

JAERI-Review

JP0350229

2003-013



HTTR(高温工学試験研究炉)の試験運転と技術開発  
(1999~2001年度)

2003年5月

(編) 高温工学試験研究炉開発部

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、  
お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡  
東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division,  
Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-  
gun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験運転と技術開発  
(1999～2001年度)

日本原子力研究所大洗研究所  
(編) 高温工学試験研究炉開発部

(2003年2月26日受理)

HTTR（高温工学試験研究炉）は、燃料として被覆粒子燃料、炉心構造材に黒鉛、1次冷却材にヘリウムガスを用いた原子炉熱出力 30MW、原子炉入口冷却材温度 395℃、原子炉出口冷却材温度 850/950℃の日本初の高温ガス炉である。

HTTR原子炉施設は、大洗研究所の南西部の約 5 万m<sup>2</sup>の敷地に平成 3 年から建設が進められ、平成 10 年 11 月 10 日に初臨界を達成した。

その後、平成 11 年 9 月から出力上昇試験を進め、平成 13 年 12 月に熱出力 30MW 及び原子炉出口冷却材温度 850℃を達成し、平成 14 年 3 月に使用前検査合格証を取得した。

本書は、平成 11 年（1999 年）から平成 13 年（2001 年）までの出力上昇試験、設備の整備状況、運転保守管理、放射線管理及び技術開発の状況を紹介する。

Operation, Test, Research and Development of  
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)  
(FY1999-2001)

(Ed.) Department of HTTR Project

Oarai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 26,2003)

The HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor) with the thermal power of 30 MW and the reactor outlet coolant temperature of 850/950 °C is the first high temperature gas-cooled reactor (HTGR) in Japan, which uses coated fuel particle, graphite for core components, and helium gas for primary coolant.

The HTTR, which locates at the south-west area of 50,000 m<sup>2</sup> in the Oarai Research Establishment, had been constructed since 1991 before accomplishing the first criticality on November 10, 1998. Rise to power tests of the HTTR started in September, 1999 and the rated thermal power of 30 MW and the reactor outlet coolant temperature of 850 °C was attained in December 2001. JAERI received the certificate of pre-operation test, that is, the commissioning license for the HTTR in March 2002.

This report summarizes operation, tests, maintenance, radiation control, and construction of components and facilities for the HTTR as well as R&Ds on HTGRs from FY1999 to 2001.

Keywords: HTGR, HTTR, Operation, Test, Rise to Power Test, Maintenance, Radiation Control, Research and Development

## 目 次

1. 概要	1
1. 1 平成 11 年度（1999 年度）の試験運転、工事等の状況	2
1. 2 平成 12 年度（2000 年度）の試験運転、工事等の状況	2
1. 3 平成 13 年度（2001 年度）の試験運転、工事等の状況	3
2. 設備、機器の整備	4
2. 1 使用済燃料検査室（I）	4
2. 2 使用済燃料貯蔵建家	6
2. 3 I-I 型材料照射試験用設備	8
2. 4 H T T R 第 2 次燃料	11
3. 高温工学試験研究炉の試験運転	12
3. 1 原子炉の運転管理	12
3. 2 保守管理	13
3. 3 1 次冷却設備の漏えい管理	34
4. 出力上昇試験	35
4. 1 出力上昇試験の経過	35
4. 2 試験の主な結果	38
4. 3 出力上昇試験での計画外原子炉停止	44
4. 4 出力上昇試験で摘出された課題と対応	46
5. 放射線管理	53
5. 1 放射線作業時の管理	53
5. 2 個人被ばく管理	53
5. 3 排気及び排水の管理	54
6. 技術開発	58
6. 1 燃料の開発	58
6. 2 高温制御棒被覆管の開発	61
6. 3 高温照射設備の開発	63
6. 4 高温熱交換器機器・材料の健全性評価に関する研究	64

6. 5 高温原子炉圧力容器の構造健全性評価に関する研究	6 7
6. 6 第四紀層立地の検討	6 8
6. 7 モジュール型高温ガス炉に関する研究	7 1
6. 8 高温ヘリウム漏えい箇所特定システムの開発	7 5
6. 9 高温環境下での長寿命の中性子検出器の開発	7 7
6. 10 出力分布測定試験	7 9
7. 高温ガス炉開発をめぐる国際協力	8 1
付録 1 高温工学試験研究体制	8 2
付録 2 平成 11～13 年度高温工学試験研究関連研究発表	8 3
付録 3 平成11～13年度高温工学試験研究関係主要記事	9 3

## Contents

1 . Outline .....	1
1 . 1 HTTR Operation and Tests in FY1999 .....	2
1 . 2 HTTR Operation and Tests in FY2000 .....	2
1 . 3 HTTR Operation and Tests in FY2001 .....	3
2 . Construction of Components and Facilities .....	4
2 . 1 Spent Fuel Inspection Cells (I) .....	4
2 . 2 Spent Fuel Storage Building .....	6
2 . 3 I-I Type Irradiation Equipment .....	8
2 . 4 Second Loading Fuel of HTTR .....	11
3 . Operation and Maintenance of the HTTR .....	12
3 . 1 Operation of HTTR .....	12
3 . 2 Maintenance of HTTR .....	13
3 . 3 Monitoring of Helium Leakage in Primary Cooling System .....	34
4 . Rise to Power Test .....	35
4 . 1 Outline of Rise to Power Test .....	35
4 . 2 Major Test Results .....	38
4 . 3 Unplanned Reactor Shutdown in Rise to Power Test .....	44
4 . 4 Problems and Countermeasures in Rise to Power Test .....	46
5 . Radiation Monitoring and Control .....	53
5 . 1 Radiation Monitoring and Control in Tests and Maintenance of HTTR .....	53
5 . 2 Control of Personal Exposure .....	53
5 . 3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage .....	54
6 . Research and Development .....	58
6 . 1 Fuel .....	58
6 . 2 Heat Resistant Control Rod Sheath .....	61
6 . 3 High Temperature Irradiation Equipment .....	63
6 . 4 Integrity Assessment of High Temperature Heat Exchanger .....	64
6 . 5 Integrity Assessment of High Temperature Reactor Pressure Vessel .....	67
6 . 6 Study of Building Nuclear Plant on the Quaternary Period Stratum .....	68
6 . 7 Modular Gas-cooled Reactor .....	71
6 . 8 High Temperature Helium-leak Detection System .....	75
6 . 9 High Temperature and Long-life Neutron Detector .....	77
6 . 10 Power Distribution Measurement .....	79

7 . International Cooperation on HTGRs .....	81
Appendix 1 Organization of High Temperature Engineering Research .....	82
Appendix 2 Publication and Presentation on High Temperature Engineering Research from FY1999 to 2001 .....	83
Appendix 3 Major Events on High Temperature Engineering Research from FY1999 to 2001 .....	93

## 1. 概要

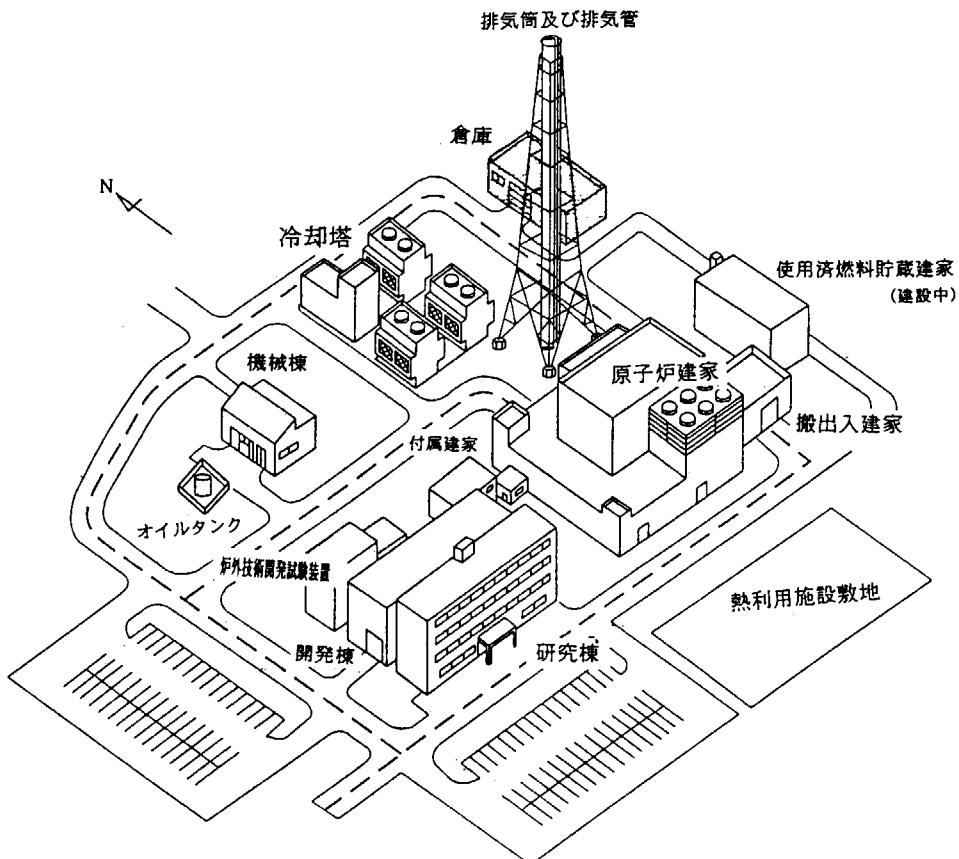
HTTR（高温工学試験研究炉）は、燃料として被覆粒子燃料、炉心構造材に黒鉛、1次冷却材にヘリウムガスを用いた原子炉熱出力 30MW、原子炉入口冷却材温度 395°C、原子炉出口冷却材温度 850/950°C の日本初の高温ガス炉である。

HTTR 原子炉施設の全体配置は、第 1.1-1 図に示すとおりで、大洗研究所の南西部の約 5 万m<sup>2</sup> の敷地に平成 3 年(1991 年)から建設が進められ、平成 10 年 11 月 10 日に初臨界を達成した。

その後、平成 11 年 9 月から出力上昇試験を進め、平成 13 年 12 月に熱出力 30MW 及び原子炉出口冷却材温度 850°C を達成し、平成 14 年 3 月に使用前検査合格証を取得した。

高温ガス炉の設計・開発は、原研の関係部門を含めた一連の協力体制のもとに昭和 44 年から進めてきた。高温ガス炉関連技術の開発の状況、設計の状況等は、年次報告書（プログレスレポート）として、昭和 44 年から平成 10 年まで高温ガス炉関連部門で作成し、発行してきている。

HTTR が出力上昇試験及び定常運転を迎える新たな研究段階に移行する時期と原研内の情報公開制度の変更を期に、試験運転と技術開発を主としてとりまとめ、年次報告書として発行することにした。本書は、平成 11 年から平成 13 年までの HTTR 試験運転と技術開発の状況を紹介する。



第 1.1-1 図 HTTR 原子炉施設全体配置図

### 1.1 平成 11 年度（1999 年度）の試験運転、工事等の状況

平成 11 年 5 月から、各設備が出力上昇試験を開始できる状態に仕上がっていることを確認する目的で確認試験(3)と称し、総合的な機能試験を開始した。確認試験(3)では、1 次上部遮へい体コンクリート温度の昇温防止対策として実施した放熱板の有効性を確認し、30MW 運転時においても、設計温度の 88°C 以下を満たす見通しを得るとともに、新たな問題のないことを確認した。

所内の原子炉等安全審査委員会に平成 11 年 3 月、「HTTR 出力上昇試験専門部会」が設置され、850°Cまでの出力上昇試験計画について審議が行われ、試験の実施について安全性は確保されるとの検討結果を得た。また、大学、民間企業、政府関連機関等所外の専門家を中心に構成される「高温ガス炉技術開発研究委員会」に「HTTR 試験計画安全性確認専門部会」が設置され、HTTR 出力上昇試験計画について討議が行われ、貴重な助言を得ることができた。

平成 11 年 9 月 16 日には、常温常圧で、低出力での核特性試験を行い、制御棒の制御能力、炉停止余裕等を確認した。

原子炉出力 9MW を目指す出力上昇試験(1)は、平成 11 年 9 月 28 日に原子炉を起動したが、10 月 1 日、1 次ヘリウム循環機回転数制御盤に設置した仮設計測器のトラブルから原子炉が自動停止したために試験を中断した。その後、試験再開に向け、原因調査、再発防止対策を進めた。

平成 11 年度施設定期自主検査は、平成 12 年 1 月から 3 月にかけて行った。

使用済燃料体を取り扱うために原子炉建家内に設置する使用済燃料検査室（I）は、平成 11 年 7 月から現地工事を開始し、遮へい壁、遮へい扉及び換気空調設備の設置工事等を行った。

使用済燃料貯蔵建家については、平成 11 年 9 月から建設工事を開始し、建家地下外壁、貯蔵セル躯体及び 1 階スラブ鉄筋コンクリート工事まで進捗した。

### 1.2 平成 12 年度（2000 年度）の試験運転、工事等の状況

前年度中断した原子炉出力 10MW を目指す出力上昇試験(1)を再開した。平成 12 年 4 月 23 日に原子炉を起動して、予定された試験を行い、所期の目的を達成して 6 月 6 日に原子炉を停止し、試験を完了した。

原子炉出力 20MW を目指す出力上昇試験(2)は、平成 12 年 7 月 3 日に原子炉を起動したが、7 月 8 日、ヘリウム循環機保護のために設置されている振動計センサに異常な信号が生じたことから原子炉が自動停止し、試験を中断して、原因調査、再発防止対策を進めることとした。

平成 12 年度施設定期自主検査は、8 月から 12 月にかけて行われ、この中で出力上昇試験(1)で確認された課題及び振動計センサの異常な信号についての再発防止対策等を行った。また、施設定期自主検査期間中の 10 月から 11 月にかけて、炉心設計の妥当性の確認等を目的に、炉心から燃料交換機内に一部の燃料体を取り出し、燃料体から放出されるガンマ線を測定することにより、燃焼度・出力分布測定を行った。

平成 13 年 1 月から出力上昇試験(2)を再開し、平成 13 年 1 月 29 日に原子炉を起動して、予定された試験を行い、所期の目的を達成して 3 月 1 日に原子炉を停止し、試験を完了した。

使用済燃料検査室（I）は、前年度に引き続き、遮へい鉄板、遮へい窓、ライニングの設置、換気設備等内装機器の設置を行った。

使用済燃料貯蔵建家については、前年度に引き続き、建家の建築工事を進め、平成 13 年

2月に建家が竣工した。

HTTR の高温環境下における照射クリープ試験を行うための I - I 型材料照射試験用設備の製作、工場検査を進めた。第 2 次燃料及び燃料と同時に交換する下部可動反射体 30 体分の製作については、黒鉛素材の加工を開始した。

高温試験運転に係る安全性について検討を行うため、所内の原子炉等安全審査委員会に「HTTR の安全性確認専門部会」が設置され、出力上昇試験の中間結果、高温試験運転に係る安全性等について審議を行った。審議の過程で得られた助言等は、燃焼度・出力分布測定の試験計画に反映した。

### 1.3 平成 13 年度（2001 年度）の試験運転、工事等の状況

出力上昇試験を慎重に進める観点から更なるデータの取得を目的に高温試験運転での原子炉出力 20MW の出力上昇試験(3)を行った。平成 13 年 4 月 14 日に原子炉を起動し、途中落雷による原子炉の自動停止はあったが、6 月 8 日原子炉を停止し、所期の目的を達成して試験を完了した。

平成 13 年度の施設定期自主検査は、6 月下旬から 9 月にかけて行った。この中で、出力上昇試験(3)までに確認された課題等についての対策を進めた。

前年度に引き続き、「HTTR の安全性確認専門部会」での審議を行った。また、炉心支持板中央部の一部の温度が、設計予想に比べて高い温度を示したことから原因究明と対策の検討を行った。原因是、黒鉛ブロック間を流れる漏れ流れが、炉心差圧によって炉心支持板の間隙が変化し、中央部により多く流れることによるもので、設工認の変更を行うこととした。設工認変更に当たっては、所内の原子炉運転委員会に設置された専門部会で 3 回の審議が行われ、原因究明の結果が妥当であり、最高使用温度等を変更することに対する構造健全性を担保できることが確認された。

原子炉出力 30MW (100%) 達成を目指す出力上昇試験(4)の前半部分を平成 13 年 10 月から開始した。平成 13 年 10 月 23 日に原子炉を起動し、12 月 6 日に原子炉出口冷却材温度 850℃での原子炉出力 100% を達成し、12 月 14 日に原子炉を停止した。平成 14 年 1 月から、出力上昇試験の後半部分を開始し、1 月 25 日に原子炉を起動し、3 月 6 日には、原子炉出口冷却材温度 850℃、原子炉熱出力 30MW における使用前検査項目にすべて合格し、使用前検査合格証を取得した。

使用済燃料検査室（I）については、マニプレータ等内装機器の工事を行った。今後、ペリスコープ、耐放射線 ITV 等の内装機器の設置工事を進める予定である。

使用済燃料貯蔵建家については、使用済燃料貯蔵設備、燃料取扱設備、換気空調設備、放射線管理設備等の内装機器・設備の設置工事を進め、平成 13 年 12 月に竣工し、使用前検査合格証を平成 14 年 3 月 6 日に取得した。

HTTR の高温環境下における照射クリープ試験を行うための I - I 型材料照射試験用設備の製作、工場検査を完了し、動力制御盤の据付工事等の現地工事を進めた。

第 2 次燃料及び燃料と一緒に交換する下部可動反射体 30 体分の製作については、黒鉛素材の加工を進めている。

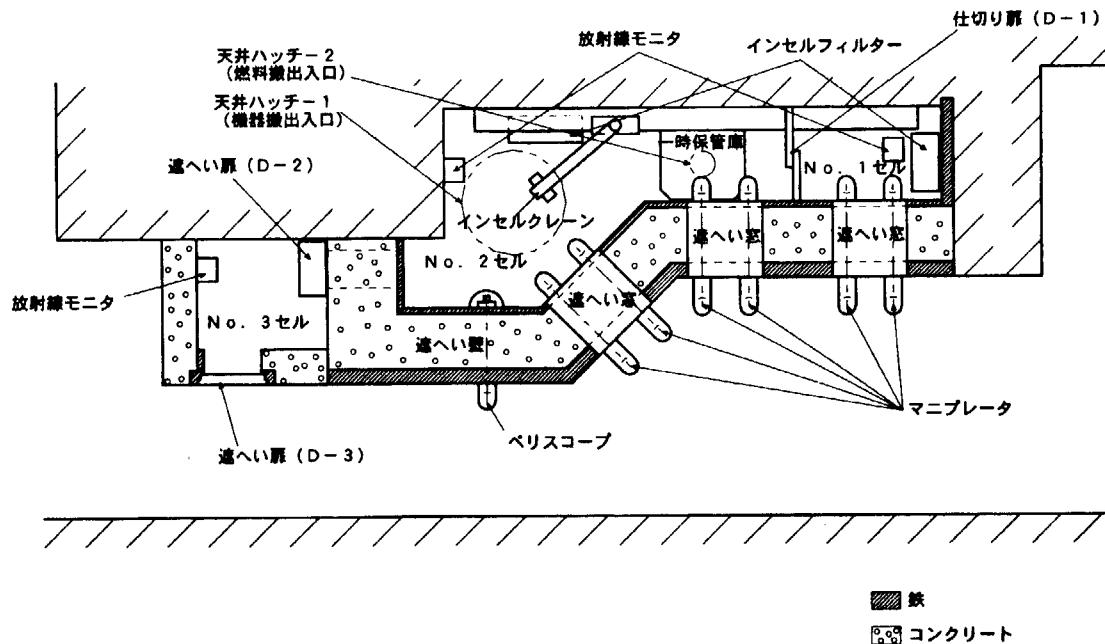
## 2. 設備、機器の整備

### 2.1 使用済燃料検査室（I）

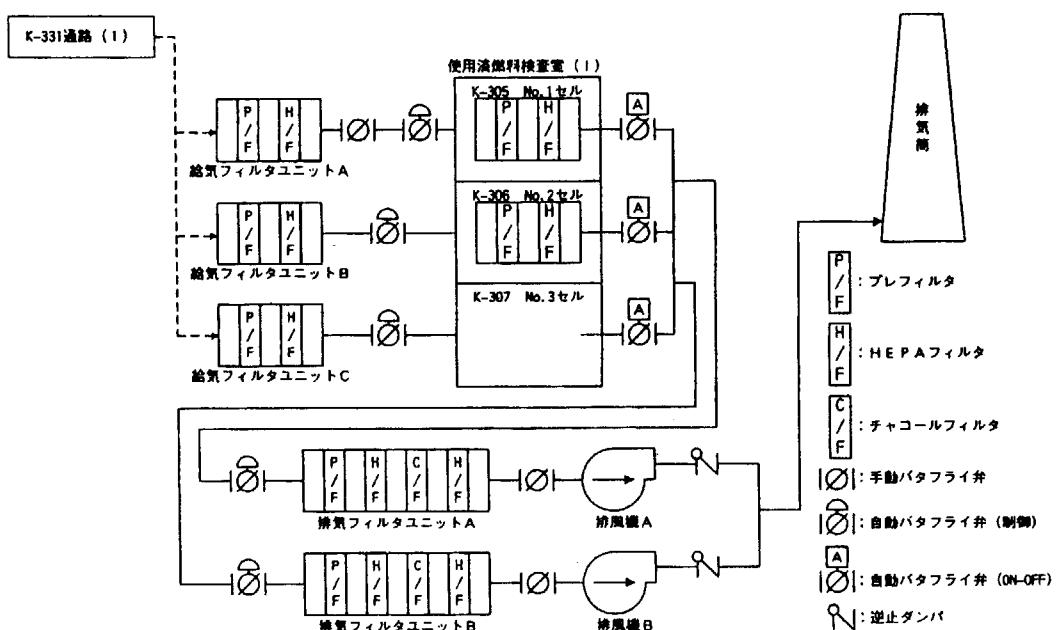
使用済燃料検査室（I）は、既設の高温工学試験研究炉（HTTR）原子炉建家内地下1階の限られたスペースに追設した小型のセルである。使用済燃料検査室（I）内では、HTTRで照射を行った使用済燃料、高温照射試料を対象として検査及び照射後試験の一部を行う。使用済燃料検査室（I）は小型のセルであるため、検査機器及び試験機器等を設置するスペースが限られている。そこで本設備で実施することが困難な検査及び試験等は大洗研究所のホットラボ等で実施する計画である。第2.1-1図に本設備の全体概略図を示す。本設備の設計・製作は、平成11年度から12年度に行った。内装機器等については平成12年度から設計・製作を開始し、順次設置を進め、平成15年度には現在設置を予定している機器が揃う予定である。

本設備は、遮へい壁、遮へい扉及び仕切り扉によりNo.1セル～No.3セルの3つのセルに区画されている。No.1セルでは、燃料棒及びキャップセル等高照射化物試料の試験検査を、No.2セルでは、燃料体及びキャップセル等高温照射物の受入、搬出及び上記搬入物の解体、燃料棒、黒鉛ブロック及びキャップセル等高照射化物試料の試験検査及び燃料体、燃料棒および照射物試料の一時保管を行う計画である。No.3セルでは、低放射化物試料の試験検査、試験装置等の搬出入、点検整備、汚染除去等の準備を行う。

本設備の主要な設備は、使用済燃料等からの中性子線及びガンマ線を遮へいするための遮へい体及び遮へい窓、セル内を負圧に保ち換気する換気空調装置、燃料体及び試料等の取扱に用いる内装機器等である。第2.1-2図に換気空調装置の系統図を示す。



第 2.1-1 図 使用済燃料検査室（I） 全体概略図



第 2.1-2 図 換気空調装置 系統図

## 2.2 使用済燃料貯蔵建家

使用済燃料貯蔵建家は、HTTR の使用済燃料を安全に貯蔵するための施設である。原子炉から取り出された使用済燃料は、原子炉建家内燃料貯蔵設備に貯蔵し、一定期間（2年間）冷却の後、使用済燃料貯蔵建家に移送し、使用済燃料貯蔵建家内燃料貯蔵設備に保管する。

使用済燃料貯蔵建家(第 2.2-1 図)は、原子炉建家の東に位置し、地上 1 階、地下 1 階、東西約 16m、南北約 32m、地上高さ約 18m の鉄筋コンクリート造である。地下には使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セルを有し、建家北側には高さ 20m の排気筒を設けている。このほかに、建家内部には使用済燃料貯蔵設備、使用済燃料取扱設備、換気空調設備、液体廃棄物処理設備及び放射線管理設備及び使用済燃料取扱設備の移動等のための天井クレーンを設けている。

使用済燃料貯蔵設備は、鉄筋コンクリート造の十分な遮蔽能力を有する貯蔵セル内に設置された貯蔵セル上蓋及び上部に遮蔽プラグを取り付けた円筒縦型容器の貯蔵ラックで構成される。使用済燃料体の崩壊熱除去は、貯蔵セルの換気用空気によって行われ、この換気用空気は排気フィルタを通った後、使用済燃料貯蔵建家排気筒から大気放出される。

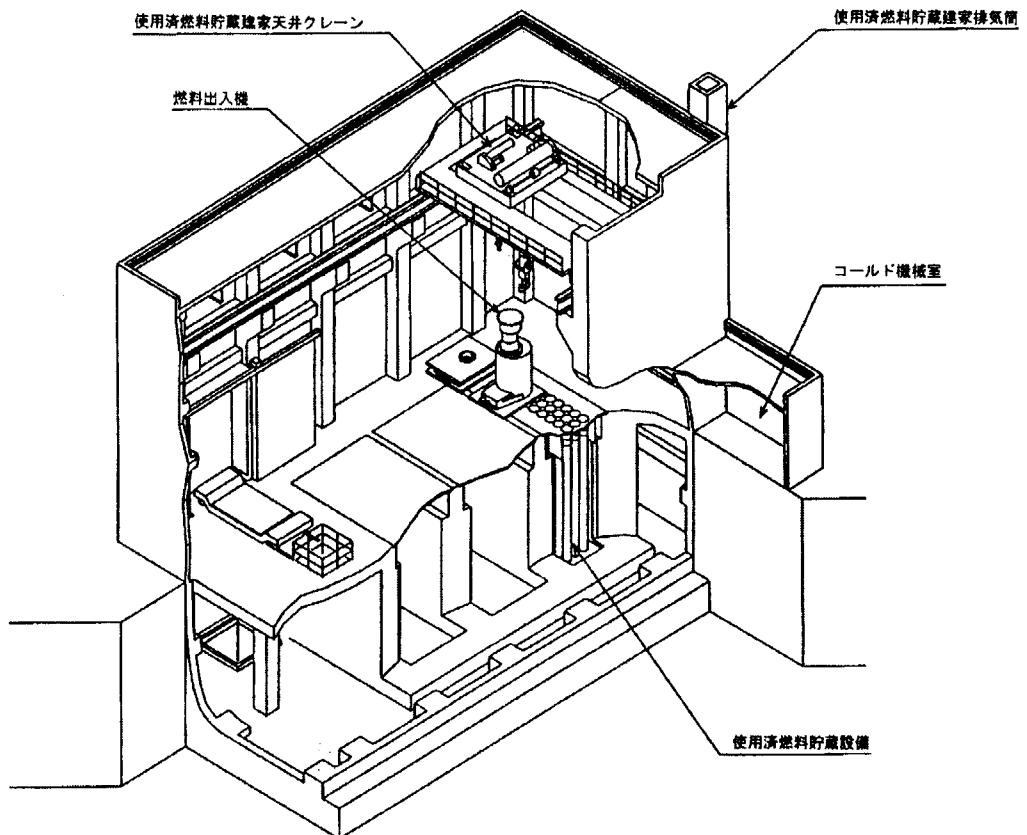
燃料取扱設備である燃料出入機は、燃料出入機本体、グリッパ、グリッパ駆動部、ドアバルブ等で構成し、原子炉建家と使用済燃料貯蔵建家の間における使用済燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック等の移送を行う。

使用済燃料貯蔵建家換気空調設備は、管理区域内換気空調装置、管理区域外換気空調装置及び使用済燃料貯蔵建家排気筒で構成する。管理区域内換気空調装置は、管理区域給気系統、貯蔵セル給気系統、管理区域排気系統及び貯蔵セル排気系統から成る。管理区域給気系統は、管理区域内作業エリア等に空気を供給するもので、空調機、送風機等で構成される。貯蔵セル給気系統及び排気系統は、貯蔵セル内の崩壊熱の除去を主要な目的とする系統である。貯蔵セル給気系統は管理区域作業エリアから貯蔵セルに空気を供給するもので、給気フィルタユニット等から構成される。貯蔵セル排気系統は、排風機、排気フィルタユニット等で構成される。

液体廃棄物処理設備は、使用済燃料貯蔵建家ドレン系廃液槽、廃液移送ポンプから構成し、使用済燃料貯蔵建家で発生する手洗排水等を回収するものである。

放射線管理設備は、作業環境モニタリング設備、排気モニタリング設備で構成し、中央制御室で監視できるようにしている。また、出入管理のため、ハンドフットクロスモニタを設けている。

使用済燃料貯蔵建家は、平成 11 年 6 月に設工認申請を行い、9 月 8 日に設工認の認可を得て、掘削工事を開始した。平成 13 年 2 月には建家が完成し、建家及び設備機器の竣工検査を行った。その後、建家内の換気空調設備、燃料取扱設備、燃料貯蔵設備等の設置工事を進め、平成 13 年 11 月には工事が完了し、茨城県による建築確認検査を受け、12 月 10 日に検収を行った。平成 14 年 3 月 6 日には使用前検査合格証を交付された。



第 2.2-1 図 使用済燃料貯蔵建家概念図

### 2.3 I-I型材料照射試験用設備

一般的な照射下クリープ試験では、照射空間や引張荷重の制限により標準試験片の適用が困難なため小型試験片を使用せざるを得ず、金属材料の変形に及ぼす形状効果の影響が最近注目されている。HTTR の I-I 型材料照射試験用設備は、HTTR の優れた照射環境を活かして標準試験片へ安定して大きな荷重を付加できるよう設計されており、原子炉内の高温環境下におけるクリープ速度や破断時間といったクリープ挙動を測定することができる。本設備は高速炉用構造材として開発されたステンレス鋼の照射下クリープ試験を行う計画で平成 11 年（1999 年）から製作を開始し、炉外において性能確認を行い、現在は開発の最終段階を迎えている。

