期検査計画書及び施設定期検査要領書の策定をうけた。さらに、原子炉格納容器漏えい率検査方法の高度化に係る技術的事項について文部科学省と協議し、検査方法及び検査日程の変更について了承を得た。それを受け、平成 19 年 7 月 6 日付で原子炉格納容器漏えい率検査に係る検査要領書及び検査計画書の改定を行った。

平成 19 年 7 月 19 日に発生した反応度制御設備の分解点検中の不具合を受け、新たに制御棒を製作する必要性が生じたことから、施設定期検査の期間を平成 21 年 3 月 10 日まで延長するとともに、受検回数を 12 回することとした。平成 19 年 9 月 4 日付けで施設定期検査申請書に係る記載事項を変更し、施設定期検査期間の延長を文部科学省に届け出た。また、施設定期検査の期間が長期に渡ることから、「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関する検査項目」を文部科学省と協議の上で決定し、平成 19 年 9 月 25 日付けで施設定期検査計画書及び該当する施設定期検査要領書に係る改定を受けた。第 3.2.1 表に「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関する検査項目」を示す。

今年度は、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関する検査を、4 回に分けて受検し合格している。平成 20 年度は、第 4 回施設定期検査として当初計画されていた全 8 回の検査を定検計画書に従って受検し、平成 21 年 3 月 10 日付けで施設定期検査合格証を

取得する計画である。

3.2.2 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

原子炉施設保安規定第6編第35条に基づき、平成19年5月21日から平成20年3月7日の期間にて第4回施設定期自主検査実施計画を定め、検査を実施していたところ、反応度制御設備の分解点検中の不具合が発生した。施設定期検査の期間が1年以上の長期に及ぶこととなったことから、施設定期自主検査期間についても平成21年3月10日まで延長した。延長に伴い、反応度制御設備の分解点検中の不具合が発生するまでに実施していた施設定期自主検査を、HTTR運転手引に基づく自主点検に位置付けを変更した。なお、第4回施設定期自主検査については、平成21年3月10日から遡り、1年を越えない時期に全ての施設定期自主検査を実施することとし、平成20年5月上旬から再度、検査を実施することとした。

(2) 核燃料物資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保安規定第8編第14条に基づき、平成19年度核燃料物質使用施設等に係る施設定期自主検査を、平成19年7月20日から平成20年1月10日の期間にて実施し、保安に直接関連を有する設備及び計器について、所定の性能が維持されていることを確認した。結果については、平成20年3月7日付で核燃料取扱主務者及び所長に報告している。

(3) HTTR 品質保証管理要領書に基づく検査

施設定期検査の期間が1年以上の長期に及ぶことをうけ、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、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事業者検査（定検前検査）を実施し、省令に基づく技術上の基準に適合する性能を維持していることを確認した。

(4) HTTR 運転手引に基づく点検等

原子炉施設及び核燃料物質使用施設等保安規定及び HTTR 品質保証管理要領書に基づく検査以外の保守として、定期的に交換を要する部品及び消耗品の交換作業を実施した。また、反応度制御設備の分解点検中の不具合を受け、施設定期検査項目となっている動的機器の内、原子炉停止中において継続的に機能を維持する必要のない機器について、回転部あるいは駆動部の固着を防止する観点から、HTTR 運転手引にて記載されている自主点検の位置付けで保守運転を実施した。

3.2.3 修理及び改造

高温ガス炉固有の安全性を実証する試験である「循環機3台停止試験」及び「炉容器冷却設備停止試験」を実施するため、原子炉保護設備の一部を改造した。改造は、安全保護設備等の改造に係る設工認の認可を平成18年12月26日に受けた後、原子炉施設保安規定第6編37条に基づく修理改造計画を作成し、平成19年5月21日から同年7月3日の期間にて工事を実施した。なお、本件に係る使用前検査については、平成20年12月頃、受検する予定としている。

第 3.2.1 表 原子炉停止中において継続的に機能を維持する
必要のある施設に関する検査項目 (1/3)

(規則第 3 条の 17 第 1 号に関する検査)

(1/3)

要領書 番号	対象施設・設備・機器	検査項目	立会 区分	重要度	要求される機能	機能 維持
101	計測制御系統施設・制御設備・制御 棒駆動装置	スクラム検査	○	PS-3	プラント計測・制御 (安全保護系を除く)	無し
				MS-1	原子炉の緊急停止 未臨界維持	
102	原子炉冷却系統施設・補助冷却設備	作動検査	◎	PS-1	原子炉冷却材バウンダリ	無し
				MS-1	原子炉冷却材バウンダリの過熱防止 原子炉停止後の除熱 炉心冷却	
103	その他原子炉の附属施設 非常用電源設備・非常用発電機	作動検査	○	MS-1	安全上特に重要な安全機器	有り
104	原子炉格納施設 原子炉格納容器・配管貫通部隔離弁	作動検査	◎	MS-1	放射性物質の閉じ込め 放射性物質の遮へい 放射性物質の放出低減	無し
105	原子炉格納施設・非常用空気浄化設 備	作動検査	○	MS-1	放射性物質の閉じ込め 放射性物質の遮へい 放射性物質の放出低減	有り
201	計測制御系統施設・ 安全保護系回路の運動装置及び 警報装置	作動検査	○	MS-1	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動 信号の発生	一部 有り
				MS-3	炉心の除熱量の減少の抑制	
301	原子炉本体	原子炉停止余裕検査	○	—	—	無し
302	原子炉本体	最大反応度添加率検査	○	—	—	無し
303	原子炉本体	反応度制御能力検査	○	—	—	無し
304	計測制御系統施設・非常用制御設 備・後備停止系駆動装置	反応度抑制効果検査 (後備停止系)	◎	MS-1	未臨界維持	有り
401	原子炉本体	過剰反応度検査	○	—	—	無し
501	原子炉本体	冷却材飽和値確認検査	○	—	—	無し
601	原子炉本体	線量当量率測定検査	○	—	—	有り
602	原子炉本体	放射性物質濃度測定検 査	○	—	—	有り
701	核燃料物質取扱施設及び貯蔵施 設・プール水冷却浄化設備	冷却能力確認検査	○	PS-2	放射性物質の貯蔵	有り
702	核燃料物質取扱施設及び貯蔵施 設・燃料交換機	作動検査 (インターロ ック)	◎	PS-2	燃料の安全な取扱い	有り
703	核燃料物質取扱施設及び貯蔵施 設・燃料出入機	作動検査 (インターロ ック)	◎	PS-2	燃料の安全な取扱い	有り
704	核燃料物質取扱施設及び貯蔵施 設・新燃料貯蔵ラック	外観検査 (未臨界性確認検査)	◎	PS-2	放射性物質の貯蔵	有り
705	核燃料物質取扱施設及び貯蔵施 設・原子炉建家内使用済燃料貯蔵ラ ック	外観検査 (未臨界性確認検査)	◎	PS-2	放射性物質の貯蔵	有り
706	核燃料物質取扱施設及び貯蔵施 設・使用済貯蔵建家内使用済燃料貯 蔵ラック	外観検査 (未臨界性確認検査)	◎	PS-2	放射性物質の貯蔵	有り
801	廃棄施設・気体廃棄物の廃棄施設	排気中の放射性物質濃 度の測定検査	◎	—	—	有り
901	原子炉格納施設・原子炉格納容器	漏えい率検査	○	MS-1	放射性物質の閉じ込め 放射性物質の遮へい 放射性物質の放出低減	無し

第 3.2.1 表 原子炉停止中において継続的に機能を維持する
必要のある施設に関する検査項目 (2/3)

(規則第 3 条の 17 第 2 号に関する検査)

(2/3)

要領書 番号	対象施設・設備・機器	検査項目	立会 区分	重要度	要求される機能	機能 維持
01	原子炉本体・原子炉圧力容器、 原子炉冷却系統施設・1次冷却設 備、補助ヘリウム冷却系、 1次ヘリウム純化設備及び1次ヘリ ウムリング設備設備	漏えい検査	○	PS-1	原子炉冷却材バウンダリ	無し
02	原子炉本体	総合検査	◎	—	—	無し
03	原子炉冷却系統施設・一次冷却設 備・1次ヘリウム循環機	作動検査	○	PS-1 PS-3	原子炉冷却材バウンダリ 1次冷却材の循環	無し
04	原子炉冷却系統施設・一次冷却設 備・主要弁	作動検査	○	PS-1 PS-2 MS-1	原子炉冷却材バウンダリ 安全弁の吹止り 原子炉冷却材圧力バウンダリの加圧防止	無し
05	原子炉冷却系統施設・ 2次ヘリウム冷却設備・2次ヘリ ウム循環機	作動検査	△	PS-3	2次冷却系の通常時冷却	無し
06	原子炉冷却系統施設・2次ヘリウム 冷却設備・主要弁	作動検査	△	PS-3	2次冷却系の通常時冷却	無し
07	原子炉冷却系統施設・加圧水冷却設 備・加圧水循環ポンプ	作動検査	△	PS-3	2次冷却系の通常時冷却	無し
08	原子炉冷却系統施設・加圧水冷却設 備・主要弁	作動検査	△	PS-3	2次冷却系の通常時冷却	無し
09	原子炉冷却系統施設・補助ヘリウム 冷却系・主要弁	作動検査	○	PS-1 MS-1	原子炉冷却材バウンダリ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止 原子炉停止後の除熱 炉心冷却	無し
10	原子炉冷却系統施設・ 補助冷却水系・補助冷却水空気冷 却器ファン	作動検査	△	MS-1	原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止 原子炉停止後の除熱	無し
11	原子炉冷却系統施設・補助冷却水 系・主要弁	作動検査	△	MS-1	原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止 原子炉停止後の除熱	無し
12	原子炉冷却系統施設・補助冷却水系	漏えい検査	△	MS-1	原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止 原子炉停止後の除熱	無し
13	原子炉冷却系統施設・炉容器冷却設 備・循環ポンプ	作動検査	○	PS-3 MS-1	炉容器冷却設備の通常時冷却 原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止 原子炉停止後の除熱 炉心冷却	無し
14	原子炉冷却系統施設・炉容器冷却設 備・主要弁	作動検査	△	PS-3 MS-1	炉容器冷却設備の通常時冷却 原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止 原子炉停止後の除熱 炉心冷却	無し
15	原子炉冷却系統施設・炉容器冷却設 備	漏えい検査	△	PS-3 MS-1	炉容器冷却設備の通常時冷却 原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止 原子炉停止後の除熱 炉心冷却	無し
16	原子炉冷却系統施設・1次ヘリウム 純化設備・ガス循環機	作動検査	△	MS-2 MS-3	1次冷却材の内蔵 1次冷却材の浄化	無し
17	原子炉冷却系統施設・1次ヘリウム 純化設備・主要弁	作動検査	△	MS-2 MS-3	1次冷却材の内蔵 1次冷却材の浄化	無し
18	原子炉冷却系統施設・1次ヘリウム サンプリング設備・圧縮機	作動検査	△	PS-3	1次冷却材の保持	無し
19	原子炉冷却系統施設・1次ヘリウム サンプリング設備・主要弁	作動検査	△	PS-3	1次冷却材の保持	無し
20	計測制御系統施設・計装設備・制御 棒引抜阻止回路	作動検査	○	MS-3	出力上昇の抑制	無し
21	計測制御系統施設・安全保護系回路 以外の警報装置	作動検査	△	PS-3	プラント計測・制御(安全保護系を除く)	無し

第 3.2.1 表 原子炉停止中において継続的に機能を維持する
必要のある施設に関する検査項目 (3/3)

(規則第 3 条の 17 第 2 号に関する検査)

(3/3)

要領書 番号	対象施設・設備・機器	検査項目	立会 区分	重要度	要求される機能	機能 維持
22	計測制御系統施設・制御設備・制御 棒駆動装置	作動検査	○	PS-3	プラント計測・制御 (安全保護系を除く)	無し
				MS-1	原子炉の緊急停止・未臨界維持	
23	計測制御系統施設・燃料破損検出装 置・ガス圧縮機	作動検査	△	PS-3	プラント計測・制御 (安全保護系を除く)	無し
24	廃棄施設・気体廃棄物の廃棄施設・ 圧縮機	作動検査	△	PS-2	放射性物質の貯蔵	有り
25	廃棄施設・気体廃棄物の廃棄施設・ 減衰タンク	漏えい検査	△	PS-2	放射性物質の貯蔵	有り
26	廃棄施設・液体廃棄物の廃棄設備・ 廃液槽	漏えい検査	△	PS-3	放射性物質の貯蔵	有り
27	放射線管理施設・排気モニタリング 設備・排気ガス及び排気ガストモニ タ	警報検査	△	—	—	有り
28	原子炉格納施設・原子炉格納容器・ 配管貫通部及びダクト貫通部隔離 弁	作動検査	○	MS-1	放射性物質の閉じ込め 放射線の遮へい及び放出低減	無し
29	原子炉格納施設・サービスエリア	気密検査	○	—	—	有り
30	原子炉格納施設・非常用空気浄化設 備・主ダンパ	作動検査	○	MS-1	放射性物質の閉じ込め 放射線の遮へい及び放出低減	有り
31	その他原子炉の附属施設・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	作動検査	○	MS-1	安全上特に重要な安全機器	有り
32	その他原子炉の附属施設・制御用圧 縮空気設備・空気貯槽及び主配管	漏えい検査	△	MS-1	安全上特に重要な安全機器	有り
33	原子炉本体放射線遮へい体 (1次上部遮へい体、上部リング遮 へい体、上部生体遮へい体)	外観検査	△	—	—	無し

3.3 原子炉格納容器漏えい率試験計画の改善

3.3.1 従来方法の問題点

HTTR 原子炉格納容器（以下、CVと呼ぶ。）の漏えい率試験は、(社)日本電気協会の「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2004) (1)に準じて、実施している。CV漏えい率試験は、CVバウンダリ全体を加圧して行うCV全体漏えい率試験（A種試験）、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）に分類されているが、HTTRでは、使用前検査以降、全ての定期検査をA種試験で実施してきた(2)。A種試験の実施体系を第3.3.1図に示す。

A種試験では、制御用圧縮空気設備によりCV内に空気を供給して検査圧力まで昇圧し、圧力が静定した後に、圧力及び温度を1時間毎に24時間測定し、各測定値に基づいて算出した%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CV内気体質量の比を%で表わした値）に統計処理を施して、平均的な漏えい率を評価する。A種試験は、CV全体を加圧して行う基本的な試験方法ではあるが、試験用検出器（測温抵抗体28台、露点検出器7台、他）の校正及び設置、並びにCV内計器の耐圧養生等を多数実施しなければならない。また、圧縮空気設備の設備容量との関係により、昇圧に約2日費やす上に、CV内雰囲気安定化を図るため、圧力静定時間を5～6日と十分に長くとしている。このため、試験前の準備から試験後の復旧まで、相当の費用と時間を要する。また、ヘリウムガスを冷却材とするHTTRでは、放射性物質を含むヘリウムガスのCV内への放出を防止し、また、黒鉛製の炉内構造物の酸化による劣化を防止する観点から、原子炉冷却材圧力バウンダリを開放できない。そこでA種試験に先立ち、原子炉冷却材圧力バウンダリを兼ねているCV隔離弁のC種試験を実施し、この結果を原子炉冷却材圧力バウンダリを閉鎖したまま行ったA種試験の結果に加味して、CV全体の漏えい率を評価するという、段階的な評価が必要となる。さらに、HTTRの炉心は、軽水炉のように、熱容量の大きな水に覆われておらず、また、CVはコンパクトに設計されているため、CV内の温度が変化しやすい上に、CV全体漏えい率が測定上の限界に近く、温度変化の影響を受けやすい。このため、A種試験期間中は、試験環境の安定化を図るため、原子炉建家管理区域の換気空調設備を停止し、CV外雰囲気の温度変化を抑える必要があり、これに伴い、管理区域内作業を全面的に規制している。このように、従来の試験方法では、費用、時間、及び運転・保守工程管理上の負担が大きく、これらの軽減が使用前検査当初からの懸案事項となっていた。

3.3.2 試験スケジュールの移行要件及び対応方針

(1) 試験スケジュールの移行要件

JEAC4203-2004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規定されている。具体的には、①A種試験の漏えい率に経年的変化が認められないこと、②A種試験並びにB種及びC種試験の漏えい率が各々の判定基準を満足すること、③A種試験並びにB種及びC種試験の漏えい率に相関が認められること、が移行上の要件として明記されるとともに、④総合漏えい率（B種及びC種試験のCV換算漏えい率の総和）に対する判定基準の見直しが行われた。

JEAC4203-2004 に従い、A種試験からB種及びC種試験を組合わせた試験スケジュールに移行したとすると、第3.3.1表のスケジュールのようになる。

第3.3.1表 原子炉格納容器・定期検査スケジュール

定期検査 試験種別	従来年度	移行 前年度	移行初年度 (第1回)	第2回	第3回
A種試験	○	○	—	—	○
B種及びC種試験	—	○	○	○	—

(2) 移行要件への対応方針

使用前検査以降のA種、B種及びC種試験の結果に基づき、各移行要件への対応方針を以下のように定めた。

① A種試験の漏えい率に経年的変化が認められないこと

JEAC4203-2004では、代表PWRプラントのA種試験の実績を例示し、“各試験回次とも許容漏えい率を十分満足しており、かつ回次を重ねるごとにA種試験漏えい率が増加する傾向も認められない。よって、時間の経過とともにCV本体の劣化により、A種試験漏えい率が増加するというような、経年変化はないと判断できる。また、その他のプラントについても試験結果の実績は代表プラントと同様であり、A種試験の漏えい率に経年変化は認められない。”と結論付けている。

一方、HTTRのA種試験漏えい率については、第3.3.2表に示すように、各試験回次にバラツキはあるものの、許容漏えい率を十分満足しており、かつ、第3.3.2図に示すように、PWRの例と同様、回次を重ねるごとにA種試験漏えい率が増加する傾向も認められない。よって、時間の経過とともにCV本体の劣化により、A種試験漏えい率が増加するというような、経年的変化はないと判断した。

② A種試験並びにB種及びC種試験の漏えい率が各々の判定基準を満足すること

HTTRのA種試験の漏えい率は、第3.3.2表に示すように、概ね 10^{-2} オーダーで推移しており、最大でも許容値（設計圧力試験時：0.09%/d、低圧試験時0.045%/d）の40%以下である。B種及びC種試験による総合漏えい率については、従来、個別機器毎に設定した管理目標値を参考にして管理してきたので、総合漏えい率に関する判定基準は設けていない。新たに設定した判定基準0.05（%/d）（後述4）項参照）に照らしてみると、第3.3.3表に示すように、判定基準を十分に満足していることが分かる。

③ A種試験並びにB種及びC種試験の漏えい率に相関が認められること

JEAC4203-2004では、軽水炉におけるA種試験の漏えい率には、CVバウンダリからの漏えいとCV内コンクリート構造物への浸透の寄与があるとの前提に立ち、CV内部コンクリー

トへの侵入気体量（コンクリート吸気効果）の影響を評価している。この評価結果により実機プラント及びモデル試験のデータを補正した結果、総合漏えい率と全体漏えい率はほぼ同じ値となり、両者の間に強い相関があることが示されている。また、CV貫通部及び隔離弁の加圧対象範囲にコンクリート構造物が存在しないことから、B種及びC種試験の漏えい率にコンクリート吸気効果の影響はないと判断している。以上により、B種及びC種試験は、CV漏えい率が判定基準以下であることを確認する方法として、A種試験と同等であると結論付けている。

一方、HTTRでは、試験環境に影響を及ぼす外乱を極力排除するよう努めるとともに、軽水炉に比べて十分に長い期間を圧力静定に費やし、試験環境が十分に安定したこと（コンクリート吸気効果の影響が無視できる状態）を確認してから、検査用データの測定を開始している。実際の評価結果については、第3.3.3図に示すように、全体漏えい率のバラツキが総合漏えい率のバラツキに比べて大きく、JEAC4203-2004における軽水炉の例の様な強い相関を示すことはできない。しかしこれは、各試験の体系、方法及び精度等の相違に起因するものであり、実力的には、CV全体漏えい率はより小さく（第3.3.3図の横軸方向の拡がりの方が縮まる方向であり）、両者の相関は強いものと考えている。

④ 総合漏えい率に関する判定基準を設定すること

PWRのA種試験とB種及びC種試験の実績によれば、全体漏えい率と総合漏えい率の差（コンクリート吸気効果分に相当）は、最大で0.04%/dを超えるプラントがある^③。JEAC4203-2004では、この差が全体漏えい率の許容値（0.1%/d）の40%強となることから、これに約10%の余裕を加味して、安全側に50%をコンクリート吸気効果として、残りの50%を総合漏えい率の許容値としている。

一方、HTTRにおける全体漏えい率と総合漏えい率の偏差については、平成12年度において最大であり、第3.3.3図に示すように、全体漏えい率が $3.38 \times 10^{-2} \%$ /d、総合漏えい率が $2.34 \times 10^{-3} \%$ /d、偏差は $3.15 \times 10^{-2} \%$ /dであり、全体漏えい率の許容値の30%強であることから、これに10%の余裕を加味した40%を安全裕度とし、残りの60%に相当する漏えい率0.05%/dを以下のように算出し、総合漏えい率の許容値とする。

$$\text{総合漏えい率の許容値} = \text{設計漏えい率 (0.1\%/d)} * \text{劣化係数 (1-0.1)} * 60\% = 0.054 \div 0.05\%/d$$

3.3.3 原子炉格納容器漏えい率検査実施方針

試験スケジュール移行要件への対応方針が規制当局に了承されたことにより、3回の施設定期検査のうち少なくとも1回はA種試験を実施し、その判定基準を満足することを前提として、B種及びC種試験によりCV漏えい率検査を受けられることになった。これに伴い、従来は自主点検として実施してきたB種及びC種試験が国の検査（施設定期検査）に位置付けられることとなった。また、CV漏えい率検査は、旧性能検査Iに該当する重要な検査であることから、従来通り、立会検査（一部、記録確認）とすること、立会の対象は、CVバウンダリを構成する全てのシール部、貫通部及び隔離弁とすることが規制当局のヒアリングにおいて確認された。

一方、B種及びC種試験の対象は、第3.3.4表及び第3.3.5表に示すように、合計110箇所に

及ぶため、一時に、全ての試験に立ち会うことは不可能である。また、対象機器が属する設備の運転・保守状況によっては、いつでも立ち会えるものではない。さらに、個別機器の漏えい率に関する管理目標値は、あくまで自主管理用に設定したものであり、可否の判定は、総合漏えい率に関する許容値に基づいて行われる。このため、個々の漏えい率試験への立会の目的や立会対象の選定の考え方等について、規制当局との間で共通の認識を持つことが重要であると考えた。そこで、これらの課題に対する検討を行い、検査方針を以下のように整理した。

(1) 立会対象の選定の考え方

B種及びC種試験によるCV漏えい率検査における「検査行為」は、総合漏えい率が判定基準を満足することをもって、CVバウンダリの気密性能が設置許可申請書に記載された性能を満足していることを確認する行為である。B種又はC種試験に立ち会うことの意義は、機構による検査（以下、事業者検査と呼ぶ。）の適正さを品質保証の観点から確認できることを前提として、事業者検査のプロセスを実地で確認することであり、個々の立会行為は「確認行為」である。個々の機器に関して、漏えい率の管理目標値は設けているが、判定基準となる許容値を設けていないのはこのためである。従って、本検査については、一般的な抜き打ち検査のように、サンプルを無作為に抽出し、個々の検査結果から全体の性能を担保しようとする方法は必ずしも適さない。立会対象の選定については、客観的な説明性及び検査の実現性等を考慮し、抜け落ちや偏りがないことに注意する必要がある。

(2) 立会の方法

個別機器の漏えい率検査では、上記の立会行為の意義を踏まえた上で、施設定期検査年度毎に代表機器を選定して立ち会うことが現実的である。具体的には、第3.3.4表及び第3.3.5表に示すように、対象機器を評価手法（圧力降下法、絶対圧力法）、加圧媒体（ヘリウム、空気又は窒素）及びバウンダリ構造（隔離弁、ベローズ式伸縮継手、ガスケット等）の違いから分類し、原則として、各カテゴリーから1箇所選定し、これを施設定期検査年度毎に、順次、変更する。立会の際には、事業者検査を実地で確認するとともに、検査記録の確認を行い、品質保証の観点から事業者検査の適正さを確認する。

なお、B種及びC種試験に長時間を費やすものがあることから、立会が複数日に及ぶことも想定される。立会対象の選定に当たっては、設備の運転・保守計画等を勘案し、事前調整が必要である。

(3) 立会検査の実施

B種及びC種試験によるCV漏えい率検査では、立会確認結果を反映させた検査記録に基づいて総合漏えい率を評価し、この値が判定基準を満足していることを立会検査として確認する。

以上の方法により、B種及びC種試験の全ての対象機器を立会の対象範囲とした上で、各施設定期検査年度においては、対象に偏りがなく、全体として、現実的かつ効率的な検査が行える。

3.3.4 まとめ

HTTR の保守の効率化の観点から、B種及びC種試験を組み合わせた試験スケジュールへの移行を志向したCV漏えい率検査の実施方針を定め、規制当局の了承を得た。今後は、A種試験並びにB種及びC種試験によるCV漏えい率検査を実施し、各々の検査において判定基準が満足されれば、次年度（移行初年度）以降は、A種試験を3回の定期検査毎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することができる。この結果、CV漏えい率試験に係わる費用、時間、及び運転保守スケジュール管理上の負担を大幅に軽減することが可能となった。今後は、これまでに蓄積された個別機器レベルでの漏えい率試験の実績を参考にし、B種及びC種試験の対象を吟味し、あるいは点検頻度の見直し等を行うことにより、CV漏えい率に関する保守作業のさらなる効率化が期待できると考えている。

参考文献

- (1) (社)日本電気協会，“原子炉格納容器の漏えい率試験規程，”JEAC4203-2004(2004)。
- (2) 近藤雅明他，“HTTR 原子炉原子炉格納容器の全体漏えい率試験”，JAEA-Testing 2006-002(2006)。
- (3) 独立行政法人原子力安全基盤技術機構，“日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2004)に関する技術評価報告書，”2006年4月

第 3.3.2 表 原子炉格納容器全体漏えい率試験結果の変遷

項 目	H8.10	H11.9	H12.12	H13.9	H14.12	H15.12	H16.12	H17.7	H18.9
使用前 検査		2 回目	3 回目	4 回目	5 回目	6 回目	7 回目	8 回目	9 回目
全体漏えい率*1 (%/d)	1.76×10 ⁻²	1.61×10 ⁻²	3.35×10 ⁻²	1.72×10 ⁻²	0.0	0.0	1.47×10 ⁻²	1.27×10 ⁻²	0.0
局部漏えい率*2 (%/d)	1.43×10 ⁻⁴	2.70×10 ⁻⁴	2.67×10 ⁻⁴	2.60×10 ⁻⁴	3.21×10 ⁻⁴	3.35×10 ⁻⁴	4.67×10 ⁻⁴	4.67×10 ⁻⁴	2.51×10 ⁻⁴
局部と全体の和 (%/d)	1.8×10 ⁻²	1.7×10 ⁻²	3.4×10 ⁻²	1.8×10 ⁻²	3.2×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻²	1.32×10 ⁻²	2.51×10 ⁻⁴
許容漏えい率*3 (%/d)	9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²
許容値比*4 (%)	20	18.9	37.8	40	0.71	0.76	33.3	29.3	0.56
分散比 F0	16.1	42.5	64.7	31.9	12.6	74.3	57.2	34.0	3.12
試験圧力 (hPa)	4677	4718	4710	3109	3165	3172	3124	3088	3100