I-I 型材料照射試験用設備は、第 2.3-1 表に示す試験条件を満足するよう設計されている。本設備は、第 2.3-1 図に示すように、原子炉圧力容器内の設備と圧力容器外の設備に大別される。圧力容器内の設備はスタンドパイプクロージャとその下に吊り下げられる構造物により構成される。スタンドパイプクロージャは、HTTR のスタンドパイプのひとつに設置され、原子炉冷却材の圧力バウンダリを形成する。全長は約 8900mm で、下端部は直径 113mm、長さ約 2600mm の 3 本の管からなっており、そのうち 2 本は照射ユニットで残りの 1 本はガイド管である。それぞれの照射ユニット下部には試験片が 3 個ずつ同じレベルに配置されている。照射ユニットとガイド管は炉心の可動反射体領域にある照射カラムの黒鉛ブロックに設けた 3 個の孔に各々挿入され、試験片の位置が燃料領域の燃料ブロックに相当するレベルとなるよう設置される。

圧力容器内に設置する試験設備は、TypeA として炉心の照射位置における照射条件を測定するのが主な目的で、照射下クリープ試験は行わず、HTTR の照射条件を直接測定するためのものと、TypeB として照射下クリープ試験を実施し、照射条件の測定も併せて行うものを製作した。この照射試験においては、各照射ユニットの 1 個の試験片は照射下クリープ試験に使用され、他の 2 個の試験片は照射後クリープ試験に使用される。TypeA, TypeB ともに検出器からの電気信号は、スタンドパイプクロージャを貫通して炉外で監視される。

照射下クリープ試験のための炉内条件測定機器を第 2.3-2 表に示す。炉心の照射設備の中性子束は SPND（自己出力型中性子検出器）で常時測定するもので SPND の検出部は  $\phi 2 \times 70\text{mm}$  でエミッタにロジウムを使用している。また石英管に小さな金属ワイヤを納めて中性子束モニタも設けている。ワイヤとする金属は熱及び高速中性子の測定に使えるように選定している。照射温度は装置内に K 型熱電対を配置して常時測定することが可能である。また試験片のクリープ伸びは、照射ユニット内に設置した差動トランスにより常時測定する。この差動トランスは、本設備のために高温で作動するようコイルに MI ケーブルを使用したものを開発したものであり、事前に高温条件下で長期の安定性が実証されている。

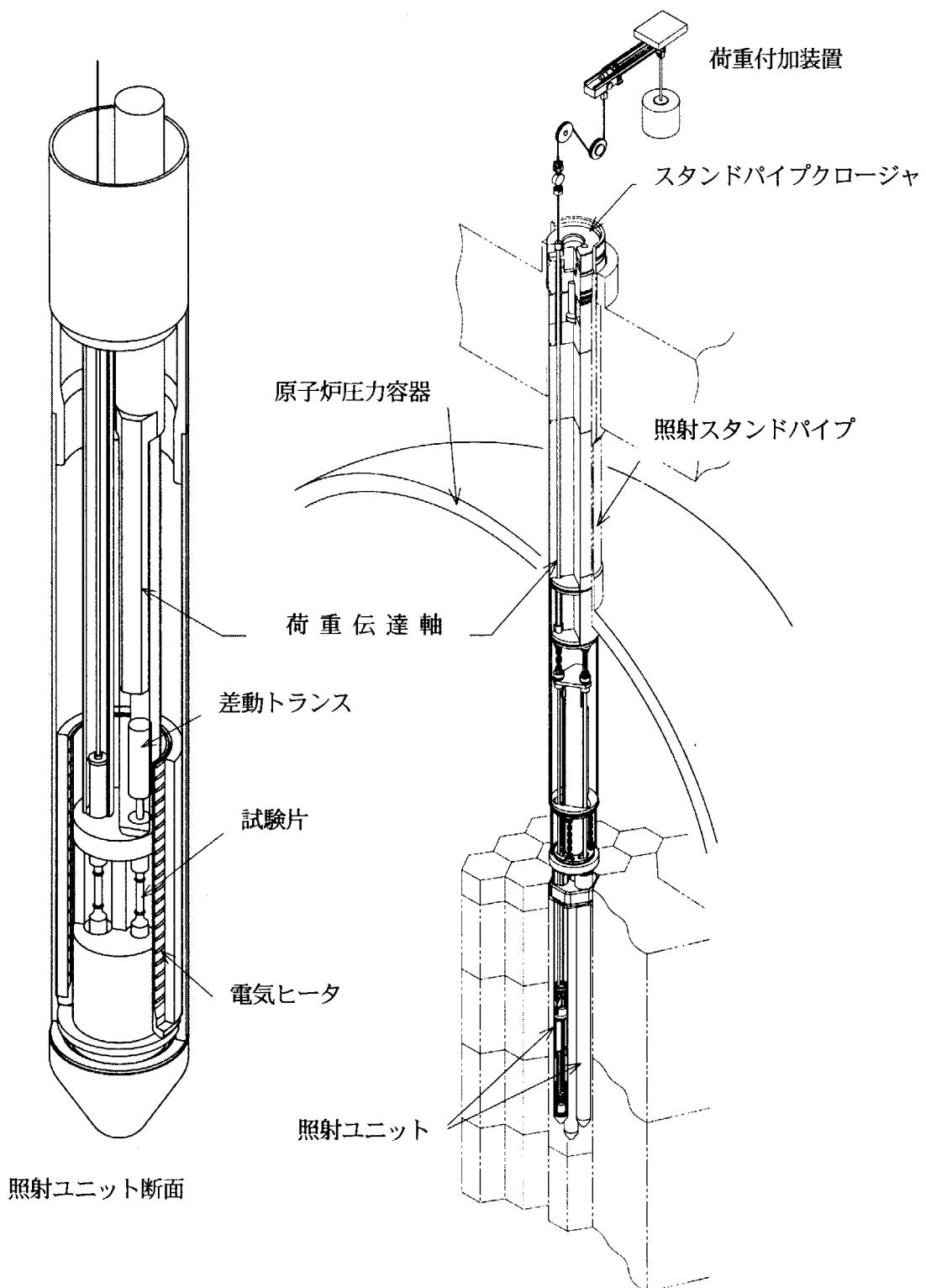
平成 14 年（2002 年）9 月には、現地で最終の使用前検査を受検し、検査に合格後、HTTR 運転計画に合わせて炉心の照射位置における照射条件の測定を実施する予定である。その後、照射条件の測定に加えて照射下クリープ試験および各種高温用材料の照射試験を実施して行く計画である。

第 2.3-1 表 HTTR 照射下クリープ試験の試験条件目標値

試験片	
材質	316FR steel(FBR grade type 316ss)
寸法(gauge)	Φ6×30mm
照射温度	550 and 600°C
付加荷重	343 MPa/9.7 kN at 550°C 248 MPa/7.0 kN at 600°C
中性子フルエンス( $E > 0.18 \text{ MeV}$ )	$1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$

第 2.3-2 表 照射下クリープ試験における炉内測定機器

中性子束	SPND(Self-Powered Neutron Detector) Φ2×70mm(Sensor) Emitter: Rhodium Collector: Inconel
中性子フルエンス	Fluence Monitor Wire:Al-0.41%Co, Fe, Cu, 86%Cu-12%Mn
温度	熱電対 K-type
クリープ変位	差動トランス Coil:Fine MI(Mineral Insulated) Cable



第 2.3-1 図 I - I 型材料照射試験用設備全体図

## 2.4 HTTR 第2次燃料

HTTR 第2次燃料は平成12年度から黒鉛ブロック・スリーブ等の黒鉛部材の製作を始めており、最終的には平成17年度に燃料体組立完了を予定している。

具体的な進捗状況としては平成13年1月から平成14年3月にかけて黒鉛スリーブ・黒鉛ブロック等の黒鉛部材用の素材を製造した。また、反応度調整材の素材であるB<sub>4</sub>C粉末を調達した。

燃料製造に必要となる原料ウランについては第2.4-1表に示す量（約1.2t-U）を平成11年度に英国、及び仏国の粉末メーカーから購入した。国内への輸送は平成15年2月の見込みである。これは平成11年9月のJCO事故及び平成13年7月のIAEA放射性物質安全輸送規則1996年版の国内法への取り入れを受けたものである。従って平成11年度～13年度にかけてはJCO事故を受けて新たに要求された臨界安全基準を満たす燃料製造メーカーの燃料製造設備の変更、あるいは新輸送規則で要求される技術基準を満たした輸送容器の設計活動を実施した。

今後の予定としては黒鉛部材については素材検査に合格した素材を平成15年末を目処に製品に加工し、官庁の使用前検査を受検する。また、燃料については平成17年初頭に製造を完了し、使用前検査を受検する。その後、燃料体に組み立てて平成17年半ばに使用前検査を受検し、第2次燃料製造に関する全ての官庁検査を終了する予定である。

第2.4-1表 第2次燃料用原料ウラン粉末

濃縮度	調達量	濃縮国
3.4wt%	250kgU	英国
4.8wt%	640kgU	英国
9.9wt%	310kgU	仏国

### 3. 高温工学試験研究炉の試験運転

#### 3.1 原子炉の運転管理

平成 11 年（1999 年）9 月より出力上昇試験を開始し、平成 14 年（2002 年）3 月 6 日使用前検査合格証を取得した。この期間中に、1 次ヘリウム循環機(A)回転数制御装置盤異常、1 次ヘリウム循環機(A)振動信号異常により原子炉が自動停止したため、試験を中断し、原子炉スクラムの原因究明及び対策を行った。また、落雷による停電で原子炉がスクラムしたが、原子炉施設内の点検後に原子炉を正常に再起動させ、予定した試験を終えた。前者のスクラム 2 件は、長官報告であり、後者は、規制室担当官報告である。

HTTR の累計運転時間及び累計積算出力は、平成 14 年 3 月現在で、5,404 時間 44 分及び 3,644.85MWD である。運転実績の詳細を第 3.1-1 表示す。

第 3.1-1 表 HTTR 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	備考
出力上昇試験(1)	1999.9.16	1999.9.16			臨界位置確認
出力上昇試験(1) (定格／単独)	1999.9.28	1999.10.1	1216.7 kWh	82:42	1999.10.1 計画外停止
出力上昇試験(1) (定格／単独)	2000.4.23	2000.5.22	193.00	908:14	
出力上昇試験(1) (定格／並列)	2000.5.28	2000.6.6			
出力上昇試験(2) (定格／単独)	2000.7.3	2000.7.8	63.12	125:57	2000.7.8 計画外停止
出力上昇試験(2) (定格／単独)	2001.1.19	2001.2.12	423.33	657:00	
出力上昇試験(2) (定格／並列)	2001.2.16	2001.3.1			
出力上昇試験(3) (高温／単独)	2001.4.14	2001.5.7	688.69	1134:42	2001.5.16 計画外停止 (落雷停電)
出力上昇試験(3) (高温／並列)	2001.5.11	2001.5.16			
出力上昇試験(4) (定格／単独)	2001.10.23	2001.12.14	1292.93	1248.30	
出力上昇試験(4) (定格／並列)	2002.1.25	2002.3.6	983.73	960:30	使用前検査 合格証取得

### 3.2 保守管理

HTTR の安全を確保し、安定な試験運転を維持するため、HTTR 本体施設及び特定施設に係る保守業務を行った。

#### (1) 施設定期自主検査

保安規定（原子炉施設及び核燃料物質使用施設等）に基づく施設定期自主検査を実施した。

平成 11 年度は、平成 12 年 1 月 5 日から 3 月 12 日（放射線管理設備については平成 11 年 12 月 1 日から平成 12 年 2 月 18 日）に、12 年度は、平成 12 年 8 月 7 日から 12 月 27 日（放射線管理設備については平成 12 年 10 月 2 日から 12 月 25 日）に、平成 13 年度は、平成 13 年 6 月 25 日から 9 月 21 日（放射線管理設備については平成 13 年 8 月 6 日から 9 月 21 日）に実施し、所定の性能が維持されていることを確認した。

本体施設等の施設定期自主検査の検査項目を第 3.2-1 表に示す。

第 3.2-1 表 本体施設等の施設定期自主検査項目(1/5)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本 体 施 設	1 次冷却設備 2 次ヘリウム冷却設備 補助ヘリウム冷却系	ヘリウム循環機	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・作動検査</li> <li>・絶縁抵抗測定</li> <li>・漏洩検査</li> </ul>
	中間熱交換器 1 次加圧水冷却器 2 次加圧水冷却器 補助冷却器		<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・漏洩検査</li> </ul>
	主要弁 (2 次ヘリウム冷却設備を除く。)		<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・作動検査</li> <li>・漏洩検査</li> </ul>
	主配管		<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・漏洩検査</li> </ul>
	バネ式安全弁 (補助ヘリウム冷却系を除く。)		<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・分解検査</li> <li>・作動検査</li> </ul>
	加圧水冷却設備 補助冷却水系 炉容器冷却設備	循環ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・作動検査</li> <li>・絶縁抵抗測定</li> </ul>
		加圧器（又はサージタンク）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> <li>・漏洩検査</li> </ul>
		空気冷却器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外観検査</li> </ul>
		(炉容器冷却設備を除く。)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・絶縁抵抗測定</li> <li>・作動検査</li> </ul>
		水冷管パネル (炉容器冷却設備)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・漏洩検査</li> </ul>

第3.2-1表 本体施設等の施設定期自主検査項目(2/5)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本 体 施 設	加圧水冷却設備 補助冷却水系 炉容器冷却設備	冷却器 (炉容器冷却設備)	・外観検査 ・漏洩検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏洩検査
		主配管	・外観検査 ・漏洩検査
		バネ式安全弁／逃し弁	・外観検査 ・分解検査 ・作動検査
	1次ヘリウム純化設備 2次ヘリウム純化設備	ガス循環機	・外観検査 ・絶縁抵抗測定 ・作動検査 ・漏洩検査
		加熱器	・外観検査 ・絶縁抵抗測定 ・漏洩検査
		冷却器	・外観検査 ・漏洩検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏洩検査
		主配管	・外観検査 ・漏洩検査
		CCT、MST、CuOT	・漏洩検査
	1次ヘリウム貯蔵供給設備 2次ヘリウム貯蔵供給設備	ヘリウム移送圧縮機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗測定
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏洩検査
		主配管 貯蔵タンク 供給タンク	・外観検査 ・漏洩検査

第3.2-1表 本体施設等の施設定期自主検査項目(3/5)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本 体 施 設	1次ヘリウムサンプリング設備 2次ヘリウムサンプリング設備	圧縮機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗測定
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏洩検査
		主配管	・外観検査 ・漏洩検査
	計測制御系統施設	計装設備 安全保護回路 制御設備 非常用制御設備	・特性測定及び調整 ・作動検査 ・絶縁抵抗測定
	新燃料貯蔵設備	貯蔵ラック	・外観検査
	原子炉建家内使用済燃料 貯蔵設備	貯蔵ラック	・外観検査
		貯蔵プール	・漏洩検査
		プール水冷却浄化設備	・外観検査 ・作動検査 ・漏洩検査 ・絶縁抵抗測定
	核燃料物質取扱設備	燃料交換機	・外観検査 ・作動検査
	炉体補助設備	制御棒交換機	・外観検査 ・作動検査
	原子炉建家内附属機器	床上ドアバルブ	・外観検査 ・作動検査
	気体廃棄物の廃棄施設	排風機 圧縮機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗測定
		フィルタユニット	・外観検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査
		主配管 減衰タンク	・外観検査 ・漏洩検査

第3.2-1表 本体施設等の施設定期自主検査項目(4/5)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	液体廃棄物の廃棄設備	廃液移送ポンプ ドレンピットポンプ	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗測定
		廃液槽 ドレンピット	・外観検査 ・漏洩検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏洩検査
		主配管	・外観検査 ・漏洩検査
	原子炉格納容器及び付属施設	貫通部	・外観検査
		原子炉格納容器	・外観検査 ・漏洩率検査 (JEAC4203による)
		燃料交換ハッチ メンテナンスハッチ エアロック	・外観検査
	非常用空気浄化設備	フィルタユニット	・外観検査 ・フィルタ捕集効率測定 ・絶縁抵抗測定 ・フィルタ差圧測定
		排風機	・外観検査 ・作動検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査
	原子炉本体	原子炉圧力容器	・漏洩検査
特定施設	電気施設 (非常用電源設備)	非常用発電機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗測定
		蓄電池	・絶縁抵抗測定 ・外観検査

第3.2-1表 本体施設等の施設定期自主検査項目(5/5)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
特 定 施 設	換気空調設備	送風機 排風機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗測定
		フィルタユニット	・外観検査 ・フィルタ捕集効率測定（格納容器減圧装置のみ）
		主要ダンパ	・外観検査 ・作動検査
	補機冷却水設備 一般冷却水設備	循環ポンプ 冷却塔ファン	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗測定
		主配管	・外観検査 ・漏洩検査
	圧縮空気設備 (制御用圧縮空気設備)	圧縮機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗測定
		空気貯槽 アフタークーラ 除湿器 空気ろ過器 主配管	・外観検査 ・漏洩検査
	窒素供給設備 (窒素ガス供給系)	主要弁	・外観検査 ・作動検査
		主配管	・外観検査 ・漏洩検査
放射 線 管 理 施 設	屋内管理用放射線 管理設備	放射線測定機器	・外観検査 ・線源校正検査 ・警報作動検査

## (2) 修理及び改造

平成11年度から平成13年度においては、設計及び工事の方法の認可申請等を伴う修理及び改造はなかった。

出力上昇試験の結果を踏まえて、HTTRの出力上昇試験を安全かつ円滑に進めるため、平成11年度から13年度の定期自主検査期間中に、次に示す改善並びに整備作業を行った。

### 1) 平成11年度

#### ① 安全保護系計装盤の試験装置の改造

従来の原子炉スクラム回路及び工学的安全施設作動回路の安全保護系の設定値確認試験は、スクラム要因である温度高、流量低等の一項目毎に模擬信号発生装置、マルチメータを接続して、手動で模擬信号を変化させ、作動時の電圧、抵抗等の測定を行い、工学値に換算して設定値を確認していたため、設定値確認試験に長い時間を要していた。

今回の改造によりパーソナルコンピュータ、マルチプログラマ、模擬信号発生装置及びマルチメータ等で構成される自動設定値確認装置と安全保護系計装盤間に模擬入力信号及び作動時の出力信号を多芯ケーブル（コネクタ付き）で接続し、パーソナルコンピュータのメッセージに従って操作することによって、安全保護系計装盤内の設定値を自動的に、且つ短時間で確認できるようになった。

#### ② 未臨界度測定装置の製作

未臨界度測定装置は、高速データロガー及びパーソナルコンピュータで構成され、広領域中性子計装（WRM）と出力領域中性子計装（PRM）の信号を取り込み、逆運動特性法（IK法）により反応度の演算を行い、2段階スクラム時における反射体領域の制御棒挿入時から燃料領域の制御棒挿入後までの中性子束レベル及び反応度（未臨界度）を連続的に測定できるようにしたものである。

また、中性子束レベルを高速(100ms)でリアルタイムに測定し、反応度演算、平均反応度演算等ができる機能を有することから制御棒の反応度値測定にも使用できる。

#### ③ 高速データ収集システムの整備

HTTR のプラント計算機及びプラント制御装置並びにヘリウム循環機回転数制御装置盤のデータ信号を高速データ収集システム（TETRIS）に入力し、原子炉運転監視の強化及び原子炉事故等の原因調査を確実に実施できるように高速（100ms）で推移するプラントデータを監視できるように高速データ収集システムの整備を行った。

#### ④ 中央制御盤等の警報表示改造

- 保安上重要な警報である「1次ヘリウム純化設備流量高」「2次ヘリウム放射能高」警報は、副盤の設備代表警報に含まれていたが、同警報の重度度を考慮し、主盤の「安全保護系チャンネルプロセス異常」警報もあわせて発信するように改造した。
- 原子炉運転中は、原子炉格納容器(C/V)内への出入りが禁止されるため「C/V エアロック注意」警報を原子炉運転中に不用意に C/V エアロックを開放した場合にのみ発

報するように改造した。ただし、プラント計算機への「C/V エアロック注意」のメッセージは、原子炉停止中に C/V エアロックの状態監視を行うため、従来どおりとした。

c. 大洗研究所正門警備室へ出力している設備警報は、HTTR 研究・開発棟の副警報盤を経由して発信されている。中央制御室に運転員等が在室している場合は、副警報盤への警報出力を抑制するため、切替えスイッチ盤を設けた。

#### ⑤ 西暦 2000 年問題の対策

演算処理ユニット (CPU) を使用しているプラント計算機、プラント制御装置及び中性子積算計装盤について、西暦 2000 年問題に対応するため、ソフトウェアの確認、改造を実施した。事前に対策したことにより、西暦 2000 年問題は何の障害も発生しなかった。

#### ⑥ 2 次ヘリウム循環機急速制動用直流遮断器の改造

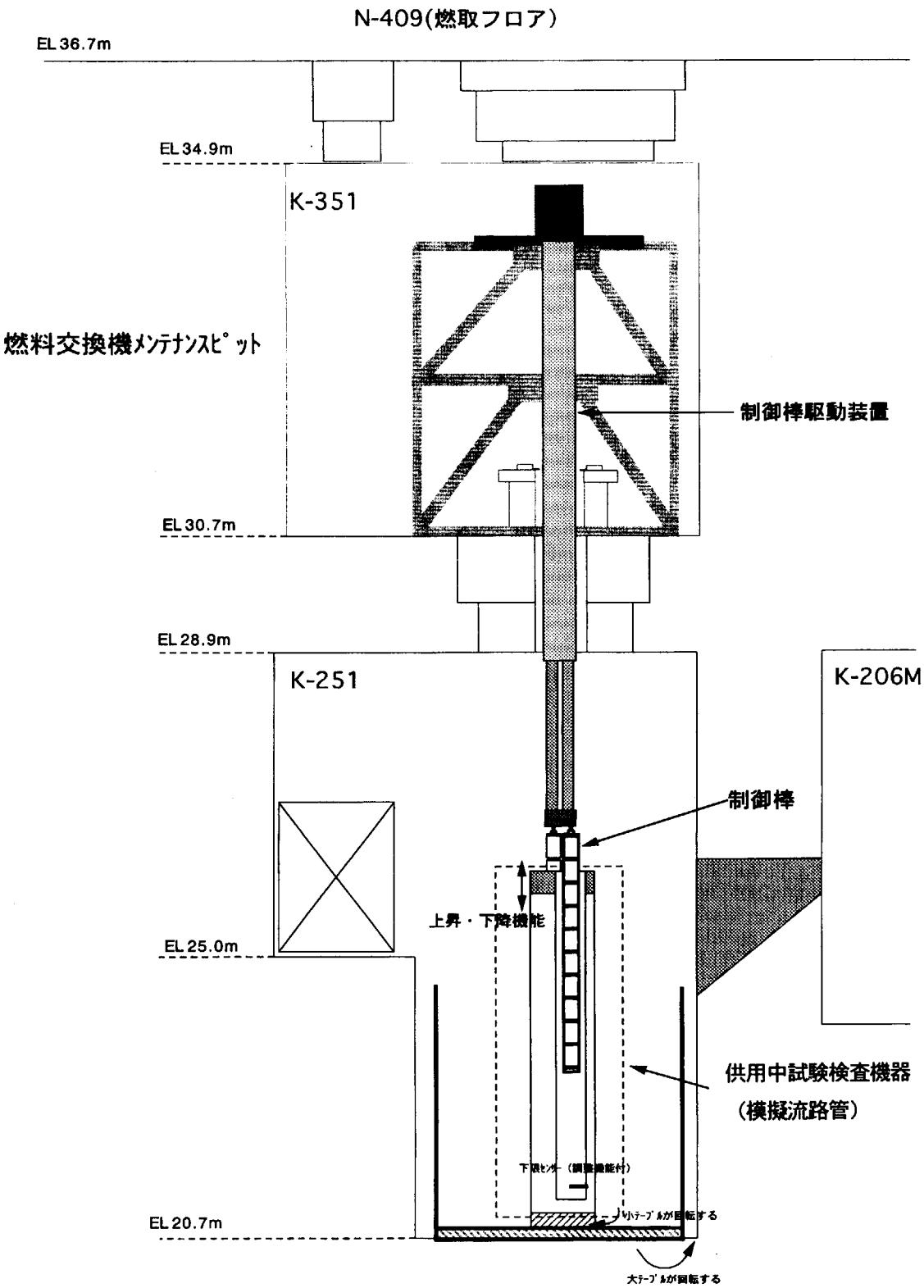
2 次ヘリウム循環機急速制動用直流遮断器（2 台のうち 1 台）に、直流遮断器内の電動機軸に取り付けられたプラスチック製歯車の破損により、遮断操作ができない動作不良が発生した。急速制動用直流遮断器は、原子炉スクラム時にヘリウム循環機を急速で停止させるため、直流電圧を印加する機能を有している。

動作不良を起こした 2 次ヘリウム循環機急速制動用直流遮断器及び同遮断器と並列に接続される直流遮断器を、電動機軸に取り付けられた歯車が金属製である国産の遮断器に交換し、正常に作動することを確認した。

#### ⑦ 反応度制御設備供用中試験検査用機器の整備

反応度制御設備の分解検査（部品交換含む）後の作動検査（スクラム機能等）及び制御棒絶対位置確認時に制御棒の模擬挿入孔として使用する反応度制御設備供用中試験検査用機器（模擬流路管）を作製し、メンテナンスピット内に設置した。

メンテナンスピット内における模擬流路管配置を第 3.2-1 図に示す。



第 3.2-1 図 メンテナансピット内における模擬流路管配置

### ⑧ 補機冷却水設備・一般冷却水設備冷却塔ファンブレード押えの交換

平成11年度施設定期自主検査（平成12年2月）中に、補機冷却水設備・一般冷却水設備（以下、補機冷・一般冷という）の冷却塔ファンブレード押え（以下、ブレード押えといふ）外表面のフランジR部に亀裂のあることが判明した。

ブレード押えは、砂型に鋳込んだアルミニウム合金鋳物(JIS H 5202 AC7A-F)を機械加工で製作し、冷却塔ファンブレードをボルト・ナットで締付け台座に固定する部品である。亀裂は、補機冷 BB号機を除く各々の冷却塔ファンに見られた。

原因について、ブレード押えの亀裂部分から採取したサンプルを非破壊検査、材質検査、破面観察並びに力学的検討から調査・検討を行った。

X線による非破壊検査では、亀裂部分には微小な鋳巣が多数存在しているが亀裂発生との相関関係は見受けられず、亀裂はフランジR部の応力集中部にのみ発生していることがわかった。材質検査では、材料の化学成分には特に異常なく JIS 規格を満足しており、顕微鏡組織観察によると、組織に異常は認められないが微少な鋳巣が多く、そこから発生したような微少亀裂が確認された。破面観察では亀裂部分を切断してその断面を SEM で観察した結果、亀裂破面は凹凸が激しく脆性的な性状を呈しているが、亀裂発生起点箇所は特定できなかった。また、全面にわたって微小な鋳巣があり、一般に静的延性破面によく見られるデインブル模様は切断部近傍のみならず表面近傍にも見られた。

力学的検討では、ブレード押えをボルトで締付けた場合、フランジ部と台座との間に約1mmの隙間があるためフランジR部分に曲げモーメントが負荷されるため、使用したボルトの標準規定トルクで締付けるとフランジR部分に作用する曲げ応力が、材料の引張り強さを超えることがわかった。

以上の原因調査から亀裂の発生は、冷却塔ファンの運転等による動的な要因によるものではなく、ブレード押えの締付けトルクが過大であったためフランジR部分の曲げ応力が降伏強度を超え、延性破壊に至ったものと判断した。また、実際に実機と同一条件で製作した製品で締付け（破断）試験を行ったところ、ボルトの標準規定トルクの約半分のトルクで同様の亀裂が発生することを確認した。

復旧に際して、既設品と同一の物を新規製作し、原因調査結果を踏まえブレード押えの強度及び安全率からもとめた適正な締付けトルク管理を行い、全数交換した。また、再発防止対策に関しては今後以下の項目について検討及び実施することとした。

- ・冷却塔ファン月例点検の項目に外観検査を追加し監視を強化する。
- ・消耗部品であるので定期的に交換する。
- ・交換時には既設品の材質の変更に関しても検討する。

### ⑨ 30MW除熱用止弁C（133V1C）の補修

平成11年5月からの確認試験(3)中、単独運転と並列運転のモード切替弁である30MW除熱用止弁C（133V1C）のハンドル操作が重くなり、弁を完全に閉又は開にすることができなくなったため、弁を開放し、点検を行うこととした。開放のため、フランジから弁体等を引き抜こうとしたところ、フランジと弁押さえとのカジリが激しく、弁のハンドル

操作ができなくなった。このため、チェーンブロック等を用いて引き抜いたが、フランジと弁押さえの双方に傷がついた。

点検及び補修として、以下の内容を実施した。

- ・フランジ内面、弁押さえ外周摺動部及び弁体表面の傷をグラインダー、ペーパー等で滑らかに手入れを行い、目視及びPTで異常がないことを確認した。
- ・弁座及び弁シート面のすり合わせを行い、目視及びPTで異常がないことを確認した。又、弁体とシート面の当たりをチェックした結果、全周上に均一な当たりがあることを確認した。

補修後に弁が円滑に作動することを確認するため、バネ計りを減速機のハンドルに取付け、操作力を計測した。その結果、計画値より小さい値であり良好であった。また、他の30MW 除熱用止弁A及びBについてもCと同様に良好であった。

今回の原因は、弁を中間の開閉位置で使用したことにより、系内に残留していた異物が弁箱ガイドと弁押さえの約1mmのポケットに入り込み、異物をかみ込んだ状態で弁を操作したことにより、フランジの弁箱ガイド及び弁押さえにカジリが発生し、弁を完全に閉にすること及び開にすることができなくなったと推定する。

今後、これら30MW 除熱用止弁は、中間の開閉位置で使用しないこととした。

#### ⑩ 中間熱交換器用ヘリウム循環機の絶縁抵抗低下

施設定期自主検査期間の平成12年1月に、中間熱交換器用ヘリウム循環機の絶縁抵抗が低下していることがわかった。ヘリウム循環機の絶縁抵抗は、電極部と対地間の値であり、許容値100MΩ以上（試験電圧500V）に対して0.3MΩであった。

ヘリウム循環機は、動圧ガス軸受け型の循環機で、冷却材を循環させる回転羽根は、内蔵している3相モータのロータに直結して回転する。ステータコイルからの動力用リード線は、ロータ等が設置される室とステータコイルに電源を供給する電極部の室との仕切板の貫通孔（長さ60mm、幅30mm、厚さ20mm）を通して、電極に接続されている。動力用リード線は、外径が約10mmΦであり、銅材のより線の導体を電気絶縁層（熱可塑性樹脂材）とそれを保護する網目状被覆層（ガラス繊維材）の2層構造で被覆している。なお、各相毎に2本のリード線が取付いている。絶縁抵抗低下の原因を特定するため以下の調査を行った。

- a. 循環機の絶縁材が水分を吸着し、絶縁抵抗が低下している場合を想定し、電極部に絶縁シートを挿入したり、循環機内部を約0.7Torrの真空状態で投光器を用い数日間加熱してみたが効果はなかった。
- b. 次に、下部フランジを開放し、電極部とステータコイルを切り離すこととした。下部フランジを約40mm低下させた状態で測定した循環機の絶縁抵抗は、100MΩ以上で絶縁抵抗は回復した。
- c. 絶縁抵抗が回復した要因としては、下部フランジの開放に伴って、動力用リード線が移動したためと考えらる。このため、ファイバスコープを用いて、仕切板の貫通孔近傍の動力用リード線を点検した結果、U相リード線の絶縁層の一部にささくれが見られた。ささくれの発生している箇所をさらに詳細に調査した結果、U相の動

力用リード線の絶縁材が損傷し、導線が露出していた。また、損傷部近傍の絶縁材には、金属に押しつけた圧痕跡がみられたことから、過大な力が短時間に加わったものと判断した。

以上の調査結果から、動力用リード線が仕切板の貫通孔を滑らかに移動するように予めリード線を姿作りする等の組立作業中の不備によって、仕切板の角に接触する動力用リード線に過大な力を加えたため絶縁材を損傷したものと推定した。

損傷箇所については、電気絶縁層の補強として熱可塑樹脂シートであるカプトンテープを巻き付け、さらに、シリコン熱収縮テープで補修を行った。

他のヘリウム循環機（1次系：3台、2次系：1台）について下部フランジを開放し、仕切板の貫通孔近傍、リード線の背面等を観察したが、絶縁材に損傷は認められなかった。点検終了後、系統の真空引き及びヘリウム充填を行い、正常に復旧したことを確認した。

## 2) 平成12年度

### ① 1次純化設備 ACS 戻り加熱器現場盤 SCR ユニット交換

出力上昇試験(1)準備中に、1次純化設備 ACS 戻り加熱器が、制御指令信号を入力しない状態で温度上昇が見られた。調査の結果、現場盤のS相用 SCR ユニットの故障により、制御指令 0.4% の状態で定格出力電流（約 20A）が流れしており、制御されていないことが確認された。SCR ユニットを交換後、動作確認を行い正常に復帰したことを確認した。

### ② 運転監視用 CRT モニタ交換

主盤及び副盤に設置されている運転監視用 CRT モニタ 5 台は、現地据付以来、連続して使用しており、耐用年数を超え、表示色の劣化が著しく、画面の焼き付きがみられた。また、CRT モニタ異常警報の発生も頻発することから、CRT モニタの交換を行った。

### ③ プラント制御装置入出力注意警報の抑制

プラント制御装置には、センサー異常、ケーブル断線及び入出力制御カード異常等を検出するため、入出力注意警報として入出力信号のレンジオーバー（以下、R.O.とする。）

（High 及び Low）を監視する機能を有している。正常信号（800～4000 カウント）に対し、信号レベルが 4095 カウント以上で、R.O.High、720 カウント以下で、R.O. Low の警報が設定されている。

しかし、系統切り替え、補機の起動・停止、弁開閉の際に瞬間的な圧力もしくは流量変化等によって、「プラント制御装置 入出力注意」警報が発信することが判明したため、1 次／2 次ヘリウム純化設備、1 次／2 次ヘリウム貯蔵供給設備、気体廃棄物処理設備等の圧力、流量測定回路についての警報抑制を行った。抑制は、R.O.High の異常検知は行わないことにし、R.O.Low は断線監視のため 300 カウント以下で異常検知することにした。改造成後は、通常連続運転で発停が少ない空調設備を除いて、通常状態での機器起動・停止での「プラント制御装置 入出力注意」は抑制された。

#### ④ 出力領域中性子検出器の絶縁低下対策

平成 11 年度施設定期自主検査において、出力領域中性子検出器チャンネル 3 の信号ラインの絶縁抵抗が  $1 \times 10^7 \Omega$ （前年度  $2 \times 10^9 \Omega$ ）に低下した。計測上問題はない（判定基準  $1 \times 10^6 \Omega$  以上）が、絶縁抵抗の低下している場所が、ケーブルペネトレーションより検出器側で、補償遮へい体に囲まれた中性子検出器案内管内の密閉された部分であった。このため、平成 12 年度施設定期自主点検期間中に、中性子検出器を案内管から取り出して、目視点検、端子部のアルコール洗浄及び乾燥を実施するとともに、中性子検出器案内管内の真空引き、窒素ガス置換をおこなったところ絶縁抵抗は  $2 \times 10^{11} \Omega$  に回復した。なお、中性子検出器案内管内の真空引き、ガス置換が補償遮へい体等を取り外すことなくスタンドパイプ室入口で実施できるように、ガス置換用配管を追加設置した。

#### ⑤ 原子炉スクラム再発防止対策（ヘリウム循環機自動停止ロジック回路改造）

平成 12 年 7 月 8 日「1 次ヘリウム循環機 A ロータ上部 X 軸振動 高高」信号により、1 次ヘリウム循環機 A への供給電源が自動的に遮断され、1 次ヘリウム循環機 A が停止し、その結果、1 次加圧水冷却器ヘリウム流量の低下とともに「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。

ヘリウム循環機の保護を目的に設けられた「1 次ヘリウム循環機ロータ振動信号 高高」信号は、ヘリウム循環機の上部 X、Y 軸及び下部 X、Y 軸の 4箇所に取り付けられた加速度計で測定し、任意の振動センサからの振動信号がトリップ設定値を超えると、約 0.1~0.2 秒以上継続すると、1 次ヘリウム循環機をトリップさせるインターロック信号である。このため、パルス状の擬似信号であっても異常振動として検知し、1 次ヘリウム循環機 A をトリップさせたと推定した。

対策として、これまでの振動センサの擬似信号等による異常振動を除外するため、原因調査の結果等から得られた知見である 1 次ヘリウム循環機に機械的外力が作用すると、4箇所の振動センサが振動信号を出力すること及びロータの回転が不均衡になった場合は、これによって発生する振動は継続することを考慮し、以下のロジック変更を行った。

- ・振動高高出力信号にタイマー（1秒）を設定する。
- ・上部 X 軸又は上部 Y 軸のいずれかの振動高高と下部 X 軸又は下部 Y 軸のいずれかの振動高高が同時に発生したときにヘリウム循環機停止信号を出力する。
- ・軸受温度高高、モータ巻線温度高高信号にタイマー（1秒）を設定する。

この改造により、上部軸だけの瞬間的な振動が発生しても、ヘリウム循環機の停止は抑制できる。

#### ⑥ 排風機の予備機自動起動

気体廃棄物廃棄設備排風機及び放射能測定室系廃棄 B 系統排風機は、それぞれ排風機を 2 台有しており、いずれか片方を運転している。運転している排風機に異常が発生したら自動的に予備機が起動するロジックに改造した。

## ⑦ 制御棒相対位置偏差大警報

平成 12 年 5 月 25 日 1 時 51 分に、自動モード（ローカルモード）で原子炉出力 30% の一定制御運転を行っていたところ、R1-6 制御棒が引き抜かれ、他の制御棒との相対位置偏差が 20mm 以上となり「制御棒相対偏差大」警報が発生し、手動モードに切り替わった。

原因は、制御棒保持状態時に、AC サーボモータ指令信号（速度指令）が 0mm/s とならず、負側の速度指令で保持している。この状態で、制御棒の選択から無選択、あるいは無選択から選択に切り替わると、AC サーボモータ指令信号（速度指令）が負側の速度指令保持位置から 0mm/s に変化する。この負側の速度指令保持位置から 0mm/s への変化によって、制御棒が速度指令の差分だけ動いて、制御棒の選択、無選択を繰り返すうちに制御棒位置偏差が大きくなつたものと考えられる。

対策として、AC サーボモータ指令信号誤差の大きくなっている回路について、AC サーボアンプ基板の調整を行つた。ソフトウェアの変更として、出力設定と原子炉出力が大きく離れたとき、出力指令を原子炉出力に一致させて、制御棒位置偏差を 0% にする DLM リセット回路を削除し、DLM リセット作動による制御棒選択から無選択への移行をなくした。また、原子炉出力偏差によって実行される制御棒の選択及び無選択の設定値の幅を広げ、制御棒の選択から無選択、無選択から選択の移行回数を減らすこととした。

実施した対策で、制御棒の速度指令の差分だけ動く回数は大幅に減少した。さらに、制御棒相対位置偏差を監視し、通常より偏差が大きくなつた場合の復帰手順を運転手引きに定めた。また、平成 14 年度には、より精度の良い調整ができるように AC サーボアンプ基板の改造を計画している。

## ⑧ 原子炉スクラム試験時の制御棒駆動電源しや断ロジック回路の改造

制御棒駆動電源しや断器は、原子炉出力を制御する制御棒の駆動電源を「開」「閉」する機器であり、原子炉スクラム時には自動的に「開」となる。

原子炉スクラムしや断器及びロジック回路は、保安規定により毎月 1 回作動試験を行うことが決められており、原子炉運転中も含め毎月試験を実施する。原子炉スクラムしや断器及びロジック回路作動試験時には、スクラム信号を発信するため、制御棒駆動電源しや断器が「開」となり、原子炉出力の制御に支障をきたすことになる。このため、原子炉スクラムしや断器及びロジック回路作動試験時の、バイパスしや断器を「閉」としているときには、制御棒駆動電源しや断器を「開」としないようにロジックの変更を行つた。なお、本改造を行つても、試験中に実スクラム信号が発生した場合には、スクラムしや断器及びバイパスしや断器が「開」となることから、制御棒駆動電源しや断器は「開」となり、所定の保護動作は従来どおり維持される。

## ⑨ ガスクロマトグラフ質量分析計の追加設置

HTTR の試料採取設備・1 次ヘリウムサンプリング設備は、1 次冷却設備及び 1 次ヘリウム純化設備から 1 次冷却材を採取し、化学的不純物の測定及び放射能測定を行う。この目的に添つて、1 次ヘリウムサンプリング設備は、次の測定装置から構成されている。

- ・水分濃度を測定する水分計
- ・CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, CO, CH<sub>4</sub>等を測定するガスクロマトグラフ質量分析計
- ・γ線、β線を測定する放射能測定器

なお、測定機器の耐圧上の理由から、大気圧近傍まで減圧して使用した試料は、気体廃棄物の処理施設に導いて処理し、その他の試料は、圧縮機により、1次ヘリウム純化設備を通して1次冷却設備に戻している。

HTTRでは、黒鉛構造材に対する構造健全性を維持するために、原子炉入口ガス温度に応じて、1次冷却材中の化学的不純物濃度を、不純物の種類毎に厳しく規定している。このため、1次冷却設備及び1次ヘリウム純化設備の複数の測定点から採取した1次冷却材を、ガスクロマトグラフ質量分析計及び水分計で順次、自動的に分析することにより、設備全体の化学的不純物濃度を監視している。従前はこの分析を、1台のガスクロマトグラフ質量分析計及び2台の水分計で、規定の精度を維持しながら、継続して行ってきた。

しかし、本設備で使用しているガスクロマトグラフ質量分析計は、高い分解能を持つ分析計であるが、真空容器である分析チャンバー内に、イオン源フィラメントを内蔵する構造であることから、使用状態が長期に及ぶ場合は、イオン源の汚れ、フィラメントの消耗等による分解能の低下は避けられない。このような状態になった場合は、分析チャンバーを解放し、フィラメントを交換した後、イオン源を清浄な状態に戻すためのイオン源の焼き出し作業を実施する必要がある。また、リテンションタイムのずれが許容できる値を超えた場合も、装置を停止し、吸着材を内包するカラムのエージングを実施する必要がある。いずれの場合も、一連の作業で停止した装置を、元の正常な状態に戻すためには、数日間を要する。従って、1台のガスクロマトグラフ質量分析計で運用している現状では、このような状態に至った場合、1次冷却材中の化学的不純物濃度の監視は、水分濃度を除いて中断せざるを得ない。そこで、既設ガスクロマトグラフ質量分析計と同等の性能を有するガスクロマトグラフ質量分析計をもう1台設置し、かかる状況でも、化学的不純物濃度の測定を継続して行えるように計画した。

実施に先立ち、HTTR品証委員会、原子炉運転委員会の審議を経て、平成12年4月に設工認の変更を申請し、平成12年5月に認可を受けた。その後、設計、製作、据付を実施し、30MW出力上昇試験前の平成13年1月に使用前検査を受け、運用を開始した。

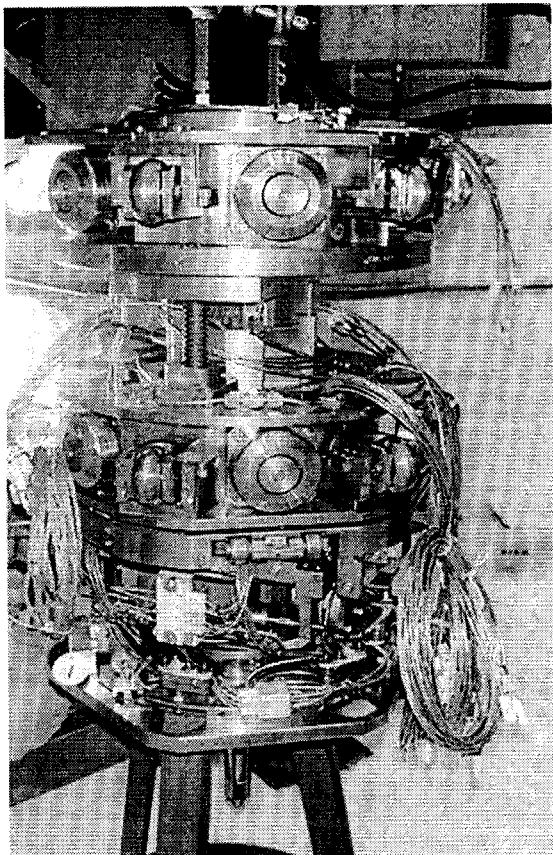
2台のガスクロマトグラフ質量分析計を設置したことにより、1台のガスクロマトグラフ質量分析計のメンテナンス等による停止期間中も、化学的不純物濃度の継続監視が可能となり、1次ヘリウムサンプリング設備の円滑な運用が、格段に向上した。

## ⑩ 燃料交換機の点検整備

出力分布測定作業を控え、グリッパが汚染していない状態で実施できる最後の分解点検を行った。第 3.2-2 図に分解点検の状況を示す。定期自主検査では、グリッパ伸縮機構を重点的に点検した。

グリッパ伸縮機構については、平歯車の外観、表面状態およびハーモニックドライブのグリース付着状態、異物の噛み込みの有無、手回しによる動作状態の確認を実施した結果、異常は認められなかった。組立後のステッピングモータ駆動装置を使用した作動確認においても、異常に円滑に動作したため問題なく使用できるものと判断した。また、グリッパ組立後の爪開閉動作試験中に、「爪開 LS」の動作不良が発生したため、「爪開 LS」、「爪閉 LS」とも予備品と交換した。

しかし、その後、グリッパ計装ケーブルが短絡していることが認められたため、一部回路を変更した。



第 3.2-2 図 分解点検中のグリッパ

## ⑪ プール水冷却浄化設備（冷却器の開放点検）

プール水冷却器 2 基の開放点検（伝熱管の肉厚測定を含む）を運転開始後、初めて行った。その結果、両冷却器とも伝熱管内側に汚れは全くなかったが、伝熱管外側及び胴内側は、補機冷却系統配管の錆及び冷却プール水中へ混入した泥がヘドロ状となって堆積していた。このため、水洗作業を行うとともに伝熱管の肉厚測定を行い異常が無いことを確認した。今後は、定期的に冷却器の開放点検を行い、性能を維持していく。

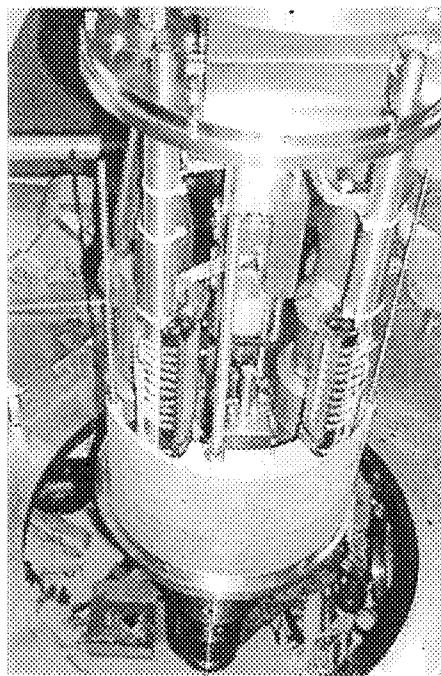
## ⑫ 制御棒交換機（グリッパ偏心抑制用バルンサの取付）

制御棒交換機（以下「CRHM」という。）のグリッパは、グリッパに接続される電気ケーブル（素子回収装置用、グリッパ用）、ワイヤロープの吊りバランス、グリッパ重心位置のずれ、CRHM 据付面の傾きなどにより、微少な偏心を有している。通常、グリッパはガイドキーによって偏心が抑制されているが、照射物貯蔵ピット（1）のように、その一部にガイドキーが無い設備では、グリッパがガイドキーから外れた時の反力によるグリッパの揺れ及び

グリッパの傾きにより、取扱対象機器のつかみ操作に時間がかかる場合がある。

このため、CRHM 運転操作時間の合理化を図ることを目的として、グリッパの偏心を抑制してグリッパの吊りバランスを調整するバランサを作成し、現地据付作業として第 3.2-3 図のようにグリッパに取付け、当該作業に関わる試験検査を実施した。

照射物貯蔵ピット（1）の A 1 穴で、その効果確認試験として、バランサ取付前と取付後に、燃料交換用 A 型クロージャへのグリッパ挿入性試験を実施した。その結果、バランサ取付前の挿入性確認試験ではグリッパ着地位置迄挿入出来なかつたが、取付後の挿入性確認試験ではグリッパ着地位置迄挿入することが出来、グリッパで取扱対象機器を円滑に CRHM 内に収納することが可能となつた。



第 3.2-3 図 グリッパへのバランサ取付け

### ⑬ 補機冷却水設備冷却塔ファンブレードの点検

平成 11 年度定期自主検査と同様に、補機冷却水設備（以下補機冷という）の冷却塔ファンブレード（以下ブレードという）の PT 検査中にブレードシャフト部分の外表面に亀裂のあることが判明した。

亀裂は、応力解析上は運転中の局部応力、繰返し応力のみで発生することは考えにくいため、製造当時からあったか又は点検等で何らかの負荷がかかり粒界に沿って粒界破壊、脆性破壊によって、表面及びその近傍の空隙が繋がり点検整備中にブラシ等でこするうちに線状傷となり表面に現れたものと判断した。

復旧に際しては材料等の力学的検討及び有限要素法でブレードシャフトの傷部を除去した形状での強度評価を行い、最大局部発生応力が許容応力に対して強度上十分余裕があることを確認し、強度上問題ない範囲(10 mm)で傷部を削取り除去することにした。削取りは形状不連続にならないようにヤスリ、サンドペーパで約 0.5 mm 削っては PT で確認する方法を線状傷がなくなるまで繰返し、成形加工した。

削り取り部分は、施設定期自主検査時に PT 検査等で追跡調査を継続して健全性を確認しているが、傷の進展は認められない。

**⑭ 加圧水空気冷却器の凍結防止装置の製作（脱着方式）**

冬季、外気温度が冰点以下になると加圧水空気冷却器伝熱管内部の冷却水が凍結し、最悪の場合、伝熱管破損が生じる可能性がある。このため、冬季は凍結防止対策として、加圧水空気冷却器伝熱管には連続通水を行い、伝熱管の凍結防止を図るために原子炉を起動できないという問題があった。

この対策として、加圧水空気冷却器に凍結防止のための装置を設置することとした。凍結防止装置は、冬季の必要な時期に短時間に且つ、簡便に取り付け、原子炉起動直前に取り外しが可能な装置として検討を行った。

加圧水空気冷却器は、空気冷却器ファンは 6 台が設置されており、その上面に加圧水が流れる伝熱管が敷設されている。伝熱管の下部へ熱風を送るため、空気冷却器ファンそれぞれの下に 12KW/台の電気式の熱風発生機を設置し、次に、熱風発生機で発生した熱をできるだけ逃がさないように、空気冷却器ファンのリングを利用してリングカバーを取り付けた。さらに、伝熱管の上部に耐候性のビニールカバーを設置し、伝熱管の保温を行うこととした。また、このカバーは、短時間に取り付け、取り外しができるように、適当な大きさに分割した。

この装置は、平成 12 年度の冬季から使用を開始した。

**⑮ 加圧水循環ポンプのメカニカルシールクーラの補修**

施設定期自主検査期間の平成 12 年 9 月に、加圧水循環ポンプ A のメカニカルシールクーラを開放したところ、腐食損傷していることが確認された。メカニカルシールクーラは、ポンプのメカニカルシールを冷却している加圧水を一般冷却水で熱交換するための容器で、伝熱管側を加圧水が、胴側を一般冷却水が流れている。腐食は伝熱管を固定している U ボルトの付近が特に激しく、脱落寸前の状態のものが 21 箇所中 7 箇所あった。又、胴の内面に減肉している箇所が認められた。メカニカルシールクーラ内を清掃した際に回収したスラッジを分析した結果、酸化鉄が主体であり、全体の成分からみると一般的な腐食と判断できた。さらに、伝熱管固定部については、U ボルトとナットの材質がステンレス (SUS304) であり、固定している板の材質が炭素鋼 (SGP) であるので、接触部が異材のため電食により腐食が加速され、損傷に至った。また、クーラ胴の減肉による板厚で耐圧強度を評価したところ、板厚は十分余裕があり、問題ないことを確認した。なお、伝熱管固定部の板は、SUS304 に材質を変更した。また、待機中のメカニカルシールクーラは、今後連続通水を行うこととした。

**3) 平成 13 年度**

**① IHX 直流制動用蓄電池の更新**

IHX ヘリウム循環機用の急速制動用蓄電池は、平成 12 年度施設定期自主点検で容量低下が確認されたため更新した。据付完了後、充電及び容量試験を行い性能を満足することを確認した。

蓄電池は、フランス国 SATF 製 SRX1900 型 195AH×30 個である。

② プラント制御装置ノートパソコン型保守ツールの整備

プラント制御装置のフィールドコントロールステーション（FCS）7台及び警報表示装置盤1台の制御ロジックモニタ、パラメータチューニング、施設定期自主点検時のソフトウェア照合及び入出力校正試験等に使用するシステムとして、エンジニアリングステーション1台を設置している。施設定期自主点検時に作業の重複する場合の作業効率の向上及びエンジニアリングステーションの不調時に対応するため、FCSに対応する簡易型のノートパソコン型保守ツールを整備した。

③ 非常用放送設備の電源変更

一斉放送に使用する非常用放送設備は、蓄電池を内蔵し停電時にも放送用アンプ盤での放送機能は保持しているが、運転指令卓のリモートマイクは停電時（非常用発電機が起動するまでの間）は使用できなくなる。このため停電等により原子炉が自動停止した場合、緊急放送に支障をきたすため、非常用放送設備の電源を非常用電源系統から計算機用交流無停電電源系統に接続を変更した。また、中央制御室のファクス装置、コピー機の電源についても非常用電源系統に接続を変更した。

④ プラント計算機のソフトウェア変更

運転経験にともなって警報設定値の見直しを行い、プラント計算機で警報を設定している異常早期発見機能の設定値を変更した。また、熱出力計算で加圧水冷却設備の除熱量計算において、加圧水流量に加圧水温度に依存する密度を考慮するため、100%出力時の加圧水温度相当の補正值（1.0194）を計算式に追加した。

異常早期発見機能の設定値変更

- ・予測警報：出力領域中性子束の短時間（計算周期）の変化率を求め、その変化率で中性子束が変動し、設定値を超えそうな場合に警報を発信する機能で、設定値と計算周期を変更した。
- ・断面監視：熱出力と出力領域中性子束の比を監視し、その比が5%を超える場合に警報を発信する機能で、単位を合わせ比較するために出力領域中性子束にかけている係数を変更した。

⑤ 後備停止系制御盤漏電検出器故障

点検中にR1-6制御棒用の漏電リレーが作動してMCCBがトリップし、「後備系電動プラグ駆動モータ過負荷トリップ」警報が発生した。調査の結果、漏電リレーのテストボタンの軸が、接着材とグリースによる環境応力腐食割れにより折損し、接点出力したものと判明した。

対策として、後備停止系制御盤内の漏電リレー16個を接着剤及びグリースを使用していない対策品と交換した。

## ⑥ 放射能計装設備ガスサンプラ流量計の校正

原子炉格納容器内及びサービスエリア放射能計装設備のガスサンプラ用ポンプは、A系、B系の2系統有り、通常1系統を運転し、各系統のサンプリングガス流量を計測しており、運転している系統だけ流量指示を行う。しかし、停止している系統の流量計にも指示があり、バイパス流れが発生し、放射能計装設備ガスサンプラに規定流量が流れていないう可能性がある。

原因としては、流量計の汚れ等が考えられたため、流量計の洗浄、掃除、流量校正試験を行ったが、バイパス流れの軽減はできたが完全にとめることはできなかった。今後、流量計の交換及びバイパス流れ停止のための逆止弁等の取り付けを検討する必要がある。

## ⑦ 原子炉入口温度測定回路改造

20MW並列・高温試験運転時に中間熱交換器(IHX)と1次加圧水冷却器(PPWC)の戻りヘリウム温度差が約10°C、各1次ヘリウム循環機間の出口ヘリウム温度に約32°Cの温度差が生じた。

並列運転時、IHXとPPWCからの戻り冷却材及びPPWCに設置されている1次ヘリウム循環機3台の出口冷却材が均一に混合されないため、原子炉入口温度計のチャンネル間に温度差が生じ、制御に用いる原子炉入口冷却材温度に比べて、実際に炉心に入る混合された平均冷却材温度が低い。このため制御に用いる原子炉入口温度を、平均混合温度とする原子炉入口温度測定回路の改造を行った。平均混合温度は、1次ヘリウム循環機4台のそれぞれの出口温度に、それに流れる流量の重みをかけて、加算処理を行って求めた。

また、各1次ヘリウム循環機間の出口ヘリウム温度に差があり、1次PWCヘリウム循環機Cの出口温度が最も高くなる。このため、1次PWC出口ヘリウム温度Cが設定値を超えた場合、原子炉入口温度の上昇を制限するインターロック回路を設けた。

## ⑧ 無線通信連絡システムの整備

機器の試運転等で原子炉建家内の連絡には、有線通話設備（ページング）を使用しているが、ページングは受話器が固定されているため、機器近傍での通話が困難であり、特に圧縮機、循環機の試運転時は機器の発する音によって通話が困難である。そこで、PHSシステムを応用した無線通信連絡システムを、原子炉格納容器内と中央制御室間に導入した。

導入にあたって、中性子計装等の微少電流回路、安全保護回路及びプラント制御装置等のデジタル回路への影響を評価し、問題ないことを確認した。PHSシステムは、ハンズフリーセットにより通話中も両手が自由に使え、また、グループ通話機能を有し、複数の人が同じ通話に入ることができるため、分散した場所にいても共通の情報を得られることから機器の試運転調整等に役立つ。

## ⑨ 1次ヘリウム循環機A回転数の変動

平成13年11月1日に原子炉出力を約80%から83%に上昇中に約10分間、1次ヘリウム循環機A号機の流量制御系の目標流量回転数が増加したにもかかわらず、回転数制御指令回路の目標回転数及び回転数センサからの実回転数が低下する制御追従の動作不良が検

知された。

調査の結果、流量制御系から回転数制御信号を、回転数制御装置に入力する電流／電圧変換器の出力配線接続部の圧着端子嵌合部のゆるみによる接触不良が認められ、触手により振動を与えると流量制御系の目標流量回転数と回転数制御装置盤内の回転数制御指令回路の目標回転数にズレが生じることが確認された。このことから電流／電圧変換器出力配線接続部の圧着端子嵌合部の接触不良が原因で、回転数変動が発生したものと考えられる。

対策として、電流／電圧変換器出力配線接続部の圧着端子嵌合部にゆるみがあったことから圧着端子の交換を行った。また、電流／電圧変換器出力端子は変換器と一体構造であるので、念のため電流／電圧変換器を予備品と交換した。

なお、本原因調査中に1次ヘリウム循環機A号機を起動しようとしたところ、回転数制御装置の「GTO SUPPLY FAULT」警報が発生し、起動できなかった。原因是、回転数制御装置で交流電圧・周波数を制御している GTO (Gate Turn Off Thyristor)のゲートパルスをコントロールしている制御カード (50-97732)の異常であった。制御カードを緊急に購入し、交換して正常に復帰した。

#### ⑩ 1次ヘリウム循環機C回転数指示の変動

平成13年11月20日に1次ヘリウム循環機C号機の回転数指示が0.1秒間だけ、約200min<sup>-1</sup>増加した。その後回転数が増加するとともに除々に発生頻度が増え、回転数指示変動幅が200～750min<sup>-1</sup>であった。100%出力上昇してヘリウム圧力制御開始後、回転数が低下するとともに、急速に発生回数が減少し、発生が見られなくなった。なお、回転数指示に変動があるときもヘリウム流量に変動は見られなかった。

回転数信号パルスの測定で、C号機はB号機に比べて信号電圧が高く、回転数が約9500～9650min<sup>-1</sup>の間で正規の回転パルスの間に高くなったり低くなったりするパルス波形が観測された。また、回転数検出回路のしきい値を測定したところ、C号機のしきい値(2.8V)がB号機(2.85V)よりやや低くかった。

回転数指示の異常が、回転数が約9500min<sup>-1</sup>付近から見られたことから、正規の回転パルスの間に現れるパルスがたまに高くなったり低くなったりするパルス波形が観測された。また、回転数検出回路のしきい値を超えて、回転数指示の増加が現れたことが考えられる。