*1) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する原子炉格納容器隔離弁の漏えい率の寄与は含まれていない。

*2) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する原子炉格納容器隔離弁の漏えい率を A 種試験換算したもの。

*3) 設計圧力試験時：0.09%/d、低圧試験時：0.045%/d

*4) 許容値比 = (局部と全体の和) / (許容漏えい率)

第 3.3.3 表 原子炉格納容器局部漏えい率試験結果の変遷

項 目	H8.10	H11.9	H12.12	H13.9	H14.12	H15.12	H16.12	H17.7	H18.9
	使用前 検査								
B種試験*1 (%/d)		2.36×10 ⁻³	1.04×10 ⁻³	1.96×10 ⁻³	6.46×10 ⁻³	6.23×10 ⁻⁴	9.47×10 ⁻⁴	9.47×10 ⁻⁴	1.45×10 ⁻³
C種試験*2 (%/d)		9.32×10 ⁻⁴	1.38×10 ⁻³	1.19×10 ⁻³	2.98×10 ⁻³	1.35×10 ⁻³	3.26×10 ⁻³	3.26×10 ⁻³	2.11×10 ⁻³
総合漏えい率*3 (%/d)		3.29×10 ⁻⁴	2.42×10 ⁻³	3.15×10 ⁻³	9.44×10 ⁻³	1.97×10 ⁻³	4.20×10 ⁻³	4.20×10 ⁻³	3.56×10 ⁻³
許容漏えい率*4 (%/d)		9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²	9.0×10 ⁻²
許容値比*5 (%)		0.32	2.6	3.3	9.4	1.7	4.4	4.4	3.9
試験圧力 (MPa(G))		約0.4	約0.4	約0.4	約0.4	約0.4	約0.4	約0.4	約0.4

*1) B種試験時の漏えい率の原子炉格納容器換算漏えい率の総和。平成 17 年度はB種試験を実施していないため平成 16 年度のデータを引用。

*2) C種試験時の漏えい率の原子炉格納容器換算漏えい率の総和。平成 17 年度はC種試験を実施していないため平成 16 年度のデータを引用。

*3) 上記*1)及び*2) の総和

*4) A種試験（設計圧力試験）に関する許容値を示している。

*5) 許容値比＝総合漏えい率／許容漏えい率

第 3.3.4 表 局部漏えい率検査 (B 種試験) 対象一覧

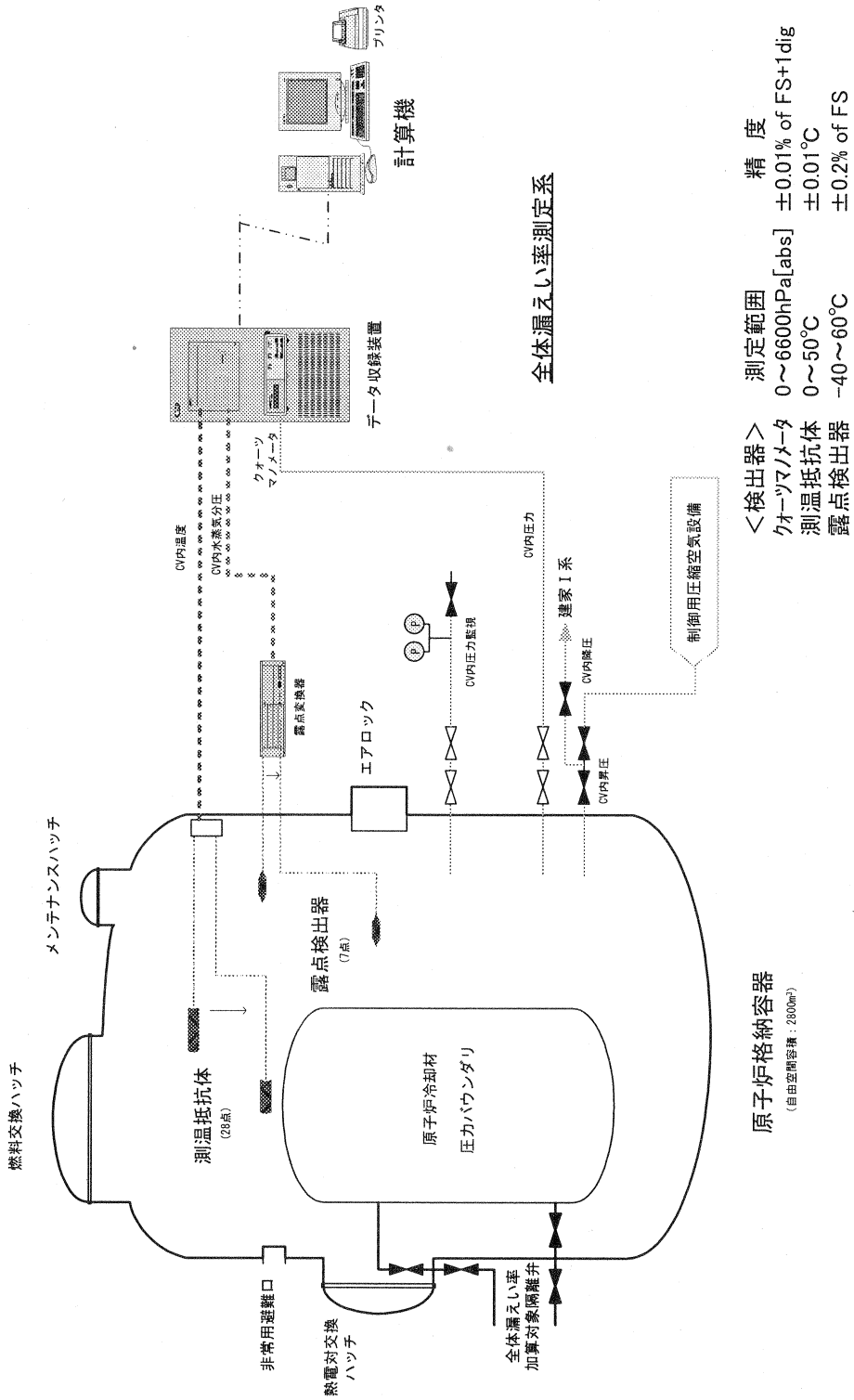
貫通部番号	対 象	機器種別	加圧媒体	試験時間 (min)	試験方法	機器区分*1	立会順序 (例)*2		
P105	炉容器冷却設備	ベローズ式伸縮継手	空気又は窒素	120	絶対圧力法	A	①⑤		
P106									
P111	炉容器冷却設備	ベローズ式伸縮継手	空気又は窒素	120	絶対圧力法		A	②⑥	
P112									
P115	加圧水冷却設備	ベローズ式伸縮継手	空気又は窒素	120	絶対圧力法			A	③⑦
P116		ベローズ式伸縮継手	空気又は窒素	120	絶対圧力法				④⑧
P119									
P120									
P110	1次ヘリウム純化設備	閉止フランジ	空気又は窒素	60	絶対圧力法	B	①⑤		
P304	実験設備 (将来設備)	閉止フランジ	空気又は窒素	45	絶対圧力法		②⑥		
P305		閉止フランジ	空気又は窒素	45	絶対圧力法		③⑦		
C201	エアロック	ハッチ	空気又は窒素	240	絶対圧力法		④⑧		
C101	熱電対交換ハッチ	ハッチ	空気又は窒素	35	圧力降下法	C	①		
C202	非常用避難口	ハッチ	空気又は窒素	35	圧力降下法		②		
C301	燃料交換ハッチ	ハッチ	空気又は窒素	35	圧力降下法		③		
C302	メンテナンスハッチ	ハッチ	空気又は窒素	35	圧力降下法		④		
E101	格納容器ケーブルペネトレーション (低圧動力)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法		⑤		
E102	格納容器ケーブルペネトレーション (低圧動力)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法		⑥		
E103	格納容器ケーブルペネトレーション (低圧動力)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法		⑦		
E104	格納容器ケーブルペネトレーション (低圧動力)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法		⑧		
E105	格納容器ケーブルペネトレーション (低圧動力)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法		⑨		
E201	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法		⑩		
E202	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E203	格納容器ケーブルペネトレーション (低圧動力)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E204	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E205	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E206	格納容器ケーブルペネトレーション (制御)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E207	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E208	格納容器ケーブルペネトレーション (制御)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E209	格納容器ケーブルペネトレーション (低圧動力)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E210	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E211	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E212	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E213	格納容器ケーブルペネトレーション (制御)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E214	格納容器ケーブルペネトレーション (低圧動力)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E215	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E216	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E218	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E220	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E221	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E222	格納容器ケーブルペネトレーション (低圧動力)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E223	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E224	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E225	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E226	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E227	格納容器ケーブルペネトレーション (制御)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E228	格納容器ケーブルペネトレーション (計装)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				
E229	格納容器ケーブルペネトレーション (低圧動力)	電線貫通部	空気又は窒素	30	圧力降下法				

* 1) 評価方法、加圧媒体及びバウンダリ構造により分類
 * 2) 数字は立会年度 (施設定期検査年度) の順序を表わす。

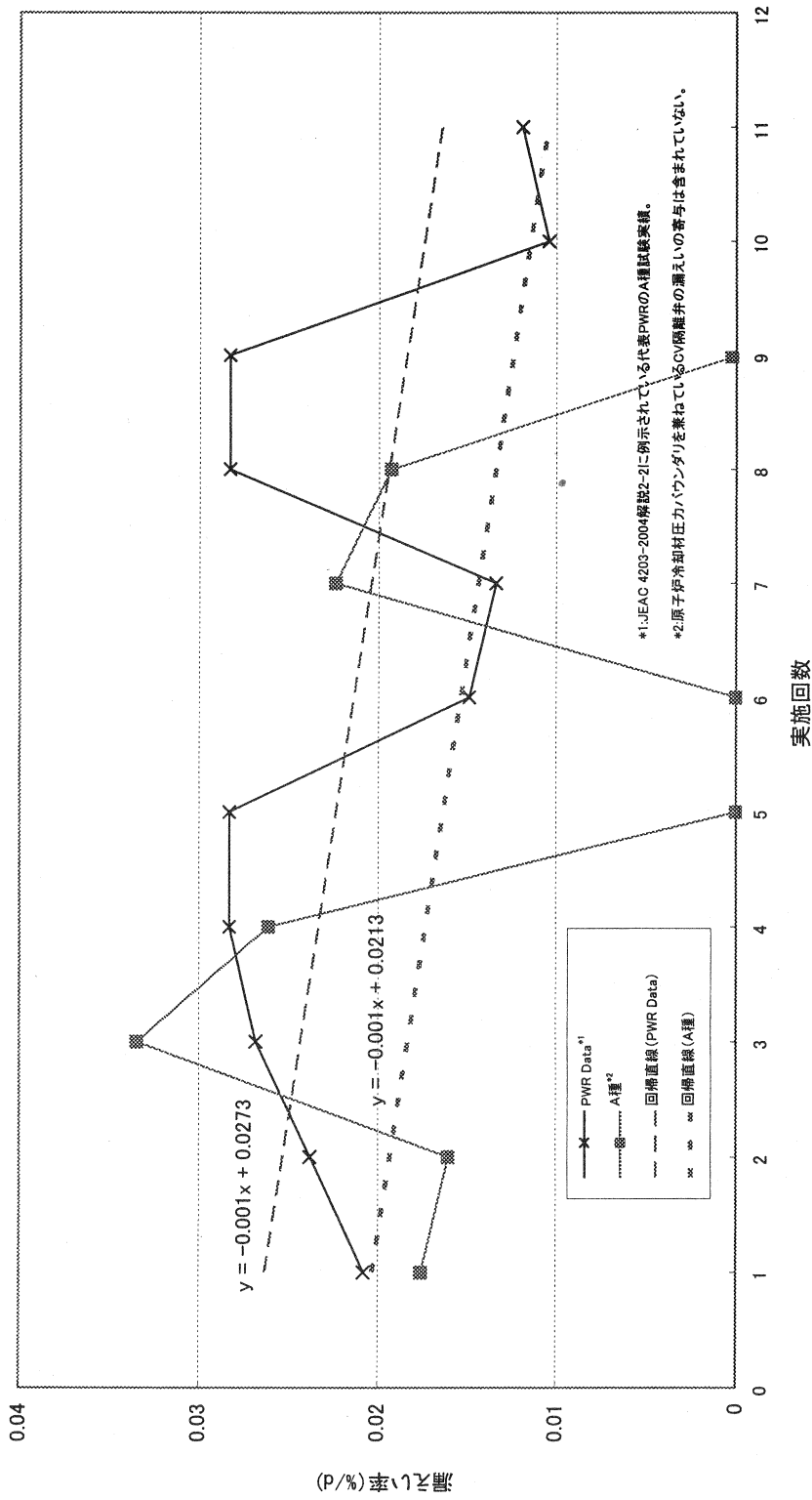
第 3.3.5 表 局部漏えい率検査 (C 種試験) 対象一覧

貫通部番号	対 象	弁番号	加圧媒体	試験時間 (min)	試験方法	機器区分*1	立会順序(例)*2
P101	1次Heポンプ リング 設備	165VI7	ヘリウム	16	圧力降下法	D	①
		165VI8	ヘリウム	16	圧力降下法		⑥
P107	燃料破損検出装置	2415VI1D	ヘリウム	16	圧力降下法		②
		2415VI2D	ヘリウム	16	圧力降下法		⑦
		2415VI1E	ヘリウム	16	圧力降下法		
		2415VI2E	ヘリウム	16	圧力降下法		
		2415VI1F	ヘリウム	16	圧力降下法		
		2415VI2F	ヘリウム	16	圧力降下法		
		2415VI1G	ヘリウム	16	圧力降下法		
		2415VI2G	ヘリウム	16	圧力降下法		
		2415VI1A	ヘリウム	16	圧力降下法		
		2415VI2A	ヘリウム	16	圧力降下法		
P108		2415VI1B	ヘリウム	16	圧力降下法		
		2415VI2B	ヘリウム	16	圧力降下法		
		2415VI1C	ヘリウム	16	圧力降下法		
		2415VI2C	ヘリウム	16	圧力降下法		
P109	1次He純化設備	161VI1	ヘリウム	16	圧力降下法		③
P113		161VI2	ヘリウム	60	圧力降下法		⑧
		161VI4	ヘリウム	16	圧力降下法		
		161VI3	ヘリウム	40	圧力降下法		
P117	1次Heポンプ リング 設備	165VI15	ヘリウム	16	圧力降下法		④
		165VI16	ヘリウム	16	圧力降下法		⑨
P118		165VI3	ヘリウム	16	圧力降下法		
		165VI4	ヘリウム	16	圧力降下法		
		165VI5	ヘリウム	16	圧力降下法		
		165VI6	ヘリウム	16	圧力降下法		
P123		165VI9	ヘリウム	16	圧力降下法		
		165VI10	ヘリウム	16	圧力降下法		
		165VI13	ヘリウム	16	圧力降下法		
		165VI14	ヘリウム	16	圧力降下法		
P204	1次He純化設備	161VI5	ヘリウム	60	圧力降下法	⑤	
		161VI6	ヘリウム	16	圧力降下法	⑩	
P104	1次冷却設備	133VI1	空気又は窒素	75	圧力降下法	①	
P114	液体廃棄物処理設備	202VI1	空気又は窒素	60	圧力降下法	②	
		202VI2	空気又は窒素	90	圧力降下法		
P201	原子炉圧力容器 (主フランジリーク検出装置)	131VI1	空気又は窒素	20	圧力降下法	③	
P205	原子炉格納施設 (漏えい率試験装置)	143V1	空気又は窒素	30	圧力降下法	④	
P209	原子炉格納容器計装 (放射能)	2426VI01A	空気又は窒素	30	圧力降下法	⑤	
		2426VI01B	空気又は窒素	30	圧力降下法		
		2426VI02A	空気又は窒素	45	圧力降下法		
		2426VI02B	空気又は窒素	45	圧力降下法		
P211	放射線監視設備 (作業環境モニタリング設備)	252VI3A	空気又は窒素	16	圧力降下法	⑥	
		252VI3B	空気又は窒素	16	圧力降下法		
		252VI4A	空気又は窒素	16	圧力降下法		
		252VI4B	空気又は窒素	16	圧力降下法		
P213	原子炉格納容器計装 (放射能)	2426VI03A	空気又は窒素	30	圧力降下法	⑦	
		2426VI03B	空気又は窒素	30	圧力降下法		
		2426VI04A	空気又は窒素	45	圧力降下法		
		2426VI04B	空気又は窒素	45	圧力降下法		
P218	放射線監視設備 (作業環境モニタリング設備)	252VI1A	空気又は窒素	30	圧力降下法	⑧	
		252VI1B	空気又は窒素	30	圧力降下法		
P219	原子炉格納容器計装 (放射能)	2426VI05A	空気又は窒素	30	圧力降下法	⑨	
		2426VI05B	空気又は窒素	30	圧力降下法		
P221	一般用圧縮空気設備	1772VI1	空気又は窒素	30	圧力降下法	⑩	
P225	放射線監視設備 (作業環境モニタリング設備)	252VI2A	空気又は窒素	30	圧力降下法		
		252VI2B	空気又は窒素	30	圧力降下法		
D201	原子炉建家 1系換気空調装置	2612VI53	空気又は窒素	20	圧力降下法		
		2612VI54	空気又は窒素	90	絶対圧力法		
D202	原子炉格納容器減圧装置	2618VI1	空気又は窒素	16	圧力降下法		
		2618VI2	空気又は窒素	90	圧力降下法		
D203	原子炉建家 1系換気空調装置	2612VI52	空気又は窒素	20	圧力降下法		
		2612VI51	空気又は窒素	90	圧力降下法		

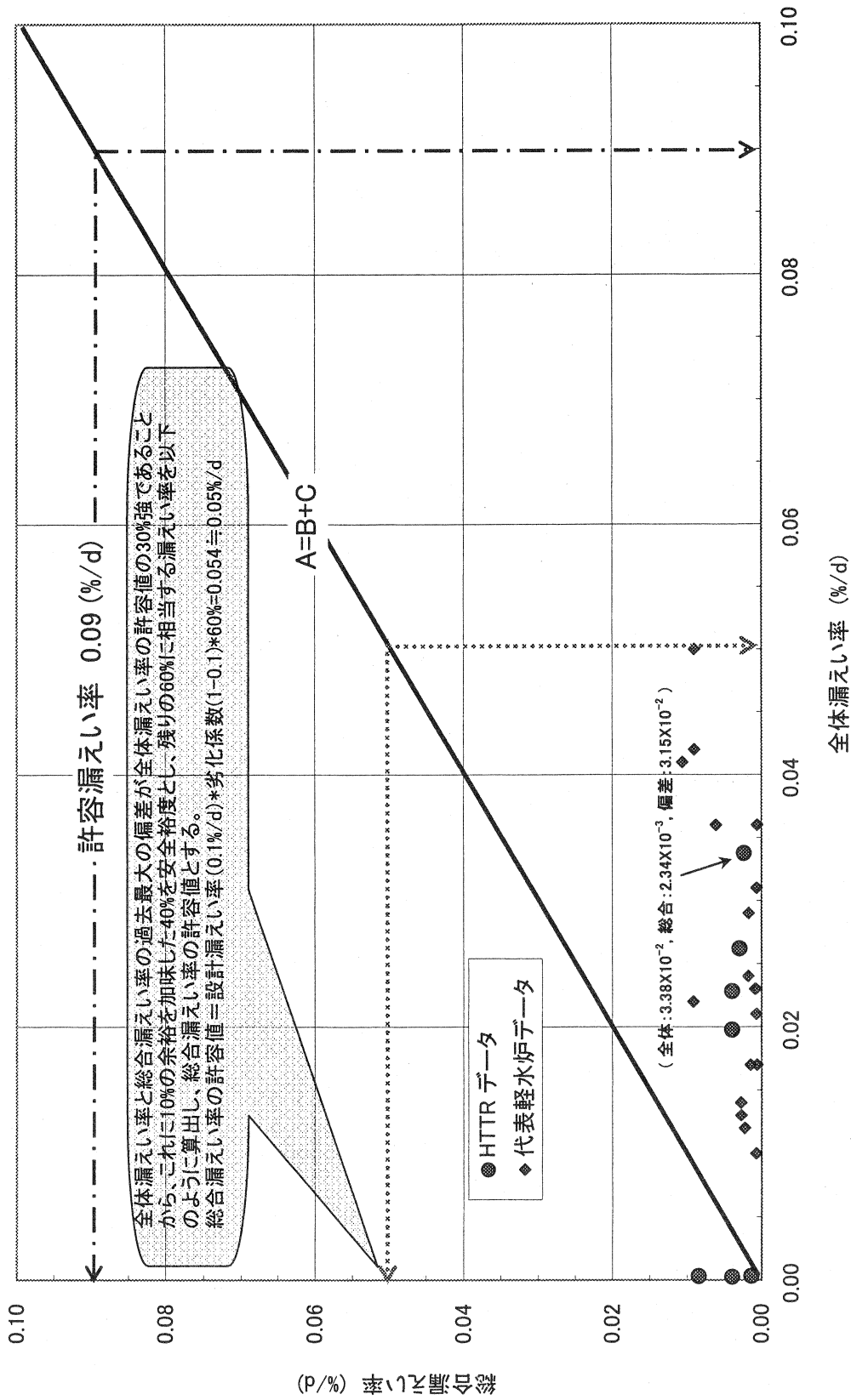
* 1) 評価方法、加圧媒体及びバウンダリ構造により分類
 * 2) 数字は立会年度 (施設定期検査年度) の順序を表わす。



第 3.3.1 図 A 種試験の実施体系図



第 3.3.2 図 A 種試験漏えい率の経年的傾向



第3.3.3 図 総合漏えい率と全体漏えい率の相関関係と総合漏えい率の許容値の設定

3.4 取替用制御棒の製作

3.4.1 概要

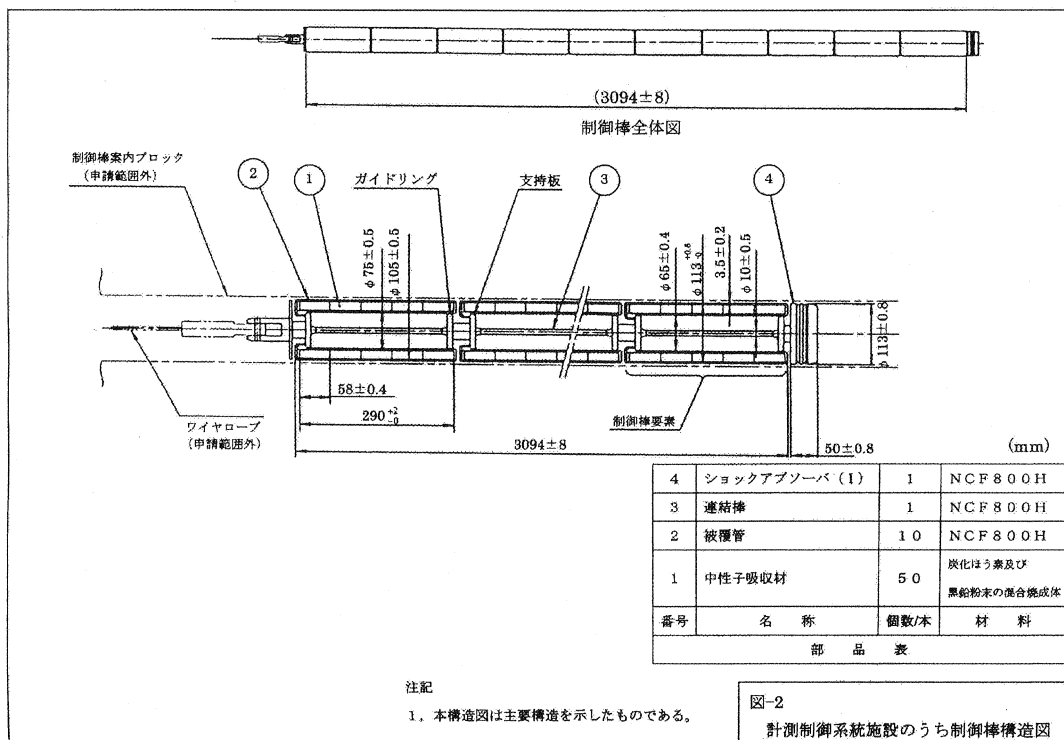
2.5 項で記述されている通り、R2-4 制御棒分解点検終了後の復旧作業中、当該制御棒 2 本のうち 1 本についてワイヤ固定治具に起因する降下・着地事象が発生し、制御棒がわずかに変形した。変形した制御棒について、外観及び寸法の調査を行なったところ、制御棒の全長が設計値及び正常な制御棒と比較して約 20mm 短くなっていること、また、各制御棒要素間のギャップ幅が小さく、水平方向のズレがあったことを確認した。このことから、当該制御棒を継続して使用せず、新たに取替用の制御棒を製作し、交換することとした。

3.4.2 制御棒の製作

制御棒は、炭化ほう素と黒鉛の混合焼成体を吸収体とし、耐熱性合金で被覆した制御棒要素を連結した構造で、各要素間は可とう性を持っている。2 本を 1 対として炉心内に 16 対配置され、1 対ごとに制御棒駆動装置により駆動される。(構造を第 3.4.1 図に示す。)

新たに製作する制御棒は、従来の設計仕様及び構造と同一であり、設計仕様、構造、耐震性等を確認し、平成 19 年 11 月 6 日付けで設計及び工事の方法の認可申請書を申請し、平成 19 年 12 月 28 日付けで認可を受け、製作に着手した。また、平成 20 年 1 月 15 に使用前検査申請書を申請した。

今後は、制御棒 1 本を製作し、制御棒駆動装置への組込、炉内据付作業及び取替用制御棒を含む全制御棒の反応度制御能力の確認を平成 20 年度内に行う予定である。



第 3.4.1 図 制御棒構造図

4. 連続運転の成果と準備

Result and Preparations of Long-term Operation

This is a blank page.