対策として、回転数検出回路は特性試験では異常は見られなかつたが、念のため予備品と交換し、しきい値を従来より高く3.05Vに調整した。

#### ⑪ 燃料交換機(グリッパ駆動装置の分解点検及び部品交換)

燃料交換機の性能を維持するために、主要構成機器であるグリッパ駆動装置の分解点検及び部品交換を実施した。

グリッパ駆動装置の分解点検では、構成部品の外観、潤滑剤の付着状態、可動部の異物の噛み込みの有無等を確認した結果、異常は認められなかつた。

また、交換推奨期間に基づき、グリッパ・支持リンクケーブル、グリッパホース及びスリップリング等の部品交換を実施した。この中で昨年実施した定検の結果に基づき、グリッパ計装ケーブルの短絡の調査を行つたが、特に異常は確認されなかつた。なお、交換し

た部品には特に異常は見られなかった。

部品交換後、模擬ブロック 2 体による作動確認（燃料取出・装荷の模擬自動運転）を行い、異常なく円滑に動作することを確認した。

#### ⑫ プール水冷却浄化設備

冷却器 2 基の開放点検（胴の肉厚測定を含む）を行った。その結果、両冷却器とも伝熱管内側に汚れは全くなかったが、伝熱管外側及び胴内側は、昨年度の点検結果よりは少ないが、錆及びヘドロ状の堆積物で汚れていた。このため、水洗作業を行うとともに、胴の肉厚測定を行い、異常のないことを確認した。

#### ⑬ 加圧水空気冷却器熱風遮へい板の設置

原子炉で発生した熱は、1 次及び 2 次加圧水冷却器でヘリウムから加圧水に熱交換し、加圧水空気冷却器（以下、空気冷却器という。）の伝熱管部で、加圧水空気冷却器ファン 6 台により放熱する。出力上昇試験(3)までの結果で、風向によってはファン出口の空気がファン入口側に流れ込み、空気冷却器の能力が低下する場合があることが確認された。出力上昇試験(3)終了後、空気の巻き込み防止構造を決定するために、汎用熱流動解析コードを使用し、原子炉建家、空気冷却器をモデル化し解析を行った。

解析では、東北東と北東の風向きの場合、空気冷却器と原子炉建家の隙間部で、空気冷却器から吹き出した高温の空気の一部が、空気冷却器の入口側に引き込まれる事象が確認された。この対策としては、空気冷却器と原子炉建家の隙間部での空気の流れを遮へい板等で遮へいすることが効果的であると考えられた。遮へい板は空気冷却器と原子炉建家の隙間部で空気冷却器の下部に設置するが、設置する方位を 3 パターンについて解析を行った。その結果、北側、東側及び南側の一部に設置する場合が最も効果があり、空気冷却器から吹き出した高温の空気の巻き込み率は 5% 以下になることがわかった。

解析の結果に基づき、空気冷却器に熱風遮へい板（ポリカーボネイト製）を設置した。対策の効果を確認するために、空気冷却器ファン 6 台起動時のデータを設置前後で比較した結果、高温並列運転中のファン 6 台運転中の空気冷却器出入口温度、外気温度から空気の巻込率は、最高で約 15% であった。又、運転期間全域にわたる平均値は 4% となった。設置後は、北東、北、北西の風向の場合でも、空気冷却器ファンの入口空気温度の上昇は確認されず、熱風遮へい板の設置により空気冷却器ファン出口の高温空気の巻き込みがなくなった。

#### ⑭ 1 次ヘリウム純化設備コールドチャコールトラップの真空引き配管の移設

コールドチャコールトラップ（以下、CCT という。）は、容器の中に液体窒素で冷却した活性炭が入っており、ヘリウム中の空気成分等の不純物を吸着除去することを目的として 2 基設置している。CCT の外側容器は真空断熱槽になっており、真空度を高く保つことにより、液体窒素の消費量を抑えている。CCT は、吸着された放射性物質のため線量当量率が高くなるおそれがあるため、コンクリート遮へいしたピットの中に設置されている。

このため、外側容器の真空度が低下した場合に、真空引きをすることは容易でなかった。

平成 14 年 3 月に、CCT の外側容器の真空引き配管を遮へいピットの外に延長し、サービスエリアで真空引きができるようにした。配管を延長するには、ピットとサービスエリアの約 1.2m 間を貫通しなければならない。しかし、新たに貫通孔を開けるには壁の強度に影響するので難しいことがわかった。このため、既設の貫通孔のうち計装配管用を利用することとした。又、真空度が監視できるように真空計を設置した。

設置後に外側容器の真空引きを行い、約 10Torr まで真空中にできることを確認した。

### 3.3 1 次冷却設備の漏えい管理

HTTR は、冷却材にヘリウムガスを使用しているため系外へのヘリウム漏えい率を測定し、所定の値に維持されていることを確認する必要がある。ヘリウム漏えい率は、原子炉起動前に 1 次系圧力及び 1 次冷却材温度を安定させた状態で、絶対圧力法にて測定している。また、原子炉運転中においても、隨時漏えい率の測定を行えるよう「1 次冷却材小漏えい検知設備」を設置した。

本設備は、1 次冷却材の圧力降下から求めた一定時間ごとの漏えい率と、移動平均漏えい率を OPS に表示するとともに、移動平均漏えい率が設定値を超えた場合、警報を発報する。1 次冷却材漏えい率は、1 次冷却材圧力及び温度が安定した状態で求めることが可能となる。従って本設備の作動は、原子炉が定格運転となり、1 次冷却材圧力制御系を「自動」とすることにより自動的に運用されるよう設計されている。

本設備の実動作による検証を、平成 13 年 12 月から行った結果、平均漏えい率は、時間の経過とともに次第に安定し、1 次冷却材漏えい率測定でえられた実測値に近い値が得られることが確認でき、監視設備として十分な機能が期待できることがわかったので、その運用を開始した。

#### 4. 出力上昇試験

##### 4.1 出力上昇試験の経過

HTTR の出力上昇試験の経過を第 4.1-1 図に示す。

###### (1) 臨界試験

平成 10 年(1998 年)7 月 1 日から燃料装荷を開始し、燃料装荷作業はほぼ順調に進み、11 月 10 日に全炉心 30 カラムの約 2/3 にあたる 19 カラムの燃料を装荷した状態で初臨界に達した。12 月 16 日には全炉心の燃料装荷を終了し、原子炉の低出力時の特性を確認して、臨界試験を終了した。

###### (2) 10MWまでの出力上昇試験

第 1 段階の 10MW までの出力上昇試験(1)として、平成 11 年(1999 年)9 月 28 日に原子炉を起動し、出力 30kW で運転中の 10 月 1 日に、1 次ヘリウム循環機 A の電源周波数測定のために設置した仮設周波数計測器のトラブルから、電源周波数制御回路の周波数がゼロとなり、1 次ヘリウム循環機 A が停止した。このため、1 次冷却材流量が低下し「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」のスクラム信号により原子炉が自動停止したので、出力上昇試験を中断した。

出力上昇試験(1)は、平成 12 年(2000 年)4 月 23 日に再開し、所定の試験を計画通り進め、試験の一環である手動スクラム試験により 6 月 6 日に原子炉を停止して、試験を終了した。

###### (3) 20MWまでの出力上昇試験

第 2 段階の 20MW までの出力上昇試験として、平成 12 年(2000 年)7 月 3 日から原子炉を起動し、出力上昇をしていたところ、7 月 8 日に「1 次ヘリウム循環機 A ロータ上部 X 軸振動高高」のインターロック信号により 1 次ヘリウム循環機 A が停止した。このため、1 次冷却材流量が低下し「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」のスクラム信号により原子炉が自動停止したので、出力上昇試験を中断した。

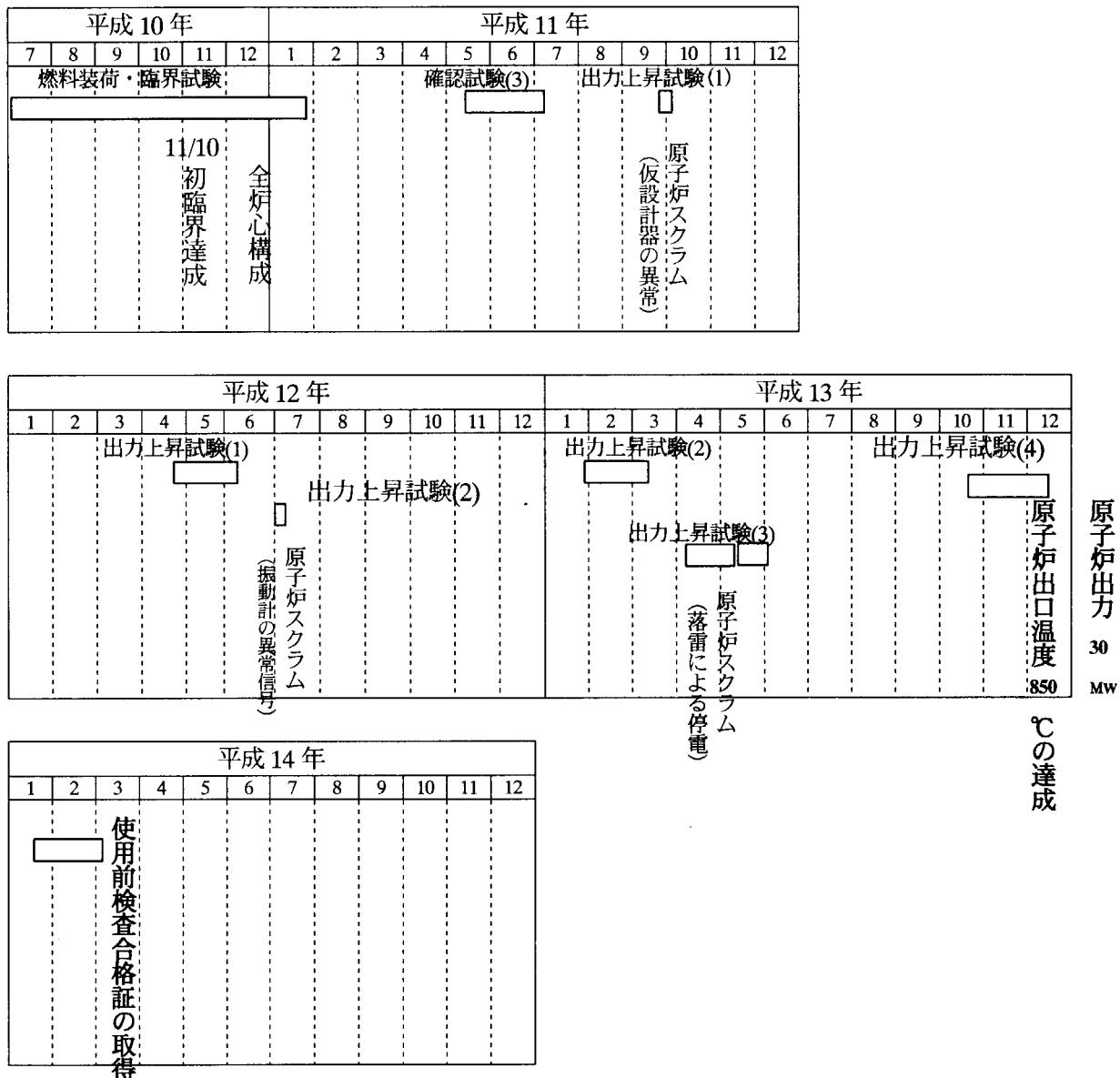
出力上昇試験(2)は、平成 13 年(2001 年)1 月 29 日に再開し、所定の試験を計画通り進め、試験の一環である商用電源喪失を模擬した 15MW からの原子炉自動停止試験により 3 月 1 日に原子炉を停止して試験を終了した。出力上昇試験(2)の結果、炉心支持板の一部の温度が、各出力の予想に比べて高い値を示し、定格出力の 30MW においては設計温度及び最高使用温度を超えるおそれのあることが判った。これについては、原子炉出力 30MW への出力上昇までに、試験結果及び解析結果を踏まえ、最高使用温度の変更及び構造健全性の再評価を行い、全ての判定基準を満足できることを確認した。

###### (4) 20MWまでの高温試験運転による出力上昇試験

出力上昇試験(2)の結果判明した炉心支持板温度の予想を上回る上昇に対し、炉心支持板の温度予測の信頼性を高めるために、定格運転モードより 1 次冷却材流量が約 18% 少ない高温試験運転モードによる 20MW までの出力上昇試験(3)を、定格出力 30MW まで出力上昇させる試験に先駆けて実施することとした。出力上昇試験(3)は平成 13 年(2001 年)4 月 14 日から開始し、20MW までの所定の試験をほぼ計画通り進め、6 月 8 日に試験を終了した。なお、試験途中の 5 月 16 日には、研究所構外の電線鉄塔への落雷により停電したが、原子炉は設計どおり安全に自動停止した。設備・機器に問題のないことを確認し、5 月 21 日に原子炉を再起動して試験を再開した。

##### (5) 30MW、850°Cの達成及び使用前検査合格証の取得

定格熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850°Cを達成させるための出力上昇試験(4)は、単独運転モードにより平成 13 年 10 月 23 日から開始した。出力上昇の過程、原子炉出力約 25MW の時点で原子炉圧力容器スカート下方の補助冷却設備の二重配管が貫通している部分のコンクリート（台座コンクリート）温度が予想外に上昇したので、原子炉出力を保持してその健全性を評価した。評価の結果、台座コンクリート温度の上昇が局部に限定され、台座コンクリートの健全性を確認したので、出力上昇を再開した。なお、約 25MW での原子炉出力保持期間中に 1 次冷却材中の不純物は、純化設備により除去され、定格出力運転時に満足すべき不純物濃度以下となった。その後、約 28MW で熱出力校正を実施した後、さらに出力上昇し、平成 13 年 12 月 7 日 2:30am に定格出力 30MW 到達を確認した。また、この間、原子炉出口冷却材温度 846°Cの到達を確認した。並列運転モードによる出力上昇は、平成 14 年（2002 年）1 月 25 日から開始し、2 月 27 日 11:00am に定格出力 30MW 到達を確認するとともに、熱利用系への供給温度として中間熱交換器 2 次側冷却材温度約 750°Cの到達を確認した。その後 3 月 6 日の商用電源喪失試験をもって文部科学省による定格運転モード(30MW、850°C運転)での使用前検査の全てを終了し、使用前検査合格証を取得した。



第4.1-1図 臨界試験から出力上昇試験(4)までの経過

## 4.2 試験の主な結果

出力上昇試験の結果のうち、使用前検査として受検した検査について述べる。

### (1) 異常時過渡応答検査

本検査は原子炉がスクラムした場合に、原子炉の安全停止および炉心の冷却を確保できることを確認すること、及び、原子炉出口冷却材温度 750°C以上の試験では、制御棒が 2 段階で挿入されることを確認する目的で実施した。

本検査については、原子炉出力 30%及び 100%において手動スクラム試験を、また、原子炉出力 50%及び 100%において商用電源喪失試験を実施し、いずれの試験においても原子炉の安全停止と炉心の冷却が確保できることを確認した。以下に並列運転・原子炉出力 100%からの商用電源喪失試験の結果について示す。

所内電源盤の受電遮断器を「断」とすることにより商用電源を喪失させた結果、「PPWC(1次加圧水冷却器)ヘリウム流量低」(定格流量の 93%)信号により原子炉がスクラムした。原子炉スクラム信号の発信により、反射体領域の原子炉スクラムしゃ断器が「開」になり、反射体領域の制御棒 9 対が挿入され、第 4.2-1 図に示すように中性子束が減少した。スクラムから 40 分後には燃料領域の原子炉スクラムしゃ断器が「開」になり、燃料領域の制御棒 7 対が挿入された。燃料領域の制御棒が挿入されるまでの 40 分間及びその後の全制御棒挿入状態において、固定反射体領域に設置されている核分裂計数管の計数率が上昇傾向を示していないことから、HTTR に特有な 2 段階の制御棒挿入による原子炉スクラムにおいて、原子炉の未臨界状態が維持できることを確認した。また、制御棒の挿入時間(制御棒要素下端部が炉心有効長の 80%まで挿入されるまでの時間)については、最大引き抜き位置にある R3 制御棒 3 対の場合約 8 秒、その他の C、R1 及び R2 制御棒 13 対の場合約 5 秒であり、規定値の 12 秒以下であることを確認した。

補助冷却設備の起動シーケンスについては、商用電源喪失から 51 秒後に補助ヘリウム循環機 A、B が起動し、起動から 20 秒以内でヘリウム流量は約 6.1t/h に到達した。(2 台運転時の規定値は、定格運転状態で 4.3t/h 以上である。) また、起動から 40 分後には、シーケンスどおり補助ヘリウム循環機 B が停止した。補助冷却水流量は、補助冷却水循環ポンプ 2 台の運転により約 72t/h に到達した。(2 台運転時の規定値は、定格運転状態で 60t/h 以上である。)

原子炉出力 100%における商用電源喪失試験時の冷却材の温度、圧力および原子炉圧力容器温度の変化を第 4.2-2 図に示す。図に示すように冷却材および構造材の温度が継続的に下降していることから、補助冷却設備により原子炉の残留熱が除去されることを確認した。

### (2) 冷却材飽和値確認検査

30MW 運転時の 1 次冷却材温度及び圧力が所定の値であることを推測するため、各出力レベルで 1 次冷却材温度を測定した。また、1 次冷却材温度及び圧力の最大値が判定基準値以下であることを確認するため、30MW 運転時の 1 次冷却材温度及び圧力の飽和値を測定した。

出力上昇試験(4)における炉出力 30MW で冷却材温度が飽和したときの値は、第 4.2-3 図及び第 4.2-4 図に示すように単独運転の場合には、原子炉入口冷却材温度は 393°C、原子炉出口冷却材温度は 842°C であり、並列運転の場合には、原子炉入口冷却材温度は 394°C、原子炉出口冷却材温度は 828°C であった。現在までのところ、並列運転時に原子炉出口冷却材温度が設計値の 850°C より 20°C 程度低くなった原因としては、出力領域中性子検出器指示値に対して原子炉熱出力が 1%

(300kW) 程度小さかったこと、1次ヘリウム流量計の指示値に対して1次冷却材流量が1%程度大きかったことによるものと推定している。なお、原子炉熱出力の1%の低下及び1次冷却材流量の1%の増加により、原子炉出口冷却材温度はそれぞれ約5°C低下する。

30MW 運転時の1次冷却材温度の飽和値は上記に示すとおりであり、判定基準以下（原子炉入口冷却材温度：397°C以下、原子炉出口冷却材温度：859°C以下）であることを確認した。また、1次冷却材圧力の飽和値は単独運転及び並列運転それぞれ 4.0MPa[gauge]であり、判定基準以下（4.0MPa[gauge]以下）であることを確認した。

### (3) 遮へい性能検査

管理区域内の線量当量率が定格出力に外挿した時に設置許可書に記載されている遮へい区分を満足すること、及び遮へい欠損等の異常を早期に発見することを目的として、各原子炉出力において線量当量率測定を実施した。

#### (a) 原子炉建家内各部屋の中性子線及びガンマ線による線量当量率測定

各原子炉出力において、原子炉建家内各部屋の中性子線及びガンマ線による線量当量率を測定した。30MWまでの結果は全て中性子線が $0.2\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下（検出限界以下）、ガンマ線が $0.2\mu\text{Sv}/\text{h}$ （バックグラウンドレベル）であった。本結果から、定格出力時に遮へい上問題となる箇所は確認されていない。

#### (b) スタンドパイプ室内の線量当量率測定

燃料取扱フロアへ影響を与えるスタンドパイプ室内の線量当量率を、中性子レムカウンタ、ガンマ線エリアモニタで測定した。原子炉出力 30MW 時の線量当量率は中性子線が約 $110\mu\text{Sv}/\text{h}$ 、ガンマ線が約 $8\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、設計値に対して十分小さい値（設計評価値の約 1/60 程度）であることを確認した。

#### (c) 原子炉まわりの線量当量率測定

スタンドパイプ室内、原子炉側部、熱電対交換ハッチ表面等に積算型線量計を設置し、原子炉の運転履歴から逆算して定格・単独運転、原子炉出力 30MW 時の線量当量率について求めた。スタンドパイプ室と熱電対交換ハッチ表面で中性子線が検出されたが、これはストリーミング成分によるものと考えられる。

### (4) 放射性物質濃度等の測定検査

炉出力 30MWまでの原子炉運転中及び原子炉停止後に人が立ち入る場所について、線量当量率及び放射性物質の測定、並びに管理区域境界及び周辺監視区域境界における線量当量率の測定を、サーベイメータ及び室内ダスト・ガスマニタを用いて実施した。測定した結果は、全て定められた基準値以下であり問題がないことを確認した。

#### (a) 原子炉運転中

炉出力 30MWまでの原子炉運転中の人が立ち入る場所の線量当量率は、単独及び並列運転とも中性子線が $0.2\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下、ガンマ線が $0.2\mu\text{Sv}/\text{h}$ （バックグラウンドレベル）であり、放射性物質濃度は検出下限濃度未満であった。また、管理区域境界の線量当量率は、単独及び並列運転とも中性子線及びガンマ線とも検出されずバックグラウンドレベルであり、周辺監視区域の線量当量率は通常値の変動範囲内であった。

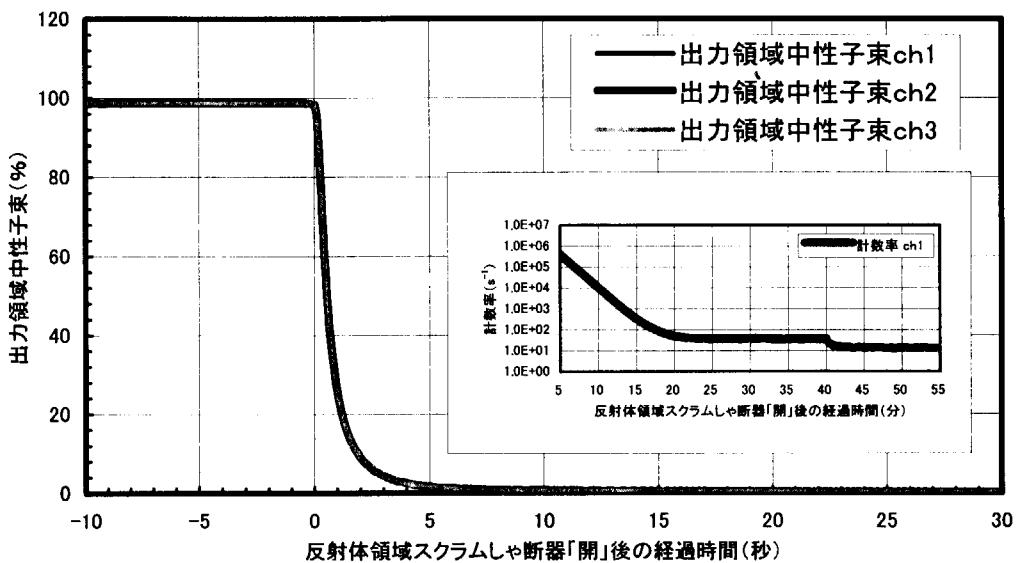
### (b) 原子炉停止後

原子炉停止後に人が立ち入る場所の定格出力(30MW)運転後の線量当量率は、単独及び並列運転とも原子炉格納容器を除く原子炉建家内については、中性子線、ガンマ線とも検出されずバックグラウンドレベルであったが、原子炉格納容器内については、1 次加圧水冷却器(PPWC)等のフィルタに放射化生成物(Co-60、Sb-124)が捕捉され、ガンマ線線量当量率が上昇し、PPWC フィルタ付近において原子炉出力 30MW 単独運転後が最大で  $300 \mu\text{Sv/h}$  であった。同様に、原子炉出力 30MW 並列運転後の IHX フィルタ部のガンマ線線量当量率は最大で  $60 \mu\text{Sv/h}$  であった。参考までに PPWC フィルタ付近に設置した可搬型ガンマ線エリアモニタの原子炉運転中の指示値は、第 4.2-5 図に示すように並列運転時に最大  $220 \mu\text{Sv/h}$  まで上昇している。なお、運転停止後に人が立ち入る原子炉建家内及び原子炉格納容器内の定格出力運転後の放射性物質濃度については、単独及び並列運転ともに検出下限濃度未満であった。

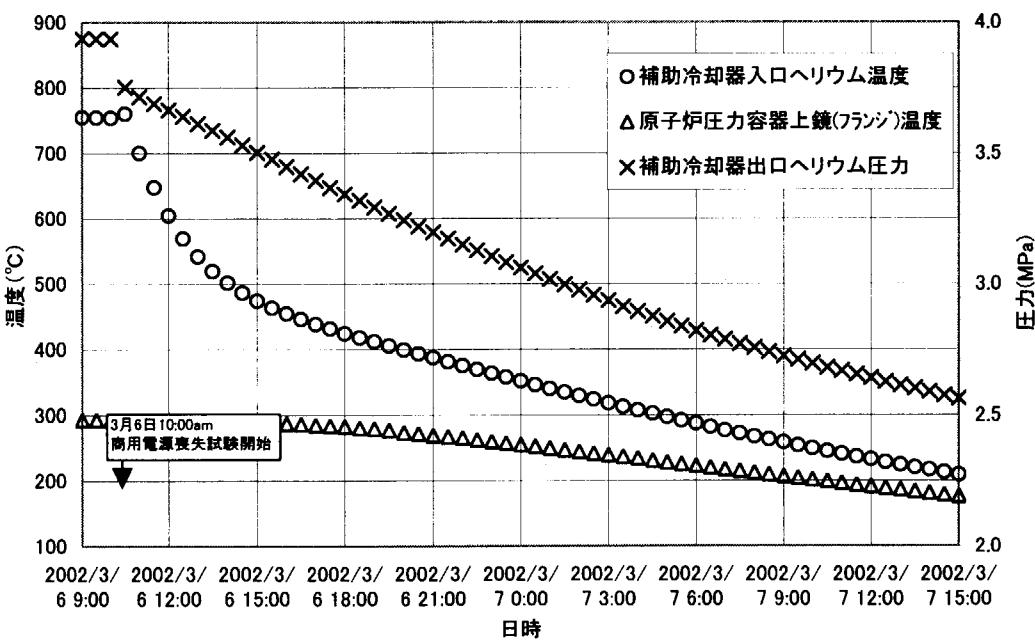
### (5) コンクリート温度確認検査

1 次上部遮へい体のコンクリートについては、系統別・総合機能試験において予想以上に温度が上昇したため、出力上昇試験開始前までに放熱板、断熱材を設置して昇温防止対策を行った。そこで、1 次上部遮へい体コンクリート温度の確認のため各出力で測定を行った。

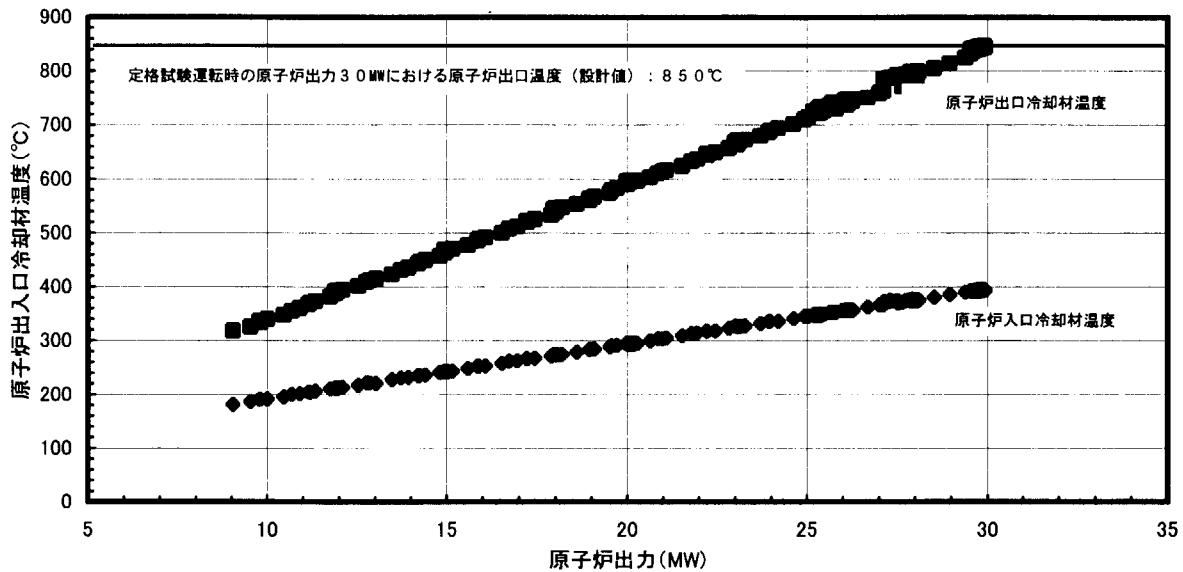
1 次上部遮へい体コンクリート温度と原子炉入口冷却材温度の関係を第 4.2-6 図に示す。原子炉出力 30MW 時の 1 次上部遮へい体最高温度は、単独運転時に原子炉入口冷却材温度  $394^\circ\text{C}$  に対して約  $82^\circ\text{C}$ 、並列運転時に原子炉入口冷却材温度  $394^\circ\text{C}$  に対して約  $83^\circ\text{C}$  となり、設計値  $88^\circ\text{C}$  を満足した。なお、これらの 1 次上部遮へい体コンクリート温度の実測値は、測定した温度及び流量を境界条件として設工認時と同じ計算コードで解析して得られた温度約  $80^\circ\text{C}$  とほぼ一致する結果となった。