4.1 概要

HTTR では、高温 50 日連続運転の達成を今中期計画の目標としている。この達成を目指して、定格 30 日連続運転を行い機器性能の確認を行うとともに、各種データの蓄積を進めた。更に、長期間にわたる高温連続運転を達成するための機器の整備や設備運用法の検討等の準備作業を進めている。ここでは、定格 30 日連続運転の成果と今後計画されている高温 50 日連続運転に向けた準備について述べる。

4.2 定格 30 日連続運転の成果

今回実施した定格 30 日連続運転は、炉心の燃焼特性、燃料の性能、ヘリウムの純度管理、高温機器の性能等に関するデータを取得・評価し、高温ガス炉開発のための運転データを取得・蓄積するとともに、高温 50 日連続運転（平成 21 年度実施予定）に先立ち、長期の安定運転に係る機器性能の確認を行うことを目的としたものである。

以下に、定格 30 日連続運転で得られた主な知見について報告する。

4.2.1 定格 30 日連続運転の経過

定格 30 日連続運転（運転サイクル番号：RP-10）は、1 次系の除熱に加圧水冷却器及び中間熱交換器（1 次 He/2 次 He 熱交換）を使用する並列モードで実施した。原子炉を平成 19 年 3 月 19 日に起動し、3 月 27 日に熱出力 29.6MW に到達した。その後、運転を継続し 30 日後の 4 月 26 日に出力降下を開始し、5 月 3 日に原子炉を停止した。全運転日数は 46 日であった。今回の運転にて運転開始以来の積算運転日数は約 301 EFPD（全出力換算日数 EFPD: Effective Full Power Days）となり、初装荷炉心による運転日数（660EFPD）制限の約半分に到達した。第 4.2.1 図に定格 30 日連続運転の出力履歴を示す。

4.2.2 炉心の燃焼挙動

HTTR では 100%出力運転中に制御棒が過度に挿入され出力分布を歪めることがないように、燃料体ブロックに反応度調整材を装荷し、1 炉心の燃焼期間（最大 660EFPD）にわたって過剰反応度の変化が小さくなるように調整している。反応度調整材の効果も含め、燃焼に伴う炉心の反応度変化に関する予測精度の向上は、実用炉設計にとって重要な知見である。定格 30 日連続運転終了時までの出力 100%（定格運転のみ）における臨界制御棒位置の変化を第 4.2.2 図に示す。これまでの運転において燃焼に伴い反応度調整材が消費され臨界制御棒位置が低下しており、今回の運転中も臨界制御棒位置は低下しているが、実効全出力日数あたりの臨界制御棒位置の変化率は -0.11mm/EFPD であり、下げ止まりつつある。第 4.2.2 図に示すように、核計算コードによる臨界制御棒位置の解析の結果はほぼ実測値と一致しており、当初の設計どおり、過剰反応度及び炉心軸方向の出力分布の歪みがいずれも抑制されている。今後、臨界制御棒位置は緩やかに上昇し、引き続き臨界制御棒位置は燃料領域上限付近に維持されると予想される。

4.2.3 燃料の挙動

高温ガス炉燃料の性能としては、被覆層による核分裂生成物の閉じ込め能力が最も重要である。

このため、運転中の 1 次冷却材中の ^{88}Kr 濃度を継続的に測定している。

(1) 定格 30 日連続運転における燃料の挙動

今回の定格 30 日連続運転において、FP の生成速度(B)に対する放出速度(R)の比として定義される放出率 (R/B) (指標として ^{88}Kr の放出率を使用) を 1 次冷却材中の放射能濃度測定から算出し、燃料健全性を評価した。原子炉出口冷却材温度と FP 放出率の関係を第 4.2.3 図に示す。 ^{88}Kr の放出率はこれまでに実施した短期間の定格運転における評価値とほぼ同等であることを確認した。また、出力上昇試験時の高温運転 (合計約 18 日間) での経験から、高温 50 日連続運転における ^{88}Kr の放出率は定格運転の放出率に比べ約 3 割程度の上昇に留まると予想される。

(2) 過去の海外の高温ガス炉燃料との比較

定格 30 日連続運転中の ^{88}Kr の放出率の推移を第 4.2.4 図に示す。連続運転中ほぼ一定の値を示しており、米国 FSV 炉、独国 AVR 炉の燃料の実績値に比べ、1~3 桁低い値 (1/10~1/1000) を示している。この結果から燃料の FP 閉じ込め性能は海外の高温ガス炉燃料に比べて格段に高く、HTTR の燃料が高温ガス炉燃料として世界最高水準の品質を有していることが示された。

4.2.4 冷却材中の不純物挙動

高温ガス炉の 1 次冷却材中には H_2 、 H_2O 、 CO 、 CH_4 、 N_2 、 O_2 、 CO_2 などが不純物として含まれる。高温ガス炉の 1 次冷却材不純物管理では、これらの不純物を適切な濃度に抑制し、黒鉛製の炉内構造物の酸化及びハステロイ XR (Ni 基耐熱合金) 製の中間熱交換器 (IHX) 伝熱管のクリープ強度低下を防止することが重要である。第 4.2.5 図に定格 30 日連続運転における 1 次冷却材中の水分濃度挙動を示す。水分濃度は、黒鉛の酸化抑制のための制限値 (0.5ppm) を十分下回り、安定した状態に維持された。

ハステロイ XR は脱炭雰囲気下ではクリープ強度の低下を生じる。1 次系が脱炭あるいは浸炭雰囲気にあるかは、 $\text{H}_2/\text{H}_2\text{O}$ 濃度比、 CO/CO_2 濃度比等から算出される炭素量 (炭素活量 a_c)、酸素量 (酸素ポテンシャル PO_2) により評価される。今までの運転では不純物組成が安定する十分な静定時間が得られなかったが、今回の定格 30 日連続運転で平衡に達した状態からハステロイ XR の脱・浸炭性評価のより信頼性の高いデータを得ることができ、運転期間の経過とともに脱炭雰囲気に移行していく傾向があることが明らかになった。

4.2.5 運転管理

(1) 定格出力時における 1 次冷却材漏えい率

定格出力運転時の 1 次冷却材漏えい率について第 4.2.6 図に示す。本運転結果から、長期間の運転においても 1 次冷却材の漏えいは制限値を十分下回り安定な運転が可能であることを確認した。

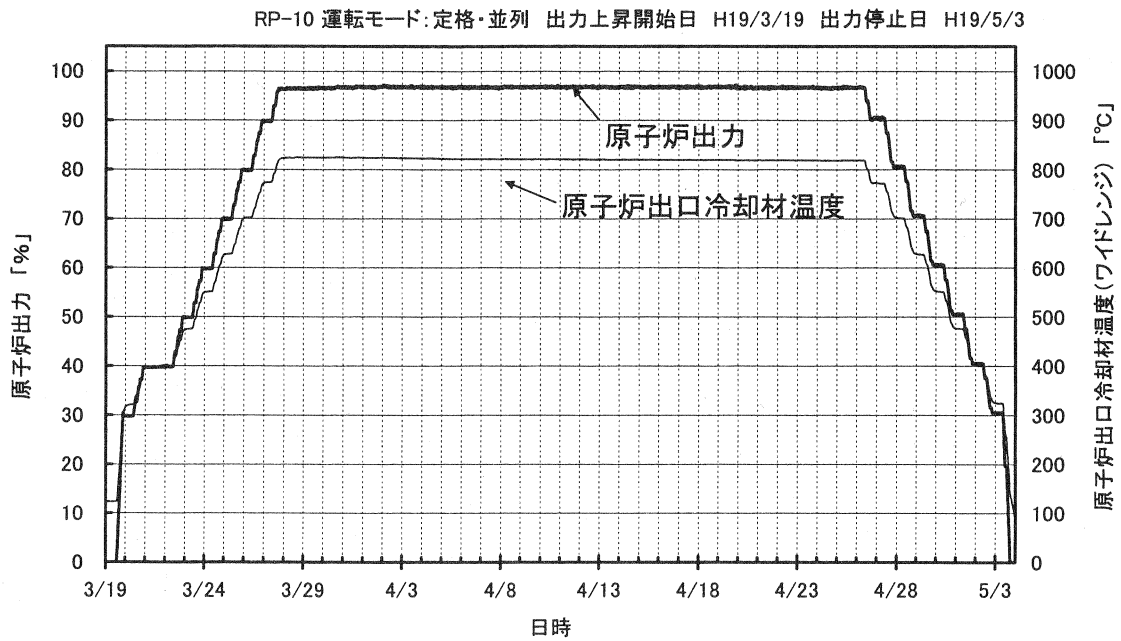
(2) 加圧水空気冷却器の除熱性能

原子炉の熱を大気に放散する加圧水空気冷却器は、風向によっては吹き上げた空気の巻き込みが生じる可能性があり、特に夏期の運転では除熱への影響が懸念されている。第 4.2.7 図に、加圧水空気冷却器の伝熱性能の変化を示す。今回の運転では、定格運転中を通して安定した除

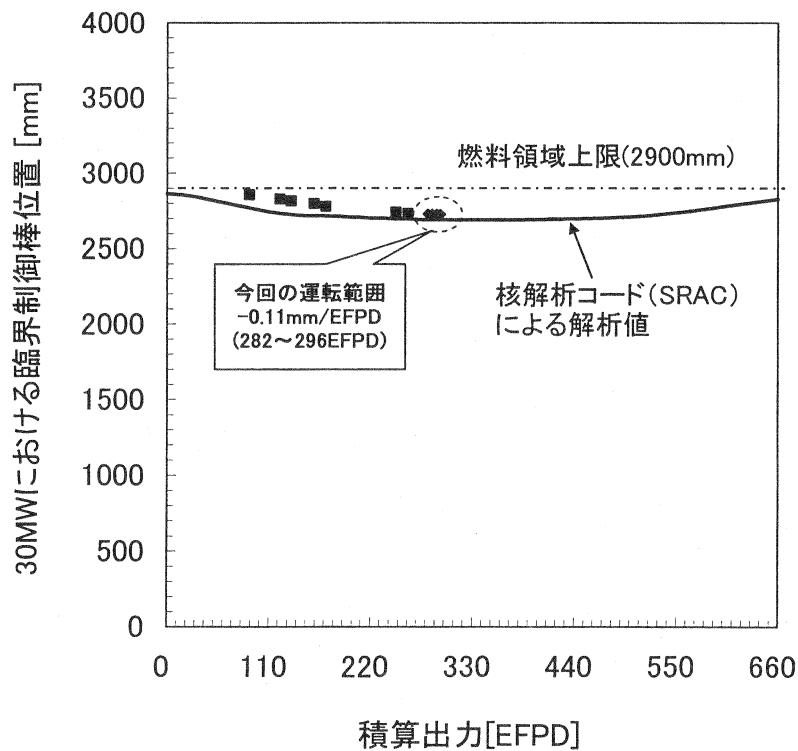
熱性能が確保され、加圧水流量は空気流量を調整するファンブレード角度の調整とあわせて、安定した流量（約 500～約 200 t/h）で制御可能であることを確認した。

4.2.6 まとめ

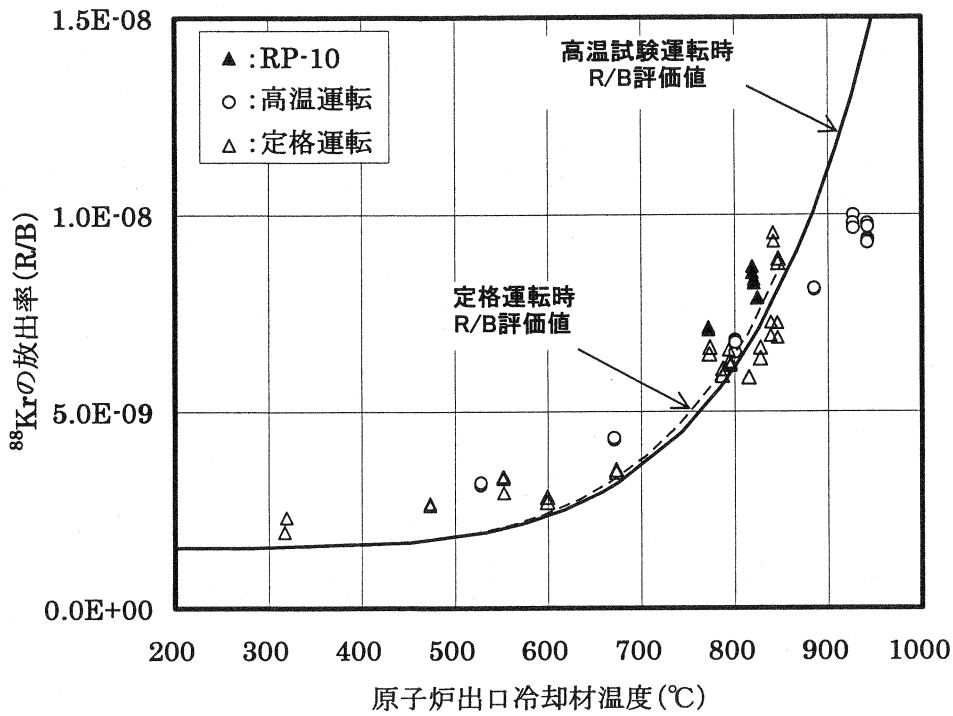
今回実施した定格 30 日連続運転により、炉心の燃焼、燃料性能等、高温ガス炉開発のための運転データを取得・蓄積することが出来た。また、我が国の開発した高温ガス炉用燃料が世界最高の品質であることが確認され、炉心の燃焼挙動についてもほぼ予想どおりの結果が得られている。今後も引き続き、運転に伴う諸特性の変化等に注目してデータ取得を進める予定である。



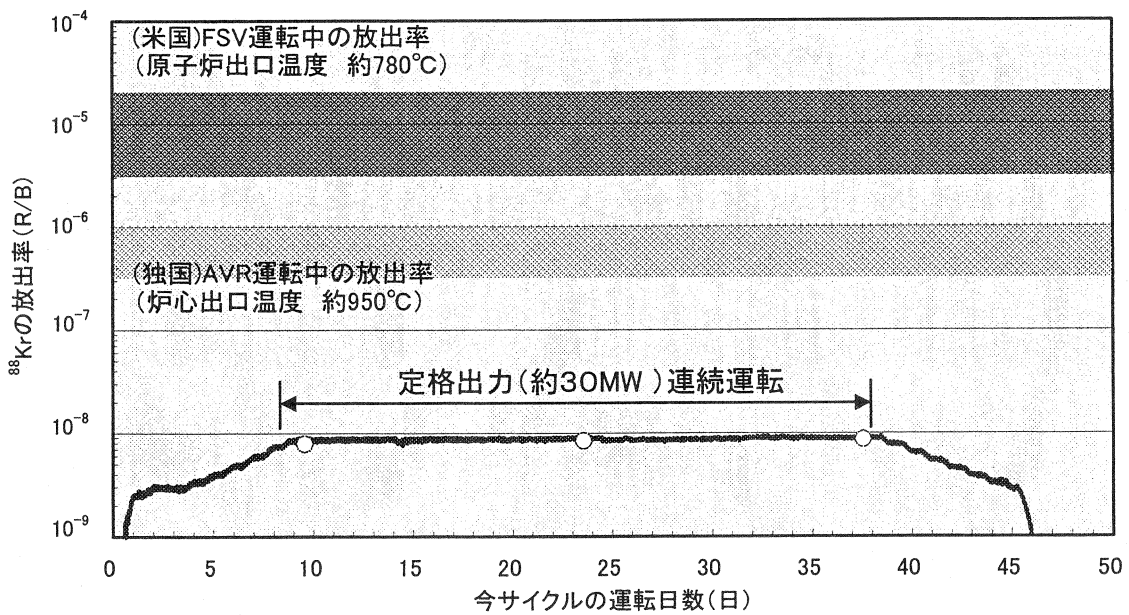
第 4.2.1 図 定格 30 日連続運転 (RP-10) の出力履歴



第 4.2.2 図 現在までの出力 100% (定格運転のみ) における臨界制御棒位置の変化

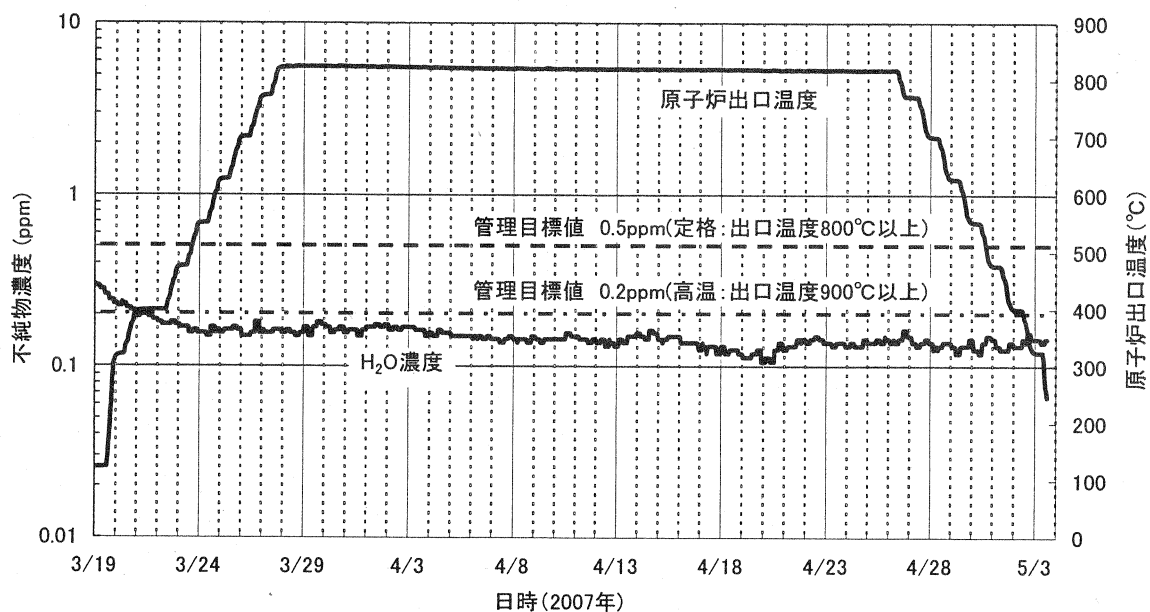


第 4.2.3 図 出口冷却材温度に対する FP 放出率評価

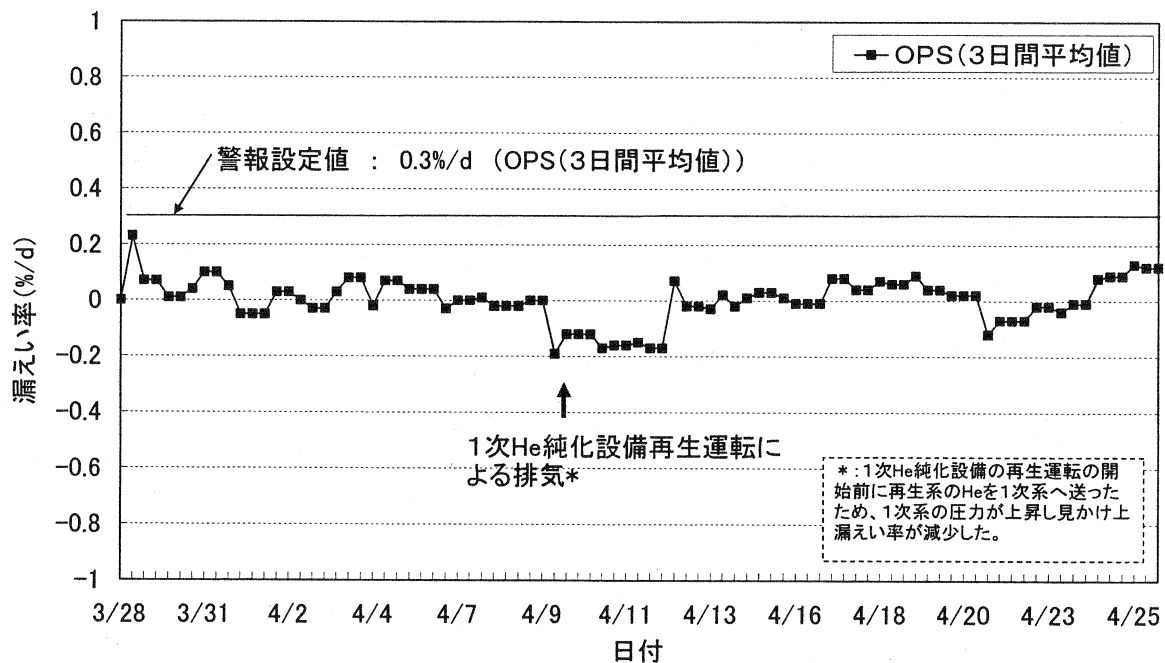


(米国)FSV、(独)AVR 運転中の放出率 出典:IAEA, Fuel Performance and Fission Gas Behaviour in Gas Cooled Reactors, IAEA-TECDOC-978(1997)

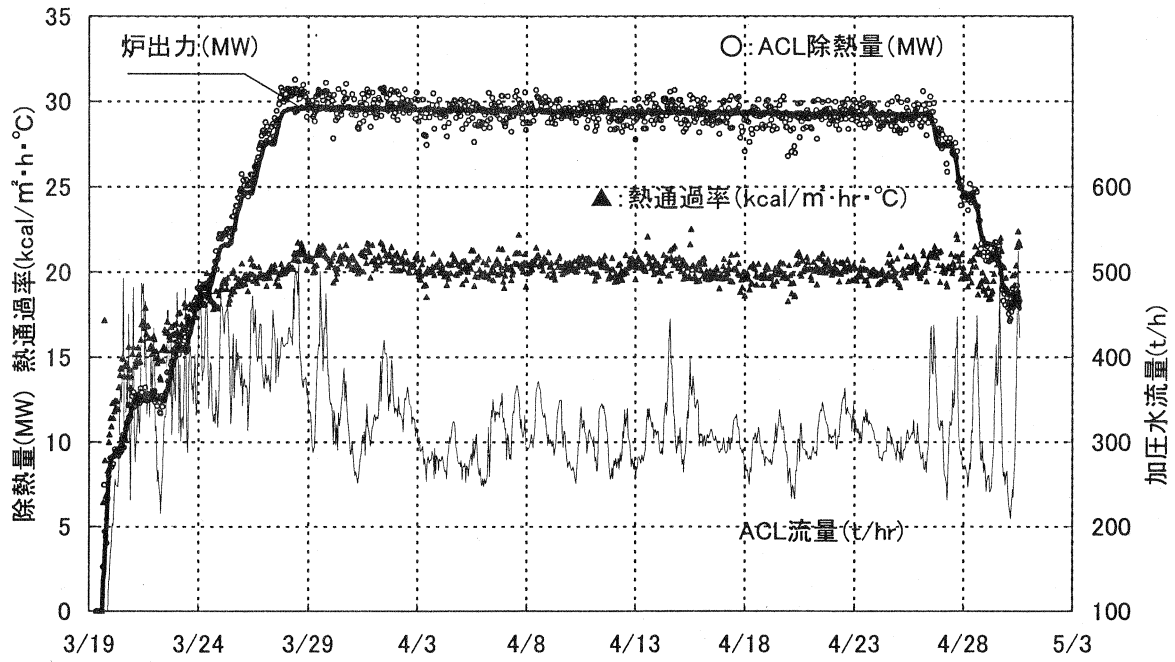
第 4.2.4 図 定格 30 日連続運転における ^{88}Kr の放出率の推移



第 4.2.5 図 定格 30 日連続運転における 1 次冷却材中水分濃度挙動



第 4.2.6 図 定格 30 日連続運転における 1 次冷却材漏えい率の推移



第 4.2.7 図 定格 30 日連続運転での除熱量、熱通過率

4.3 高温 50 日連続運転の準備

HTTR では、平成 21 年度までの中期計画において、高温状態での運転日数が 50 日以上的高温 50 日連続運転（原子炉出口冷却材温度約 950℃）を行い、炉心の燃焼特性、ヘリウムの純度管理、高温機器の性能、炉内構造物等の健全性等に関するデータを取得・評価することにより、高温ガス炉の実用化に必要なデータの蓄積を行うこととしている。

ここでは、高温 50 日連続運転に向けてこれまでに実施した対策及び今後実施する予定である対策についてまとめた。

(1) 1 次ヘリウム純化設備ガス循環機等の性能改善（その 1）

①概要

1 次ヘリウム純化設備ガス循環機等のロッドシール部に、シールの変形に起因するシールオイル漏れが発生しており、比較的短い間隔での整備を実施してきた。本件は、長期運転において妨げとなることが懸念されるため、発生要因と考えられるバリシールの材質をポリウレタンからテフロン製に変更する対策を実施することとした。

②実施状況

交換後の RP-10 運転の結果、1 次/2 次 He 純化設備ガス循環機、1 次/2 次 He 貯蔵供給設備ヘリウム移送圧縮機について、バリシール材質変更の有効性を確認できた。この結果を受けて、今年度残り 6 台の圧縮機のバリシール交換を行った。

(2) 1 次ヘリウム純化設備ガス循環機等の性能改善（その 2）

①概要

1 次ヘリウム純化設備ガス循環機ピストンリングに異常な摩耗が生じたことから、長期運転時において、1 次ヘリウム純化設備の系統を流れる He 流量の低下、摩耗粉による 1 次ヘリウム循環機フィルタ差圧の上昇、制御棒駆動機構への影響が懸念されるため、対応策を検討し実施することとした。

②実施状況

これまでの運転経験から、ピストンリングの摩耗により純化 He 流量が低下するが、摩耗限界に到達した後はほとんど低下しない（機械的ストップがあり、摩耗が進展しない）ことがわかっている。摩耗粉による 1 次ヘリウム循環機フィルタ差圧の上昇等を抑制するためには、ピストンリングの摩耗代を機械的に小さくした状態で運転を行うことが望ましいと考えられる。そこで、RP-10 運転において、ピストンリングの摩耗代を低減した（1mm→0.1mm）状態で運転を行い、この状態においては性能低下が見られず、定格流量 200kg/h が確保されていることを確認した。本対策の有効性が確認できたことから、高温 50 日連続運転は、この状態で実施することとした。

(3) 気体廃棄物処理設備の減衰タンク運用方法の検討

1 次ヘリウム純化設備では、一律 60 日間の連続運転後、放射能濃度に関らず 50 日間の貯留期間を経過してから再生運転を行い、再生オフガスは、減衰タンクに排出される。また、原子炉運転中に発生する 1 次ヘリウムサンプリング設備のオフガスは、減衰タンクに連続排出される。こ

これらのオフガスは、減衰タンクにおいて、一律 30 日間貯留して放射能を減衰させた後、低放射性気体廃棄物処理系を通して排気筒から放出することとしている。また、減衰タンクは 2 基設置し、1 基は必ず受入用に確保されるように運用することとしている。

HP-11 から RS-15 までの 1 次ヘリウム純化設備からの再生オフガス及び 1 次ヘリウムサンプリング設備からのサンプリングオフガスの排出量から、高温 50 日連続運転での減衰タンクの運用を検討した結果、運用に問題がないことを確認した。

(4) 補機冷却水設備の性能維持対策

補機冷却水設備の小口径配管で流量が減少し、全体流量の警報値に抵触する可能性があり、また、VCS 冷却器の伝熱性能が低下し、1 次上部遮へい体温度上昇の一因となっている。

H19 年度には弁等の分解点検を行ったが、異常は認められなかった。H20 年度の定検において、補助ヘリウム循環機冷却水配管の洗浄を行い、補機冷却水設備の性能維持対策を実施する予定である。

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

平成 19 年度において実施された主な放射線作業は、原子炉の定常運転、施設定期自主検査、1 次加圧水冷却器 (PPWC) ヘリウム循環機フィルタ交換及び下部開放点検作業等である。この期間、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、上記の放射線作業については、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) 原子炉運転中の管理

RP-10 (定常運転: 30MW 定格・並列運転) (平成 19 年 3 月 19 日から平成 19 年 5 月 3 日まで実施) における原子炉運転中に人が立ち入る場所の放射性物質濃度、線量当量率、表面密度、排気及び排水中の放射性物質濃度、管理区域境界の線量当量率の測定を行った結果、全て異常はなく放射線管理上の問題はなかった。原子炉停止後に人が立ち入る場所の線量当量率は、原子炉建家内においては中性子線及びガンマ線ともにバックグラウンドであったが、原子炉格納容器内は PPWC ガス循環機のフィルタ付近等の線量当量率が RP-10 運転停止後の地下中 3 階グレーチング床面で γ : $220 \mu\text{Sv/h}$ であった。なお原子炉運転中における作業者の被ばくはなかった。

(2) 施設定期自主検査作業中の管理

1 次冷却設備、気体廃棄物処理設備等の施設定期自主検査作業が実施された。特に 1 次冷却系統に関連する設備等の開放作業時には、グリーンハウスを設置し、局所排気装置による換気を行いながら作業を実施した。なお本作業における作業者の被ばくはなく、放射線管理上問題はなかった。

(3) 1 次加圧水冷却器 (PPWC) ヘリウム循環機フィルタ交換及び下部開放点検作業

本作業は作業者の高被ばくが予想されたため、「放射線作業届」の提出を受けて事前に作業方法、被ばく低減対策について検討し作業を実施した。作業時のグリーンハウス内のモニタリングを実施した結果、空气中濃度は A 号機フィルタ交換の際、使用済みフィルタバックアウト用のビニールバック取付作業において、 ${}^3\text{H}$: 最大 $1.5 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ 、C 号機フィルタ交換の際、 $\beta(\gamma)$: $2.9 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$ (核種: ${}^{60}\text{Co}$) の空気汚染が検出された。フィルタ交換時は、汚染防止対策としてシーラーによるバックインアウト方式で作業を実施した。作業者はエアラインマスク、アノラックスーツを着用し作業を実施した。作業場所の表面密度は ${}^3\text{H}$: 最大 $7.0 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^2$ 、 $\beta(\gamma)$: 最大 $1.1 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^2$ (核種: ${}^{60}\text{Co}$, ${}^{124}\text{Sb}$) であった。作業期間中の作業者の身体汚染は検出されなかった。作業エリアの線量当量率は最大で 2.2 mSv/h (フィルタ表面) であったことから、高線量作業時には随時遮へい体を用いて作業を実施したこと等により、作業者の被ばくは個人最大 1.41 mSv 、集団 $12.53 \text{ 人} \cdot \text{mSv}$ (APD 値) で計画線量 (2.8 mSv) の約 1/2 に低減することができた。

5.2 個人被ばく管理

平成 19 年度における放射線業務従事者の被ばく結果を第 5.2.1 表に示す。平成 19 年度の被ばく線量は、職員等及び請負業者合わせて個人最大 1.4 mSv 、集団線量 $14.8 \text{ 人} \cdot \text{mSv}$ であった。これらは主に 1 次加圧水冷却器 (PPWC) ヘリウム循環機フィルタ交換及び下部開放点検作業における被ばくであり、計画的な被ばく管理の基で実施されたもので、放射線業務従事者に係る線量

限度(50mSv)を十分下回っていた。また、内部被ばくについては、定期確認検査(四半期ごとに全身計測、³H)を実施した結果、全て検出下限値未満で異常な被ばくはなかった。

5.3 排気及び排水の管理

HTTR 排気筒から放出した放射性気体廃棄物及び HTTR の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ダスト及び放射性ガスの測定結果を第 5.3.1 表に示す。放射性ダストの最大濃度及び年間放出量は全て検出下限値未満であった。

(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 5.3.2 表に示す。³H のみが検出され、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、 2.6×10^1 Bq/cm³、年間放出量は、 3.5×10^8 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。

第 5.2.1 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(人)	実効線量分布(人)					平均線量(mSv)	最大線量(mSv)	集団線量(人・mSv)
		検出下限線量未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv超え 5.0mSv以下	5.0mSv超え 15mSv以下	15mSvを超える者			
職員等	77	70	7	0	0	0	0.03	0.6	2.1
外来研究員	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	246	228	16	2	0	0	0.05	1.4	12.7
全作業者	323	298	23	2	0	0	0.05	—	14.8

(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 5.3.1 表 HTTR から放出された気体廃棄物

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)
放射性ダスト	全 α	< 3.4×10 ⁻¹¹	—
	全 β	< 8.5×10 ⁻¹¹	—
	¹³⁷ Cs	< 2.4×10 ⁻¹⁰	0
	¹³¹ I	< 1.5×10 ⁻⁹	0
放射性ガス	³ H	< 2.2×10 ⁻⁵	0
	⁸⁸ Kr、 ¹³⁸ Xe 等	< 1.9×10 ⁻³	0

(注) 年間放出量は、検出下限濃度未満を放出量”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

第 5.3.2 表 HTTR から放出された液体廃棄物

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	2.6×10 ¹	3.5×10 ⁸	8.8×10 ¹
⁶⁰ Co	< 2.4×10 ⁻³	0	
¹³⁷ Cs	< 2.8×10 ⁻³	0	
その他	< 1.8×10 ⁻²	0	

(注) 年間放出量は、検出下限濃度未満を放出量”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

This is a blank page.

6. 技術開発

Research and Developments

This is a blank page.

6.1 原子炉圧力容器 ISI

6.1.1 概要

HTTR の原子炉圧力容器 (RPV) は、内部に炉心を構成する燃料体や制御棒案内ブロック等を収納し、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する機器である。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は放射性物質の放出を防止する観点から、その健全性を維持することが求められている。軽水炉では電気事業法に従い、漏えい検査に加えて溶接部の非破壊検査を実施している。

試験研究炉では非破壊検査は法律で要求されていないが、HTTR は日本初の高温ガス炉であること、並びに、圧力容器材料として初めて 2 1/4Cr-1Mo 鋼を使用することから、RPV 耐圧溶接部については、供用期間中検査 (ISI) として超音波探傷 (UT) を計画的に実施する。なお、RPV は中性子照射による影響は小さく、クリープ及び疲労損傷係数もそれぞれ 0.1 以下であり、健全性は十分維持されているものと評価している。

平成 19 年度は、原子炉圧力容器 ISI として下鏡子午線方向溶接部について健全性の確認を行った。

6.1.2 超音波探傷検査 (UT)

(1) 検査範囲

本検査では、HTTR の ISI 対象箇所である RPV 下鏡ドーム子午線方向溶接部 (計 4 箇所) のうち 15°方向に位置する溶接線 No.W1105 (1.0m) について、UT 検査を行った。第 6.1.1 図に検査箇所を示す。

(2) 検査方法及び検査装置

「軽水炉型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針 (JEAG4207-2004)」及び「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査 (JEAC4205-2000)」に準拠し、検査を行った。

検査に使用した機器は、日本クラウトクレマー社製のパルス反射式自動探傷装置 USI- α である。この装置は、探触子、走査装置、制御装置、探傷装置、データ収録装置及び X,Y 軸軌道レール等から構成される。第 6.1.2 図に探傷装置の概要を示す。データ収録プログラムは JEAG に適合した走査ができるようになっている。

(3) 入射点及び屈折角の測定

斜角法においては、検査部位から有意なインディケーションが検出された場合、位置、深さを判断するには探触子各々の入射点及び屈折角が重要になってくる。超音波探傷試験前には標準試験片を用いて確認することが必要である。

入射点の測定は、「超音波探傷用標準試験片」(JIS Z 2345) に規定する標準試験片 (STB-A1) を用いて 1mm の単位で測定し、屈折角の測定は、標準試験片 (STB-A1) を用いて 0.5°の単位で測定した。

(4) 基準感度の設定

同一欠陥でも、そのエコー高さはビーム路程によって変化する。すなわちビーム路程が長くなる程、エコー高さは見かけ上小さくなる。このため、探傷部位と寸法、形状が同等で超音波特性の近似した材料で作られた対比試験片 (HTTR-2) (第 6.1.3 図参照) により距離振幅補正 (DAC) する必要がある。基準感度の設定方法は JEAG4207-2004 に基づき行った。

(5) 探傷範囲

下鏡ドーム子午線方向溶接部 (No.W1105) 1.0m について JEAG4207-2004 及び JEAC4205-2000 に準じ、溶接線の左右 10mm を含む範囲を試験範囲として、垂直 (0°) 1 ケース及び斜角 (45°、60°) 8 ケースの計 9 ケースの探傷を行った。(第 6.1.4 図、第 6.1.5 図参照)

(6) 検査結果

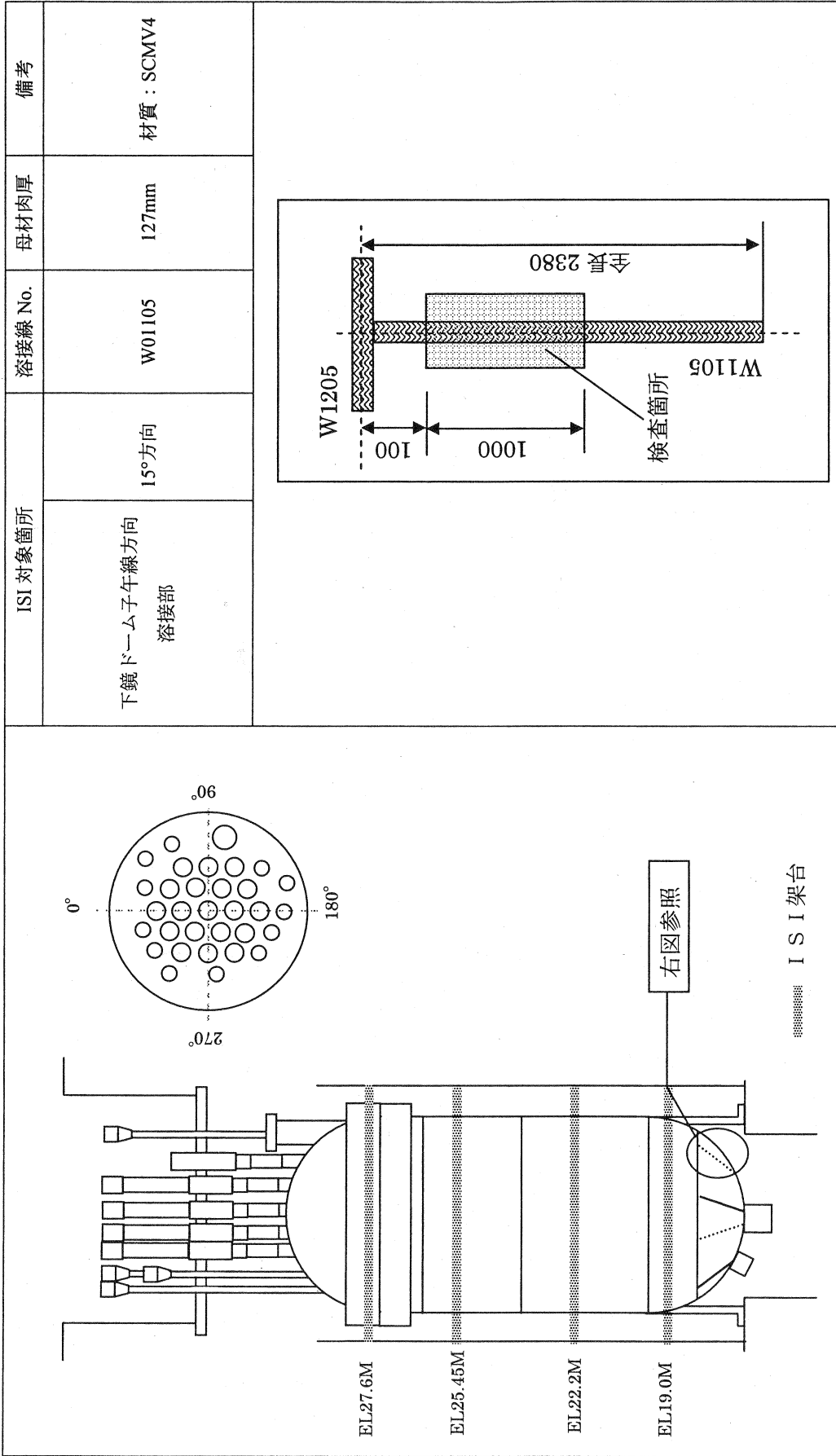
今回の対象部位のほぼ全範囲について自動探傷装置にて検査を実施した。本 ISI では全ての箇所において有意なインディケーションは検出されなかった。探傷結果の 1 例を第 6.1.6 図に示す (W1105_45CW 001 : 0mm~500mm)。探傷検査において、探触子と試験体の音響結合が確実に行われているか否かの確認は、本装置内蔵のカップリングチェック機能 (CC 機能) を用いたが、溶接線及び溶接線近傍の形状と探触子の形状により探触子の接触が不十分である箇所が数箇所あった。そのような CC 異常の箇所については、手動探傷による再検査を実施した。

本 ISI においては有意なインディケーションが検出されなかった為、検査結果に何も表示されていないが、有意なインディケーションが検出された場合の例を第 6.1.7 図に示す。このデータは人工的に欠陥を施してあるモックアップ試験体を用いて取得したものである。欠陥が検出されると、C スコープ (母材表面方向から見た透過図)、F-B スコープ (溶接線に平行な断面方向から見た透過図) S-B スコープ (溶接線に垂直な断面方向から見た透過図) 上に反射エコーの大きさに応じ色分けされた点がプロットされる。スコープ下の表は欠陥エコーの位置、大きさ等を示したものである。

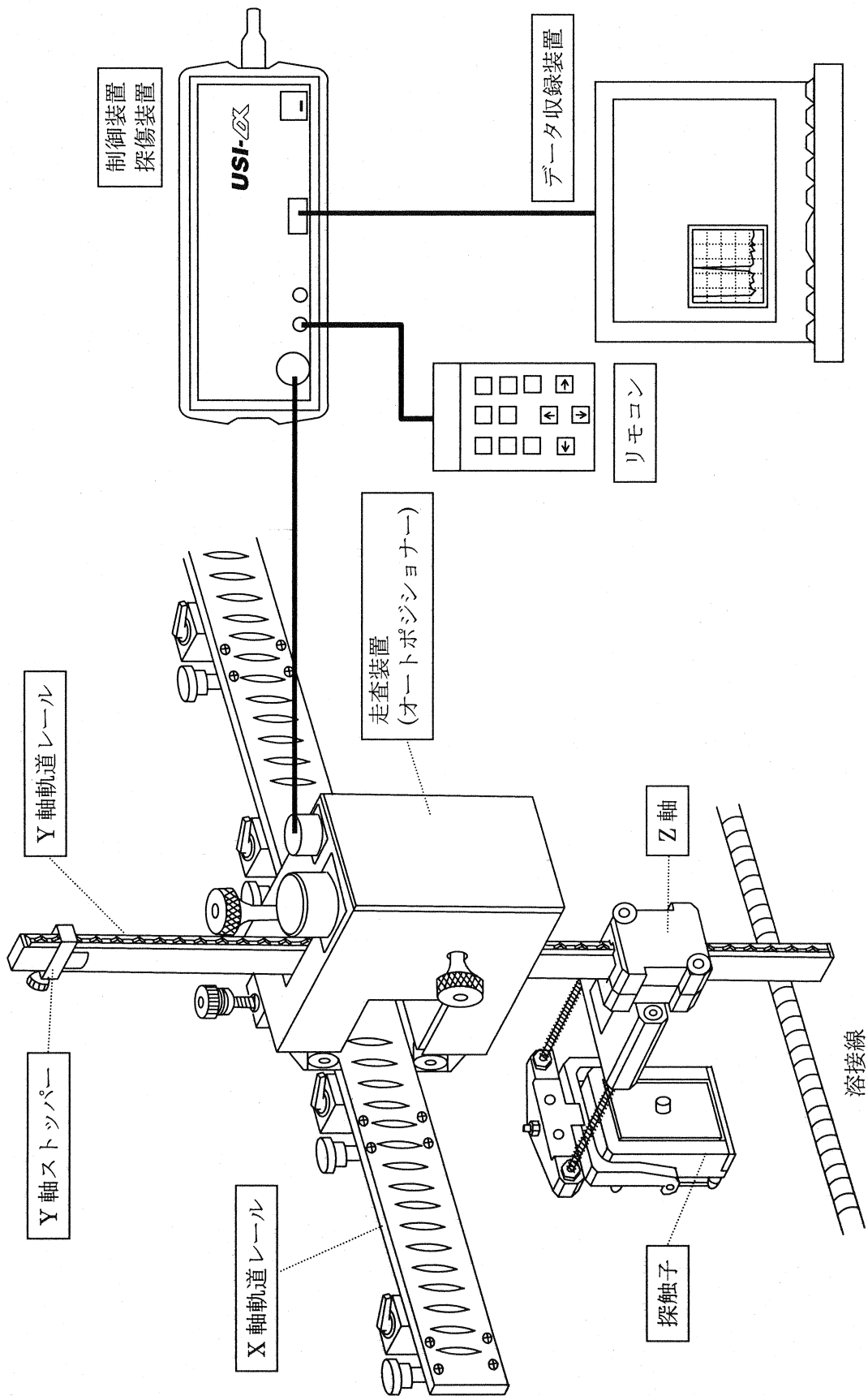
6.1.3 まとめ

今回実施した ISI では、超音波探傷による非破壊検査手法について HTTR 技術課員の経験を蓄積することができた。下鏡ドーム子午線方向溶接線に対する作業において、作業環境、作業時間、探傷装置等についての問題点が明らかになった。作業環境、作業時間の問題については、少しでも個人被ばく線量を抑えるには事前の綿密な打ち合わせや炉外における自動探傷装置の取扱い技術の習熟訓練を十分に行い、作業時間の短縮を図ることが重要である。探傷装置については下鏡ドームの曲率にあわせたルールが作業効率上必要である。

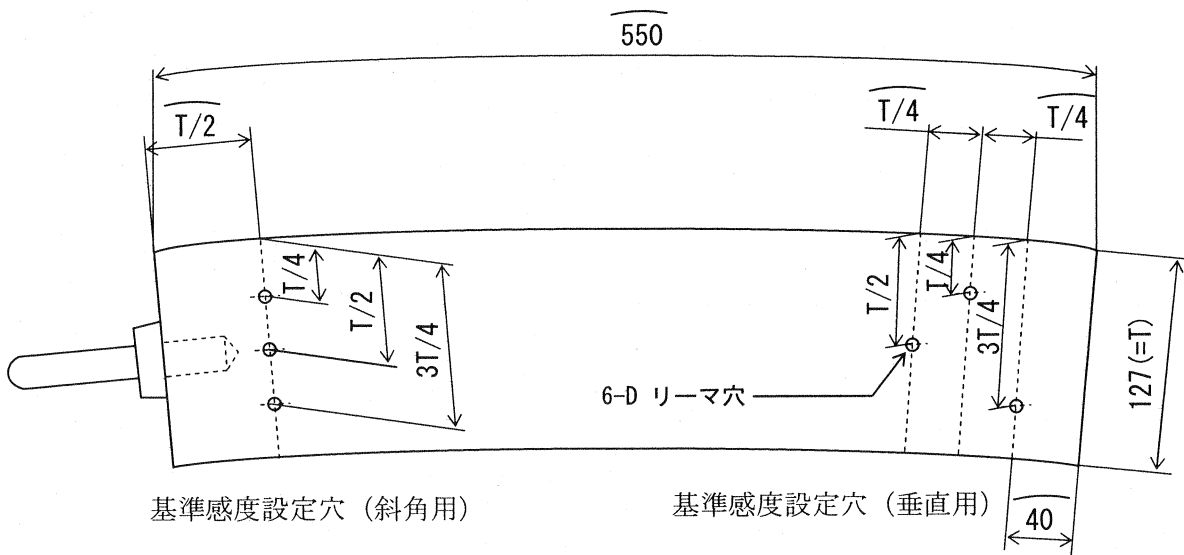
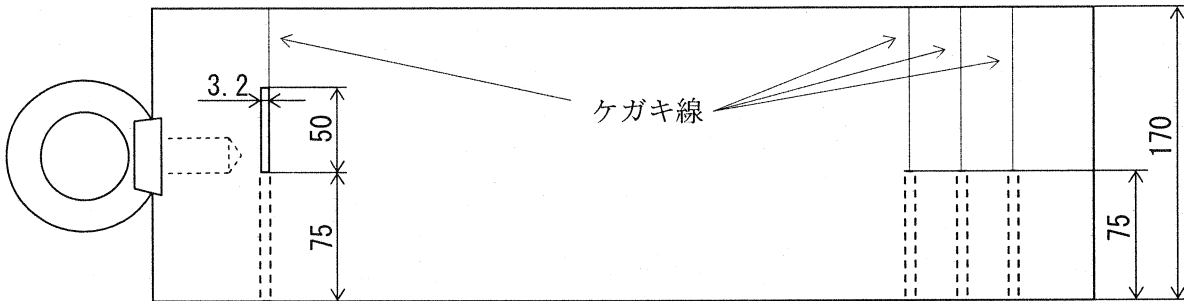
今回の ISI 作業で得られた知見を考慮して更なる安全作業を検討し、原子炉压力容器 ISI を今後も順次実施していく計画である。



第 6.1.1 図 検査箇所



第6.1.2図 探傷装置の概要

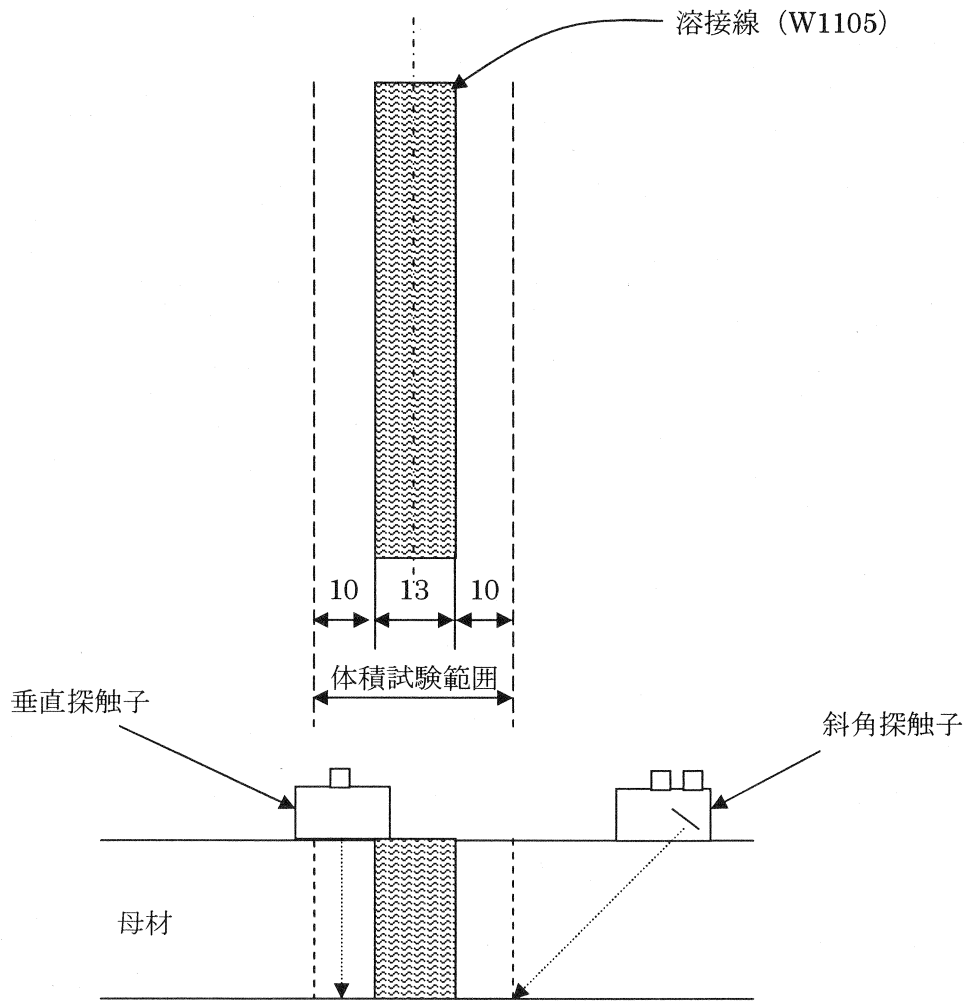


基準感度設定穴（斜角用）

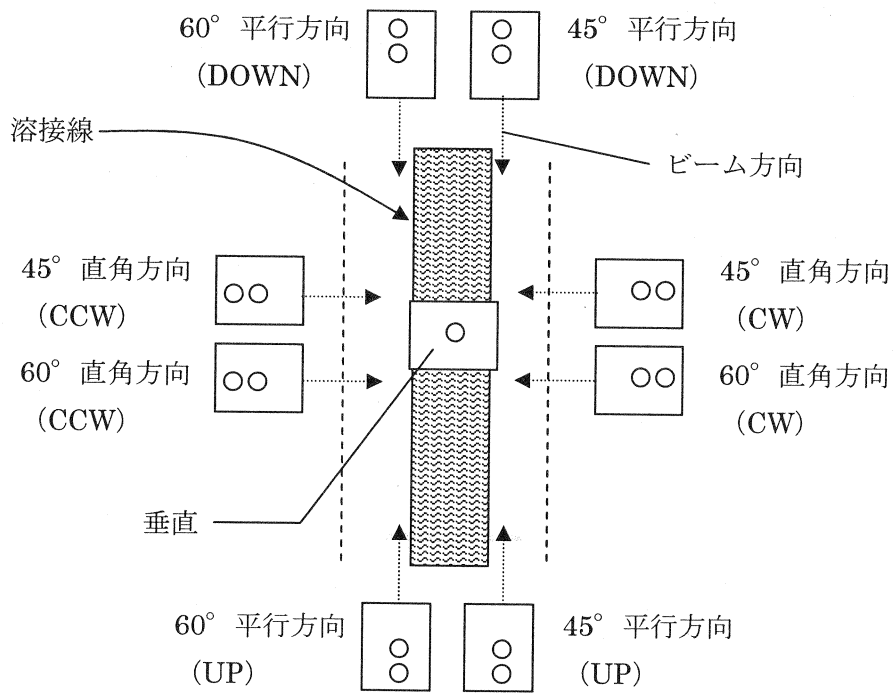
基準感度設定穴（垂直用）

品名	材質	試験片番号	重量
対比試験片	SCMV4-2 NT	HTTR-2	92.0kg

第 6.1.3 図 対比試験片



第 6.1.4 図 体積試験範囲



第 6.1.5 図 走査方向

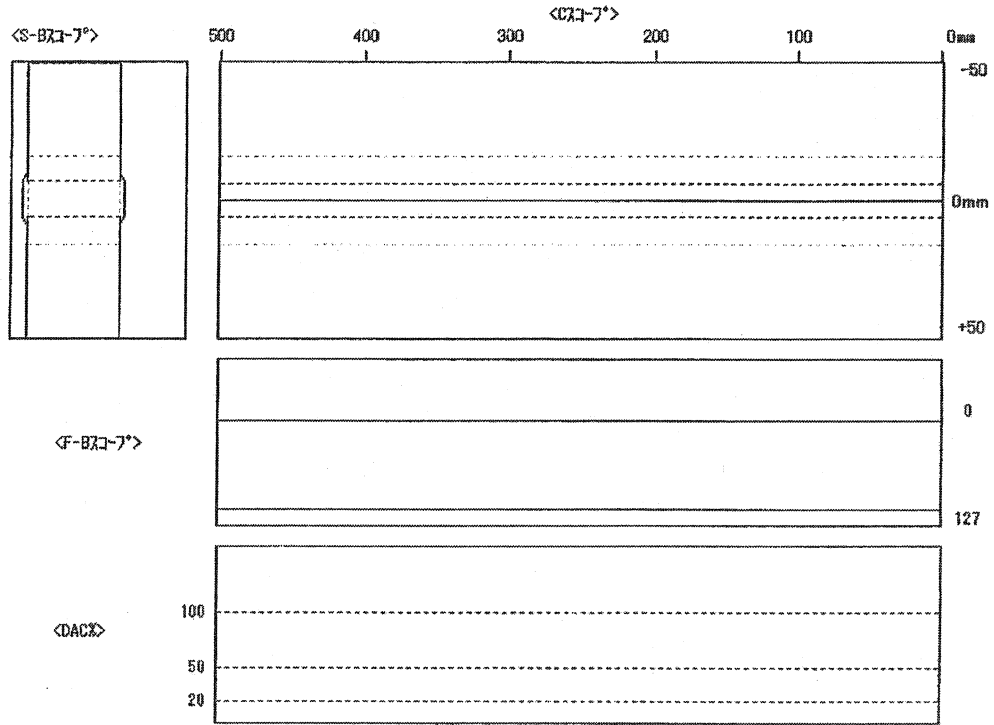
《 検査記録 (合成) 》

2008. 1. 23 W1105_45CW 001

1. 検査箇所名	W1105_45CW
2. 区画No.	001

表示色

■ 80 %	■ 70 %	■ 60 %	■ 50 %
■ 40 %	■ 30 %	■ 20 %	■ 16 %



板厚：127.0 X 127.0 mm 検出レベル：20%

No.	エコー 高さ (DAC%)	ビーム 路程 (mm)	欠陥位置						ステップ	欠陥種別
			探触子 X (mm)	探触子 Y (mm)	d (mm)	k (mm)	始端 (mm)	指示長 (mm)		
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