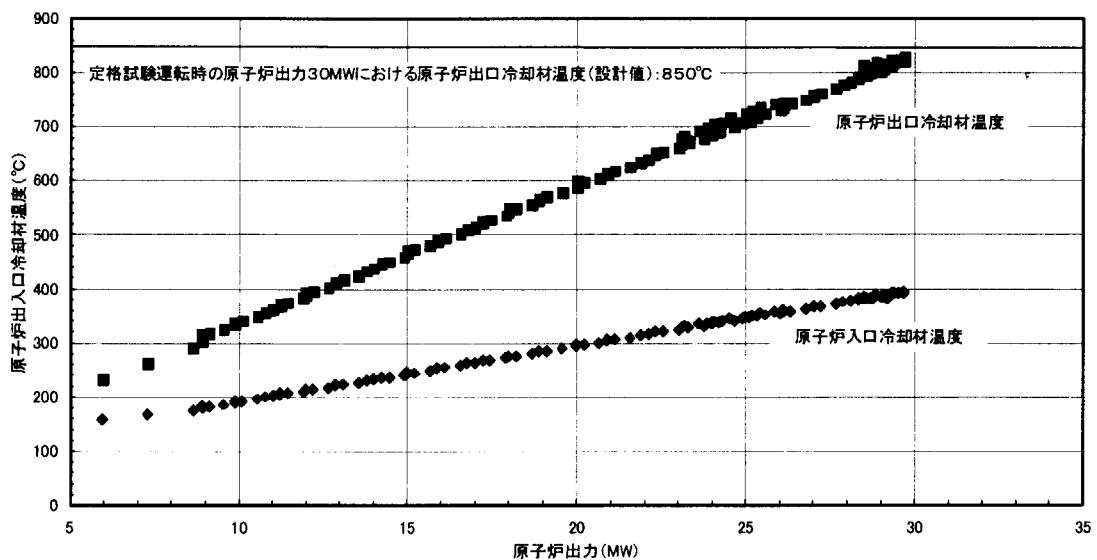
第4.2-1図 商用電源喪失試験時の出力領域中性子束及び計数率の変化



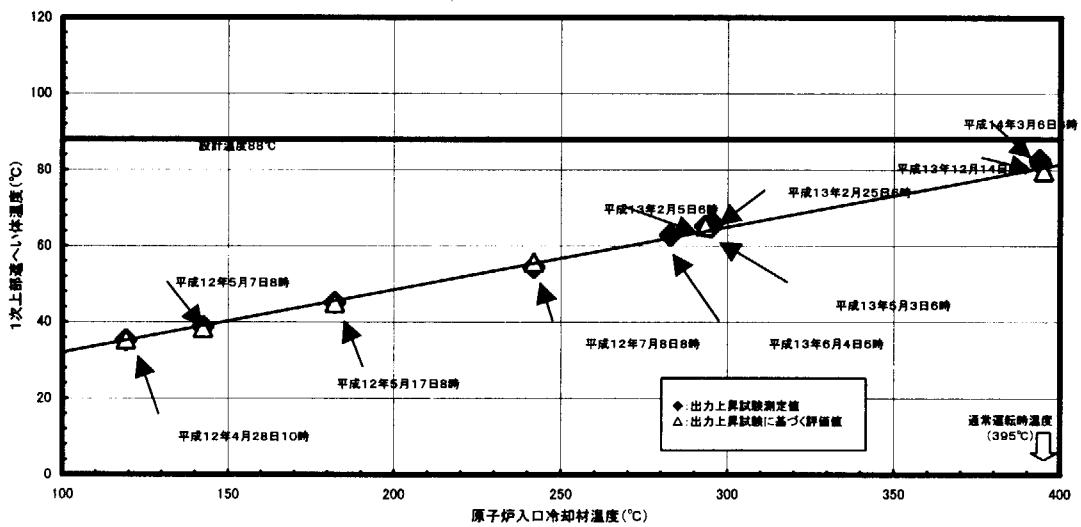
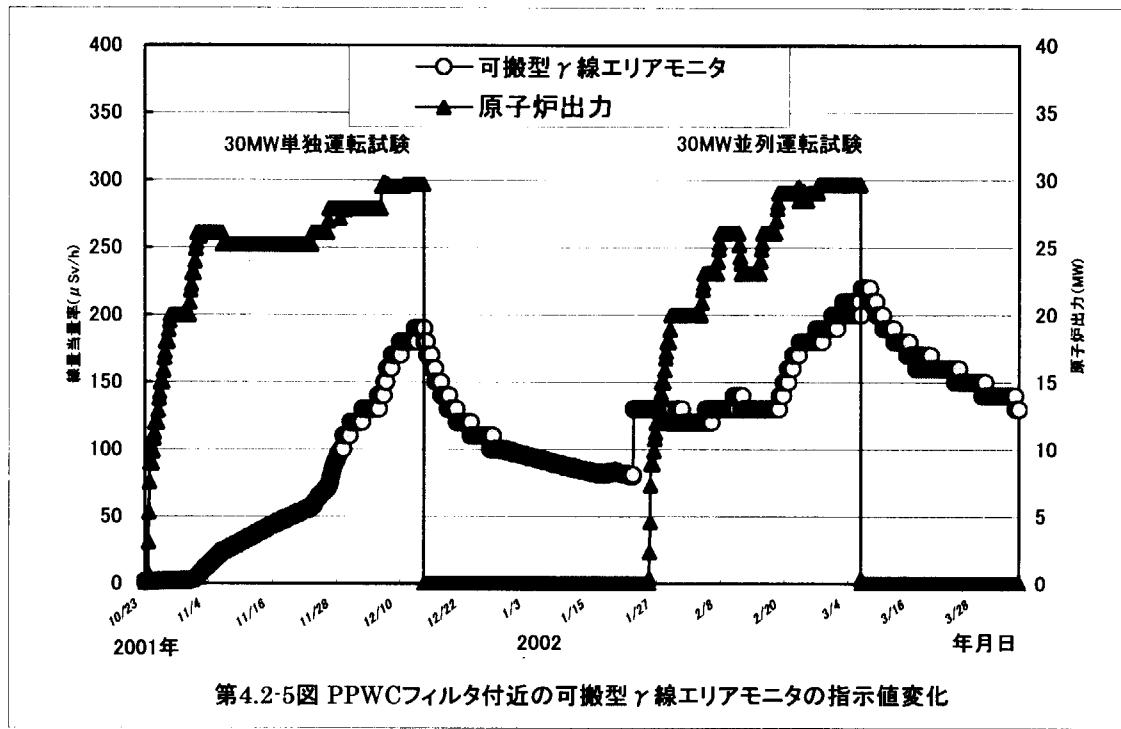
第4.2-2図 商用電源喪失試験時の冷却材温度、圧力及び原子炉圧力容器温度の変化



第4.2-3図 原子炉出力と原子炉出入口冷却材温度の関係(定格・単独30MW)



第4.2-4図 原子炉出力と原子炉出入口冷却材温度の関係(定格・並列30MW)



第4.2-6図 原子炉入口温度と1次上部遮へい体温度の関係

#### 4.3 出力上昇試験での計画外原子炉停止

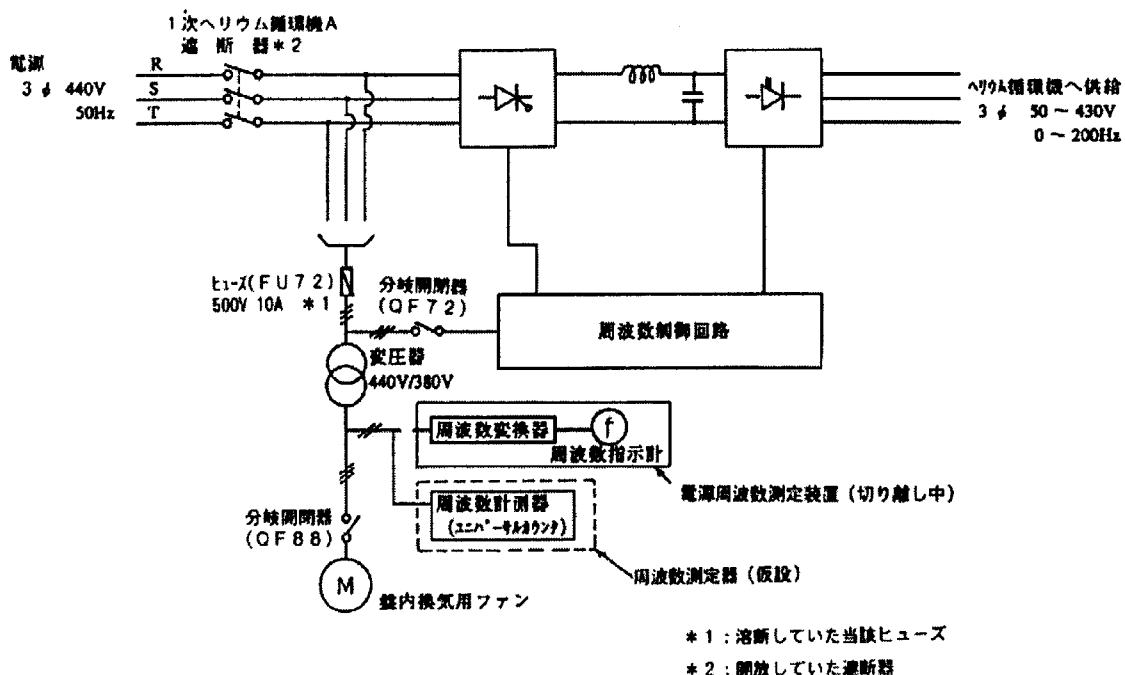
##### (1) 計測器の誤操作による原子炉自動停止

###### 1) 発生日時

平成 11 年 10 月 1 日 13 時 31 分頃

###### 2) 概要

原子炉出力 30kW で運転中、1 次ヘリウム循環機 A 回転数制御装置盤（以下、VSI 盤という。）に周波数計測器を接続して電源周波数を測定していたところ、計測器の入力インピーダンスの切替スイッチに誤って接触したことにより、計測器の入力インピーダンスが  $1M\Omega$  から  $50\Omega$  に切り替わり計測器内で短絡が生じた。このため、VSI 盤内に過電流が発生し、1 次ヘリウム循環機 A のヒューズ（FU72）が溶断した。ヒューズの溶断の結果、1 次ヘリウム循環機 A の回転数の制御が不可能になり、回転数の低下に伴って 1 次加圧水冷却器ヘリウム流量が低下し、「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」のスクラム信号が発信した。原子炉自動停止時の VSI 盤の状況を第 4.3-1 図に示す。



第 4.3-1 図 原子炉自動停止時の V S I 盤の状況

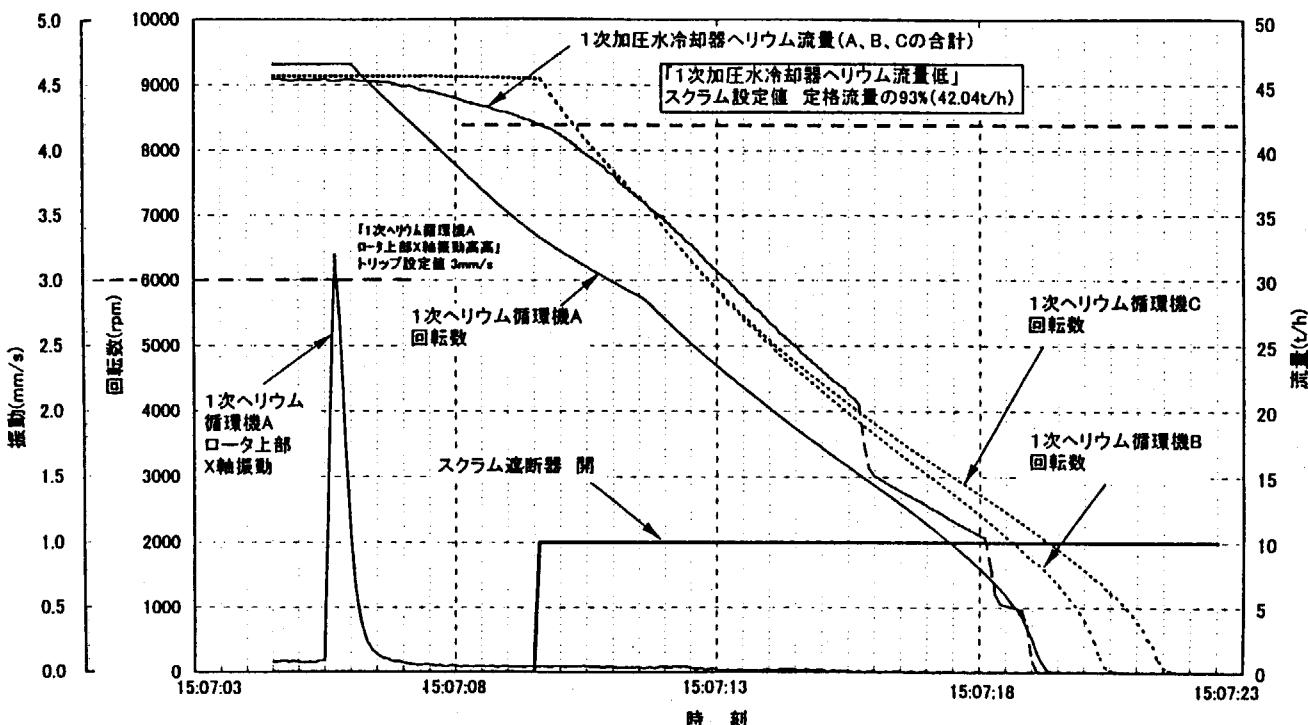
## (2) 1次ヘリウム循環機Aの振動高による原子炉自動停止

## 1) 発生日時

平成13年7月8日15時07分頃

## 2) 概要

原子炉出力 16.5MW で運転中、「1次ヘリウム循環機ロータ上部X軸振動高高」により、1次ヘリウム循環機Aへの電源供給が自動的に遮断されたため、1次ヘリウム循環機Aが停止し、その結果、1次加圧水冷却器ヘリウム流量の低下に伴う「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」のスクラム信号が発信した。原子炉自動停止時の推移を第4.3-2図に示す。「1次ヘリウム循環機ロータ上部X軸振動高高」の発生原因として、最も可能性が高い要因としては、原子炉の運転中、1次ヘリウム循環機Aの上部振動センサの底面と表面の温度差が大きいことにより、パルス状の振動信号（擬似信号）が発生したと考えられる。



第4.3-2図 原子炉自動停止時の推移

## 3) 対策

「1次ヘリウム循環機ロータ上部X軸振動高高」は、ロータの異常振動により発生したものではなく、振動センサからの擬似信号等の要因により発生したものと推定されることから、上部振動センサが温度の影響を受け難くなるよう熱遮へい対策を行った。また、これまでには任意の振動センサからの振動信号がトリップ設定値を超えると、約0.1~0.2秒以上継続すると、1次ヘリウム循環機をトリップする方法としていた。このため、パルス状の擬似信号であっても異常振動として検知し、1次ヘリウム循環機を自動停止させてしまう。そこで、1次ヘリウム循環機に機械的外力が作用すると、4箇所の振動センサが同時に振動信号を発生すること、及び

ロータの回転が不均衡になった場合に発生する振動は継続することを考慮し、振動センサからの擬似信号等による異常振動を除外するため、異常振動の検知方法を以下の方法に変更した。

上部振動センサのX軸あるいはY軸の振動信号がトリップ設定値を超えて現状より長い時間継続し、かつ、下部振動センサのX軸あるいはY軸の振動信号がトリップ設定値を超えて現状より長い時間継続した場合にトリップ動作を行う異常振動の検知方法とした。

### (3) 落雷に伴う停電による原子炉自動停止

#### 1) 発生日時

平成13年5月16日21時34分頃

#### 2) 概要

原子炉出力 15MW で運転中、落雷に伴う商用電源喪失により、1次ヘリウム循環機が停止し、「1次加圧水ヘリウム流量低」のスクラム信号が発信した。施設内を点検した後、正常に原子炉を再起動させた。

## 4.4 出力上昇試験で摘出された課題と対応

### (1) 加圧水空気冷却器のガス滞留

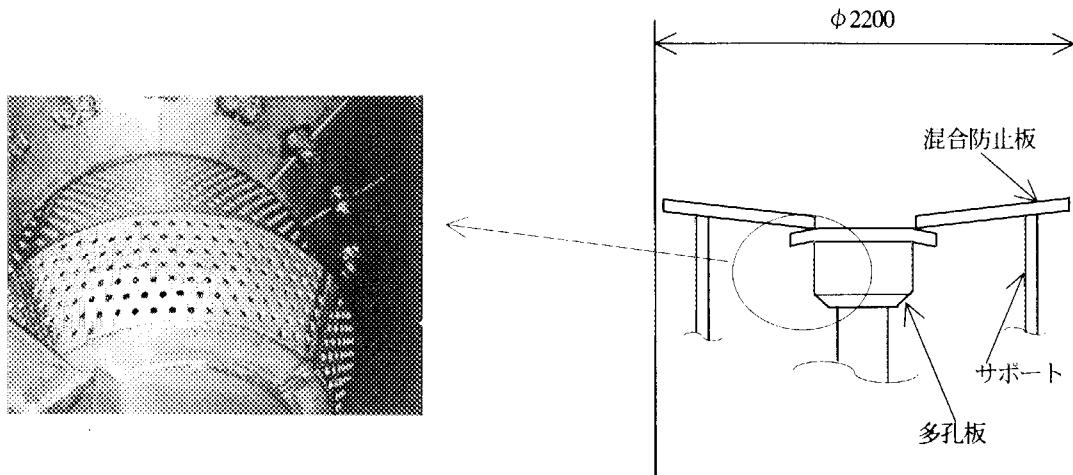
出力上昇試験(1)期間中の原子炉出力 3MW 運転中において、HTTR 原子炉建家屋上に設置している、加圧水冷却設備加圧水空気冷却器（以下、ACL という。）のヘッダの温度が各ユニット間で大きく異なっていることがわかった。そのため、ヘッダからエアベントしたところ、加圧水冷却設備の圧力を調整する窒素ガスが滞留していることが確認された。

このガス滞留が発生した原因としては、

- ① 加圧水加圧器（以下、加圧器という。）内部の水面で波立ちが生じて窒素ガスが巻き込まれた。
- ② ACL と加圧器の設置レベル差による窒素ガス溶解度の違いにより、窒素ガスが放出された。

のいずれかまたは両方と考えられたことから、現状の加圧器内部の流動確認及び ACL のガス滞留を抑制するための対策を検討した。加圧器の1/1.7 モデルのモックアップを使用しての流動確認の結果、加圧器内部では水面が波立ち、窒素ガスが巻き込まれていることがわかった。これらの対策として、加圧器内で加圧水が吹き出すノズルへ多孔板及び加圧水混合防止板を設置することとした。対策の効果を確認するために、前記モデルのモックアップを使用して試験を行った。この確認試験の結果、加圧器内部水面での波立ちではなく、ガスの溶解速度が現状の1/100～1/400 程度となっていたことから、対策は有効であると判断し、加圧器内部構造を改造することとした。

加圧器内部構造の改造は、平成12年度の定期自主検査期間中に行い、第4.4-1図に示すような多孔板、混合防止板、サポート等を設置した。加圧器内部構造の改造を行った後に実施した出力上昇試験では、原子炉運転中に ACL のガス滞留はなくなった。



第 4.4-1 図 加圧水加圧器内部構造

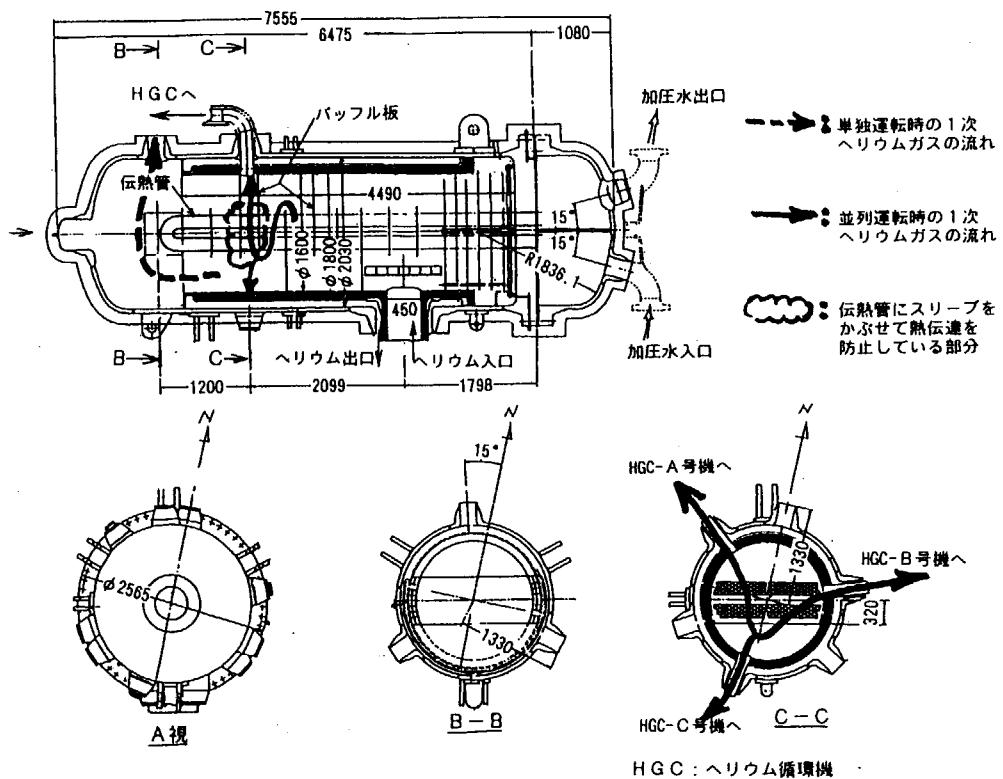
## (2) 並列運転時の 1 次加圧水冷却器の出口ガス温度偏差

IHX と PPWC から原子炉圧力容器への戻り冷却材の温度差は、20MW の定格運転時には最大 6°C、20MW の高温試験運転時には最大 10°C であった。IHX と PPWC の戻り冷却材温度差が過度に大きくなると二重管の健全性が問題となる恐れがあるため、20MWまでの試験結果から 30MW での温度差を外挿により求め、（以下の 1 次ヘリウム循環機間の温度差を考慮して）二重管の構造健全性について解析を行い、判定基準を満たすことを確認した。

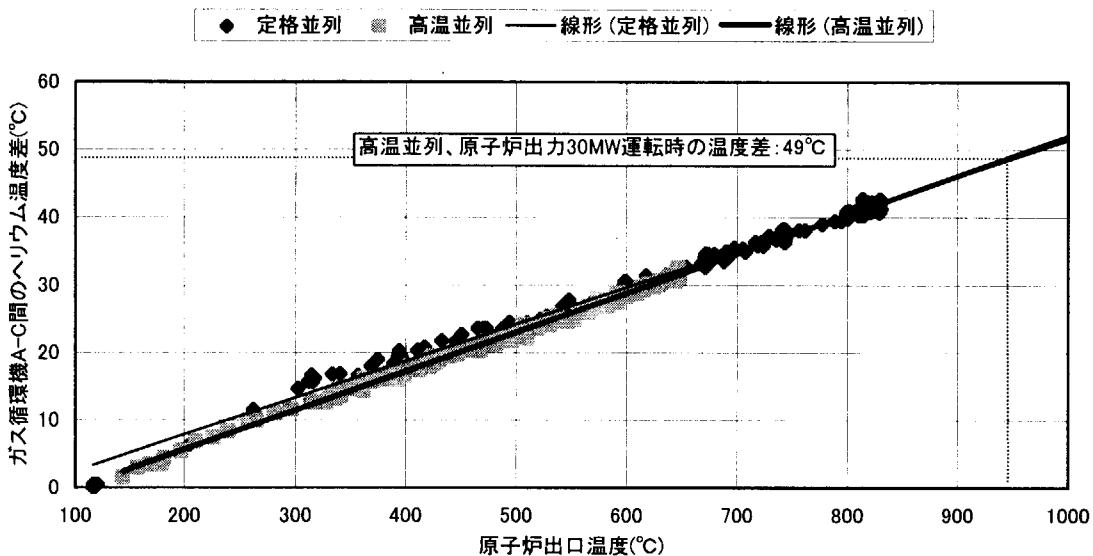
PPWC の構造と 1 次冷却材（ヘリウム）の流れを第 4.4-2 図に示す。各 1 次ヘリウム循環機間の出口温度については、20MW の定格運転時には約 30°C の温度差、20MW の高温試験運転時には約 32°C の温度差が生じた。20MWまでの試験結果から、30MW での 3 台の 1 次ヘリウム循環機間の出口温度差を直線外挿により求めると約 50°C となる。この温度差を考慮して PPWC の構造強度の評価を行い、判定基準を満たすことを確認した。なお、30MW 運転時における 1 次ヘリウム循環機間の出口温度差の測定結果は、第 4.4-3 図に示すように原子炉出口冷却材温度 828°C に対して約 43°C であった。また、1 次ヘリウム循環機出口における冷却材温度の最高値は約 416°C であり、構造材の最高使用温度 430°C を下回っていることを確認した。

この 3 台の 1 次ヘリウム循環機間の出口温度差により、各循環機からの冷却材が十分混合されない状態で原子炉入口に到達し、原子炉入口冷却材温度の制御に影響を及ぼしている可能性があった。すなわち、20MWまでの試験結果から、並列運転においては原子炉入口冷却材温度制御に使用する計測チャンネルが、混合の不十分な冷却材の高温部の温度を計測することにより、冷却材の混合平均温度を低下させていると考えられた。30MW 運転時における原子炉入口冷却材温度のチャンネル間の温度差は約 20°C と予想され、所定の原子炉出口冷却材温度を達成できない可能性があることから、現状の 3 チャンネル計測の中間値による原子炉入口温度制御系に、熱交換器

出口冷却材の平均温度による補正を考慮するように制御方法を改良した。また、30MWまでの試験結果から、制御方法の改良により炉心入口での冷却材温度は高くなり（原子炉出力20MWにおける炉心入口での冷却材温度の上昇：約3°C）、対策が有効であることを確認した。



第4.4-2図 1次加圧水冷却器の構造と冷却材の流れ



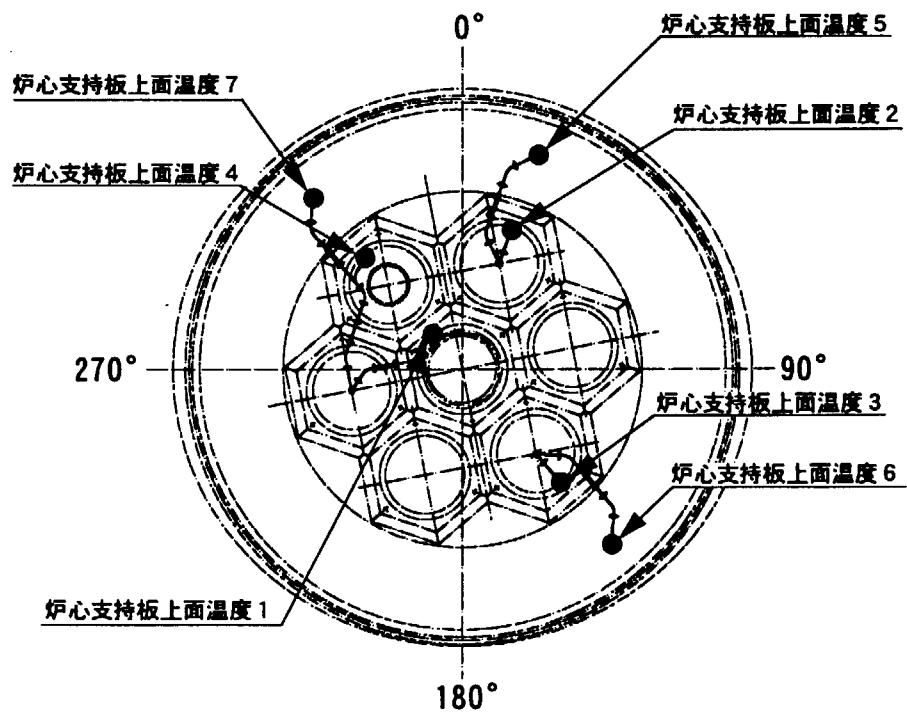
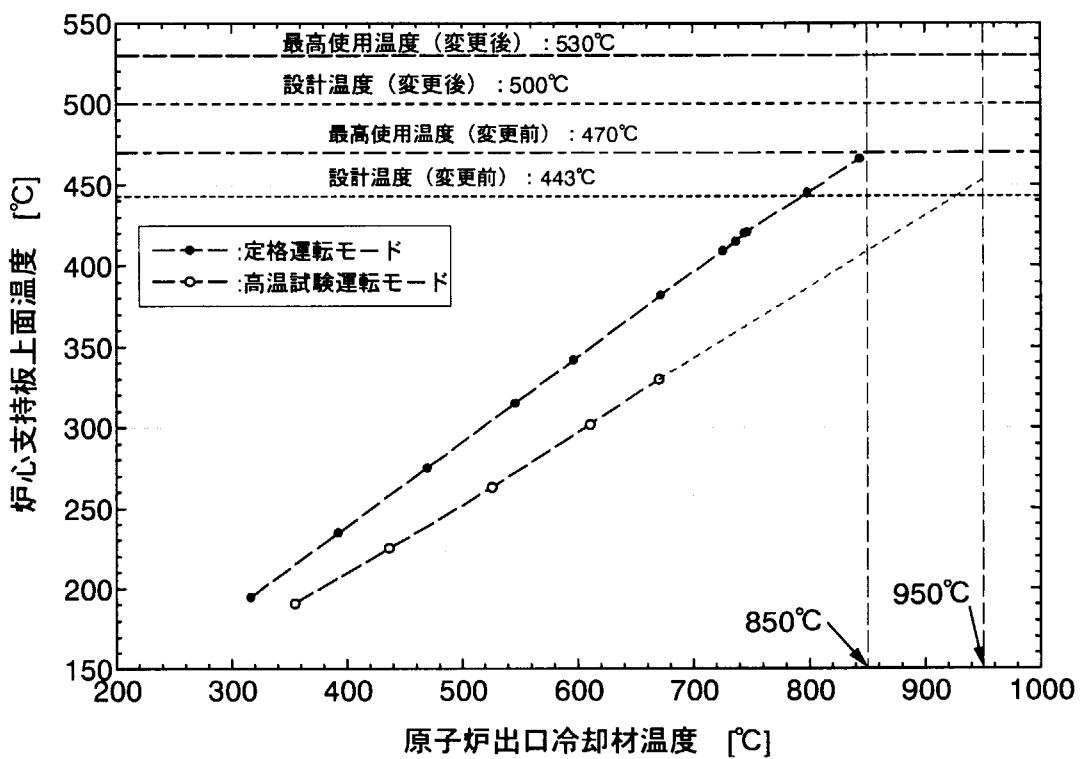
第4.4-3図 原子炉出口温度とPPWCガス循環機A-C間のヘリウム温度差の関係