無欠陥

第 6.1.6 図 UT 検査結果

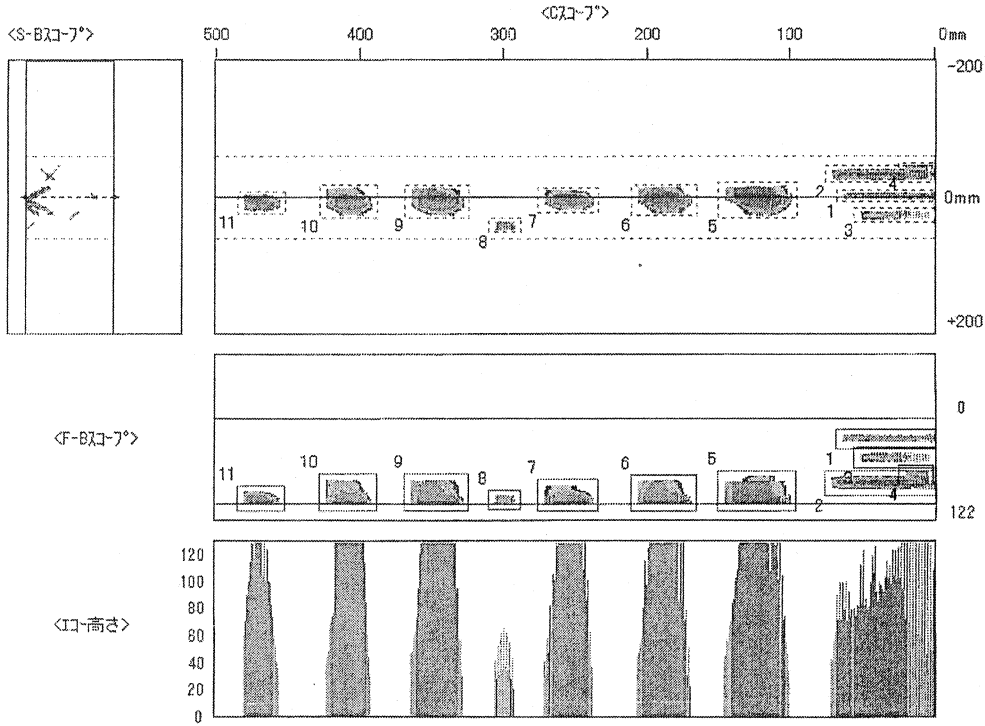
《 検査記録 (合成) 》

2007.9.18 test01 004

1. 検査箇所名	test01
2. 区画No.	004

表示色

■ 80 %	■ 70 %	■ 60 %	■ 50 %
■ 40 %	■ 30 %	■ 20 %	■ 10 %



板厚 : 122.0 X 122.0 mm 検出レベル : 20%

No.	エコー 高さ %	ビーム 路程 (mm)	欠陥位置					始端 (mm)	指示長 (mm)	ステップ	備考
			探触子 X (mm)	探触子 Y (mm)	d (mm)	k (mm)					
1	76	43.2	4	-34.0	29.2	-2.5	0	63	0.5		
2	127	134.7	4	-131.0	91.2	-30.9	0	71	0.5		
3	61	280.2	8	-184.0	54.1	25.0	4	47	1.0		
4	51	241.5	12	-221.0	80.3	-41.0	6	14	1.0		
5	127	185.5	106	-136.0	118.2	3.1	100	46	1.0		
6	127	184.1	174	-132.0	119.2	6.1	170	37	1.0		
7	127	182.4	243	-130.0	120.3	6.9	239	33	1.0		
8	65	187.2	299	-98.0	117.1	42.4	293	13	1.0		
9	127	180.7	333	-126.0	121.5	9.7	329	36	1.0		
10	127	183.1	397	-127.0	119.9	10.4	393	31	1.0		

第 6.1.7 図 モックアップ試験体での検査結果例

6.2 ヘリウム純化設備の性能確認

6.2.1 概要

高温ガス炉の技術開発の一環として、1次ヘリウム純化設備の不純物除去能力を制御することにより、原子炉運転中の化学的不純物濃度を炭素輸送抑制や耐熱金属保護環境に維持するヘリウム純度管理技術の開発を進めている。

原子炉運転中に不純物除去能力を制御するためには、1次ヘリウム純化設備内の入口加熱器、酸化銅反応筒（以下 CuOT）、冷却器、モレキュラーシーブトラップ（以下 MST）、およびコールドチャコールトラップ（以下 CCT）のヒートマスバランスと各トラップの不純物除去能力の関係を正確に把握する必要がある。HTTR の中間熱交換器伝熱管等に使用されている耐熱金属ハステロイ XR の長寿命化に有効な不純物組成を能動的に構成するためには CuOT の加熱温度に対する H₂ 及び CO の転化性能、並びに、MST の H₂O の除去能力に関するデータが重要である。

そこで平成 19 年度は、H₂ と CO を含む標準ガスを純化設備に強制的に注入し、CuOT の加熱温度を変数としてトラップ前後の不純物濃度差及び不純物濃度推移を測定し、CuOT と MST の性能を確認した。

6.2.2 測定方法

CuOT と MST の性能確認を行うため、第 6.2.1 図に示すように純化設備を原子炉 1 次冷却系統から隔離した閉ループを構成した。純化設備には He ボンベと混合比 1:1 の H₂・CO 混合ガスボンベを任意の流量で注入出来るように構成した。H₂ と CO を MST 出口側から注入し、ガスクロマトグラフ質量分析計(1)で CuOT 入口濃度を、またガスクロマトグラフ質量分析計(2)で CuOT 出口濃度を 15 分間隔で測定し、データを線形補間した。

系統圧力、ヘリウム循環流量等の運転条件は第 6.2.1 表の通りである。第 6.2.1 表中の温度は、1 次純化入口加熱器出入口温度の平均値である。また、圧力は 1 次純化入口加熱器入口圧力、流量は 1 次純化入口加熱器入口流量である。純化設備のループ内の流量は、通常の原子炉運転時と同様に約 200kg/h とした。950℃運転時の不純物濃度の制限値が H₂ と CO に対して 3ppm となっているため、混合ガスの注入量は同程度の濃度まで上昇させる場合を想定し、He 流量は 150SCM(standard cc/min)、混合ガス流量は 50 SCM(standard cc/min)とした。

CuOT の加熱温度は、大型構造機器実証試験ループ（HENDEL）で測定された CuOT の温度特性を参考にした。

6.2.3 測定結果

(1) CuOT の性能（H₂、CO 転化率の温度依存性）

CuOT の性能指標として、次式で表す転化率 η を用いる。C_{IN}、C_{OUT} は混合ガスの濃度が安定したところで評価するため、注入開始から約 1 時間後の CuOT 出入口濃度を用いた。

$$\eta = (C_{IN} - C_{OUT})/C_{IN}$$

η : 転化率

C_{IN} : CuOT 入口 H_2 (CO) 濃度

C_{OUT} : CuOT 出口 H_2 (CO) 濃度

各温度における CuOT の H_2 及び CO 転化率を第 6.2.2 図に示す。測定温度 167°C から 53°C までの範囲で、CO 転化率はほぼ 100% であった。また H_2 転化率は、167°C から 79°C までは 100% であり、53°C で約 70% に低下した。

(2) CuOT の性能 (H_2 、CO 転化率の濃度依存性)

CuOT の H_2 転化率を第 6.2.3 図に示す。縦軸は H_2 転化率、横軸は CuOT 入口の H_2 濃度である。 H_2 転化率は、CuOT 加熱温度が 170°C から 110°C までは、温度の上昇とともに転化率が低下している。この傾向は低濃度で顕著となっている。110°C から 80°C までの範囲では転化率は変化していない。50°C まで降温したところで転化率の低下が確認出来たが、1 次の線形補間では補関値がランダムになったため、参考として代表値を載せる。

CuOT の CO 転化率を第 6.2.4 図に示す。縦軸は CO 転化率、横軸は CuOT 入口の CO 濃度である。CO 転化率の濃度依存性は、本試験においては確認出来なかった。

これらの図に示す 170°C から 80°C までの転化率曲線は、試験に使用したガスクロマトグラフ質量分析計の分析下限値が 0.01ppm であることに影響を受けている。例えば、CuOT 入口 H_2 濃度が 0.02ppm の時、CuOT 出口 H_2 濃度は最小で 0.01ppm であるため、実際の転化率が 50% 以上であっても、その転化率を求めることが出来ない。すなわち、図に示す実線が評価上の転化率上限となる。80°C 以上で行った試験では、上限値に近接した性能を示しており、実際には上限値以上の転化率が出ているものと考えられる。

(3) MST の性能

MST は CuOT で生成された H_2O 及び CO_2 を吸着除去するために設置されたトラップである。 H_2O は水分計で、 CO_2 はガスクロマトグラフ質量分析計で測定する。冷却材の純度管理上重要なものは H_2O であるが、 H_2O 濃度の過渡的な変化を精度よく分析することは難しいため、MST の性能評価では、ガスクロマトグラフ質量分析計による CO_2 濃度の測定結果から MST の CO_2 除去能力を確認する。MST の CO_2 除去率を第 6.2.5 図に示す。縦軸は CO_2 除去率、横軸は MST 入口の CO_2 濃度である。ここで除去率は、上記転化率と同様にトラップ前後の濃度から求める。 CO_2 濃度は 0.02ppm 以上では測定上限と一致する性能曲線となることから、CuOT の場合と同様に、実際の除去能力は第 6.2.5 図に示す曲線以上があるものと考えられる。

また MST の H_2O 除去率を評価するため、CuOT で H_2 から転化された H_2O 濃度と、MST の出口から採取したガスの露点温度から求められる H_2O 濃度の時間変化を第 6.2.6 図に示す。CuOT 温度 53°C の時の混合ガス注入中の H_2O 濃度である。この時、 H_2 濃度の推移から数 ppm の H_2O 濃度が生成して MST に流入していると考えられるが、MST 出口の H_2O 濃度は変化していないことから、 CO_2 と同様に H_2O の除去率が十分高いと思われる。

6.2.4 考察

(1) CuOT の性能

酸化銅の H₂ と CO の酸化温度には閾温度があるとされ、CuOT は 290℃で使用していた。ところが、試験の結果から、H₂ については約 80℃以上で、CO については 50℃以上で 100%の転化率があることが明らかとなった。さらに 110℃以上では、温度上昇に伴って H₂ 転化率が低下し、この傾向は低濃度で顕著となることが確認された。

酸化銅の触媒活性を十分高めるための加熱温度が、想定していたよりも低かった原因は、現在検討しているところである。また、温度上昇に伴って H₂ 転化率が低下して原因は、以下の 2 つが考えられる。1 つは、今回の試験が高温側から始まり、CuOT の加熱温度を段階的に下げるなかで行ったため、試験初期には CuOT 前後の配管及び容器内壁から脱離する H₂ の影響を受け、転化率が低くなった。2 つめは、CuOT から排出されるガス中の不純物分子相互がシフト反応(CO + H₂O ↔ CO₂ + H₂)等の影響を受け、高温になるにつれて平衡組成のうち H₂ が増加する方向に偏ることである。

この 2 つめの原因について、定性的に確認するため、熱力学平衡計算を実施した結果を示す。第 6.2.7 図は H,C,O,He,Cu の 5 元素を含む系の、温度をパラメータとした熱力学平衡計算結果である。CuOT で閉じた系で He 中に H₂ と CO が 3ppm、また CuO が大量に存在している系を考える。温度を 50℃から 30℃毎上昇させた状態の平衡組成を計算し、そのときに残る H₂・CO 濃度をグラフに表すと、温度上昇に伴って CuOT 内に存在出来る H₂・CO 濃度が増える傾向が確認出来る。また本計算結果は、H₂ の平衡濃度が CO のそれより 2~4 桁程度高くなっており、転化率の低下が CO には見られず、H₂ にのみ見られた測定結果と傾向が一致している。ただし平衡濃度は最も高くても 10⁻⁶ppm と極微量であることから、平衡論だけでは実際の転化率低下を説明できない。

この温度上昇による転化率の低下は低濃度でより顕著となるため、境界膜拡散や配管・容器内面の H₂ の吸放出特性を考慮に入れ、今後 HTTR における CuOT の加熱温度の改善を目指した検討が必要である。

(2) MST の水分除去能力

HTTR において最も厳しく管理している冷却材中不純物は、H₂O である。運転中は主として冷却器後流のヘリウム中の H₂O を露点計で、また純化設備内や原子炉入口のヘリウム中の H₂O を微量水分計で監視している。本方式で運転中の観測データから MST の除去能力を求めると、第 6.2.8 図に示すように経年的に除去率が低下しているように見える。しかしながら、運転中の H₂O 濃度は運転初期と比較して上昇する傾向を示さず、管理目標値を十分下回る低位飽和が継続している。このことから 2 つの原因が考えられる。(1)MST の性能低下が生じているが、それ以上に H₂O の放出量が低下している。(2)実際の MST に性能低下はなく、H₂O の放出量が低下しているため、運転中の低濃度が維持されている。このうち、MST の CO₂ 除去率が高いまま、H₂O 除去率が低下する現象が考えにくいことから、H₂O 濃度計の時間応答性の悪化による見かけ上の MST の性能低下が観測されていると考えてきた。

今回の試験では、生成された H₂O は MST 出口では検出されておらず、MST の H₂O 除去能力

が十分高いことを確認することが出来た。HTTR の運転中の H₂O 除去効率は、複数の測定点から冷却材を採取して測定した値を用いて算出する。すなわち、1 本のサンプリング配管とセンサを異なる H₂O 濃度のガスが共有するため、測定値は高い H₂O 濃度のガスの影響を受け、全体的に高めの値をとる。これが運転中の測定値から求める除去効率が低く測定される理由であり、経年劣化によりこの傾向が増しているものと考ええる。

6.2.5 まとめ

1 次ヘリウム純化設備内で閉ループを構成し、通常の運転条件に近い約 3.4MPa、190kg/h の条件で、CuOT 加熱温度をパラメータとし、CuOT 及び MST の性能確認試験を実施した。

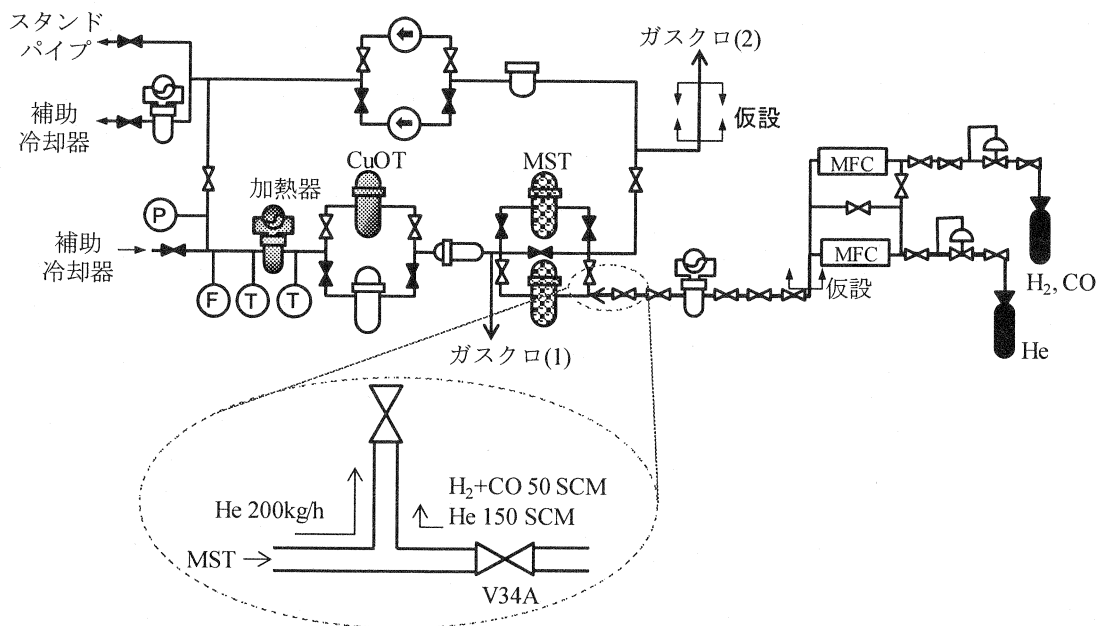
その結果、CuOT は 100% の転化率を有するとともに、現在の運転温度 290℃ を約 80℃ まで低下させた場合でも現在の能力を維持できることを示した。

また、MST の CO₂ 及び H₂O の除去性能は、これまで運転中の監視データから求められる性能よりも高いことを明らかにし、運用及び再生操作の妥当性を確認した。

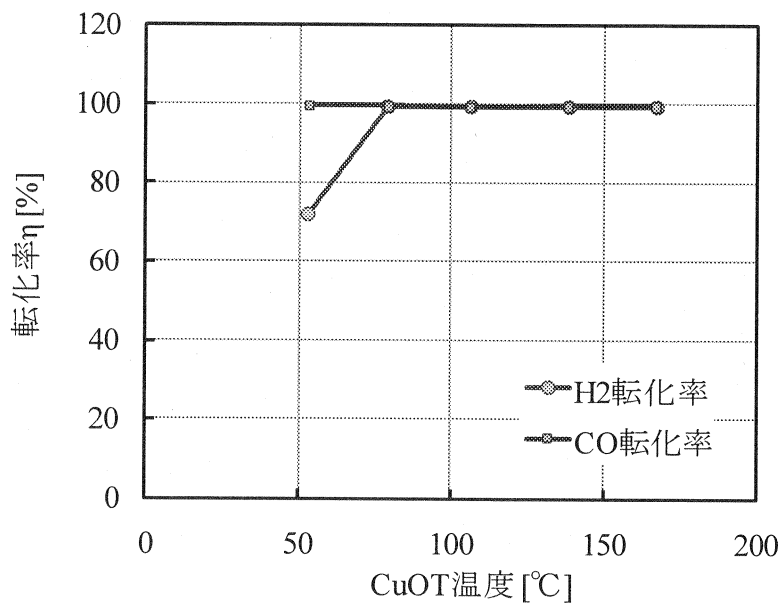
耐熱金属の保護の観点からは CuOT の H₂ 及び CO の除去性能には最適値が存在すると考えられるので、今後は HTTR における最適な運転温度に関する解析評価を進めていく。

第 6.2.1 表 系統の運転条件

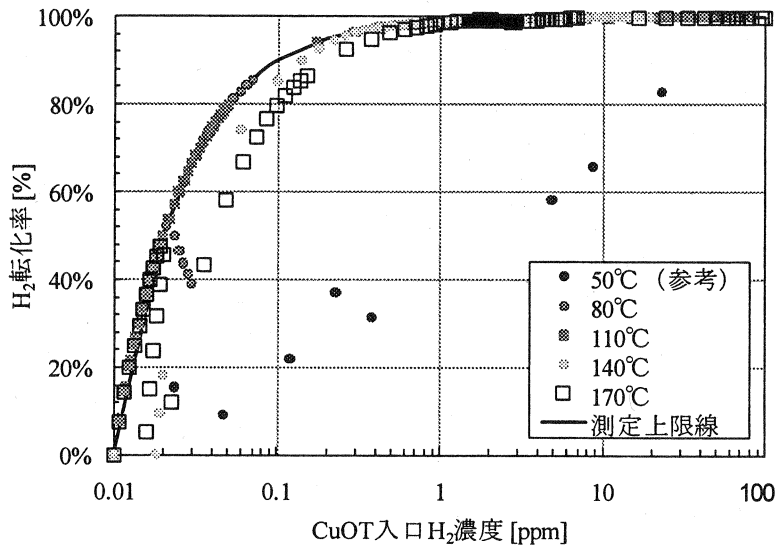
Date	Temperature [°C]	Pressure [MPa]	Flow rate [kg/h]
2008/3/20 10:56 - 14:17	167	3.46	190
2008/3/21 10:24 - 13:37	138	3.42	189
2008/3/21 17:39 - 20:52	106	3.40	188
2008/3/22 10:04 - 13:20	79	3.37	187
2008/3/22 16:55 - 20:35	53	3.35	186



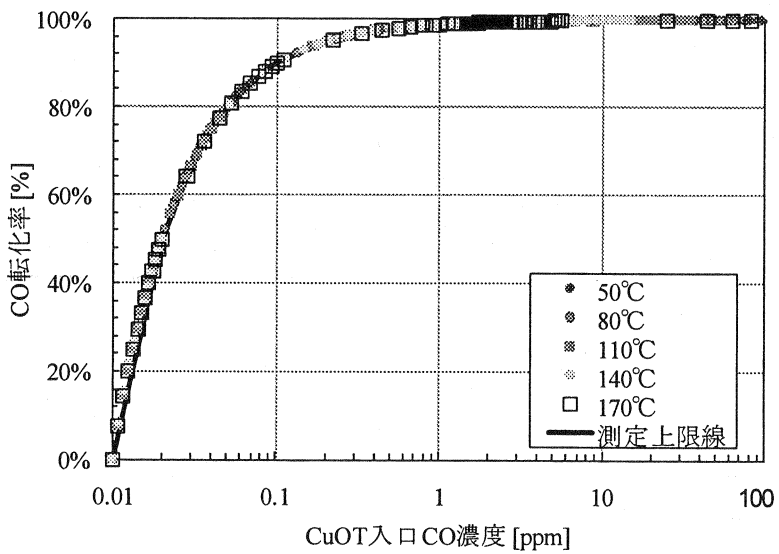
第 6.2.1 図 純化設備性能確認作業の系統構成



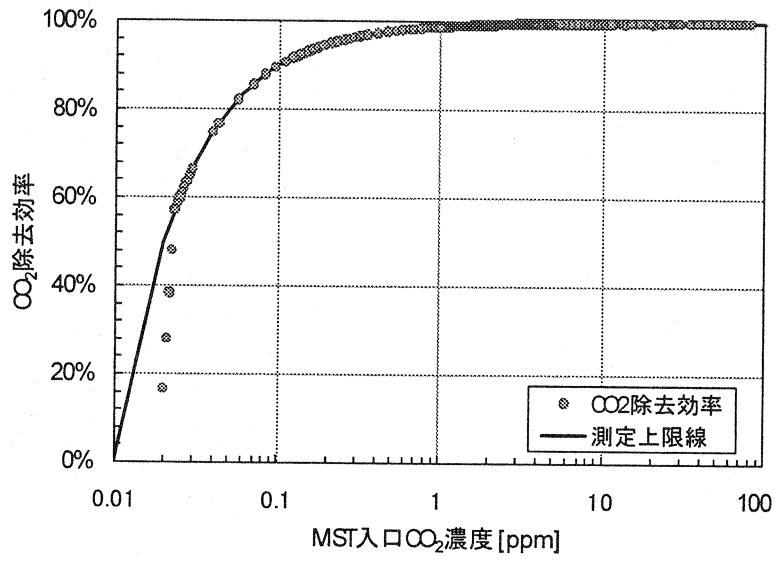
第 6.2.2 図 各温度における CuOT の H₂ 及び CO 転化率



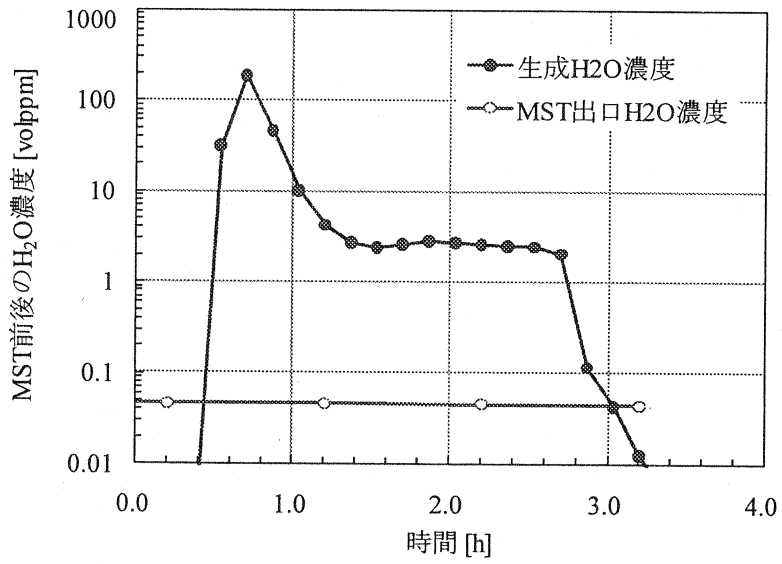
第 6.2.3 図 CuOT の H₂ 転化率の入口濃度依存性



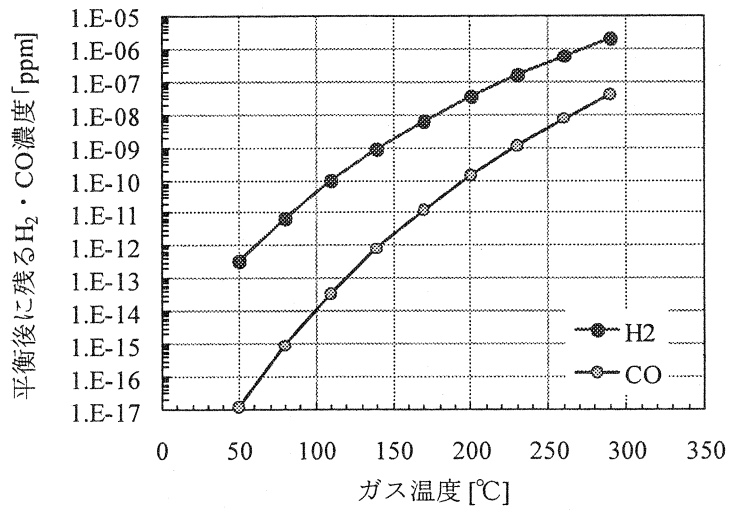
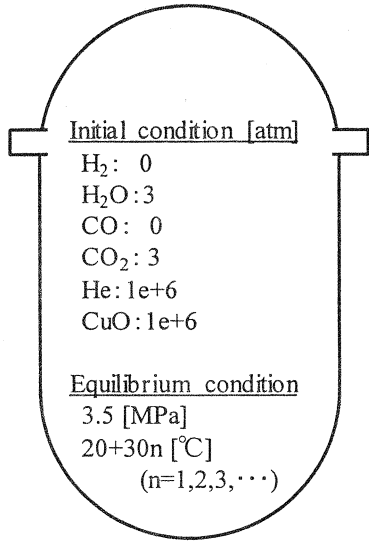
第 6.2.4 図 CuOT の CO 転化率の入口濃度依存性



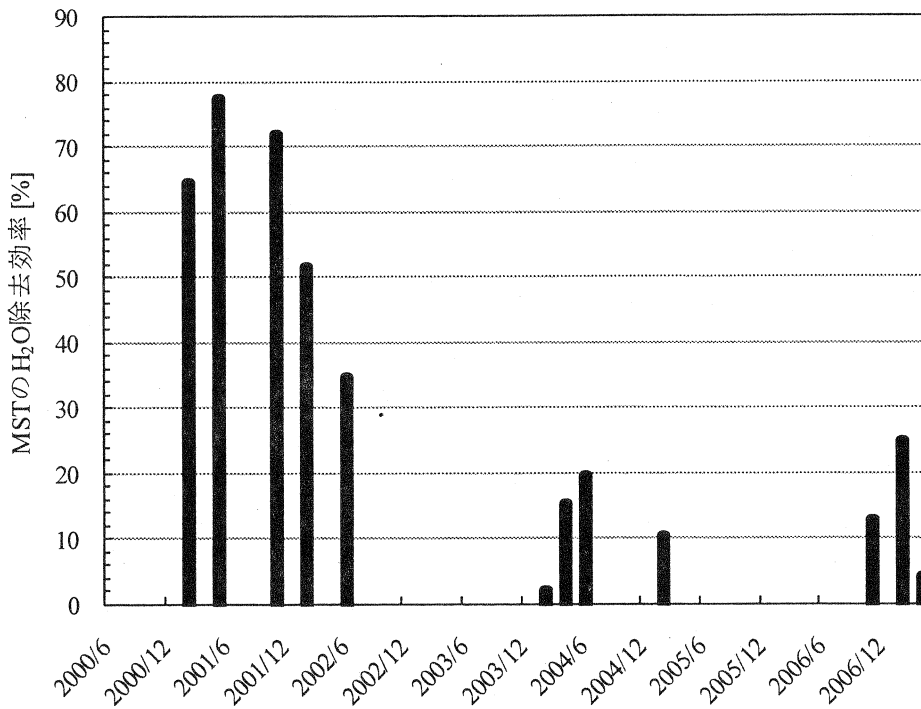
第 6.2.5 図 MST の CO₂ 除去効率



第 6.2.6 図 MST 前後の H₂O 濃度



第 6.2.7 図 熱平衡計算から求められた CuOT 加熱条件と H_2 ・ CO 残存濃度の関係



第 6.2.8 図 定格並列 30 日運転中の水分濃度測定値から算出した水分除去効率

This is a blank page.

7. 品質保証活動の実施状況

Present Status of Quality Assurance System

This is a blank page.

7.1 概要

大洗研究開発センター品質保証計画書（以下、品証計画書という。）と、本計画書の二次文書となる HTTR 品質保証要領書（以下、品証要領書という。）が、平成 18 年 11 月 1 日に施行され、この時点から、HTTR における品質保証活動は、JEAC4111-2003 に準拠した品質保証活に移行した。移行に当っては、品証要領書策定のために部内に設置された実務者会議が中心となり、これらの品証計画書及び品証要領書の部内への周知教育を実施した。周知教育では、品質保証において特有な意味を持つ用語の理解が難しいなどの意見も出され、今後の実際的な運用と継続的な教育を通して、理解を深めていくことが必要と判断された。

その後約半年間の移行期間を経て、平成 19 年度は、年度を通して新しい品質マネジメントシステムの下で保安活動を展開した初めての年となったが、品質保証活動が徐々に HTTR の保安活動に馴染みつつある状況を背景に、HTTR の運用実態を踏まえた管理要領の見直しを行う等、部レベルでの具体的なマネジメントシステム改善の動きが出てきた。今後も、実務への影響、効果等を考慮しつつ継続的改善を図ることとする。

7.2 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、今年度、延べ 24 回開催され、約 46 件の議案を審議した。本委員会の開催実績を、第 7.2.1 表に示す。

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、今年度の品質保証活動の展開を概括した。なお、今年度の HTTR の保安活動に係る品質保証活動組織を第 7.2.1 図に、また、HTTR の品質保証活動における文書体系を第 7.2.2 図に示す。

7.2.1 原子力安全等の達成に関する外部の受け止め方

今年度の原子炉施設及び使用施設の保安検査、施設定期検査等の官庁検査、保安検査官の巡視及び平成 20 年 2 月 12 日に実施された県平常時立入調査時に指摘事項はなかった。しかしながら、取替用制御棒の製作に係る設工認の認可申請時に、申請書の図面の抜け落ちが監督官庁からの指摘により確認された。これを受けて、許認可申請書提出時の最終確認の重要性について注意喚起を行うとともに、許認可申請書作成時の体制及び確認等に係る要領を策定し、申請書と原本の確認の徹底を図ることとした。なお本要領については、申請書等の作成過程からの管理を含む要領に改定した後、品質要領書に位置付けることで、引き続き検討を進めて行く。

7.2.2 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

平成 19 年度に計画された業務について、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

HTTR 年間運転計画、HTTR 運転計画及び HTTR 本体施設等運転実施計画、運転サイクル RP-10（定格/並列・原子炉出口冷却材温度約 850℃）による 30 日間連続運転を、安全かつ安

定に遂行し、炉心の燃焼特性等のデータを取得した。

なお、制御棒の不具合発生に伴う定検運転及び安全性実証試験の変更には、HTTR 運転計画等の変更により適切に対処した。

(b) 核燃料物質等管理

年間使用計画に基づく使用実施計画により、核燃料物質等の取り扱いを計画どおり実施した。また、来年度予定している第2次燃料の輸送及び組立てに係る準備作業を、計画どおり実施した。

(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、環境管理実施計画の環境目標に掲げ、発生量の削減に計画的に取り組んだ。また、HTTR 排気筒から放出した放射性気体廃棄物及び HTTR の廃液貯槽から放出した放射性液体廃棄物の濃度を、放出管理目標値に比べて十分低い値に管理した。

(d) 保守管理

HTTR 本体施設等炉停止中作業計画に基づき、安全性実証試験拡充のための原子炉保護設備等の改造、反応度制御設備の分解点検作業及び1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機3台のフィルタ交換作業を、計画どおり実施した。

また、制御棒の不具合発生に伴う取替用制御棒の製作に係る設工認申請及び使用前検査申請を終了し、製作を開始した。

(e) 非常時の措置

HTTR 原子炉施設現場対応班机上訓練、総合訓練等により、実地における問題点を抽出し、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実施し、事故・故障又は災害が発生した場合の対応について周知徹底を図った。

(2) 「教育訓練」プロセスの監視及び測定

保安教育基本計画に基づき策定した保安教育実施計画に従って、計画的に保安教育を実施するとともに、保安教育訓練管理システムの運用を定着させた。また、アンケート等をもとに課長による教育・訓練の有効性の評価を平成18年度末に実施し、平成19年度の計画、教育訓練資料等へのフィードバックを図った。

(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く施設定期自主検査を、平成19年5月21日から開始したが、制御棒の不具合発生に伴い、第4回施設定期検査の期間を、平成21年3月頃まで延長した。本件を受けて、原子炉停止中において継続的に機能を維持する必要のある施設を、規制当局とのヒヤリングを経て決定した。また、これらの施設に対する施設定期検査を、施設定期検査計画書に基づき、計画的に受検した。

(b) 監査

平成19年度定期内部監査において、高温工学試験研究炉部及びセンター共通として、是正

処置を指示された事項はなかった。

(c) 不適合管理

施設定期自主検査中の自主検査として実施していた反応度制御設備（制御棒系及び後備停止系）の分解点検において、点検用治具で固定していた制御棒ワイヤが、正しく固定されていないことが認められたため調査した結果、平成 19 年 7 月 19 日に制御棒のずり落ちと変形が認められた。

このため、「反応度制御設備の分解点検中の不具合」として、大洗研究開発センター及び HTTR の「不適合管理並びに是正処置及び予防処置要領」に従って、不適合管理報告書による不適合管理を適切に実施した。（法令報告対象外）

7.2.3 予防処置及び是正処置の状況

(1) 「反応度制御設備の分解点検中の不具合」に係る処置状況

(a) 是正処置

HTTR 品質保証委員会の審議を経て、以下の再発防止対策を決定し、適切に実施した。

- ① 固定治具の締め付け時のギャップ管理を要領書に明記する。
- ② 固定治具の取り付け状態及びギャップ管理をダブルチェックで行うことを要領書に明記する。
- ③ 制御棒の落下防止を目的として、制御棒の落下が起りえない構造の落下防止板を取り付ける。

(d) 予防処置

部内水平展開として、HTTR 品質保証委員会のもとにワーキング・グループを設け、故障が発生した場合 HTTR の運転計画への影響が大きいおそれのある機器について、保守・点検要領の見直しを実施した。また、見直しの結果抽出された、問題点、改善点を報告書として纏め、周知教育を実施した。

(2) 「センター水平展開事項」に係る処置状況

センター水平展開事項として指示があった以下の 10 件について、HTTR 品質保証委員会の審議を経て、適切に予防処置を実施した。処置状況を、第 7.2.2 表に示す。

- (a) 「原子力発電所における計器の設定誤り」に係る事項
- (b) 原科研「放射性廃棄物処理場 焼却・熔融設備における火災」に係る事項
- (c) 原科研「高減容処理施設の減容処理棟におけるブレーカー火災」に係る事項
- (d) 人形峠環境技術センター「製錬転換施設における放射性物質漏えい」に係る事項
- (e) 「高速実験炉「常陽」管理区域内における放射性物質を含む水の漏えい」に係る事項
- (f) 人形峠環境技術センター「濃縮工学施設における遠心機処理設備局所排気処理装置の排気ダクト破損」に係る事項
- (g) 「放射線管理等報告書等の誤記について」に係る事項
- (h) 「高速実験炉「常陽」管理区域内における放射性物質を含む水の漏えい」に係る事項
- (i) 「法令等に基づく検査記録や報告書の転記ミスや記載漏れの防止」に係る事項

- (j) 「認可申請書等における記載事項の確認について」に係る事項

7.2.4 品質マネジメントシステムの継続的な改善

今年度は、品質マネジメントシステムの継続的な改善として、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った。

- (1) 原科研高減容のブレーカー火災に係る水平展開に伴う「交換部品の管理要領」の制定と、制定に伴う「総則」及び「運転及び保守の管理要領」の改定及び「HTTR 運転手引」の改正。(平成 19 年 6 月 1 日制定・施行)
- (2) 原子炉保護設備等の改造に伴う「原子炉施設保安規定」の改定。(平成 19 年 8 月 1 日施行)
- (3) 放射線管理等報告書等の誤記に係る水平展開を受けた「総則」と「文書及び記録の管理要領」の改定。(平成 19 年 11 月 1 日施行)
- (4) 原子炉保護設備等の改造に伴う「HTTR 運転手引」の改正。(平成 19 年 11 月 26 日施行)
- (5) 要領の継続的見直しに伴う「文書及び記録の管理要領」の改定。(平成 19 年 12 月 21 日施行)
- (6) 反応度制御設備の分解点検中の不具合に伴う、「取替用制御棒の製作に係る設工認」の申請と認可。(平成 19 年 11 月 6 日申請、平成 19 年 12 月 28 日認可)
- (7) レビューに関するセンター共通指針の提示に伴う「レビュー実施要領」の改定。(平成 20 年 1 月 30 日施行)
- (8) 要領の継続的見直しに伴う「教育・訓練管理要領」の改定。(平成 20 年 1 月 30 日施行)

7.3 保安教育訓練

7.3.1 保安教育訓練の実施

HTTR における保安教育訓練は、規定・規則等に基づきそれぞれ保安教育計画書を作成し、実施し、実施結果を報告している。HTTR で実施している規定・規則等に基づく保安教育訓練の一覧を第 7.3.1 表に示す。

7.3.2 平成 19 年度保安教育訓練実施結果

- (1) 再教育及び品質保証に関する教育
保安教育実施計画に基づき、計画のとおり実施した。品質保証活動に関する教育は、計画・要領の制改訂、水平展開等に応じ随時教育を実施した。
- (2) 放射線業務従事者指定教育
放射線業務従事者指定教育は職員 9 名、年間役務業者 2 名について実施した。また、外来作業員(短期)の放射線業務従事者指定教育は、延べ 203 名について実施した。
- (3) 運転要員の教育
運転要員の教育は、必要に応じ教育実施計画書を作成し教育を実施した。平成 19 度は、人事異動職員 3 名について実施した。

(4) 保安訓練

人事異動に伴う通報訓練（4回）、避難訓練（1回）を実施した。また、平成19年度の大洗研究開発センター第1回総合訓練として、HTTR施設における放射性物質の放出（原災法第10条事象該当）を想定した訓練が平成19年9月13日に実施された。

7.3.3 教育管理システムの定着

平成19年度より、「教育管理システム」が北地区に導入された。導入後の試行結果等も踏まえ、今後の具体的な運用方法について入力担当者を中心に検討を行い、当面以下の通り運用を図ることとした。

- (1) 課間の入力方法の統一を図るため、「教育管理システム」の部管理者が保安教育訓練報告書の内容をチェックすることとした。
- (2) 誤入力防止を図るため、各課に入力確認者を選任し入力担当者とダブルチェックすることとした。

7.3.4 保安教育訓練の有効性の評価

高温工学試験研究炉部品質管理要領書「教育・訓練管理要領（HTTR-QAM-02）」に基づき、各課長は教育対象者にアンケート（一部課員についてはアンケートの他に聞き取り調査を実施）を取り、教育訓練の有効性の評価を行った。その結果、① 施設設備の構造等についての実地教育、② 教育・訓練の有効性確認の工夫（数項目程度についてアンケートを取り有効性を確認する）等今後検討が必要である。

7.3.5 その他

(1) 作業責任者認定教育

作業責任者認定制度は、平成19年10月（平成19年4月～9月まで試行期間）から北地区に導入された。HTTRにおいては、作業責任者認定制度運用要領に基づき、作業責任者認定教育を7月及び9月に実施し、新たに44名の作業責任者の新規認定を行った。

(2) 化学物質管理規則の導入教育

化学物質管理規則が平成19年10月から北地区に導入された。導入に伴い、環境計画課に依頼し、同規則に関する部内説明会を11月に開催した。

第 7.2.1 表 HTTR 品質保証委員会開催実績 (1/3)

委員会	開催日	議 題
19-01	H19.5.7	(1) 原子炉安全保護設備等の改造に伴う原子炉施設保安規定の改定等について (2) 特殊運転での警報設定値等の変更について
19-02	H19.5.14	(1) 原子炉保護設備等の改造に伴う原子炉施設保安規定の改定について (継続審議) (2) 特殊運転での警報設定値等の変更について (継続審議) (3) 「交換部品に係る管理要領」について
19-02 (補)	H19.5.16	(1) 原子炉保護設備等の改造に伴う原子炉施設保安規定の改定について (継続審議) (2) 特殊運転での警報設定値等の変更について (継続審議) (3) 「交換部品に係る管理要領」について (継続審議)
19-03	H19.5.25	(1) 原子炉保護設備等の改造に伴う原子炉施設保安規定の改定について
19-04	H19.6.19	(1) 施設定期評価実施報告書 (案) について
19-05	H19.7.6	(1) 施設定期評価実施報告書 (案) について (継続審議)
19-06	H19.7.30	(1) 制御棒の外観点検時の不具合に係る是正処置の計画について
19-07	H19.8.17	(1) 人形峠環境技術センター「製錬転換施設における放射性物質漏えい」に係る水平展開の点検・調査結果について
19-08	H19.9.6	(1) 長期間の原子炉停止に係る施設の保守管理について
19-09	H19.9.25	(1) 「高速実験炉「常陽」管理区域内における放射性物質を含む水の漏えい」に係る水平展開について
19-10	H19.10.9	(1) 制御棒の製作に関する設計及び工事の方法の認可申請について
19-11	H19.10.19	(1) 「放射線管理等報告書等の誤記について」に係る水平展開について (2) 品質保証管理要領書の改定について
19-12	H19.10.24	(1) 設置及び工事の方法の認可申請書「取替用制御棒の製作」に係るワーキンググループでの点検結果について (2) 品質保証管理要領書の改定について

第 7.2.1 表 HTTR 品質保証委員会開催実績 (2/3)

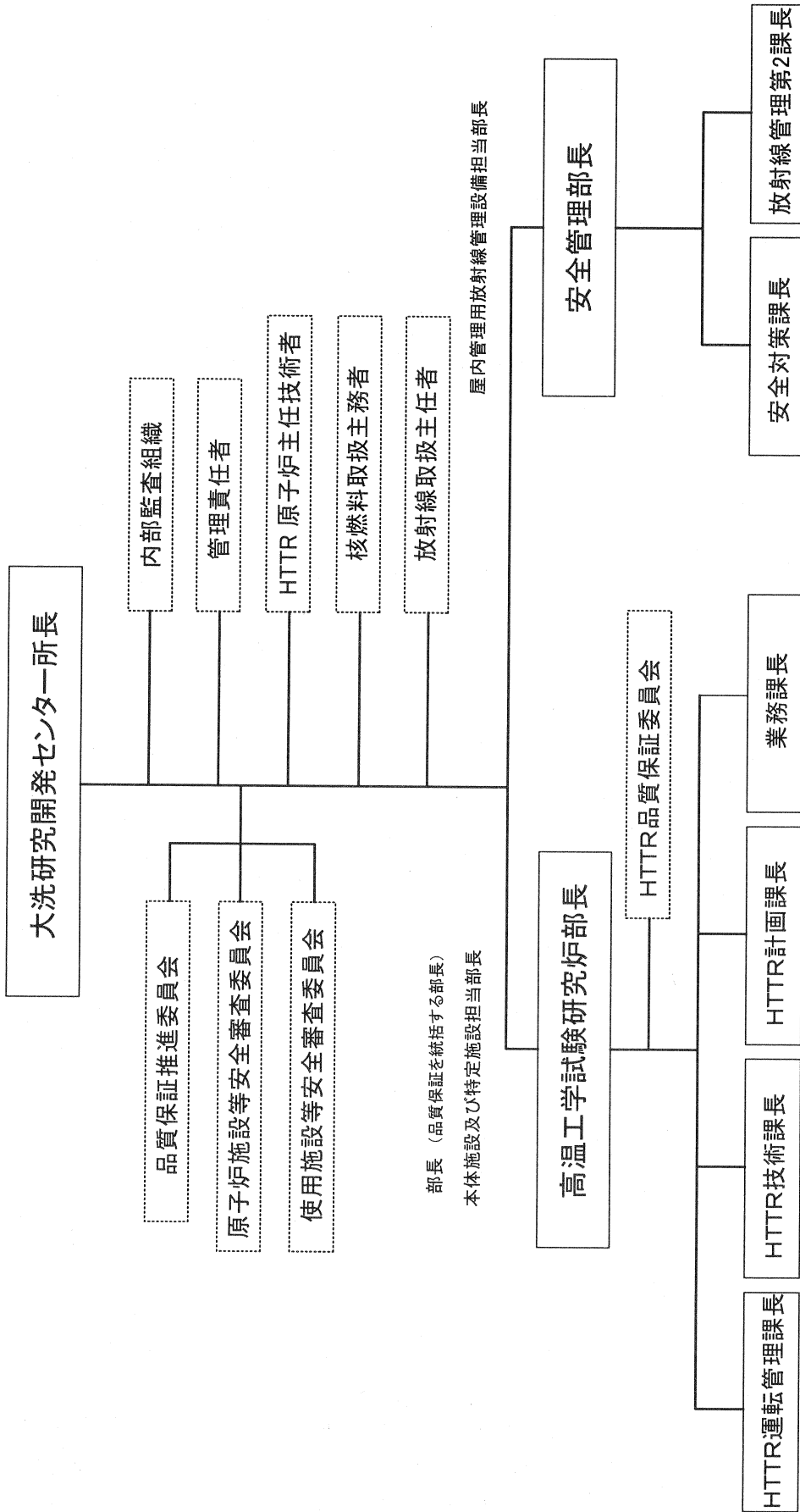
委員会	開催日	議 題
19-13	H19.10.30	(1) 原科研「高減容処理施設の減容処理棟におけるブレーカー火災」に係る水平展開の点検・調査・措置結果について (2) 高速実験炉「常陽」管理区域内における放射性物質を含む水の漏えいに係る水平展開の点検・調査・措置結果について (3) 人形峠環境技術センター「濃縮工学施設における遠心機処理設備局所排気処理装置の排気ダクト破損」に係る水平展開の点検・調査・措置結果について (4) 「放射線管理等報告書等の誤記について」に係る水平展開の点検・調査・措置結果について (5) 品質保証管理要領書「文書及び記録の管理要領」について
19-14	H19.11.16	(1) 原子炉保護設備等の改造に伴う運転手引の改正について（原子炉スクラム論理回路およびスクラム遮断器の作動試験要領書の変更）
19-15	H19.11.29	(1) 1次ヘリウム純化設備の性能試験について (2) 品質保証管理要領書「文書及び記録の管理要領」について (3) 原科研「高減容処理施設の減容処理棟におけるブレーカー火災」に係る水平展開の点検・調査・措置結果について
19-16	H19.12.11	(1) 法令等に基づく検査記録や報告書の転記ミスや記載漏れの防止」に係る水平展開について (2) 1次ヘリウム純化設備の性能試験について（再審議）
19-17	H19.12.17	(1) R I 許可使用に係る変更許可申請について
19-18	H19.12.21	(1) 高速実験炉「常陽」管理区域内における放射性物質を含む水の漏えいに係る水平展開の点検・調査・措置結果について (2) 「法令等に基づく検査記録や報告書の転記ミスや記載漏れの防止」に係る水平展開の点検・調査・措置結果について (3) R I 許可使用に係る変更許可申請について
19-19	H20.1.16	(1) 品質保証管理要領書の改定について
19-20	H20.1.21	(1) R I 許可使用に係る変更許可申請について (2) 「許認可申請書等における記載事項の確認について」に係る水平展開について (3) HTTRR 反応度制御設備の分解点検中の不具合の再発防止対策について

第 7.2.1 表 HTTR 品質保証委員会開催実績 (3/3)

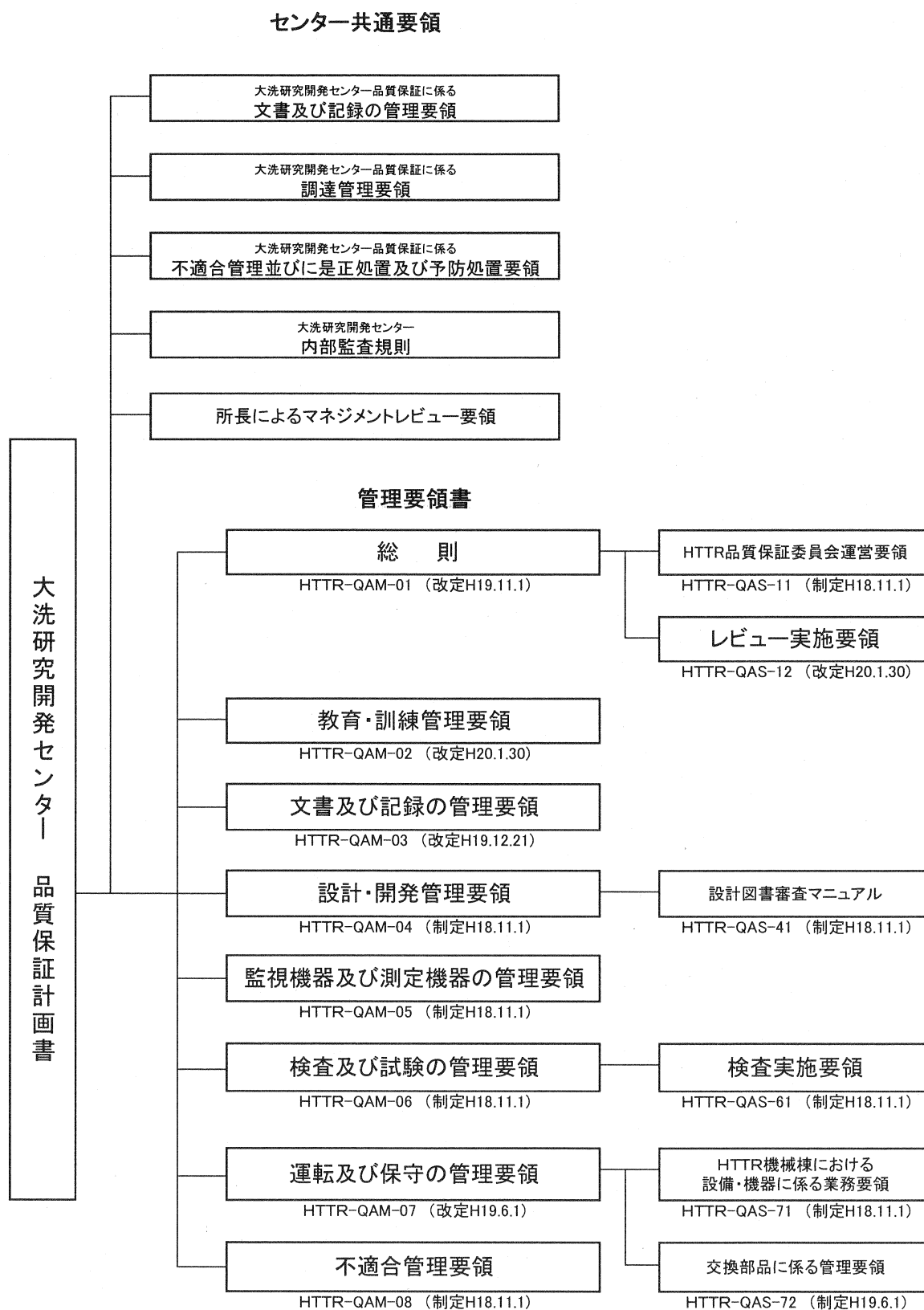
委員会	開催日	議 題
19-21	H20.1.29	(1) 「許認可申請書等における記載事項の確認について」に係る水平展開について
19-22	H20.3.4	(1) 1次ヘリウム純化設備の性能試験について (2) 「機器の安全上の重要度分類に応じた保守・点検要領の見直し」点検結果について (報告)
19-23	H20.3.11	(1) 1次ヘリウム純化設備の性能試験について (継続審議) (2) 仮設機器の延長について
19-24	H20.3.26	(1) 運転手引の改正について (2) 品質保証管理要領書の制定及び改定について