### (3) 炉心支持板温度の上昇

燃料体、反射体ブロック等の炉心構成要素及び炉内の黒鉛構造物の全重量を支える鋼構造の炉心支持板の一部の温度が、定格出力 30MW の運転では、設計温度及び最高使用温度を超える恐れのあることがわかった。また、高温試験運転モードにおいて、この一部の炉心支持板温度は、定格運転モードの場合に比べて低い結果となった（第 4.4-4 図参照）。

炉心支持板の温度が上昇する原因は、温度解析等の検討結果から、炉床部の黒鉛ブロック間に生じる漏れ流れの影響によるもので、炉心差圧の変化によりシールプレート上面の間隙が変化し、出力が上昇するにつれて内側の黒鉛ブロック間の漏れ流れが多くなるため、中央の炉心支持板温度が上昇したものと判断している。

これらの試験結果及び解析結果を踏まえて、最高使用温度等の変更及び構造健全性の再評価を行い、全ての判定基準を満足できることを確認した。また、第 4.4-4 図に示すように 30MW までの試験結果から、炉心支持板温度が最高使用温度を下回ることを確認した。



第 4.4-4 図 炉心支持板上面温度 1 の測定結果

#### (4) 原子炉圧力容器台座コンクリート局部温度の上昇

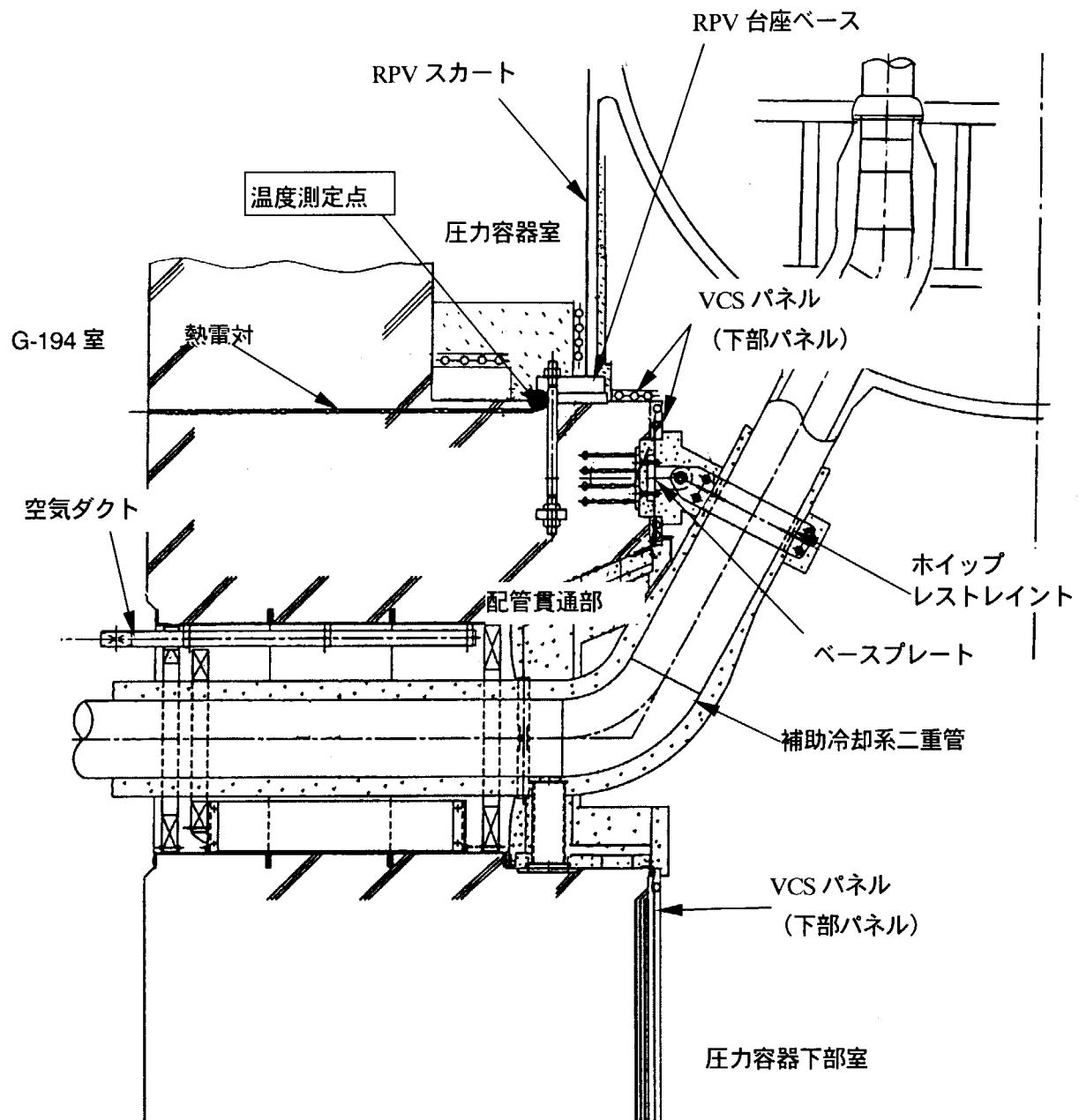
出力上昇試験において、原子炉圧力容器台座コンクリート局部温度を測定している3点のうち1点が他より高い温度を示した。他より高い温度を示した温度測定点（以下「当該コンクリート部」という。）は補助冷却系配管貫通部の近傍である。

当該コンクリート部の温度上昇の原因は、第4.4-5図に示すホイップレストレイント部からの入熱であると考え、出力上昇試験(4)の単独運転開始前に、ホイップレストレイント部に断熱材を施工し、この部分からの入熱を抑える昇温防止対策を取ったが、この昇温防止対策の効果は見られなかった。当該コンクリート部については遮へい機能を要求されていないため1次側部遮へい体コンクリートと同様の制限値を設ける必要はないこと、当該部は補助系配管貫通部の近傍であり局部にあたること、強度的にも問題ないことから、保安規定を改定し、当該コンクリート部を含む3点を原子炉圧力容器台座コンクリート局部として制限温度を90°Cとした。

保安規定の改定後、出力上昇試験を継続し、30MWを達成した。このときの当該コンクリート部温度は約70°Cとなった。この温度上昇は、高温ガス炉固有の問題であることから自主的に、継続して、原因究明のための仮設熱電対の追加設置等によりデータ取得を図り技術的な原因を明らかにすることとした。

出力上昇試験(4)での調査検討に基づき、新たな以下の対策を取るとともに、仮設熱電対を追加し測定を継続した。

- ① 考えられる入熱源からの入熱を抑えるため、当該コンクリート部の上部に熱遮へい板を設置し、圧力容器からRPV台座ベースへのふく射熱を抑える。
- ② VCSパネルの下部パネルはA系統及びB系統それぞれが12枚のパネルに分かれているが、このパネル間の冷却水流量にはらつきが認められたため、下部パネルの流量調整作業を行った。



第 4.4-5 図 温度上昇した RPV 台座コンクリート局部温度測定位置の概略図

## 5. 放射線管理

### 5.1 放射線作業時の管理

平成 11 年度から平成 13 年度において実施された主な放射線作業は、出力上昇試験、施設定期自主検査及び出力分布測定作業等である。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、隨時、放射線モニタリングを実施して放射線管理を行った。

#### (1) 出力上昇試験中の管理

平成 11 年度から平成 13 年度の 3 年間に亘って実施した出力上昇試験において原子炉運転中に人が立ち入る場所の放射性物質濃度、線量当量率及び表面密度、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  $\gamma$  線及び中性子線と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 1 次加圧水冷却器(PPWC)ガス循環機のフィルタ付近等の線量当量率が上昇し、地下中 3 階等を立入制限区域とした。なお本試験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

平成 11 年度から平成 13 年度に 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、局所排気装置による排気を行いながらグリーンハウス内で作業を実施した。なお本作業における作業者の被ばくはなかった。

#### (3) 出力分布測定作業時の管理

平成 12 年度 (9MW 出力上昇試験終了後) に炉心内の出力分布を測定するために、一部の制御棒、燃料体を炉心から取り出し、 $\gamma$  線線量当量率の測定を行い、炉心へ再装荷する作業が実施された。本作業は、制御棒交換機及び燃料交換機を用いて遠隔操作で行われた。また、メンテナンスピットにおいては、制御棒の点検等が実施された。作業中の線量当量率については、燃料体取り出し時の燃料交換機等の表面はバックグラウンドで、メンテナンスピット内の制御棒移動時はピット内のエリアモニタが最大 3.4mSv/h まで上昇したが、遮へい体収納後ピット内はバックグラウンドであった。なお本作業における作業者の被ばくはなかった。

#### (4) その他作業

その他の放射線作業として平成 13 年度に原子炉圧力容器台座コンクリート局所の温度上昇の原因調査及び熱電対の追加設置作業が行われた。圧力容器下部室は、二重管表面で最大  $\gamma$  線  $40 \mu\text{Sv}/\text{h}$  であり、本作業において最大  $0.2\text{mSv}$ (4 名) の被ばくがあった。

### 5.2 個人被ばく管理

平成 11 年度から平成 13 年度における放射線業務従事者の被ばく結果について第 5.2-1 表に示す。平成 11 年度から平成 12 年度の個人の実効線量当量は全て、検出下限線量当量未満であった。平成 13 年度は、台座コンクリート温度上昇の原因調査作業において、個人の実効線量が最大  $0.2\text{mSv}$ 、集団線量として  $0.5 \text{ person} \cdot \text{mSv}$  の被ばくがあったが、被ばく結果は、放射線業務従事

者に係る線量限度を十分下回っていた。また、内部被ばくについては、定期確認検査（四半期ごとに全身計測、<sup>3</sup>H）を実施した結果、平成11年度～平成13年度において、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

平成11年度から平成13年度において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

平成11年度から平成13年度において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。放射性ダスト及び放射性ガスの最大濃度及び年間放出量は全て検出下限濃度未満であった。

#### (2)放射性廃液の管理

平成11年度から平成13年度において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。平成11年度は年間を通して全ての核種が検出下限濃度未満であったが、平成12年度から放射性廃液中に<sup>3</sup>Hが検出された。<sup>3</sup>H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。<sup>3</sup>Hの最大濃度は、平成13年度において $1.8 \times 10^1$  Bq/cm<sup>3</sup>、年間放出量は、 $1.3 \times 10^8$  Bq/年であった。<sup>3</sup>Hの年間放出量は、大洗研究所の放出管理目標値に比べて十分低い値であった。

第 5.2-1 表 放射線業務従事者の実効線量の状況

(1) 平成 11 年度

作業者区分	放射線業務 従事者 (人)	実効線量当量分布(人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	集団線量当量 (person·mSv)
		検出下限線量 当量未満	0.2mSv 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	93	93	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	511	511	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	604	604	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

(2) 平成 12 年度

作業者区分	放射線業務 従事者 (人)	実効線量当量分布(人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	集団線量当量 (person·mSv)
		検出下限線量 当量未満	0.2mSv 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	91	91	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	622	622	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	713	713	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

(3) 平成 13 年度

作業者区分	放射線業務 従事者 (人)	実効線量分布(人)					平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)	集団線量 (person·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	87	83	4	0	0	0	0.01	0.2	0.5
外来研究員	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	410	410	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	497	493	4	0	0	0	0.00	0.2	0.5

(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。

同一人が異なる作業区分で放射線作業登録を行っている場合があるので、全作業者数は一致しないことがある。

第 5.3-1 表 HTTR から放出された気体廃棄物

## (1) 平成 11 年度

種類	測定線種 及び核種	最大濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量*
放射性ダスト	全 $\alpha$	$<2.8 \times 10^{-11}$	—
	全 $\beta$	$<1.0 \times 10^{-10}$	—
	$^{137}\text{Cs}$	$<3.7 \times 10^{-10}$	0
	$^{131}\text{I}$	$<1.8 \times 10^{-9}$	0
放射性ガス	$^3\text{H}$	$<1.9 \times 10^{-5}$	0
	$^{88}\text{Kr}$ 等	$<4.5 \times 10^{-3}$	0

## (2) 平成 12 年度

種類	測定線種 及び核種	最大濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量*
放射性ダスト	全 $\alpha$	$<2.6 \times 10^{-11}$	—
	全 $\beta$	$<9.0 \times 10^{-11}$	—
	$^{137}\text{Cs}$	$<3.7 \times 10^{-10}$	0
	$^{131}\text{I}$	$<2.0 \times 10^{-9}$	0
放射性ガス	$^3\text{H}$	$<2.3 \times 10^{-5}$	0
	$^{88}\text{Kr}$ 等	$<6.5 \times 10^{-3}$	0

## (3) 平成 13 年度

種類	測定線種 及び核種	最大濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量*
放射性ダスト	全 $\alpha$	$<2.6 \times 10^{-11}$	—
	全 $\beta$	$<8.8 \times 10^{-11}$	—
	$^{137}\text{Cs}$	$<2.7 \times 10^{-10}$	0
	$^{131}\text{I}$	$<1.1 \times 10^{-9}$	0
放射性ガス	$^3\text{H}$	$<1.9 \times 10^{-5}$	0
	$^{88}\text{Kr}$ 等	$<6.5 \times 10^{-3}$	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。

\* : 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	$^{88}\text{Kr}$ , $^{138}\text{Xe}$ 等	$3.7 \times 10^{13}$
放射性ヨウ素	$^{131}\text{I}$ 等	$3.2 \times 10^9$
トリチウム	$^3\text{H}$	$1.1 \times 10^{13}$

第 5.3-2 表 HTTR から放出された液体廃棄物

## (1) 平成 11 年度

主な核種	最大濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量 (Bq/年)	廃液量 (m <sup>3</sup> )
<sup>3</sup> H	<2.3×10 <sup>-2</sup>	0	$1.2 \times 10^2$
<sup>60</sup> Co	<3.8×10 <sup>-3</sup>	0	
<sup>137</sup> Cs	<4.3×10 <sup>-3</sup>	0	
その他	<3.4×10 <sup>-2</sup>	0	

## (2) 平成 12 年度

主な核種	最大濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量 (Bq/年)	廃液量 (m <sup>3</sup> )
<sup>3</sup> H	$8.3 \times 10^{-2}$	$3.7 \times 10^5$	$8.2 \times 10^1$
<sup>60</sup> Co	<3.8×10 <sup>-3</sup>	0	
<sup>137</sup> Cs	<4.0×10 <sup>-3</sup>	0	
その他	<3.7×10 <sup>-2</sup>	0	

## (3) 平成 13 年度

主な核種	最大濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量 (Bq/年)	廃液量 (m <sup>3</sup> )
<sup>3</sup> H	$1.8 \times 10^1$	$1.3 \times 10^8$	$4.9 \times 10^1$
<sup>60</sup> Co	<2.6×10 <sup>-3</sup>	0	
<sup>137</sup> Cs	<2.3×10 <sup>-3</sup>	0	
その他	<2.2×10 <sup>-2</sup>	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。

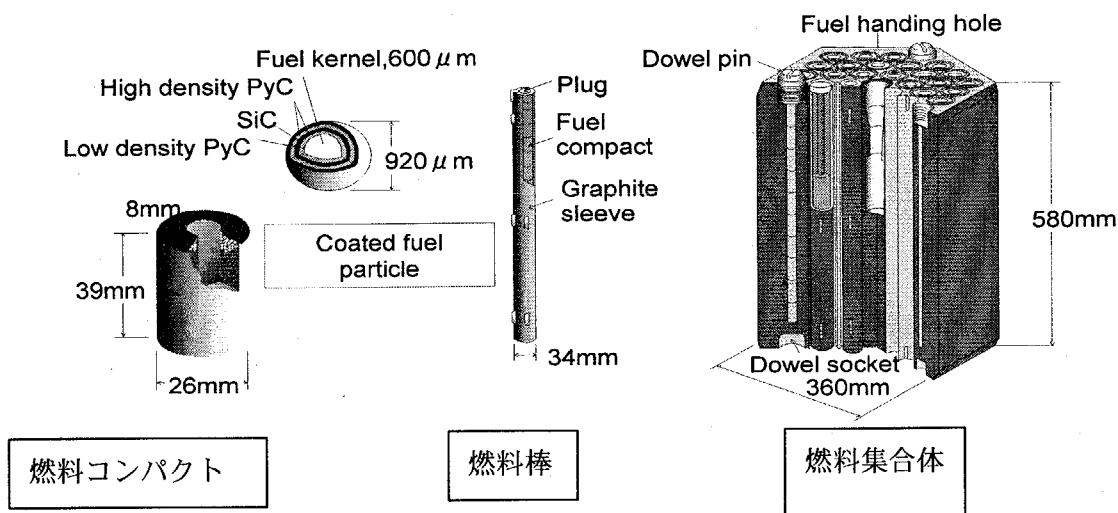
\* : 大洗研究所の放出管理目標値 (液体廃棄物)

核種	放出管理目標値(Bq/年)
<sup>3</sup> H	$3.7 \times 10^{12}$
トリチウム 以外	総量
	$2.2 \times 10^9$
	<sup>60</sup> Co
	$2.2 \times 10^8$
	<sup>137</sup> Cs
	$1.8 \times 10^9$

## 6. 技術開発

### 6.1 燃料の開発

HTTRの初装荷燃料は、燃料棒と六角柱型黒鉛ブロックからなるピン・イン・プロック型燃料体である（第 6.1-1 図）。燃料棒は、黒鉛スリーブに燃料コンパクトを 14 個封入したものである。燃料コンパクトは、燃料核を 4 層被覆した TRISO 型の被覆燃料粒子を黒鉛マトリックス材でオーバーコートした後、温間プレス、焼成したものである。炉心は燃料体を蜂の巣状の配列に積み上げて構成する。構造上、場所ごとにウランの濃縮度を変えることが容易であり、燃料最高温度を平坦化しつつ、縦方向の各列（カラムという。）の炉心最下段のブロックから流れ出すヘリウムガスの温度を均一化できるという特長を持っている。



6.1-1 図 HTTR 燃料集合体

HTTR の初装荷燃料は、日本で初めて高温ガス炉燃料の大量生産したものであり、その品質管理は重要である。そこで、原子炉の運転中に燃料の健全性を確認するために、(a) 製造時の SiC 層破損率測定、(b) 照射後加熱試験、(c) 先行照射試験及び(d) モデルによる燃料のふるまいと FP ガス挙動の評価を行った。

SiC 層破損率の測定を行い、製造工程中に測定した SiC 層破損率と 95% 信頼限界内で一致した。燃料最高温度 1600°C の許容限界に関して、SiC 層の健全性を確認するために、照射後の燃料コンパクトの加熱試験を行った。その結果、加熱後に破損粒子は発見されなかつた。また、照射後試験の 1 つとして、SiC 層中の金属 FP の拡散係数を測定し、<sup>137</sup>Cs の拡散係数は、研究開発の燃料と同等であり、高い FP 保持能力があるという結果を得た。HTTR の運転開始に先行して、初装荷用として製造した燃料の一部を JMTR のガススイープキ

キャップセル（94F-9A）に封入して、照射試験を実施した。

照射試験用燃料は、被覆燃料粒子（ $^{235}\text{U}$  濃縮度 7.9%）をコンパクトに加工したものである。94F-9A キャップセルの照射条件を第 6.1-1 表に示す。

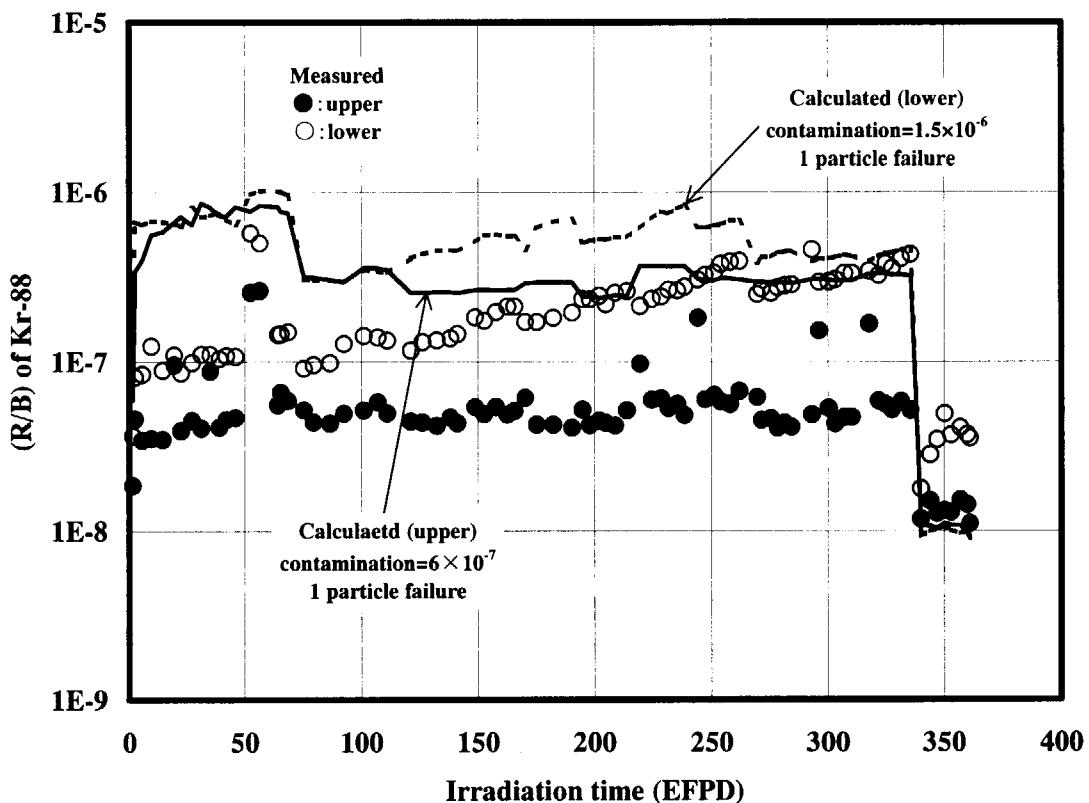
第 6.1-1 表 94F-9A キャップセルの照射条件

濃縮度 (wt%)	7.833
U 含有量 ( $\text{g} \cdot ^{235}\text{U}/\text{cm}^3$ )	0.189 (upper) 0.168 (lower)
照射サイクル	JMTR No.120～135
照射時間	8733 hours
照射温度	1300°C
高速中性子束 ( $E > 0.18\text{MeV}$ )	$2.3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ (upper) $3.1 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ (lower)
燃焼度	5.5%FIMA (upper) 7.0%FIMA (lower)

upper : キャップセル上段 lower : キャップセル下段

照射下における被覆燃料粒子の (R/B) 値は、粒子被覆層の破損率等の予測を行う上で有用な因子である。試験中の燃料挙動は、スウェーピングガス中の核分裂生成物ガス濃度の測定に基づき、放出率 (R/B) 値を算出して監視を行った。全照射期間中の定常状態における  $^{88}\text{Kr}$  の (R/B) 値を第 6.1-2 図に示す。併せて、図中に希ガス放出モデルにより解析した  $^{88}\text{Kr}$  の (R/B) 値を示す。その結果、上段については、照射末期まで燃料破損は生じていないことが分かった。一方、下段については、照射末期に 1 粒子の破損が生じている可能性があることが分かった。

今後、94F-9A キャップセル照射試料について照射後試験を実施する。その内容を第 6.1-2 表に示す。現在までに、94FP1-3 コンパクト（キャップセル上段）の電気解碎及び酸浸出を完了している。これらの照射後試験等を通して、HTTR 炉心における燃料の照射挙動及び照射特性を取得する予定である。

第 6.1-2 図 Measured and calculated (R/B) of  $^{88}\text{Kr}$  (1 particle failure)

第 6.1-2 表 94F-9A capsule の照射後試験

キャセル	コンパクト名	コンパクト				浸出液	被覆燃料粒子				
		外観検査(終了)	寸法検査(終了)	重量検査(終了)	電気解碎酸浸出		ガンマ線測定	金相試験	EPMA観察	X線ラジオグラフ(FPインベントリー用)	FPインベントリー
キャセル上段	94 FP 1-3	○	○	○	○(終了)	○	—	—	破損を含む恐れのあるコンパクトについて行う。	—	—
	94 FP 1-7	○	○	○	○	○	○	○		○	○
キャセル下段	94 FP 2-7	○	○	○	○	○	○	○	コンパクトの状態で保管する。 (NSRR 照射計画に使用)		
	94 FP 2-9	○	○	○							

## 6.2 高温制御棒被覆管の開発

HTTRにおいては制御棒被覆管用材料として900°C(スクラム時)まで使用できる耐熱性合金アロイ800Hを採用している。スクラム時の炉心内への制御棒挿入は、アロイ800Hの耐熱性によって制限され、反射体領域(低温部)と燃料体領域(高温部)の二段階に分けて行われる。耐熱性に優れた材料を制御棒被覆管に用いることにより、耐熱性によるスクラム時の制御棒挿入の制限を受けることがなくなり、高温ガス炉の制御系を簡略化させることができる。1,000°C以上の高温で使用可能な材料として炭素繊維強化複合材料(C/Cコンポジット)が挙げられる。

C/Cコンポジットは近年素材及びその加工技術、信頼性が向上し、高温機器や航空宇宙分野などで利用が拡大しているが、繊維とマトリックスからなる非均質材料であるという複合材料の特性上、異方性を考慮することが重要である。HTTR制御棒被覆管用材料として用いる場合は、これらの機械的性質、熱物性などの現状での知見に加えて、寸法変化や物性変化などの照射特性を踏まえた上で設計指針を確立する必要がある。

本開発計画では、これまでに設計指針の確立に必要となる材料データを基礎的材料特性、高温材料特性、酸化材料特性などに分けて取得してきた。一例として、繊維方向と繊維積層方向の双方の強度特性の影響を受けると考えられる曲げ強度についての試験結果を示す。

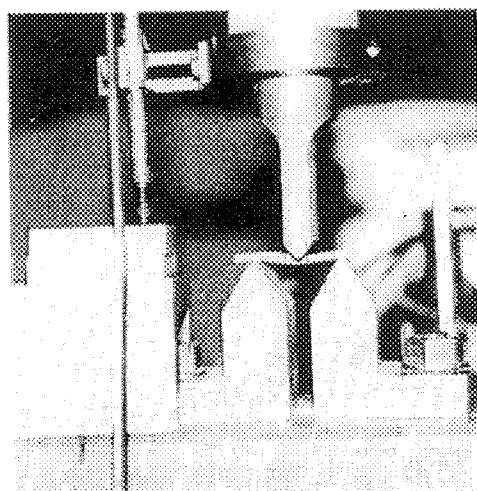
供試材は高強度炭素繊維の平織りクロスを積層し、フェノール樹脂含浸、成型加工の後フェノール含浸を施して黒鉛化熱処理した2次元C/CコンポジットCX-2702G(東洋炭素㈱製)を用いた。CX-2702Gの材料特性を第6.2-1表に示す。試験は、第6.2-1図に示すように3点曲げ試験により行った。実験で得られた3点曲げ強度をワイブル確率紙にプロットしたものを第6.2-2図に示す。結果より、3点曲げ強度は97MPa付近を境に2つの集団に分かれていることが認められた。曲げ試験後の試験片の破面を観察し、破壊モードを特定すると高強度側の集団は引張応力による破壊、低強度側の集団は圧縮応力による破壊が優勢であった。

曲げ強度が引張と圧縮、層間せん断による破壊の影響を受けていることから、これらの破壊モードの寄与から競合リスク理論に基づいたモデルで評価した。ここで、3点曲げ強度の破壊の危険率 $R_{3b}$ が引張、圧縮及び層間せん断による破壊の危険率 $R_b$ 、 $R_c$ 、 $R_t$ の和で表される。このモデルで評価した3点曲げ強度は、 $123 \pm 9$  MPaとなり、実験により得られた平均曲げ強度 $100.4 \pm 5.6$  MPaとほぼ一致した。従って、基本的な破壊モードを調べることにより複合材料のような複雑な破壊強度を理論的に予測可能であることが明らかになった。

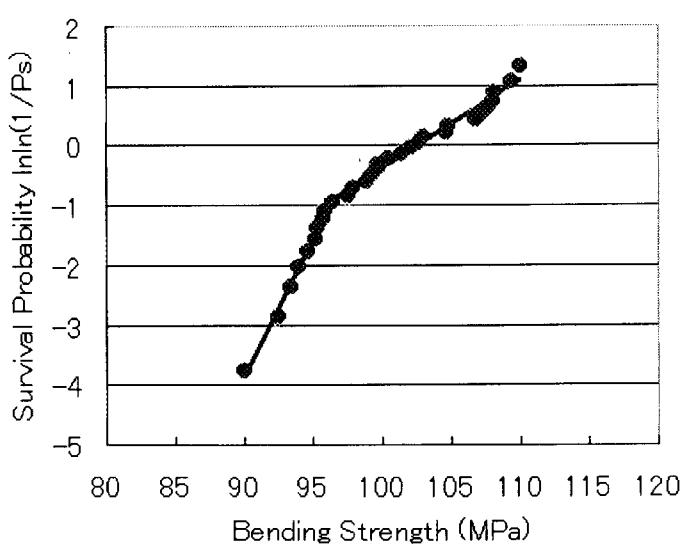
今後は破壊韌性、疲労特性、照射特性などの材料データを取得しC/Cコンポジットの異方性を考慮した設計指針の作成を進めるとともに及び制御棒構成要素の試作を行う。

第 6.2-1 表 C/C コンポジット CX-2702G (繊維方向) の物性値

かさ密度 (g/cm <sup>3</sup> )	1.58
引張強度 (MPa)	141
圧縮強度 (MPa)	62
曲げ強度 (MPa)	100
層間せん断強度 (MPa)	4.8



第 6.2-1 図 C/C コンポジット試験片の 3 点曲げ試験

第 6.2-2 図 C/C コンポジット試験片の 3 点曲げ試験結果  
(繊維方向)

### 6.3 高温照射設備の開発（使用済燃料検査室（I）内装機器の整備）

使用済燃料体取扱装置は、使用済燃料検査室（I）内において高温工学試験研究炉（HTTR）で使用した使用済燃料体及び燃料棒の外観検査、寸法検査、可動反射体のサーベイランス試験片の取り扱いを実施することを目的とした装置である。本装置の設計、製作は平成13年度に実施した。使用済燃料体取扱装置は使用済燃料検査室（I）のNo.1セル及びNo.2セル内の全面に設置されている検査架台の上で使用するものであり、本装置とマニプレータの遠隔操作により使用済燃料体の燃料棒の取り出し、挿入、検査及び可動反射体のサーベイランス試験片の取り出し、挿入、検査を行う。使用済燃料体取扱装置の操作は、セル外（通路）にいる操作者が遮へい窓からセル内を目視してマニプレータにより遠隔で操作を行う。したがって使用済燃料体取扱装置の設計では、セル内の検査架台の高さ、遮へい窓の位置、マニプレータの取扱容量及び操作範囲、除染性等を考慮した。また、本装置の製作と合わせて燃料体、燃料棒及びサーベイランス試験片を模擬した模擬ブロックを作製した。