第 7.2.2 表 「センター水平展開事項」に係る処置状況

NO	水平展開事項	水平展開処置状況
1 H18.12	「原子力発電所における計器の設定誤り」	計器の設定値に係る点検計画を作成し、施設定期検査が終了する H21.3 までに実施・報告する予定である。
2 H19.2	原科研「放射性廃棄物処理場 焼却・溶融設備における火災」	手引等について、予防保全が必要な交換部品に関する管理基準の定めが無いことを確認した。これを受けて、交換部品に係る管理要領を制定した。
3 H19.3	原科研「高減容処理施設の減容処理棟におけるブレーカー火災」	圧着端子を用いていないブレーカーについての点検を実施し、異常が無いことを確認するとともに、増し締めを行った。
4 H19.6	人形峠環境技術センター「製錬転換施設における放射性物質漏えい」	対象となる塩化ビニル配管はないことを確認した。また、放射性物質を含む液体が流れる配管について、適切な管理がなされていることを確認した。
5 H19.9	「高速実験炉「常陽」管理区域内における放射性物質を含む水の漏えい」	調査対象のエリアとして原子炉運転中の格納容器があるが、床内部に浸透するひび割れや他の部屋へ侵入する貫通孔等が無いことを確認した。
6 H19.10	人形峠環境技術センター「濃縮工学施設における遠心機処理設備局所排気処理装置の排気ダクト破損」	管理区域内において、塩化ビニルダクトは使用されていないことを確認した。
7 H19.10	「放射線管理等報告書等の誤記について」	「許認可等の情報を報告する場合は、ラインによるダブルチェック等により、間違いがないことを確実にすること」を品質保証要領書で明確にした。また、報告書に必要なデータの受け渡しは文書を用いて確実に行うこととした。
8 H19.11	「高速実験炉「常陽」管理区域内における放射性物質を含む水の漏えい」	HTTR では類似のポンプがないことを確認した。また、調査対象として原子炉運転中の格納容器があるが、問題ないこと、格納容器ドレンピットの堰については水の漏えいの有無を常時監視していること等を確認した。
9 H19.11	「法令等に基づく検査記録や報告書の転記ミスや記載漏れの防止」	「ラインによるダブルチェック、相互確認等を行い、確実にすること」を品質保証要領書で明確にした。 作成者等の職位に応じた役割分担について、品質保証管理要領書に明確化されていることを確認した。 定検前検査の記録について、自主検査記録と突合せを行い、ミス等が起りにくい様式であること及び転記ミス等が生じていないことを確認した。
10 H20.1	「許認可申請書等における記載事項の確認について」	取替用制御棒の製作に係る設工認申請に関して、体制の明確化、計算結果の確認を行っていたが、記録はなかったことを確認した。平成 20 年 3 月末を目途に確認方法等を要領等にて明確にすることとする。



第 7.2.1 図 HTTR の保安活動に係る品質保証活動組織図



第 7.2.2 図 HTTR の品質保証活動に係る文書体系図 (平成 20 年 3 月 31 日現在)

第 7.3.1 表 HTTR に係る規定・規則等に基づく保安教育訓練

規定・規則	教育・訓練計画及び実施	
原子炉施設及び核燃料物質使用施設等保安規定	計画	・保安教育の受講対象者を記載した保安教育実施計画の作成（品証を含む）
	実施	<ul style="list-style-type: none"> ・保安教育 ・運転要員の教育研修（原子炉施設） ・新たに原子炉施設及び使用施設等の放射線業務に従事する者の教育（指定教育） ・品質保証に関する教育 ・保安訓練
原子炉施設及び核燃料物質使用施設等核物質防護規定	計画	・特定核燃料物質の防護に関する教育及び訓練計画の作成
	実施	<ul style="list-style-type: none"> ・見張りをを行う者の教育 ・常時立入者の教育及び訓練 ・新たに常時立入者に指定する者の教育（指定教育） ・上記以外の者教育
放射線障害予防規程	計画	・保安教育実施計画書の作成
	実施	<ul style="list-style-type: none"> ・すでに指定されている放射線業務従事者の教育 ・新たに放射線業務従事者に指定する者の教育（指定教育） ・保安訓練
安全衛生管理規則	計画	<ul style="list-style-type: none"> ・安全衛生に係る実施計画の作成 ・安全衛生教育計画の作成
	実施	<ul style="list-style-type: none"> ・実施計画に基づき安全活動の実施 ・安全衛生教育の実施 ・新たに配置された職員等に安全衛生教育 ・就業制限に係る業務に職員等に従事させる場合の特別教育
高圧ガス（一般）危害予防規程	計画	・保安教育訓練計画の作成
	実施	<ul style="list-style-type: none"> ・製造施設に従事する職員等の保安教育訓練 ・応急措置訓練
危険物災害予防規程	計画	・保安教育訓練計画の作成
	実施	<ul style="list-style-type: none"> ・危険物の取扱い等に係る業務を行う職員に対する保安教育訓練 ・新たに配属された危険物の取扱い等に係る業務を行う職員等に対し、危険物の取扱いを開始する前の保安教育訓練
毒物及び劇物管理規則	計画	・保安教育計画の作成
	実施	・毒劇物の取扱者に対して就業前及び定期的（1回／年以上）の教育
化学物質管理規則	計画	・保安教育計画の作成
	実施	<ul style="list-style-type: none"> ・安全管理団体等が行う化学物質管理者研修を受講（課長） ・安全管理団体等が行う研修の受講（担当者） ・就業前及び定期的に管理対象化学物質の使用等を行う従業員に対する教育

8. 環境管理活動の実施状況

Present Status of Environmental Management System

This is a blank page.

8.1 概要

ISO14001 環境マネジメントシステムは、南地区ではすでに運用が開始されていたが、大洗研究開発センターとして ISO14001 環境マネジメントシステムの一体的な運用をめざして平成 18 年度下期から北地区でのシステム構築に着手することとなった。

HTTR 部においても環境側面調査・環境影響評価要領の北地区暫定版に基づき、環境側面調査を実施した。(北地区暫定版に基づく環境側面調査は平成 18 年度に行った。)

8.2 環境管理活動の推移

部内の各課から選出された環境管理推進委員から構成される環境管理推進委員会により、環境側面調査・環境影響評価要領の北地区暫定版に基づく環境側面調査の結果から環境側面に関する環境影響評価を行うとともに著しい環境側面を抽出した。

大洗研究開発センターの環境目的・目標が設定・周知され、HTTR 部における環境管理実施計画及び関連手順書等の作成(教育訓練年間プログラム、力量(資格)認定者一覧、目的・目標達成管理以外の必要な手順書、事故・緊急事態の特定一覧、監視及び校正機器一覧、監視・測定項目一覧、環境作業手順書)を行った。

作成後、環境管理実施計画や関連手順書等の部内への周知を行った。

また、環境管理活動への具体的な取組みとしては、

- ① 大洗研究開発センター環境方針の回覧や HTTR 施設内への掲示
- ② 「省エネ・省資源の推進」に関する具体的な取組みの内容を記載したポスター(第 8.2.1 図)の掲示などにより周知した。

平成 19 年 11 月からの北地区に対する環境マネジメントシステム運用が開始され、平成 20 年 1 月には内部監査実施要領に基づく内部監査を受けた。内部監査では指摘事項や観察事項はなかったが、(1) 環境管理に関する資料の周知・回覧が末端まで行われていることを記録として残しておくことを徹底する、(2) コピー紙使用量の削減や節電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化し、部内へ周知するようにしてはどうか、等のコメントがあった。

8.3 環境管理活動のまとめ及び平成 20 年度への取組み

平成 19 年度における環境管理実施計画に基づく環境管理活動の結果の概略は以下のとおりである。

- (1) 「放射線被ばく」の低減については、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確実に実施し、最終的に計画被ばく線量の 80%以下に抑制する目標を十分下回った。
- (2) 「放射性廃棄物」の削減については、不要物品を管理区域内へ持ち込まないようにするとともに、機器工具類の再使用を継続して実施した。なお、放射性廃棄物の発生量は、7 月の制御棒不具合発生に伴う運転計画の変更により、施設定期自主検査等の工程見直しによる影響により当初予定より大幅に少なくなった。

- (3) 「省エネルギー・省資源」の適切な維持管理のうち、照明、OA 機器、空調設備の年間使用電力については、昼休み時間帯や不使用部屋の消灯、室内冷暖房温度を適切に設定するとともにクールビズ・ウォームビズに努め、平成 18 年度比で 1%の節電目標に対し十分満足するとともに、コピー用紙使用量は両面コピーや電子メール使用の励行を継続して実施し、当初使用予定数量の 2%以上削減した。

当部では、平成 19 年度末から大洗研究開発センター及び部の環境管理に関する具体的な活動を 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ている。また、平成 20 年度に予定されているサーベイランス審査に向けた準備を進めている。

省エネ・省資源の推進

1. 省電力の推進

- ・居室の昼休み時間帯や不使用部屋の消灯を行う
- ・夏季/冬季は室温28/19℃を目途に温度設定を行う
- ・クールビズ・ウォームビズを心掛ける

2. コピー紙使用量削減の推進

- ・両面コピーを心掛ける
- ・電子メール使用を心掛ける

1人1人の積み重ねが、省エネ・省資源へつながります。

高温工学試験研究炉部

第 8.2.1 図 「省エネ・省資源の推進」に関するポスター

9. 施設定期評価

Periodical Review of Safety Management System

This is a blank page.

9.1 概要

保安規定では、運転開始後 10 年を経過する日までに、原子炉施設の保安活動の実施状況および最新技術知見の反映状況の評価を行うことを要求している。HTTR の初臨界は平成 10 年 11 月 10 日であるが、保安規定に HTTR が組み入れられ、認可されたのが平成 9 年 9 月 5 日であることから、この認可日を基点として、平成 19 年 3 月までの 9 年 7 ヶ月の期間について施設定期評価を実施することとした。

保安活動の実施状況の評価については、黒鉛減速、ヘリウムガス冷却、被覆粒子燃料等の HTTR 固有の条件を踏まえて、運転保守の管理状況、事故故障等の経験情報の反映状況等について、また、最新の技術的知見の反映状況の評価については、指針等に基づく技術的要請等について、それぞれ調査・評価を実施した。

9.2 保安活動の実施状況に関する評価

HTTR は平成 14 年 3 月に使用前検査合格証を取得してから約 5 年間経過し、この間に原子炉出口冷却材温度 950℃の高温試験運転モードでの出力上昇試験や安全性実証試験を行ってきた。そこで、これまでの運転に対する保安活動の実施状況について調査し、適切かつ有効であったかを評価した。

9.2.1 運転管理

運転計画、運転体制、運転手引及び教育訓練に関する調査・評価の結果を以下に示す。

(1) 運転計画の管理

HTTR では、運転サイクル毎に運転計画を作成し、それに従って原子炉の運転を行っている。この運転計画に記載する事項及びその制限値は保安規定に明記されている。なお、運転計画作成の際に確認すべき事項は、過剰反応度、反応度停止余裕、反応度添加率及び連続最大熱出力である。

調査の結果、過剰反応度、反応度停止余裕および反応度添加率は燃焼解析の結果に基づき各運転サイクルでの値を評価していること、最大熱出力は運転上の制限値を超えない範囲で運転の目的に応じて定めていることを確認した。これらの値は、運転の都度、低出力時に制限値を満足することを確認している。

(2) 運転管理に係る体制

HTTR の運転に関しては、高温工学試験研究炉部長が施設統括管理者として業務を統括する。HTTR 運転管理課長は施設管理者として HTTR 本体施設及び特定施設の運転に関する業務を行い、原子炉の運転時には HTTR 運転管理課長の下に運転要員として、HTTR 原子炉運転班長、HTTR 原子炉運転班長代理及び運転班員が配置され、原子炉制御室で運転監視・操作等を行う。原子炉の運転・監視等の勤務は、24 時間を 3 交替勤務としている。運転サイクル以外は、日勤業務とし、燃料交換、特性測定、プラントの点検・検査、保守等を行っている。

調査の結果、運転班員等は通常運転時から事故・故障に至るまで安全を確保するために適切

な対応ができるように実務訓練及び教育訓練を受けたものを配置していることを確認した。

(3) 運転要員の業務と運転手引の整備

運転要員の業務は、運転操作、通常運転時における運転状態を把握するための運転監視業務と異常時の処置に大別され、これらは運転手引に基づいて実施している。運転手引を変更する場合は、部内の品質保証委員会で審議され、部長が承認している。運転手引は、関係する法令、規定類の改訂等があったとき又は運転経験に基づき随時変更されている。

(4) 運転要員の教育訓練

運転要員の教育訓練について、適切に行われていることを教育訓練記録により確認した。

職員に対しては、その経験に応じて必要な教育訓練を行った後、運転要員として配置している。運転要員として配置された後は、運転班に配属し、運転経験者と共に、作業の中で技術習得している。

原子炉等規制関係法令等、関連する法律、規定類の変更があった場合、その都度、全運転要員に対して適切に訓練を行っている。また、外部の研修、講習会等にも参加している。

以上より、これまで実施してきた運転管理は適切かつ有効なものと評価した。

9.2.2 保守管理

HTTR の保守を担当している HTTR 運転管理課及び HTTR 技術課の保守管理体制、実施状況及び教育訓練の調査・評価の結果を以下に示す。

(1) HTTR 運転管理課での保守管理

HTTR 運転管理課は、HTTR 技術課が実施する以外のすべての保守管理業務を行う。HTTR 運転管理課の施設定期自主検査、日常点検及び修理及び改造等、今後の高経年化対策への取り組み状況および教育訓練の調査結果は以下の通りである。

1) 施設定期自主検査

一定の期間毎または設備の稼働状況に応じた分解点検、機器の交換等を計画的に行っており、原子炉施設の性能と施設の健全性が維持されている。

2) 日常点検

保守の観点から、施設、機器故障の予兆把握等のため日常点検を実施している。日常点検により設備、機器の異常の報告があった場合は、必要な処置が行われている。

3) 修理及び改造等

予防保全あるいは事後保全の観点から改修及び改造が行われて、設備の健全性及び信頼性が維持されている。

4) 長期保全及び高経年化対策への取り組み状況

HTTR では長期保全の観点から、炉内構造物の目視確認及び試験片等による中性子照射脆化の把握、並びに、冷却系統機器の定期的な供用期間中検査を計画的に行うこととしている。前

者に関しては次回の燃料交換時に実施することとしている。後者に関しては継続的に実施している。今後は、これまでと同じように長期保全に取り組むことにしているが、先ず、次回の施設定期評価（運転開始から 20 年経過）までに、経年劣化の管理・評価の計画を検討することとしている。

5) 教育訓練

保守管理に係る教育訓練の一環として、原子炉施設の構造、性能及び運転操作等について、毎年保安教育を実施している。また、製造メーカ等による技術講習会や品質保証活動講習会等への参加により、保守に関する情報入手と技術向上に努めている。

(2) HTTR 技術課での保守管理

HTTR 技術課は、原子炉圧力容器、炉内構造物、燃料出入機等の保守業務を行う。HTTR 技術課の施設定期自主検査、HTTR に特徴的な黒鉛構造物の保守および教育訓練の調査結果は以下の通りである。

1) 施設定期自主検査

設備・装置毎に施設定期自主検査が確実に実施され、適切に管理されている。

2) 黒鉛構造物の保守

黒鉛構造物の供用中検査に向けて、検査機器の開発・製作、供用前検査によるデータ取得を行っている。

3) 教育訓練

保守管理に係る教育訓練の一環として、原子炉施設の構造、性能及び運転操作等について、毎年保安教育を実施している。

以上より、これまで実施してきた保守管理は適切かつ有効なものと評価した。

9.2.3 燃料管理

新燃料及び使用中の燃料の管理状況の調査・評価の結果を以下に示す。

(1) 新燃料の管理

燃料の製作の状況、搬入後の燃料の取扱い状況は以下の通りである。

燃料棒及び黒鉛ブロックは、旧日本原子力研究所の原子炉施設品質保証計画に基づいて製作しており、加工工程に対応して立会検査を適切に実施している。

HTTR に搬入された燃料棒は受入検査を行うとともに、HTTR 原子炉建家内で黒鉛ブロック 1 体毎に組立を行い、使用前検査を受けた。その後、燃料移送票に従って新燃料貯蔵設備の燃料貯蔵ラックに収納した。炉心への装荷は燃料交換計画に基づき行われた。

(2) 使用中の燃料の管理

使用中の燃料の健全性を維持する観点から実施されている 1 次冷却材ヘリウムガスの不純物管理と燃料健全性評価の状況は以下の通りである。

原子炉運転中は1次冷却材ヘリウムガス中の水分濃度を監視し、規定値を満足していることを確認した後に出力上昇を行っている。また、1次冷却材放射能計装、燃料破損検出装置並びに1次冷却材ヘリウムガスの手サンプリングによる放射能測定により燃料の健全性を確認している。

HTTRの初装荷燃料の破損率は、設置許可の0.2%に比べ約2桁小さいことを確認しており、放射性物質の放出を伴う破損等のないことを確認した。

以上より、これまで実施してきた燃料管理は適切かつ有効なものと評価した。

9.2.4 放射線管理・環境モニタリング

放射線業務従事者の被ばく管理の状況及び周辺環境への放射線影響の調査・評価の結果を以下に示す。

(1) 放射線管理

放射線管理体制、放射線業務従事者の線量実績及び作業環境の管理は以下の通りである。

1) 放射線管理体制

HTTRに係る管理区域の区域管理としては、管理区域管理者、区域放射線管理担当課長及び放射線作業に係る担当課長等が定められており、適切な組織、職務分担で実施されている。管理区域内で行う作業等が放射線管理の観点から適切に行えるよう、大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引に定めている。

2) 放射線業務従事者の線量実績

HTTRを作業場とする放射線作業従事者の線量実績は、いずれの年度においても法令に定める線量限度を十分下回っており、また、被ばく低減措置についても、保安規定、放射線安全取扱手引に基づき、適切な対策が講じられている。

3) 作業環境の管理

放射線管理第2課長は、管理区域の主要な箇所放射線レベルを連続的に監視するとともに、管理区域内の人が通常立ち入る場所について、定期的及び必要の都度、線量当量率等の測定を行い記録するとともに、その測定結果を管理区域出入口の見やすい場所に掲示して放射線業務従事者に注意を喚起している。

HTTR運転管理課長は、必要に応じ放射線レベルが比較的高くなると予想される場所を立入制限区域に指定し、放射線業務従事者の不必要な被ばくを防止している。

(2) 環境モニタリング

環境モニタリングの状況は以下の通りである。

大洗研究開発センター構内および周辺の気体廃棄物及び液体廃棄物による影響評価のための環境試料中の放射能濃度は平常値の範囲内であり、モニタリングポストの放射線量率も平常の変動範囲内である。原子炉施設等から放出された放射能に基づく周辺監視区域外の実効線量の評価値は、保安規定に定める線量目標値を下回っており、大洗研究開発センターの原子炉施設

による周辺環境への影響は認められない。

以上より、これまで実施してきた放射線管理、環境モニタリングは適切かつ有効なものと評価した。

9.2.5 放射性廃棄物管理

放射性廃棄物の管理状況、放射性廃棄物の低減化の調査・評価の結果を以下に示す。

(1) 放射性廃棄物の管理状況

1) 放射性廃棄物の管理

環境への放射性気体廃棄物の放出管理は、放出管理目標値を定め、この値を超えないように管理している。

HTTR から発生する放射性液体廃棄物は、施設内にある廃液タンクに貯留され、廃液中の放射性物質の濃度によって、一般排水または廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡している。

HTTR から発生する放射性固体廃棄物は、当該放射性廃棄物を発生させた課室長等が、主な放射性核種及びその量の推定、収納した容器表面の線量当量率の測定及び放射性廃棄物のレベルの区分を行った後、随時廃棄物管理施設へ移送して引き渡している。

2) 放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物の放出量

放射性気体廃棄物（トリチウム）の放出管理目標値は、過去の放出実績値と原子炉の年間稼働率を考慮して原子炉施設保安規定に定められている。年度毎の放出量は、平成 14 年度及び 18 年度に実施した 1 次系ガス循環機のフィルタ交換作業に伴う放出のみであり、放出管理目標値を超えていないことを確認した。

年度毎の放射性液体廃棄物の発生量は年間の運転日数によって増減しているが、徐々に減少していることを確認した。放射性液体廃棄物の放射エネルギーは大きな変動がなく、放出量は放出管理目標値を超えていないことを確認した。

3) 放射性固体廃棄物の発生量

放射性固体廃棄物の主な発生量は、ヘリウム循環機のフィルタ交換の作業で一時的に増加することはあるが、各年度の施設定期自主検査時の発生量はほぼ一定であり、発生量の増加が抑制されている。

(2) 放射性廃棄物の低減化

1) 放射性気体廃棄物

1 次冷却材であるヘリウムが系外に放出される際に放射性気体廃棄物であるトリチウムの放出が生じる。そのため、系の一部を開放するヘリウム循環機のフィルタを交換する場合に、作業員の被ばく低減及び施設外への放出抑制として、交換作業時の系内の圧力の低下等による放出の拡大防止と作業時間の短縮等によりトリチウムの放出量低減に努めている。

2) 放射性液体廃棄物

発生する放射性液体廃棄物は、加圧水冷却器の開放点検時に放出される冷却水が支配的であり、その放射能濃度は一般排水できる放射能濃度であるが、冷却水の pH 濃度が高いため、施設の外にある中和槽にて pH 濃度を調整してから排水している。また、管理区域内で行われる除染作業等においても、可能な限りふき取りによる除染を行うなどの液体廃棄物発生の低減化に努めている。

3) 放射性固体廃棄物

放射能レベルの高い固体廃棄物が発生した作業としては、炉内に設置している広領域中性子検出器を平成 18 年度に交換した際に発生したものがある。この作業においては、その放射能レベルに応じて再利用する物と固体廃棄物として廃棄する物とに分けて処理し、発生量低減化が図られている。

以上より、これまで実施してきた放射性廃棄物の管理は適切かつ有効なものと評価した。

9.2.6 非常時の措置

事故・故障等発生時の対応体制及び緊急時の対応措置の調査・評価の結果を以下に示す。

(1) 事故・故障等発生時の対応

事故発生時の対応体制等の調査結果は以下のとおりである。

1) 対応組織の設置

大洗研究開発センターの原子炉施設で事故・故障等が発生した場合には、所長を本部長とする現地対策本部を設置し、HTTR で事故・故障等が発生した場合は、HTTR に現場対応班を設置している。

2) 通報連絡

原子炉施設で事故・故障等を発見した者は、原子炉運転班長又は連絡責任者に通報連絡し、原子炉運転班長は、直ちに施設管理者及び連絡責任者（未通報の場合）に通報連絡するといった通報連絡体制が整備されている。

3) 原因調査、再発防止対策の実施

現場対応班は、現地対策本部と協議の上、事故・故障等の現場復旧を行い、前後して原因調査と再発防止対策を行っている。

発生した事故・故障等が品質保証上の不適合に該当する場合、大洗研究開発センター品質保証推進委員会で審議し、是正処置を決定している。また、発生した不適合の水平展開を図り、各部署への点検及び改善等の指示・要請を行っている。

4) 報告と情報公開

事故・故障等の状況、原因及び対策等については、国及び地方自治体等へ報告を行っている。公式プレス文等の文書を必要に応じて作成し、報道機関に対し情報の公開等を行っている。

(2) 緊急時の措置

防災業務計画に基づく緊急時の措置は以下の通りである。

1) 原子力災害予防対策の実施

原子力災害の発生を未然に防止するため、原子炉等規制法等の規定に基づき、その設計、建設、運転の各段階及び事業所外運搬において、多重防護の考え方により安全を確保するとともに、平常時から関係機関との事故時の連携、放射線測定設備及び原子力防災資機材等を整備するとともに、防災教育及び防災訓練等の原子力災害予防対策を実施している。

2) 緊急事態応急対策等の実施

原子力防災管理者は、「原災法」に規定される特定事象が発生した場合、現地対策本部を設置し、原子力防災要員等を招集して原子力防災組織の指揮を行う。

現地対策本部長は、通報連絡、応急措置、緊急事態応急対策を行う。

3) 原子力災害事後対策の実施

現地対策本部長は、原子力緊急事態解除宣言があった時以降において、原子力災害の拡大の防止及び原子力災害の復旧を図るため、原子力災害事後対策を行う。

4) その他の措置

原子力防災管理者は、他の原子力事業者で原子力災害が発生した場合は、当該事業者等の執行機関の実施する緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、原子力防災要員等の派遣等の協力を行う。

以上より、非常時の措置は、適切かつ有効なものと評価した。

9.2.7 事故・故障等の経験反映状況

HTTR で発生した故障・トラブル、原子力機構内における故障・トラブル等の HTTR への反映、国内の施設におけるトラブルと経験情報の反映、国際データベース情報の反映及び原子力施設の安全性総点検に関する調査・評価の結果を以下に示す。

(1) HTTR で発生した故障・トラブル等とその対策

HTTR では、これまで 3 件の法令報告対象の故障・トラブル等が発生した。なお、一般公衆の安全に関わるようなトラブルは経験していない。

故障・トラブル等の原因と対策は、HTTR 品質保証委員会等で検討されている。また、故障・トラブル等を発生した当該機器等は再発防止対策を施したものに更新され、運転手引の改正が行われている。(第 9.2.1 表)

(2) 原子力機構内における故障・トラブル等の HTTR への反映

原子力機構（統合前の旧原研を含む。）の原子炉施設において発生した故障・トラブル等の HTTR への反映と、旧原研の故障・トラブル等要因分析専門部会において行った分析・検討に関する調査結果は以下の通りである。

原子力機構の原子炉施設において最近 10 年間に発生した故障・トラブル等で、法令報告対象事象は 13 件あり、HTTR で発生した 3 件を除く 10 件について必要な対策措置が HTTR で取られていることを確認した。

旧原研の故障・トラブル等要因分析専門部会において、HTTR で起きた「制御棒位置偏差大のスクラム信号による原子炉自動停止」が取り上げられ、人的要因を原因とするトラブルの調査及び対策の検討結果を踏まえ、改善が必要として摘出された項目に対して、教育訓練の強化・充実、運転手引きの見直しなどの具体策が講じられていることを確認した。

(3) 国内の施設におけるトラブルと経験情報の反映

国内の原子力施設で発生した事故・故障等について、経験情報を具体的に反映したものとして以下の事象について調査し、評価した結果、いずれの事象に対しても適切な調査確認、対応策が行われていることを確認した。

- JCO 東海村ウラン加工施設の臨界事故
- 美浜発電所 3 号機二次系配管破損事故
- 定期検査中における原子炉の臨界に係る事故

(4) 国際データベース情報の反映

海外を含む試験研究炉の事故・トラブル情報を含むデータベースとして、INES (International Nuclear Event Scale) 情報データベースの中の試験研究炉に関する情報を検索した結果、HTTR の安全管理と関連する情報が 3 件あり、HTTR では品質保証活動、運転管理（運転手引等）で既に十分な対応が取られていることを確認した。

(5) 原子力施設の安全性総点検

JCO 東海事業所の転換試験棟における臨界事故を踏まえ、茨城県の要請を受けて行った安全対策等に係る総点検の内容について調査した結果、安全確保のための設備、規定類の整備とその遵守、事故発生時の情報伝達体制が適切に整備され、安全性に関する教育訓練が適切に行われ、安全意識の高揚が図られていることを確認した。

以上より、事故・故障等の反映状況は適切かつ有効なものと評価した。

9.3 原子炉施設における最新の技術的知見の反映状況に関する評価

原子炉施設の安全を確保するため、当初の設計上の考慮に加えて、最新の指針、基準等の技術的知見を反映することや、運転に伴い明らかにした技術的知見や技術開発成果、他施設から得られた教訓を反映することは安全性、信頼性の向上に関して重要である。

そこで、HTTR に適用・準用した関連指針・基準等の改訂内容を調査し、その適合性の確認を行うとともに、運転経験・技術開発成果等に伴い得られた最新の技術知見の反映状況に関して調査・評価を行う。

9.3.1 関連指針、基準等の改正に伴う反映状況

HTTR の設置許可申請書に適用した指針・基準について改訂内容の調査及び反映状況の確認を行うとともに、原子力安全・保安院で定めた内規「実用発電用原子力施設への航空機落下確率の

評価基準」を参考にした検討状況について調査した。

なお、平成 18 年 9 月に改訂された「発電用原子炉施設の耐震設計審査指針」については、平成 19 年 3 月に行政庁に提出した HTTR の耐震安全性評価実施計画書に基づき安全性評価を実施中である。

(1) 関連指針・基準等の改訂内容の調査

HTTR の安全設計方針に記載の指針について、最近のものと比較し改訂内容の摘出を行い、HTTR への反映状況を調査した結果、必要なものは平成 17 年 8 月の設置変更許可申請において対応していることを確認した。

(2) 原子力施設への航空機落下確率に対する評価

HTTR に対する航空機落下確率を評価した結果、航空機落下確率は小さく、防護設備を要しないことを確認した。

9.3.2 運転経験・技術開発成果等に伴い得られた最新の技術的知見

(1) HTTR 原子炉施設での成果の反映

高温試験運転の実施に当たって、定格運転で得られたデータを基に、高温条件で運転される HTTR の安全性確保に重要な燃料、制御棒及び中間熱交換器について、高温試験運転時の健全性評価を実施している。その結果、原子炉出口冷却材温度が 950℃に達する運転状態においてもそれぞれの機器の健全性が確保されることを解析によって示すとともに、設計時の評価は保守的であることを確認した。この結果を基に、高温試験運転を安全に実施した。(第 9.3.1 表)

(2) HTTR 初装荷燃料の照射後試験

JMTR において先行照射した HTTR の初装荷燃料仕様の被覆燃料粒子の照射後試験の結果を確認した。その結果、HTTR の設計値に比べて 2 倍以上の燃焼度まで照射しても燃料コンパクトには異常は見られず、また、燃料破損率は小さいことを確認した。このことから HTTR 燃料の品質が極めて高いことを確認した。

以上より、最新の技術的知見を適切に反映していると評価した。

9.4 評価結果を踏まえた保安活動への反映

HTTR における定期的な評価（第 1 回）として、「保安活動の実施状況の評価」及び「最新の技術知見の反映状況に関する評価」を実施した。その概要を以下に示す

(1) 保安活動の実施状況の評価に基づくまとめ

HTTR の運転管理、保守管理、燃料管理、放射線管理、放射性廃棄物管理、非常時の措置、事故・故障等の経験反映状況に係る保安活動の調査・評価の結果は以下のとおりである。

事故・故障等を未然に防止する運転管理、保守管理、燃料管理を確実に実施し、運転技術・保守技術の確立に取り組んでいる。また、HTTR で発生した事故・故障に対し、その原因究明

を早期に実施し、適切な再発防止策を講じるとともに、国内外の原子炉施設で発生した事故・故障等に対して適切な水平展開を図っている。

通常運転時及び事故・故障時に、十分な安全を確保できる運転体制・保守体制・非常時の体制が整っていると同時に、放射線量の低減化に努め、放射性廃棄物発生量の低減化を図っている。

(2) 最新の技術知見の反映状況に関する評価に基づくまとめ

最新の技術知見の反映状況の調査・評価の結果は以下のとおりである。

改訂された指針類は平成 18 年度の設置変更許可時に反映されている。950°C高温試験運転を行うに際し、850°C定格運転の運転経験を基に安全余裕を見極めてから試験を実施した。初装荷燃料の照射試験により被覆燃料粒子の高燃焼度下での健全性を明らかにした。

以上のことから、HTTR では十分な保安活動を実施しており、これらは適切かつ有効であったと評価した。また、最新の技術的知見を適切に反映していると評価した。これらの評価の結果により、原子炉施設の安全性・信頼性確保のための新たな追加措置は摘出されなかった。今後とも継続して、運転経験の蓄積や技術的な知見を踏まえ、原子炉施設の安全性・信頼性確保に努めていく。

第 9.2.1 表 HTTR で法令報告となった故障・トラブルの概要と対策

発生年月日	件名	概要	対策
1999.10.01	HTTR 原子炉施設の自動停止について (1次加圧水冷却器ヘリウム流量低による自動停止)	仮設の周波数計測器の誤操作により、1次ヘリウム循環機Aのヒューズが溶断し、回転数が低下した。	仮設計器は隔離装置、保護回路を介して設置するとともに、運転中の操作を禁止した。
2000.07.08	HTTR 原子炉施設の自動停止について (1次加圧水冷却器ヘリウム流量低による自動停止)	1次ヘリウム循環機Aロータ上部X軸振動高が発生したため、電源供給が遮断され、1次ヘリウム循環機Aが停止した。	ケーブルの干渉を除去するとともに、複数のロータ異常振動信号でインターロックが動作するようにした。
2003.05.21	HTTR 原子炉施設の自動停止について (1次加圧水冷却器ヘリウム流量低による自動停止)	1次ヘリウム循環機Aの切替遮断器盤内の制御電圧監視リレーの誤動作により、1次ヘリウム循環機Aが停止した。	制御電圧リレーの全数を交換し、更に熱的影響を受け難い配置とした。

第 9.3.1 表 高温試験運転時の解析結果のまとめ

	設計時の評価結果	今回の評価結果	
燃料	燃料最高温度	1492°C	1463°C
	1次系の ⁸⁸ Krの放出率	5.35×10 ⁻⁴	7×10 ⁻⁹
	循環放射能量	9.4×10 ¹³ MeV・Bq	放出率に比例するため設計値を十分下回る
制御棒	反射体領域制御棒	895°C	876°C
	燃料領域制御棒	787°C	732°C
中間熱交換器	伝熱管	925°C	912°C
	内筒 高温ヘッダ	910°C	881°C

This is a blank page.

10. 高温ガス炉開発に関する国際協力

International Cooperation on HTGR Development

This is a blank page.

高温ガス炉開発に関する国際協力では、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における国際共同プロジェクトのうち、燃料・燃料サイクルプロジェクト（平成20年1月30日発効）と水素製造プロジェクト（平成20年3月19日発効）が開始された。また、炉物理に関するワークショップに参加した。

国際原子力機関（IAEA）との協力では、黒鉛データベース会議等に参加し、高温ガス炉及び核熱利用に関する技術研究開発分野での情報交換等の国際協力を実施した。

中国との協力では、情報交換に関する覚書に基づき、中国・清華大学核能及新能源技術研究院（INET）との情報交換会議を大洗で行い、情報交換等の研究協力を進めた。

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に基づき、高温ガス炉研究開発分野における、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）の共同研究を実施した。

仏国とは、平成17年度にフランス原子力庁（CEA）との間で締結した「原子力研究開発分野における協力のためのフレームワーク協力」に基づき、高温ガス炉の概念・システム、燃料、材料、水素製造技術などの高温ガス炉システムについて、情報交換等の研究協力を実施した。

韓国とは、韓国原子力研究所との原子力平和利用分野における研究協力実施取り決めにに基づき、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。

カザフスタンで計画されている高温ガス炉建設プロジェクトへの協力では、カザフスタンが実施しているプレ・フィージビリティスタディへの協力を行った。

あとがき

本報告書は、高温工学試験研究炉部の 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、平成 19 年度の HTTR における試験・運転と技術開発の実績について分担して執筆し、HTTR 計画課において編集したものです。

本報告書を、平成 19 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19年度高温工学試験研究関連研究発表（課室名は、発表当時のものです。）

平成19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 計画課	19・6	Information exchange mainly on HTGR operation and maintenance technique between JAEA and INET in 2006	橋幸男	JAEA-Review 2007-023
HTTR 技術課	19・6	HTTR 運転データベース (2) HTTR 炉心特性データベース等の具体例	野尻直喜	JAEA-Data/Code 2007-013
HTTR 運転管理課	19・8	HTTR におけるガス圧縮機のシールオイル漏れにかかわる改善	濱本真平	JAEA-Technology 2007-047
HTTR 技術課	19・9	高温工学試験研究炉 (HTTR) における強制冷却喪失試験の検討 (受託研究)	中川繁昭	JAEA-Technology 2007-056
同上	19・11	圧子押込み特性測定による高温ガス炉黒鉛構造物の残留応力評価手法の開発	角田淳弥	JAEA-Research 2007-073
HTTR 運転管理課	19・11	HTTR 用広領域中性子検出器の長寿命化に向けた研究 (共同研究)	斉藤賢司	JAEA-Technology 2007-059
HTTR 技術課	20・1	超音波伝播特性を用いた高温ガス炉黒鉛材料の酸化評価手法の開発 (受託研究)	柴田大受	JAEA-Research 2007-079
HTTR 運転管理課	20・1	HTTR 加圧水冷却設備の窒素ガス滞留防止対策	古澤孝之	JAEA-Technology 2007-066
HTTR 計画課	20・3	HTTR (高温工学試験研究炉) の試験・運転と技術開発 (2006年度)	江森恒一	JAEA-Review 2008-018
HTTR 運転管理課	20・3	HTTR 補機冷却水設備及び一般冷却水設備の保守管理	亀山恭彦	JAEA-Testing 2008-001
同上	20・3	HTTR 気体廃棄物の廃棄施設の保守管理	山崎和則	JAEA-Testing 2008-002
同上	20・3	HTTR へリウムサンプリング設備の改善	関田健司	JAEA-Technology 2008-002

平成19年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表 1/3）

発表課室	年・月	標 題	発表者代 表	発表箇所
HTTR計画課	19・4	HTTR（高温工学試験研究炉）の燃料温度評価の現状と将来への展望	栃尾大輔	日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会 東海村（日本）
HTTR技術課	19・4	Operation of the High-Temperature Engineering Test Reactor	藤本望	International Conference on Non-Electric Applications of Nuclear Power : Seawater Desalination, Hydrogen Production and other Industrial Applications 大洗（日本）
同上	19・4	高温工学試験研究炉の燃料温度評価におけるモニタ カルロコードの使用について	野尻直喜	「最適モンテカルロ計算法高度化」研究専門委員会 東京（日本）
高温工学試験研 究炉部	19・4	高温ガス炉開発の現状	川崎幸三	日本技術士会 技術融合研究会
HTTR技術課	19・4	高温工学試験研究炉(HTTR)用中間熱交換器の開発	濱本真平	高温学会誌
同上	19・6	Validation of neutronics calculation codes for VHTR nuclear design using HTTR experimental data	後藤実	Proceedings of 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-15)
同上	19・7	Core dynamics analysis for reactivity insertion and loss of coolant flow tests using the HTTR	高松邦吉	Proceedings of 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-15)
同上	19・8	超高温ガス炉用セラミック被覆燃料開発	植田祥平	日本原子力学会和文論文誌

平成19年度高温工学試験研究関連研究発表表 (外部発表表 2/3)

発表課室	年・月	標 題	発表者代 表	発表箇所
HTTR 技術課	19・8	Integrated on-line plant monitoring system for HTTR using neural networks	中川繁昭	Proceedings of 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-15)
同上	19・9	高温ガス炉の炉特性・安全性解析手法の高度化；冷却材流量喪失試験	高松邦吉	第12回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集
同上	19・9	高温ガス炉へリウム化学(2)高温材料構造健全性維持に優れたへリウム中化学的不純物組成の検討	濱本真平	日本原子力学会2007年秋の大会 北九州 (日本)
同上	19・10	Improvement of analysis technologies for HTGR by using the HTTR data	中川繁昭	Proceedings of 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-15)
高温工学試験研究 炉部	19・10	Present status of HTTR and its operational experience	伊与久達 夫	Proceedings of 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-15)
HTTR技術課	19・12	高温ガス炉における領域別温度係数の適用効果及び伝熱計算モデルの改良	高松邦吉	日本原子力学会和文論文誌
同上	19・12	Core dynamics analysis on reactivity insertion and loss of coolant flow tests for HTGR	高松邦吉	Proceedings of 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-12)
同上	20・1	R&D of lifetime extension for primary materials by active chemistry control for coolant helium; Corrosion tests of heat resistant alloy	濱本真平	Transactions of the American Nuclear Society

平成19年度高温工学試験研究関連研究発表表（外部発表表 3/3）

発表課室	年・月	標 題	発表者代 表	発表箇所
HTTR 技術課	20・1	R&D of lifetime extension for primary materials by active chemistry control for coolant helium; A Study of chemical equilibrium in the HTGR core	濱本真平	Transactions of the American Nuclear Society
同上	20・2	HTTRにおける定格運転による30日連続運転の結果	野尻直喜	平成19年度弥生研究会
同上	20・3 投稿中	高温ガス炉へリウム化学(1) 不純物注入後の炉内化学平衡による応答特性の検討	濱本真平	日本原子力学会 大阪（日本）
HTTR運転管理 課	20・3 投稿中	HTTRの高温連続運転に向けた機器の信頼性向上	猪井宏幸	日本原子力学会2008年春の年会 吹田（日本）
HTTR 計画課	20・3 投稿中	3次元格子ガスオートマトン法を用いた高温粒子表面上の蒸気膜崩壊挙動に関する数値シミュレーション	栞尾大輔	日本原子力学会和文論文誌
同上	20・3 投稿中	高温粒子表面上の蒸気膜崩壊時における微視的界面挙動に関する研究	栞尾大輔	日本原子力学会和文論文誌

付録2 平成19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19年 4月	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉起動(3月19日):連続30日間の定格運転RP-10継続〔原子炉出口冷却材温度:約850℃保持〕 	<ul style="list-style-type: none"> 第4回施設定期検査要領書の策定に係る文科省ヒヤリング開始(4日) 原子炉格納容器漏えい率検査スケジュール移行に関する文科省ヒヤリング開始(6日) 平成19年度HTTR品質目標策定(13日) IAEA国際会議HTTRワークショップにおいて運転状況等発表(18日) 第4回施設定期検査申請(20日) ICONE15においてHTTRの現状発表(23日)
平成19年 5月	<ul style="list-style-type: none"> 連続30日間の定格運転RP-10終了 原子炉停止(3日) 第4回施設定期検査開始(21日) 原子炉保護設備等の改造に係る安全保護ロジック盤及びシーケンス盤の改造工事開始(21日) 加圧水冷却設備水抜き作業(21~31日) IAEA査察:燃交ハッチ封印取外し(23日) 安全弁定期点検作業開始(28日) 原子炉格納容器・燃料交換ハッチ開放(30日) 	<ul style="list-style-type: none"> 連続30日間の定格運転/燃料性能の確認等についてプレス発表(9日) 第4回施設定期検査計画書及び要領書/規制室策定(9日) 中国精華大学核能及新能源技術研究所(INET)との情報交換会議(15~18日) 原子炉保護設備等の改造に係る設置許可申請書工事計画及び使用前検査申請書記載事項〔期日〕の変更届け出(18日) カザフスタンへの高温ガス炉システム提案アドホック委員会(21日) 原子炉保護設備等の改造に伴う保安規定改正に係る原子炉施設等安全審査委員会審議(22日)
平成19年 6月	<ul style="list-style-type: none"> 反応度制御設備分解点検作業開始(4日) HTTR施設定期評価実施報告書作成(13日) 一次ヘリウム循環機フィルタ交換作業開始(18日) 〔C〕制御棒炉外取り出し(19日) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護設備等の改造に係る使用前検査計画書/規制室策定(4日) 原子炉格納容器漏えい率検査スケジュール移行に関する文科省ヒヤリング終了(18日)
平成19年 7月	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護設備等の改造に係る改造工事終了(3日) 〔C〕制御棒炉内据付(4日) 安全弁定期点検作業終了(6日) 〔R2-4〕制御棒炉外取り出し(7日) 反応度制御設備の分解点検における制御棒ずり落ちによる不具合発生(19日) 	<ul style="list-style-type: none"> HTTR耐震評価対象機器選定結果・文科省報告及び機構プレス発表(6日) 第4回施設定期検査計画書及び要領書改訂(6日) 原子炉保護設備等の改造に係る使用前検査要領書/規制室策定(6日) 制御棒不具合に関する運転管理情報発信〔国・自治体〕(20日) HTTR施設定期評価実施報告書の原子炉施設等安全審査委員会審議(27日)
平成19年 8月	<ul style="list-style-type: none"> 一次ヘリウム循環機(C→A→B:全3基)フィルタ交換作業終了(17日) 一次ヘリウム循環機(A)下部開放点検作業開始(23日) 施設定期検査(1/12回)受検(29日) 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒不具合に関する報告書の文科省等への説明(1日・3日) HTTR施設定期評価実施報告書の中央安全審査委員会専門部会審議(7日) 制御棒不具合に伴う施設定期検査計画変更に係る文科省ヒヤリング(12・22日)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
平成19年 9月	<ul style="list-style-type: none"> ・一次ヘリウム循環機 (A) 下部開放点検作業終了(15日) ・一次系真空引き作業 (18～28日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・HTTR年間運転計画変更 (3日) ・第4回施設定期検査申請書記載事項〔期日〕の変更届け出 (4日) ・制御棒不具合に伴う定検期間延長を週報公表(7日) ・取替用制御棒に製作の設工認に係る文科省ヒヤリング開始(10日) ・HTTRを発災害場所とするセンター総合訓練 (13日) ・原子炉保護設備等の改造に係る設置許可申請書工事計画及び使用前検査申請書記載事項〔期日〕の変更届け出 (21日) ・運転計画〔3ヵ年〕変更届け出 (21日) ・第4回施設定期検査計画書及び要領書改定 (25日)
平成19年 10月	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用発電機B号機ガスタービンエンジン分解点検のため搬出 (2日) ・施設定期検査(2/12回)受検 (3日) ・加圧水冷却設備水張り／フラッシング作業 (10～19日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉保護設備等の改造に係る使用前検査計画書〔期日〕改訂 (18日) ・第2次取替用燃料体の使用前検査要領書〔最終検査〕に係る文科省ヒヤリング(18日) ・原子力安全協定に基づく年間主要事業計画変更の届出 ・耐震安全性評価実施計画書に係る第3回文科省アドバイザー会合 (24日) ・取替用制御棒の製作に係る設工認の原子炉施設等安全審査委員会審議 (29日) ・原子力安全協定に基づく臨界安全管理状況に係る茨城県立入調査 (30日)
平成19年 11月	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用発電機B号機ガスタービンエンジン搬入 (5日) ・施設定期検査(3/12回)受検 (15日) ・施設定期検査(4/12回)受検 (30日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・取替用制御棒の製作に係る設工認申請 (6日) ・取替用制御棒に製作の使用前検査に係る文科省ヒヤリング開始(6日)
平成19年 12月	<ul style="list-style-type: none"> ・1次／2次ヘリウム純化設備トラップ再生運転〔連続〕 (5～15日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・2次燃料搬入準備作業中の新燃料貯蔵ラック内への作業員落下 (7日) ・取替用制御棒の製作に係る設工認申請書中の一部落丁に係る文科省説明 (10～12日) ・耐震安全性評価実施計画書に係る第4回文科省アドバイザー会合 (14日) ・RI許可使用に係る変更許可申請に関する水源ヒヤリング (20日) ・カザフスタンへの高温ガス炉システム提案アドホック委員会 (27日) ・取替用制御棒の製作に係る設工認申請認可 (28日)

年 月	工 事 ・ 試 験 等	主 要 事 項
平成 20 年 1 月	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料組立手順確認作業 (7 日～25 日) ・原子炉圧力容器 ISI〔下鏡溶接線〕実施 (17～29 日) ・ガス循環機点検整備作業開始 (21 日) ・反応度制御設備分解点検作業開始 (28 日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・取替用制御棒の製作に係る使用前検査申請 (15 日) ・運転計画〔3 ヵ年〕に係る文科省ヒヤリング(18 日) ・文科省革新的原子力システム技術開発公募事業〔安全性実証試験：H14-18〕の事後評価 (23 日) ・平成 19 年度 ISO14001 環境管理に係る内部監査 (23 日) ・耐震安全性評価実施計画書に係る第 6 回文科省アドバイザー会合 (25 日) ・取替用制御棒の製作に係る使用前検査計画書/規制室策定 (28 日) ・取替用制御棒の製作に係る使用前検査要領書(その 1) /規制室策定 (29 日) ・運転計画〔3 ヵ年〕届出(30 日)
平成 20 年 2 月	<ul style="list-style-type: none"> ・〔R1-1〕制御棒炉外取り出し (1 日) ・ガス循環機〔1 次ヘリウム貯蔵供給設備・2 次ヘリウム純化設備・1 次ヘリウムサンプリング設備〕点検整備作業終了 (15 日) ・〔R1-1〕制御棒炉内据付 (19 日) ・〔R1-5〕制御棒炉外取り出し (26 日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・取替用制御棒の製作に係る使用前検査要領書(その 2) /規制室策定 (4 日) ・平成 19 年度品質保証内部監査 (8 日) ・原子力安全協定に基づく茨城県平常時立入調査 (12 日) ・平成 19 年度 HTTR 年度計画変更に伴う品質目標の修正(14 日)
平成 20 年 3 月	<ul style="list-style-type: none"> ・〔R1-5〕制御棒炉内据付 (11 日) ・反応度制御設備分解点検作業終了 (26 日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・GIF Project Management Board と炉物理に関する Workshop (10～13 日) ・平成 20 年度年間運転計画及び年間使用計画作成 (21 日)

付録3 官庁許認可一覧

件名		設置変更	設工認	使用前検査	
取替用燃料体 (第2次燃料)の製作	申請	年月日 番号		11原研53第41号 平成11年9月29日	11原研53第42号 平成11年11月12日
	変更	年月日 番号			18原機(大温)009 平成19年3月12日
	許可 合格	年月日 番号		11安(原規)第180号 平成11年10月28日	
原子炉保護設備等の改 造	申請	年月日 番号	17原研05第94号 平成17年8月15日	18原機(大温)003 平成18年11月22日	18原機(大温)007 平成19年2月6日
	変更	年月日 番号			19原機(大温)006 平成19年9月21日
	許可 合格	年月日 番号	17諸文科科第2751号 平成18年9月27日	18諸文科科第3395号 平成18年12月26日	
取替用制御棒の製作	申請	年月日 番号		19原機(大温)008 平成19年11月6日	19原機(大温)009 平成20年1月15日
	変更	年月日 番号			
	許可 合格	年月日 番号		19諸文科科第3190号 平成19年12月28日	

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
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
面積	平方メートル	m ²	m ² ・m ⁻¹ =1 ^(b)
体積	立方メートル	m ³	m ² ・m ⁻¹ =1 ^(b)
速度	メートル毎秒	m/s	m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²	m ² ・m ⁻² ・s ⁻¹
波数	毎メートル	m ⁻¹	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻²
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m ³	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻²
質量体積 (比体積)	立法メートル毎キログラム	m ³ /kg	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻²
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・A ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻¹
(物質質量の)濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻¹
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻²
屈折率	(数の) 1	1	m ² ・m ⁻² ・cd=cd

表3. 固有の名称とその独自の記号で表される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
平面角	ラジアン ^(a)	rad	m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)	m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電荷, 電気量	クーロン	C	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	s ² ・A
静電容量	ファラド	F	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻²
電気抵抗	オーム	Ω	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・A ²
磁束	ウェーバ	Wb	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C	Wb/A
光路長	メートル	lm	cd・sr ^(c)
放射能 (放射性核種の) 放射度	ベクレル	Bq	lm/m ²
吸収線量, 質量エネルギー分与, カーマ線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	グレイ	Gy	s ⁻¹
	シーベルト	Sv	J/kg
			m ² ・s ⁻²

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときにいくつかの用例は表4に示されている。
- (b) 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“1”は明示されない。
- (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
- (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含む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
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa・s	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N・m	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg ⁻¹ ・s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎平方秒	rad/s ²	m ² ・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 ⁻¹ ・s ⁻³
質量熱容量 (比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・K ⁻¹
質量エネルギー (比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/(kg・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m・K)	m ² ・kg ⁻¹ ・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 ⁻¹ ・s ⁻²
体積電荷	ボルト毎メートル	V/m	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・A ⁻¹
電気変位	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s ² ・A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² ・s ² ・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 ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻²
モルエントロピー	ジュール毎モル	J/mol	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・mol ⁻¹
モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・K ⁻¹ ・mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ ・s ² ・A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² ・s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ ・m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ =m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² ・sr)	m ² ・m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ =kg ⁻¹ ・s ⁻³

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	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. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1° = (π/180) rad
分	'	1' = (1/60)° = (π/10800) rad
秒	"	1" = (1/60)' = (π/648000) rad
リットル	l, L	1l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1Np=1
ベル	B	1B=(1/2) ln10(Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位で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 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1ua=1.49597870691(30)×10 ¹¹ m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	海里	1海里=1852m
ノット	ノット	1ノット=1海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バール	bar	1bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バール	b	1b=100fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポインズ	P	1 P=1 dyn・s/cm ² =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St =1cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G ≐10 ⁻⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe ≐ (1000/4π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx ≐10 ⁻⁸ Wb
スチルブ	sb	1 sb =1cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホル	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal =1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
X線単位	1X unit	1X unit=1.002×10 ⁻⁴ nm
ガンマ	γ	1γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ	fem	1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット	metric carat	1 metric carat = 200 mg = 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	
マイクロン	μ	1 μ = 1μm=10 ⁻⁶ m