マニプレータは、使用済燃料検査室（I）内の内装機器の操作、燃料棒及びサーベイランス試験片等の取扱い及び検査に使用することを目的としている。マニプレータの設計、製作は平成12年度から平成13年度に実施した。使用済燃料検査室（I）は、マニプレータを各遮へい窓に2本、合計6本設置できるよう貫通孔を設けている。また、使用済燃料検査室（I）内のNo.1セル及びNo.2セル内には取り外し可能な検査架台が設置されているため、検査架台は取り外し時には使用済燃料検査室（I）の床面にもアクセスできるようにする必要がある。そこで各遮へい窓に2本設置するマニプレータのうち1本は、セル床面及びセル内に設置する検査架台上面を操作範囲とし、もう1本はセル内に設置する架台上面より上のレベルを操作範囲とし、使用済燃料検査室（I）の床面から検査架台の上までアクセスできるように設計した。その他、遮へい性能等を考慮して設計した。

ペリスコープは、使用済燃料検査室（I）内の遮へい窓からの死角の確認、燃料体、燃料棒及び可動反射体のサーベイランス試験片の外観確認を目的としている。ペリスコープの設計、製作は平成12年度から実施しており、平成14年度に使用済燃料検査室（I）に設置する予定である。ペリスコープの設計では、観察対象の大きさ、遮へい性能等を考慮している。

その他、使用済燃料検査室（I）の遮へい窓からの死角及び内部の状況を確認するためのITVカメラを平成14年度に整備する予定である。また、燃料コンパクト、サーベイランス試験片等の照射後試験については使用済燃料検査室（I）の限られたスペースで実施することが困難であるため、今後、JMTRのホットラボに照射後試験設備として熱伝導率測定装置、微小硬度計、クリープ試験機、ヤング率測定装置、シャルピー衝撃試験機等を整備していく計画である。

#### 6.4 高温熱交換器機器・材料の健全性評価に関する研究

高温熱交換器機器・材料の健全性評価に関する研究の目的は、1次加圧水冷却器(PPWC)伝熱管の探傷試験技術を確立することである。PPWCはバッフル板付きシェル・チューブ熱交換器であり、径方向に8列、136本、外径25.4mm、肉厚2.6mm、長さ約10mの逆U字型の伝熱管(材料:321ステンレス鋼)を有している。PPWCは、管外を1次冷却材(ヘリウムガス)が流れ、管内を加圧水が流れる。PPWC伝熱管の両端は、軽水炉用蒸気発生器伝熱管と同様、管板に拡管シール溶接されており、主な劣化損傷原因として応力腐食割れが想定される。

探傷試験技術の確立のため、渦流探傷試験(ECT)用ボビン型プローブ、回転型プローブおよび超音波探傷試験(UT)用回転型プローブを用いた自動探傷システムを開発し、HTTRの原子炉停止期間(非破壊検査実施時点における最高到達原子炉出力は約55%)において、本自動探傷システムを用いたPPWC伝熱管の非破壊検査を実施した。

PPWC伝熱管は蒸気発生器伝熱管に比べて約2倍の肉厚があるため、PPWC伝熱管の肉厚、透磁率、導電率を考慮してECT用プローブの探傷周波数を適切に選定することにより、蒸気発生器伝熱管と同等深さの欠陥を検出可能にしている。また、伝熱管外部の構造物からのノイズが、ECT用ボビン型プローブおよびECT用回転型プローブの信号へ与える影響を低減するため、それぞれ多重周波数演算法およびフィルタリング法を適用している。さらに、UT用回転型プローブについて、検出可能な欠陥深さを蒸気発生器伝熱管と同等としたまま、走査速度を1mm/sと高速化している。管支持板付き模擬欠陥試験体を用いたモックアップ試験により、探傷プローブの欠陥検出性能を確認し、PPWC伝熱管の非破壊検査に自動探傷システムが適用できる見通しを得た。

また、ECT用ボビン型プローブにおいて、渦電流は伝熱管の周方向に流れるため、周方向に比べて軸方向の欠陥検出性能が優れている。さらに、ECT用ボビン型プローブの走査速度は、ECT用回転型プローブとUT用回転型プローブの走査速度よりはるかに速い。

そこで、本非破壊検査では、伝熱管配列の対称性を考慮し、自動探傷システムを用いたPPWC伝熱管の探傷試験技術の信頼性を確認する上で十分な数をECT用ボビン型プローブの内挿により検査することとし、68本(抜取率50%)のPPWC伝熱管の全長を検査対象とした。さらに、伝熱管68本のうち、構造上応力が高いと予想される最小曲げ半径R64mm、最大曲げ半径R239mmの伝熱管の管板部、バッフル板部、熱遮へい板部に対しては、ECT用ボビン型プローブによる非破壊検査に加えて、周方向の欠陥検出性能が優れているECT用回転型プローブとUT用回転型プローブの内挿による非破壊検査を実施した。

以下に各探傷プローブによる検査結果を示す。

##### (1) ECT用ボビン型プローブによる検査

検査対象は、最小曲げ半径R64mm、最大曲げ半径R239mmの全伝熱管(35本)に加えて、伝熱管配列の対称性を考慮して選定した曲げ半径R89、114、139、164、189、214mmの伝熱管(33本)とした。

ECT用ボビン型プローブの探傷周波数は、管支持板付き模擬欠陥試験体を用いたモッ

クアップ試験で管支持板部において管肉厚の 20%に相当する深さの外面減肉状欠陥を検出可能にした条件を考慮し、基本周波数を 30kHz とした。また、PPWC 伝熱管の管板部、バッフル板部、熱遮へい板部における補償周波数を 60kHz とした。ECT 用ボビン型プローブの走査速度は、逆 U 字ベンド部走査中の当該プローブの揺動によるノイズ信号を低減するため、モックアップ試験時の走査速度(400mm/s) より遅い 200mm/s とした。非破壊検査中、ECT 用ボビン型プローブは曲げ半径が異なる PPWC 伝熱管の所定の位置に一定速度で円滑に挿入および引抜くことができた。

検査の結果、高温のヘリウムガスが流入する多数の PPWC 伝熱管のバッフル板 1 段目部において、高い信号／ノイズ比を示した。信号／ノイズ比の最大値は 1.8 となり、ECT における有意な信号指示レベル(軽水炉用蒸気発生器伝熱管と同様、信号／ノイズ比が 2 以上)との裕度は小さかった。しかし、信号／ノイズ比が 1.8 である PPWC 伝熱管で得られたりサージュ波形の軌跡および位相は、模擬欠陥試験体に対して得られた結果と異なった。故に、ECT 用ボビン型プローブにより検査した PPWC 伝熱管に当該プローブの検出指標を超える深さの外面欠陥、すなわち、管板部、バッフル板部、熱遮へい板部において管肉厚の 20%以上に相当する深さの外面減肉状欠陥、それ以外の検査部位において管肉厚の 10%以上に相当する深さの外面減肉状欠陥は無いことが確認できた。

### (2) ECT 用回転型プローブによる検査

ECT 用回転型プローブの探傷周波数および走査速度は、管支持板付き模擬欠陥試験体を用いたモックアップ試験で管支持板部において管肉厚の 30%に相当する深さの外面スリット状欠陥を検出可能にした条件を考慮し、それぞれ 30kHz および 5 mm/s とした。

検査の結果、PPWC 内胴に最も近い加圧水出入口側最小曲げ半径 R 64mm の伝熱管のバッフル板 5 段目部において、信号／ノイズ比は最大値 1.8 となった。当該検査部位で得られたりサージュ波形の軌跡および位相は、模擬欠陥試験体に対して得られた結果と異なった。故に、ECT 用回転型プローブにより検査した PPWC 伝熱管に当該プローブの検出指標を超える深さの外面欠陥、すなわち、バッフル板部において管肉厚の 30%以上に相当する深さの外面スリット状欠陥は無いことが確認できた。

また、PPWC 伝熱管の検査位置によっては、周方向の欠陥検出性能が優れている ECT 用回転型プローブの信号／ノイズ比が、軸方向の欠陥検出性能が優れている ECT 用ボビン型プローブの結果を上回っており、両プローブによる検査が必要となることを示した。

### (3) UT 用回転型プローブによる検査

ECT 用回転型プローブにより検査した PPWC 伝熱管について、構造上応力が高いと予想される伝熱管部位を UT 用回転型プローブにより検査した。

UT 用回転型プローブの走査速度は、管支持板付き模擬欠陥試験体を用いたモックアップ試験で管支持板部において管肉厚の 10%に相当する深さの外面スリット状欠陥を検出可能にした条件を考慮し、1 mm/s とした。ここで、UT における有意な信号指示レベルは、JEAG4207(1995)に基づき、エコー振幅が 20% 距離振幅校正曲線を超えるものとする。

検査の結果、UT 用回転型プローブのエコー振幅は何れの PPWC 伝熱管検査部位も 20% 距離振幅校正曲線を下回り、UT 用回転型プローブにより検査した PPWC 伝熱管に当該

プローブの検出指標を超える深さの外面欠陥、すなわち、管板部、熱遮へい板部において管肉厚の 10%以上に相当する深さの外面スリット状欠陥は無いことが確認できた。

今後、自動探傷システムを用いた PPWC 伝熱管の供用期間中検査を計画的に実施する予定である。

## 6.5 高温原子炉圧力容器の構造健全性評価に関する研究

HTTR の原子炉圧力容器(RPV)の定格運転時温度は、冷却材の原子炉入口温度が 395°C であることから、約 400°C になる。そのため、軽水炉で使用されている Mn-Mo 鋼よりクリープ強度に優れた 2.25Cr-1Mo 鋼を RPV 材料として採用している。

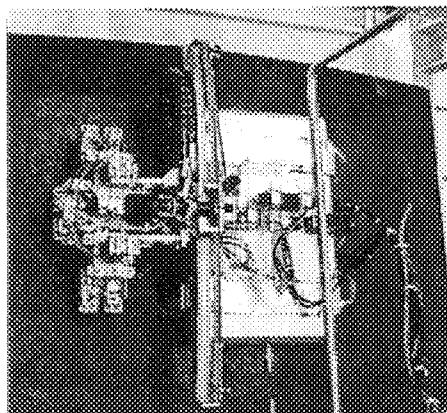
HTTR の RPV 供用期間中検査(ISI)では、溶接部の超音波探傷試験(UT)を JEAC に準拠して実施する。HTTR の ISI では、軽水炉で採用されている固定軌道式の自動 UT 装置ではなく、無軌道自走式 UT 装置を採用して設備の簡略化を図るとともに、9 方向同時探傷の採用により探傷時間を短縮して作業員被ばく低減を図るように、日本原子力発電(株)との共同研究により新たに装置を開発・製作した。

自走式 UT 装置の主要仕様を第 6.5-1 表に構造を第 6.5-1 図に示す。磁気クローラを採用して、RPV 本体に吸着して走行可能とし、RPV 溶接線に平行に設置した識別レールを UT 装置本体に設置した検知センサにより倣って走行制御を行う識別レール倣い制御を採用した。これにより、固定式の軌道を不要となり、設備の簡素化が図れた。また、作業員被ばく低減の観点から探傷時間短縮のために9方向同時探傷を行えるように9ch分の探触子を搭載できるようにしている。

識別レールに倣って位置制御を行いながら自動走行が可能なこと、9 方向同時探傷により試験体上の模擬欠陥を探傷・検知できること等を性能確認試験により確認し、HTTR の RPV 溶接部の ISI を実施し、有意な欠陥のないことを確認した。

第 6.5-1 表 主要仕様

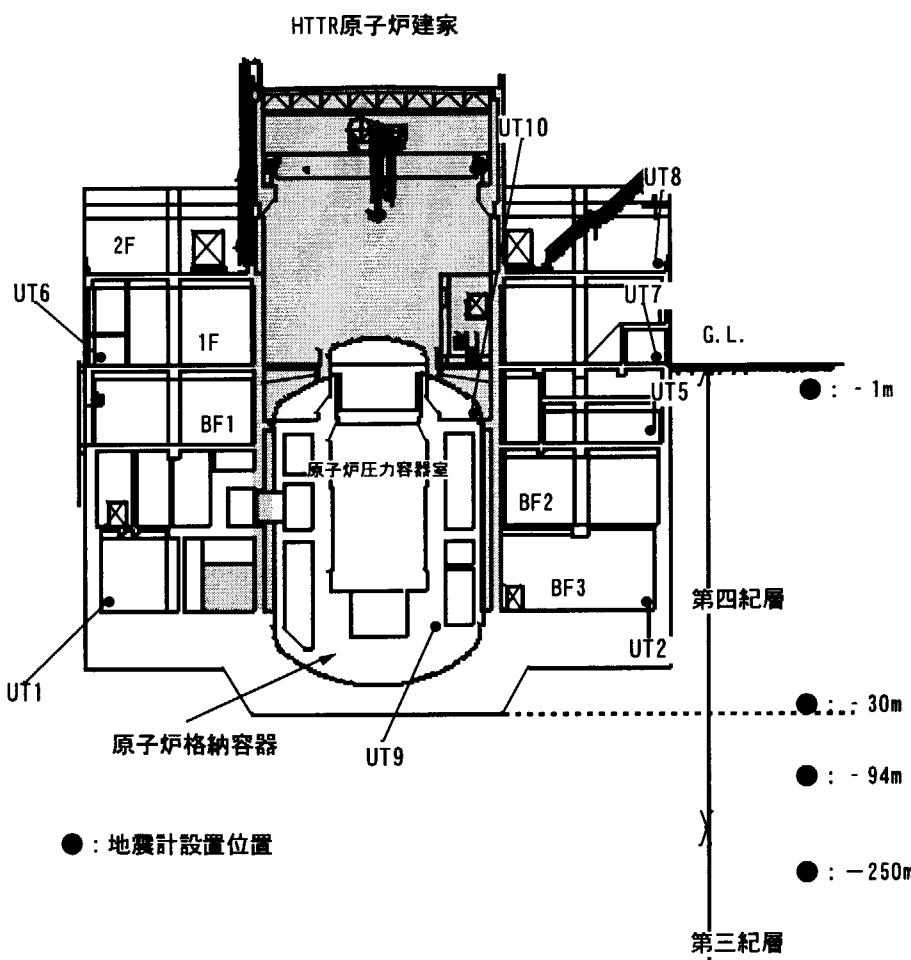
項目	仕様
型式	磁気クローラ方式
概略寸法	約 700L×800W×210H(mm)
質量	約 42kg
吸着力	1000N 以上
走行制御方式	識別レール倣い方式
探触子	45°、60°(斜角)×各 4 基 0°(垂直)×1 基
ホルダ	9ch 一体型



第 6.5-1 図 自走式 UT 装置本体

## 6.6 第四紀層立地の検討

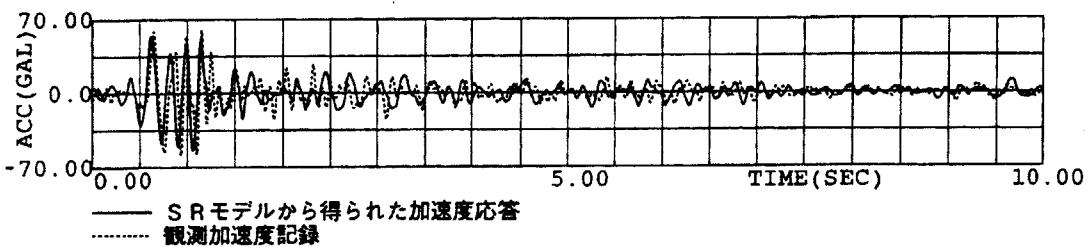
発電用原子炉施設は、国の指針により第三紀地盤（岩盤）に支持するよう定められている。HTTR の原子炉建家は、この国の指針が整った後初めて第四紀地盤（軟岩）に支持された原子炉施設である。そこで、今後の原子力施設の立地を第四紀地盤にまでに拡大する事を検討するため、HTTR 原子炉施設の地中、原子炉建家及び 1 次系機器に地震加速度計を設置し、その地震時の挙動を把握し、シミュレーション解析等を行う。地震計設置位置の概略を第 6.6-1 図に示す。今年度までに、地震観測記録を用いた地盤・建家のモデルの最適化、シミュレーション解析、地震時の安定性の検討等を行った。



第 6.6-1 図 地震計設置位置の概略

実地震で起こった地盤・建家の現象をシミュレーションによって忠実に再現するモデルを作成するため、地盤は、ボーリング調査結果の物性値を元に作成したモデルを初期モデルとし、建家は、設計時に使用した物性値のモデルを初期モデルとして、地盤・建家それぞれ個別にモデルの最適化を行った。最適化は、地震観測記録に対して時間領域でのモード解析を行い作成した伝達関数に地盤・建家それぞれの初期モデルの伝達関数が再現するように物性値を変更しモデルの最適化を行った。

シミュレーション解析では、最適化された地盤・建家のそれぞれを地盤・建家連性の S-R (スウェイロッキング) モデルとし、この S-R モデルの妥当性の確認を行った。解析は入力地震波を建家基礎部とほぼ同じ位置に設置した G.L.-30m の地震観測記録とし、その応答波として建家フロアの加速度を計算した。その結果、S-R モデルより得られた加速度応答は観測地震記録を再現しておりその妥当性を確認した。第 6.6-2 図に S-R モデルより得られた加速度応答と観測記録の比較を示す。

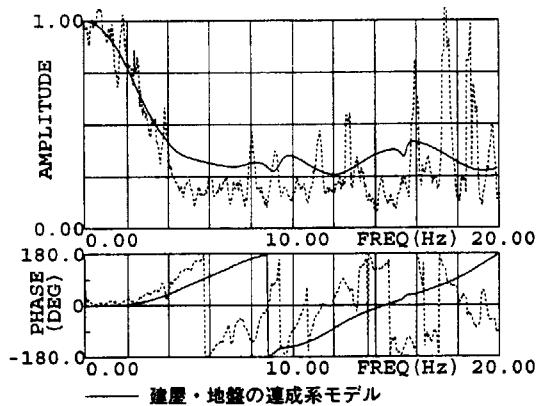


第 6.6-2 図 S-R モデルより得られた加速度応答と観測記録の比較

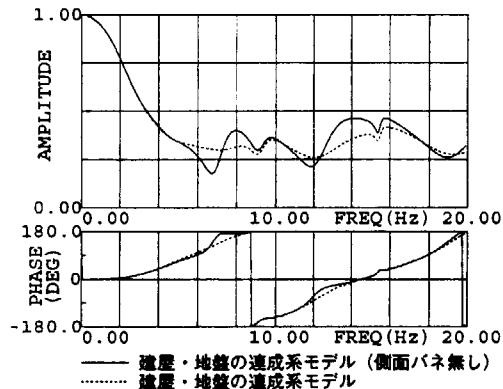
地震時安定性の検討では、シミュレーション解析で妥当性を確認した S-R モデルを用いて入力地震波に基準地震動 S1, S2 を用いた時の建家に作用する地震力（最大せん断力分布及び最大モーメント分布）を求め設計時に求められたものと比較を行った。その結果は、設計時に求められた地震力は概ね保守側に評価してあることを確認した。ただし、本検討で使用した S-R モデルは現在観測されている地震観測記録の中で比較的大きい地震波（地表面で約 100Gal 程度）を元に作成したモデルであるが地震時の挙動は線形範囲内であり、更に地震時の挙動が非線形性を示す大きな地震が観測された場合は再検討する必要がある。

建家の埋め込み効果の検討では、地盤・建家連性系モデルによる FEM 解析により建家基礎の地表面に対するスペクトル比を求めることにより検討を行った。第 6.6-3 図に連性系モデルの解析結果と地震観測記録のスペクトル比を示す。第 6.6-3 図に示す建家基礎の地表面に対するスペクトル比から、観測記録の応答は 4Hz 以上で約 0.2 であり、地盤に対して建家の応答は小さいことが分かる（他の階についても同様の傾向が見られた）。また、第 6.6-4 図に示す側面バネの有無の比較では、両者の応答がほぼ似ていることから、側方地盤の建家拘束効果は比較的小さいものと判断される。よって、地盤に対して建家の応答が小さい

要因は、建家基礎への入力波の低減が主であり、側方地盤の建家拘束効果は比較的小さいものと推察される。



第 6.6-3 図 建家基礎の地表面に  
対するスペクトル比



第 6.6-4 図 建屋基礎の地表に  
対するスペクトル比  
(側面バネの有無の比較)

1 次系機器のモデルの妥当性を確認するため平成 10 年度に実施したワイヤーカット試験及びハンマリング試験の振動試験結果を用いてシミュレーション解析を行った。その結果、解析と振動試験結果は 1 次 He 循環機のような小型機器ではよく一致し、中間熱交換器のような大型機器ではスナバーの効きを考慮すれば一致することから、モデルの妥当性を確認した。

## 6.7 モジュール型高温ガス炉に関する研究

将来実用化が期待されるモジュール型高温ガス炉について、海外で進められている実用化のための検討を基に、我が国の用件を満足する現実的かつ実用的なプラント概念を検討し、更に今後の実用化のための研究項目を明らかにすることを目的として、平成10年度から原電一原研の共同研究を進めている。平成11年度から行ってきた年度ごとの主な項目は以下の通りである。

### (1) 平成11年度の研究内容

平成11年度は、南アフリカのPBMR計画に関する入手情報のうち、キーとなる技術課題の検討として、ガスタービンについての検討と、モジュール型高温ガス炉として、ブロック型炉心の予備検討を行い主要諸元を検討すると共に、予備的な安全評価を行った。それぞれの検討結果を以下に示す。

#### 1) PBMRのガスタービン設計についての検討

PBMRのガスタービンについて、入手できた資料に基づき技術的な検討を行った。その結果、このタービンはコンパクト・軽量で、ロータ振動の面から見た成立性が高く、ほとんどの磁気軸受けとして既製品を使用することができる等の優れた点を有する設計となっている反面、空力及び強度の面でかなり無理をしていると考えられることがわかった。具体的には、ノズルと動翼の流出角が大きいため高効率の翼列の形成が困難、低圧タービン入口配管径が過小で損失が大きいと予測されること、周速が高くかつ体格が華奢であるため、ディスク強度が厳しい、ロータ質量が約31tonと推定され、スラスト荷重が磁気スラスト軸受けの製作実績（25ton程度まで）を超えるため、新たな軸受けの開発、ロータ質量の低減努力が必要である。

以上の問題があるため、この計画のまでのタービンの製作は困難であると考え、より成立性の高いタービンを計画した。その結果、寸法、重量は大きくなるものの、より実現可能なタービンを計画できた。

これらの検討結果から、今後の検討課題として、全体の構造、強度、製作性の検討、タービンディスクの成立性の検討、重量の軽減などを検討する必要のあることが明らかとなった。

#### 2) ブロック型炉心の予備的検討

実用モジュール型高温ガス炉としの基本目標を定め、炉心の予備的検討を行った。

熱出力	600MWt
原子炉入口／出口温度	528°C/850°C
燃料滞在期間	6年 バッチ数1
取り出し燃焼度	平均 120GWd/t 最高 150GWd/t
使用済燃料中の残存ウラン濃縮度	低いことが望ましい
燃料	被覆材 ZrC もしくは SiC 燃料形式 ピンインブロック、ウラン燃料

設計基準外事象として、「減圧事故 without scram」を想定しても安全性が確保されること（燃料温度が制限値を超えないこと）

この条件を満足できる炉心として、第 6.7-1 表に示す諸元を設定した。この炉心は高さ約 91cm、平径約 38cm の六角柱状の燃料ブロックを用いた積層構造であり、中心部を反射体とした環状炉心である。反応度の制御は内側及び外側の反射体領域に設けた制御棒と固定吸収体で行う。また、非常用の炉停止のため、後備停止系を用いる。燃料の濃縮度は 20% の 1 種類であり、反応度調整材の B 濃度と装荷本数を変えている。

この炉心に対して安全解析の予備解析として、減圧事故の解析を行った。判断基準としては、燃料の最高温度が 1800°C 以下であること、圧力容器の温度については ASME コードを参考に、538°C とした。解析の結果、燃焼初期及び末期においてもいずれの判断基準を満たすことを確認した。

次に、安全裕度の確認を目的として、「①減圧事故+スクラム失敗」と「②制御棒引き抜き+減圧事故+スクラム失敗」という 2 つの事象の解析を行った。

その結果、①のケースでは燃料温度は制限値を下回り、安全性は確保されることがわかった。②のケースでは、制御棒引き抜きによる反応度が  $1\% \Delta k/k$  程度で炉心の最高温度は 2000°C を超える結果となった。

## (2) 平成 12 年度の研究内容

平成 12 年度では、前年度に行った検討に基づき、PBMR の経済性向上策の検討、ブロック型炉心の性能向上のための検討等を行った。主な検討結果を以下に示す。

### 1) PBMR の経済性向上策の検討

経済性向上策の検討として、各部施設の合理化、共用化による経済性の向上を検討した。その結果、燃取設備、プラント補助設備等の合理化、現地工事合理化等によって、平成 11 年度の検討結果に対して建設費を約 2%（約 4 億円）低減できる結果となった。

### 2) ブロック型炉心の性能向上のための検討

11 年度検討した炉心について、残存濃縮度を低減させるための改良法と、反応度事故時の評価について見直しを行った。11 年の検討では取り出し燃料の残存濃縮度が高くなる見込みであった。これを低減することを目標として、燃料交換方法、反応度調整材の装荷法の見直しを行った。その結果、燃料交換間隔 2 年、2 バッチ、平均初期濃縮度を 14wt% 程度にすることで残存濃縮度を 4wt% 以下にできることがわかった。

反応度事故については、「制御棒引き抜き+減圧事故+スクラム失敗」の事象について、平成 11 年度より詳細な手法により解析を行った。その結果、燃料温度は 2300°C を超える結果となった。これに対しては、設計上及び評価手法上の方法で対応を図ることが考えられるが、本来この事象は安全裕度を確認するためであり、発生頻度が低いことを考慮する必要がある。

なお、これらの検討の他に、炉構造概念、燃料サイクル、ブロックの放射化、安全基準の検討等を行った。

## (3) 平成 13 年度の研究内容

平成 13 年度は、これまでに検討してきたモジュール型高温ガス炉について、減圧事故

時の黒鉛酸化挙動、被ばく評価を行った。また、熱利用／発電併用高温ガス炉プラントの検討、安全基準の検討、海外の高温ガス炉に関する経済性評価を行った。主な検討結果は以下の通りである。

1) 減圧事故の黒鉛酸化挙動と被ばく評価

これまで実施してきたモジュール型高温ガス炉の設計として、減圧事故時の黒鉛酸化挙動評価、通常運転時並びに事故時放出放射能評価のためのソースターム検討、減圧事故時の被ばく評価を行い、格納容器を省略する場合の検討課題を明らかにした。また、モンテカルロ解析により制御棒反応度価値の評価精度の向上が図れる見通しであることを明らかにした。

2) 热利用／発電併用高温ガス炉プラントの検討

熱利用／発電併用高温ガス炉プラントの設計検討では、夜間に高温ガス炉からの熱と電気により高温水蒸気電解で水素を発生させ、昼間には高温ガス炉と夜間に発生させた水素を用いた燃料電池で発電するシステムについて、全体の系統構成、各機器の設備仕様、ヒートマスバランス等の設計と経済性評価を行った。その結果、ピーク電源やミドル電源に用いられている揚水式水力発電や LNG 火力発電と比較して経済性において優位性があることが明らかとなった。

第 6.7-1 表 平成 11 年度に検討した実用モジュール型高温ガス炉の主要諸元

項目	諸元	備考
熱出力	600MW	
原子炉入口冷却材温度	530°C	
原子炉出口冷却材温度	850°C	
冷却材圧力	6.8MPa	
冷却材流量	398.3kg/s	
目標燃焼度	120GWd/t	
燃料交換頻度	2190 日	
燃料交換方式	1 バッチ (目標)	2 年毎に固定吸収体除去
燃料体形式	ピンインブロック	
燃料粒子	ZrC 被覆粒子	
カーネル直径	600μm	
粒子直径	970 μm	
粒子充填率	35%	
ブロック平径	57cm	
燃料ピン数	57	
コンパクト外径	2.09cm	
コンパクト厚さ	0.64cm	
冷却孔内径	3.6cm	
冷却材流路幅	0.38cm	
ブロック高さ	91.1cm	
燃料ブロック段数	9 段	
内側可動反射体	49	
内側制御カラム	12	
内側合計カラム数	61	
燃料カラム数	102	
外側可動反射体	30	
外側制御カラム	18	
圧力容器内径	8m 以下	
炉心平均出力密度	5.74W/cc	

## 6.8 高温ヘリウム漏えい箇所特定システムの開発

本研究は、HTTR（高温工学試験研究炉）で適用できる高温環境下での高温 He 漏えい箇所特定システムを開発し、漏えい箇所特定のための支援・特定アルゴリズム機能を有した知的システムの構築を図ることを目的としている。本システムは、フランジ等から漏えいする He による光ファイバの温度変化及び漏えいガスの放射線計測による He 漏えいを検知するものである。

ガス漏えい検知技術及び漏えい事故等の事例調査として、一般に利用されているガス漏えい検知技術と実機プラント、研究施設等における冷却材等漏えい事故を調査した。また、HTTR の運転記録から環境温度、放射線線量率等を把握し、設計するセンサの仕様を決定した。

### (1) 温度センサによる漏えい検出

センサを試作し、写真 6.8-1 に示す漏えい模擬試験装置により行った試験の結果、従来の圧力降下法による検知時間（約 1 週間）に比べて、約 1 時間（漏えい量  $20\text{cm}^3/\text{s}$ ）の短時間で検出可能であることを確認した。

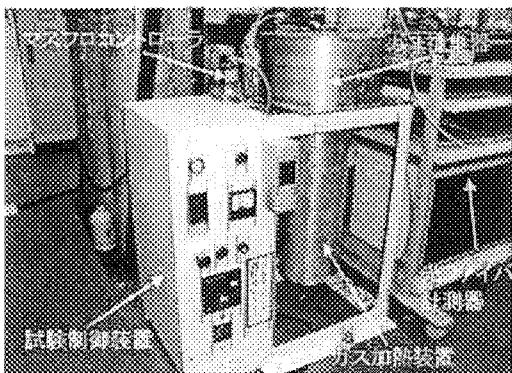


写真 6.8-1 漏えい模擬試験装置

### (2) 放射線センサによる漏えい検出

本研究では、漏えい He に含まれる FP 濃度から漏えいを検知する「直接検出法」と、空気と He の放射線の阻止能の差を利用して漏えいを検知する「Active 検出法」の検討を実施した。

#### ① 直接検出法

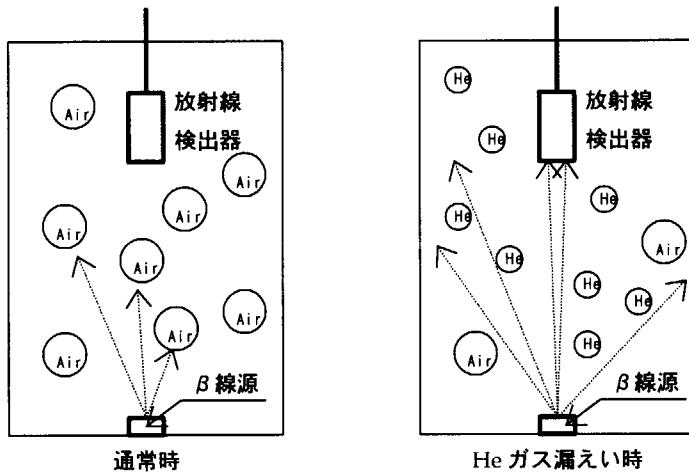
シミュレーション評価の結果、 $1 \sim 3\text{h}$  で  $100\text{Bq}/\text{cm}^3$  の検出が可能であることを確認した。

#### ② Active 検出法

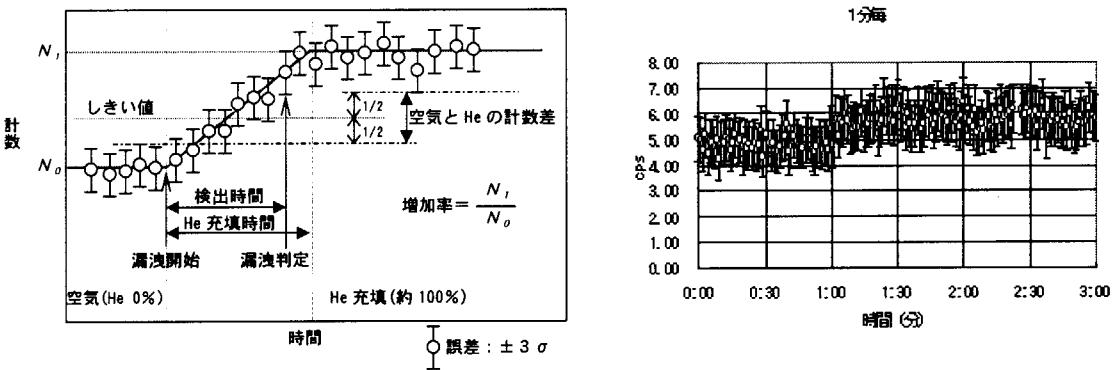
試験の結果、漏えい量  $0.2 \sim 5.0\text{cm}^3/\text{s}$  の検出が可能であることを確認した。なお、各種線源及び検出器間の設置距離を最適化し実施した試験の結果、漏えい量  $0.2\text{cm}^3/\text{s}$  の検出時間は最短  $10\text{min}$  であった。

温度センサ及び放射線センサによる試験の結果、中規模以上の漏えい ( $20\text{cm}^3/\text{s}$  以上) で

は温度センサが、小規模漏えい ( $0.2\text{cm}^3/\text{s}$ ) では Active 検出法による放射線センサが適していることが確認された。また、光ファイバを連続配置することにより、漏えい箇所を容易に特定することができる。



第 6.8-1 図 Active 検出法の原理



第 6.8-2 図 測定データの定義と Active 検出法による測定結果の一例

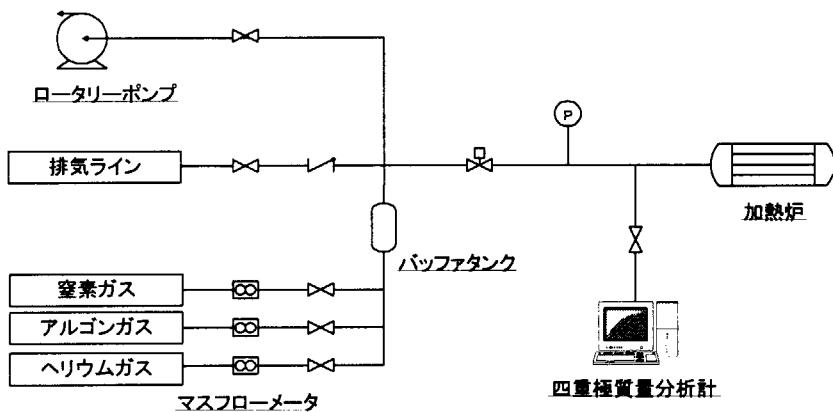
本システムの導入により、HTTR の従来の圧力降下法による漏えい検知時間の約 1 週間を大幅に短縮でき、開発目標の数時間以内を達成した。また、連続的に配置した光ファイバの温度変化によって漏えい箇所が容易に特定できるため、漏えい箇所を同定するまでの時間が短い。本システムの構築により、これまで以上に HTTR の安全・安定運転に資することができることはもとより、原子力プラント以外のガス漏えいを把握すべきプラントに適用されることが期待できる。

## 6.9 高温環境下での長寿命の中性子検出器の開発

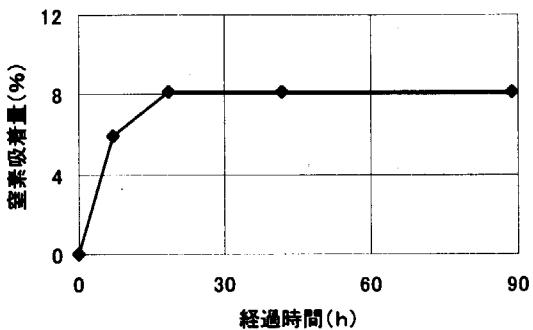
本研究は、HTTR 等の高温環境下で使用できる長寿命の中性子検出器を開発し、中性子検出器の交換頻度の低減、並びに将来の高温ガス炉システムの開発において有益な知見を得ることを目的として実施した。主な研究成果は次のとおりである。

### (1) 窒素吸着試験

中性子検出器を高温環境下で使用した場合、電極材料への窒素吸着反応が促進されることによって、電離ガス（アルゴン、窒素、ヘリウムの混合ガス）中の窒素濃度が低下し、中性子検出器の感度低下をもたらす可能性があるため、電極材料であるインコネル 600 の窒素吸着試験を実施した。窒素吸着試験装置の系統図を第 6.9-1 図に示す。窒素吸着試験は、インコネル 600 製の円筒容器内に電離ガスを封入し、高温で保持した後のガス組成の変化を質量分析器で測定して、窒素吸着特性を取得した。窒素吸着特性を第 6.9-2 図に示す。試験結果から、インコネル 600 は加熱初期段階において、電離ガス中の窒素を数%程度吸着するが、窒素吸着による電離ガス中の窒素濃度の低下は検出器の感度には影響を及ぼさない量であり、かつ窒素吸着量は 24 時間以内に飽和することがわかった。また、窒化処理したインコネル 600 を同様の試験方法で実施し、インコネル 600 をあらかじめ窒化処理しておくことで、窒素の吸着を完全に抑制できる知見を得た。



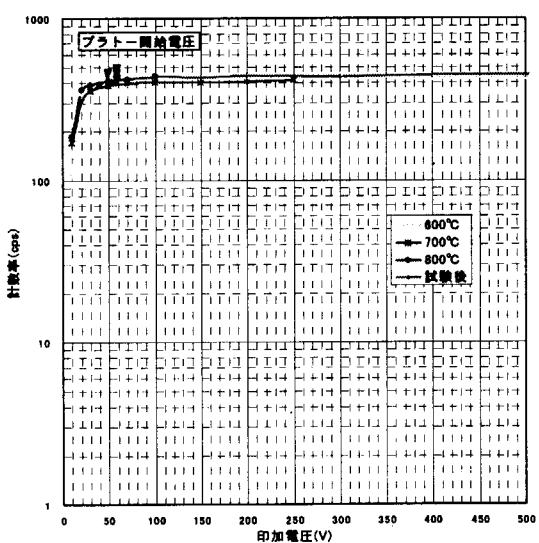
第 6.9-1 図 窒素吸着試験装置の系統図



第 6.9-2 図 インコネル 600 の窒素吸着特性

### (3) 試作検出器の高温特性試験

電極材料であるインコネル 600 に窒化処理を施した試作検出器を製作し、炉外環境で、試作検出器の高温特性試験、寿命加速試験を実施した。試験の結果、高温環境では検出器の絶縁抵抗が低下するため、BPN（放電パルスノイズ）が増加し、信号内のノイズ成分が増加するが、試作検出器の検出感度は 800°C の高温環境下においても変化しないことを確認できた。また、試作検出器を 800°C の雰囲気に 24 時間（アレニウスの法則によると、450°C で 5 年以上に相当）さらしても、第 6.9-3 図に示すようにプラトー特性には変化が認められず、高温による金属材料の変形や電極材料への窒素吸着によって生じる検出器の感度低下も認められないことから、試作検出器は使用温度 450°C で 5 年間の使用に耐えることを確認できた。また、800°C 以上の高温環境下での試作検出器の正常な動作を確認することができた。



第 6.9-3 図 試作検出器のプラトー特性

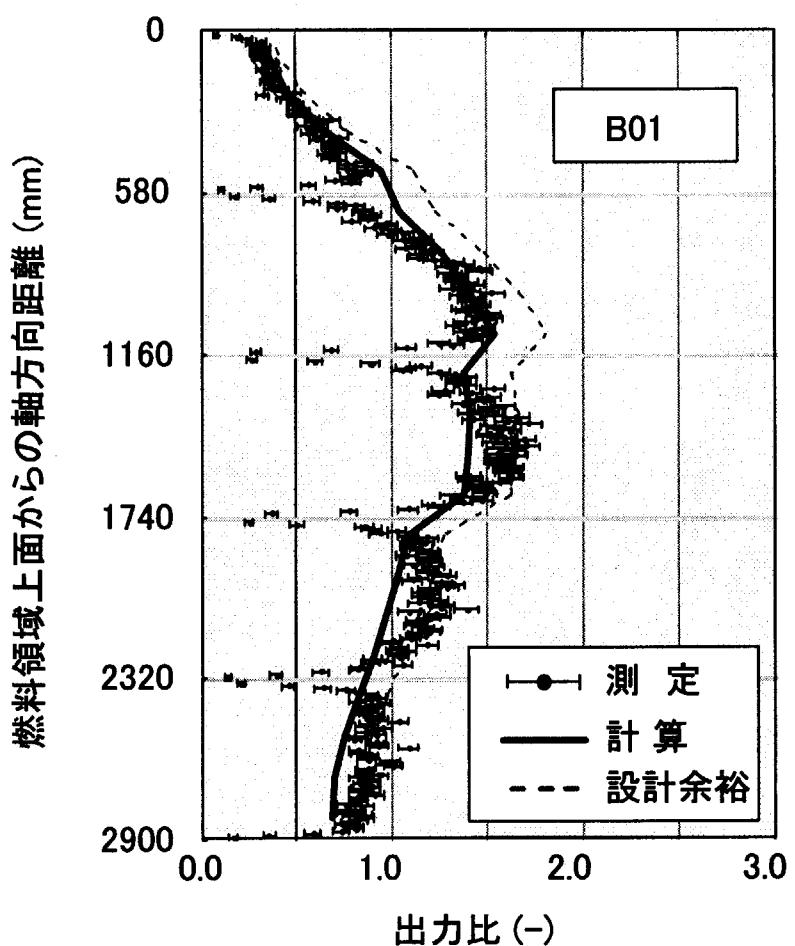
## 6.10 出力分布測定試験

HTTR では、燃料最高温度を制限値以下に抑えることを目的として、炉心内の軸方向及び径方向について燃料の濃縮度配分を行い、出力分布を最適化している。定格出力の 33%に対応する 10MW 運転達成後に出力上昇試験の一環として、炉心設計の妥当性を実験的に確認するために、平成 12 年度の施設定期自主検査期間中に燃料から放出されるガンマ線の測定を実施し、HTTR の出力分布を評価した。

測定は燃料交換作業用機器を利用して行った。燃料体が燃料交換機下部の床上ドアバルブを通過する際に、コリメートした GM 管検出器を用い、燃料体からのガンマ線を測定した。測定は、炉心内の対称性を考慮して、4 つの燃料カラム＝合計 20 体の燃料体について行った。測定時の燃料の平均燃焼度は 280MW d/t と低燃焼度である。

測定結果の一例として、外周部に位置する燃料カラムにおけるガンマ線強度の軸方向分布(誤差 6%)を第 6.10-1 図に示す。横軸の 580mm 倍数部に見られる不連続は、各燃料体上下部にウランが装荷されていないことによる。同図には炉心設計で用いた拡散計算による出力分布も合わせて示した。局所的には差異も観察されるものの、測定結果と計算結果の分布は概ね一致している。なお、炉心下部での差異に関しては、上部からの制御棒挿入の影響と考えられる。他の 3 つの燃料カラムの結果も同様の傾向を示している。以上から炉心設計における出力分布予測の妥当性を確認することができた。

今後、これらのデータを有効に活用し、モンテカルロ計算コードを使用した詳細解析を行い、出力分布推定の精度向上を図るとともに、燃料最高温度の評価を行う計画である。また、今後の高温試験運転に備え、測定精度を向上のために測定方法を改善し、定格出力の 100%に対応する 30MW 運転達成後のデータを取得する計画である。



第 6.10-1 図 炉心軸方向の出力分布

## 7. 高温ガス炉開発をめぐる国際協力

高温ガス炉技術の研究開発を効果的に進めるため、ドイツ・ユーリッヒ研究センター(FZJ)、中国・清華大学核能技術研究所(INET)及び国際原子力機関(IAEA)との間で高温ガス炉技術研究開発分野での情報交換等の国際協力を実施してきた。

ドイツ・ユーリッヒ研究センターとは、1985年2月に締結した情報交換に関する取り決め(1988年2月、1993年2月及び1996年2月改正)に基づき、情報交換を主とした国際協力を進めてきたが、2001年2月の取り決め期間の満了を以て終了した。

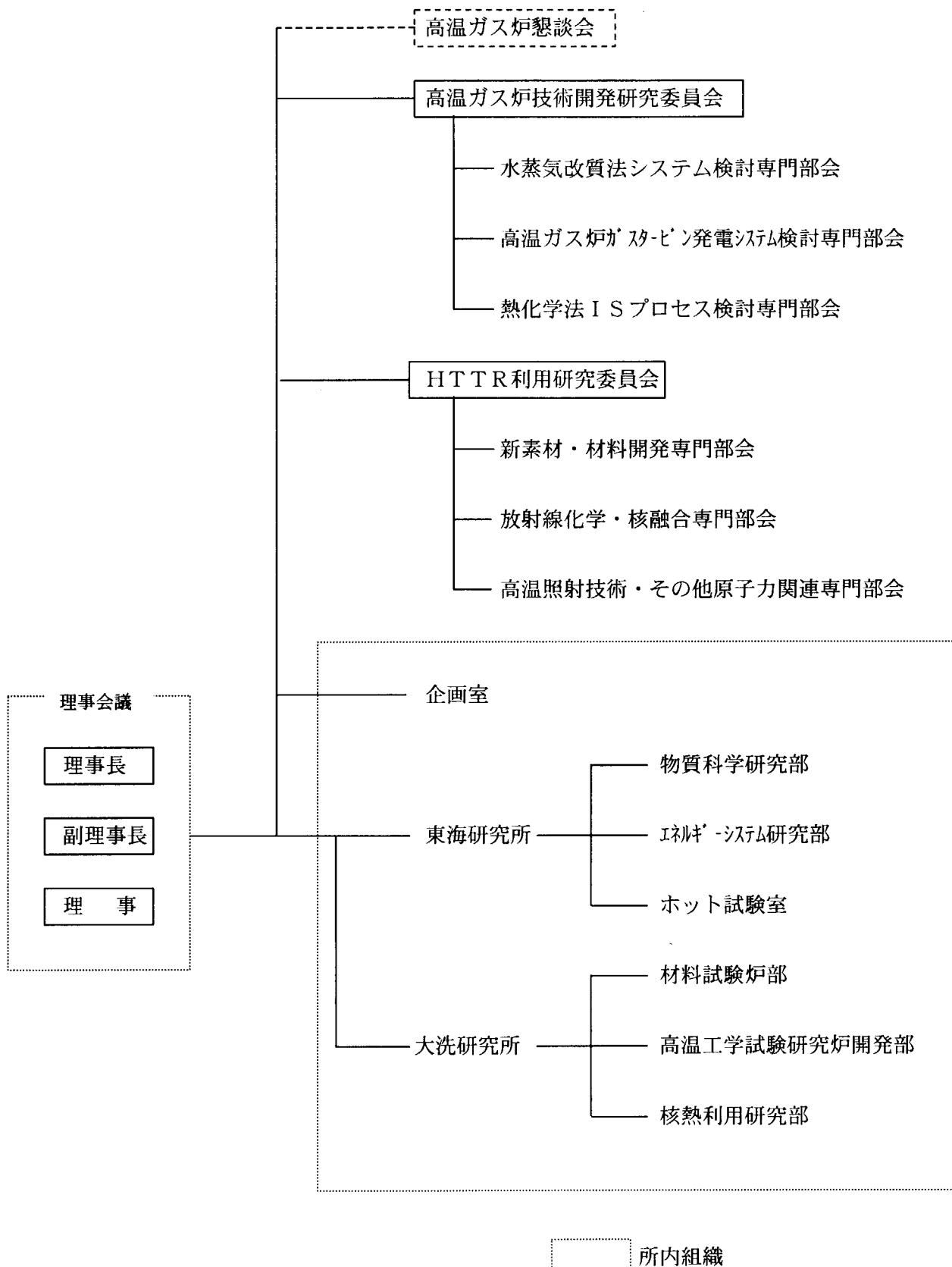
中国との協力では、中国・清華大学核能技術研究所(INET)との間で1986年に締結した覚書に基づき、人的交流、情報交換等を進めてきた。この覚書は、2000年6月に5年間を期間延長した。2001年3月には、HTR-10の初臨界を記念したセミナーに参加し、HTR-10とHTTR間の情報交換を行った。

IAEAとの協力では、ガス冷却炉に関する国際ワーキンググループ(IWGCCR)会議、技術検討会議(TCM)、照射黒鉛データベースに係る会議、協力研究計画(CRP)等に参加し、情報交換等を行った。CRPについては、98年からCRP-5「高温ガス炉の特性評価」に参加しており、2001年3月には大洗研で会議を開催した。

また、IAEA以外では、OCED/NEA情報交換会議に参加し、情報交換等を行った。

## 付録 1

## 高温工学試験研究体制



## 付録 2 高温工学試験研究関連研究発表

平成 11 年度高温工学試験研究関連研究発表

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	11・5	高温ガス炉運転中の被覆燃料粒子挙動及び核分裂生成物ガス挙動解析コード	沢和弘	JAERI-DATA/Code 99-034
"	11・6	高温工学試験研究炉の本設中性子源に対する取り扱い技術の確立	竹田武司	JAERI-Tech 99-053
HTTR試験室	11・7	HTTR 1 次加圧水冷却器 I S I 装置の開発	篠崎正幸	JAERI-Tech 99-064
HTTR技術開発室	"	燃料体内の反応度調整材位置を考慮した反応度価値評価手法の VHTRC 実験データによる検討	藤本 望	JAERI-Research 99-052
"	11・8	高温工学試験研究炉における 1 次遮へい体用材料中の水分量検討	角田淳弥	JAERI-Research 99-054
HTTR試験室	"	HTTR 不純物濃度測定試験－確認試験（3）における測定－	坂場成昭	JAERI-Tech 99-072
HTTR技術開発室	12・1	Analytical Evaluation on Loss of Off-site Electric Power Simulation of the High Temperature Engineering Test Reactor	竹田武司	JAERI-Research 2000-016
"	"	H T T R 出力上昇試験の制御特性試験計画 第 1 報 試験計画	中川繁昭	JAERI-Tech 2000-009
"	12・2	高温工学試験研究炉の 1 次上部遮へい体遮へい性能の温度効果	高田英治	JAERI-Tech 2000-020
"	"	高温工学試験研究炉の 1 次上部遮へい体の昇温防止対策	橘 幸男	JAERI-Tech 2000-026
"	"	H T T R の熱出力校正試験計画	中川繁昭	JAERI-Tech 2000-038

## 平成11年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
高温工学試験研究 炉開発部	11・5	Present Status of the HTTR Program	田中利幸	ANS Annual Meeting (米国ボストン)
	"	Critical Approach of the HTTR	田中利幸	"
	"	21世紀の原子炉「高温工学試験研究炉」の現状と展望について	田中利幸	電気協会雑誌
HTTR技術開発室	"	Fabrication of the First-Loading-Fuel of the High Temperature Engineering Test Reactor	沢 和弘	Journal of Nuclear Science and Technology
	11・6	Estimation of Long-term Revaluation of 1Cr-0.5Mo-V steel for HTTR Core Restraint bands Using Viscoplasticity Theory Based on Overstress (VBO)	橘 幸男	CLEM99 (米国トロイ市)
高温工学試験研究 炉開発部 HTTR計画室	"	High Temperature Engineering Test Reactor Door Valve Monitor System	中川繁昭	ロスアラモス国立研究所レポート
	"	ガス冷却型原子炉	藤川正剛	電気工学ハンドブック
	"	高温ガス炉	萩原正紀	原子力年鑑 1999/2000年版
高温工学試験研究 炉開発部	11・8	HTTR（高温工学試験研究炉）の臨界試験	山下清信	日本原子力学会誌和文誌
HTTR試験室	11・10	Experimental and Analytical Study on Thermal Displacement Characteristics of Cooling System Applied to Floating Support Unit	塙 悟史	Eighth International Conference on Nuclear Engineering (アメリカ)

## 平成11年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	11・11	Ultrasonic Signal Characteristics by Pulse-echo Technique and Mechanical Strength of Graphite Materials with Porous Structure	柴田大受	Nuclear Engineering and Design
HTTR試験室	11・12	高温ガス炉HTTRにおける不純物濃度規定と測定試験	坂場成昭	日本原子力学会(愛媛大学)
HTTR技術開発室	"	照射後加熱試験による高温工学試験研究 炉初装荷燃料の健全性確認試験	角田淳弥	"
HTTR技術開発室	12・1	HTTRの臨界試験（その2）－環状型 燃料装荷による臨界達成とその予測法－ HTTR初装荷燃料の製造	藤本 望 沢 和弘	日本原子力 学会誌 F A P i G
"	12・2	Procedure to Prevent Temperature rise of Primary Upper Shielding in High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)	橘 幸男	Nuclear Engineering and Design
HTTR試験室	12・3	Instrumentation and Control system of the HTTR	斎藤賢司	The Third ANS International Topical Meeting (米国ワシントン)
HTTR技術開発室	"	Present Status of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)	小島崇夫	5 <sup>th</sup> Nuclear Energy Symposium Energy Future in Asia Pacific Region (中国北京)

## 平成12年度高温工学試験研究関連研究発表

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
"	12・12	HTTR出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討（その1：15MWまでの結果）	沢 和弘	JAERI-Research 2001-0002
"	"	高温工学試験研究炉の燃料体からのガンマ線測定－方法と結果－	藤本 望	JAERI-Tech 2001-002
"	"	HTTR出力上昇試験での臨界制御棒位置と温度係数－中間報告－	藤本 望	JAERI-Tech 2000-091
"	"	Modeling of Fuel Performance and Fission Product Release Behavior during HTTR Normal Operation (A Comparative Study on the FZJ and JAERI Modeling Approach)	植田祥平	JAERI-Research 2000-067
放射線管理課	13・2	HTTR出力上昇試験(1)及び(2)における放射線管理測定データ報告書	仲澤 隆他	JAERI-TECH 2001-001
"	13・3	HTTRにおける放射線監視システム	仲澤 隆他	JAERI-TECH 2001-010

## 平成12年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	12・4	炭素複合材料の曲げ強度特性の確率論的評価	石原正博	材料学会第49期学術講演会(北海道大学)
"	12・5	Tensile and bending properties of C/C composite for future HTGR control rod	橘 幸男	ICCE/7 (米国 デンバー)
"	12・6	ガスタービン発電高温ガス炉(GTHTR300)の設計研究	国富一彦	日本機械学会 2000年年次大会 (名古屋)
"	"	高温工学試験研究炉(HTTR)の出力上昇試験計画	"	"
HTTR計画室	12・7	高温ガス炉	萩原正紀	原子力年鑑 2000/2001年版
HTTR技術開発室	"	Study on safety philosophy for HTGR and safety demonstration test of HTTR	国富一彦	Workshop on safety and licensing aspects modulated HTGRs (フランス) SmiRT 16 (米国ワシントンDC)
HTTR試験室	"	Performance Tests of the Reactor Containment Structures of HTTR	坂場成昭	
HTTR技術開発室	12・8	Integrity Confirmation Tests and Post-irradiation Test Plan of the HTTR First-loading Fuel	沢 和弘	Journal of Nuclear Science and Technology

## 平成12年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	12・9	Development of Simulation Model and Safety Evaluation for Depressurization accident without Reactor Scram in an Advanced HTGR	中川繁昭	Nuclear Technology
	12・12	HTTR出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討（その1）	植田祥平	日本原子力学会 春の年会(東京 武藏工大)
	"	HTTRの原子炉入り口温度制御系の特性	中川繁昭	"
	"	高温工学試験研究炉の燃料体からのγ線測定	野尻直喜	"
	13・2	A Study of Mechanical Integrity of Coated Particle Fuel under High Burn up Irradiation	沢 和弘	SMiRT 16 (米国ワシントンDC)
	"	Grain/Pore Microstructure-based Evaluation Method for Variation of Mechanical Property of Graphite Components in the HTGR	柴田大受	"
	"	Safety Criteria and Quality Control of HTTR Fuel	沢 和弘	Nuclear Engineering and Design
	"	Prediction of Fuel Performance and Fission Gas Release Behavior during Normal Operation of the High Temperature Engineering Test Reactor by JAERI and FZJ Modeling Approach	沢 和弘	Journal of Nuclear Science and Technology

## 平成13年度高温工学試験研究関連研究発表

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR試験室	13・6	HTTR（高温工学試験研究炉）の1次加圧水冷却器電熱管の非破壊検査に対する自動探傷システムの適用	竹田武司	JAERI-Tech 2001-050
HTTR技術開発室	"	炉心耐震解析コード「SONATINA-2V」のユーザーズマニュアル	伊与久達夫	JAERI-DATA/CODE 2001-021
"	13・7	高燃焼度高温ガス炉用被覆燃料粒子の照射試験(91F-1Aスイ-フ'ガスキャブセル照射試験)	沢 和弘	JAERI-Research 2001-043
"	13・10	高温工学試験研究炉の高温照射資料取扱設備（使用済燃料検査室（I））の設計	猪 博一	JAERI-Tech 2001-083
"	13・11	出力上昇試験におけるHTTR炉心支持板 温度上昇の原因と対策 高温工学試験研究炉用被覆燃料粒子製造工程の改良（臨界安全対策）	藤本 望 高橋昌史	JAERI-Tech 2001-090 JAERI-Tech 2001-091
"	14・1	HTTR出力上昇試験における高温配管熱変形挙動の評価（その1 20MWまでの結果）	小島崇夫	JAERI-Tech 2002-024
"	14・2	HTTRでの出力分布測定時の線量当量率及び放射線モニタリング結果	藤本 望	JAERI-DATA/CODE
"	14・3	Comparison of HTGR Fuel Design , Manufacture and Quality control Methods between Japan and China	高橋昌史	JAERI-Tech 2002-049

## 平成13年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
高温工学試験研究 炉開発部	13・5	モンテカルロ計算コードMVPによるHTTR炉心の解析	山下清信	第2回モンテカルロシミュレーション研究会 (東京)
放射線管理課	"	HTTR出力上昇試験における放射線管理 (I)	吉野 敏明	日本保健物理学会第35回研究発表会
HTTR計画室	13・6	高温ガス炉	萩原正紀	原子力年鑑 2001/2002年版
HTTR技術開発室	"	Effect of Interlaminar Fracture on Mechanical Strength of C/C Composites	小島崇夫	ICCE/8 (スペイン テネリфи)
HTTR試験室	13・8	Development of automatic inspection techniques for heat transfer tubes of primary pressurized water cooler in the High Temperature Engineering Test Reactor	竹田武司	Nuclear Engineering and design
HTTR技術開発室	13・9	グロスガンマ測定によるHTTR燃料の出力分布評価	野尻直喜	日本原子力学会 (北海道大学)
"	"	次世代炉心材料の進歩と将来展望 －高温ガス炉－	伊与久達夫	"
HTTR計画室	13・10	HTTR Operation Tests	橘 幸男	IAEA TCM on the Review of National Gas Cooled Reactor Programs (南アフリカ)

## 平成13年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	13・10	A new Calculation code for neutron induced radiation damage estimation with graphical user interface	島川聰司	10 <sup>th</sup> International Conference on Fusion Reactor Materials (独国バーデンバーデン)
"	13・11	Experimental study on residual heat removal performance of auxiliary cooling system for the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) during anticipated operational occurrence with scram	竹田武司	Nuclear Engineering and Design
"	14・2	Microstructure-based Evaluation Method for Oxidation-induced Mechanical Property Variation of Graphite Components in the HTGR	柴田大受	Nuclear Engineering and Design
HTTR計画室	14・3	原研高温工学試験研究炉(HTTR) 使用前検査合格証を取得	川崎幸三	日本原子力学会誌ニュース(NEWS)
HTTR技術開発室	"	電力負荷追従型高温ガス炉システムの検討－水素製造と発電の組み合わせ－	藤本 望	日本原子力学会2002春の年会(神戸商船大学)
"	"	HTTR出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討(その2)	植田祥平	"
"	"	HTTRの出力運転における反応度係数の評価	島川聰司	"
"	"	スクラム試験時におけるHTTRの安全停止	竹田武司	"

## 平成13年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR試験室	14・3	HTTR出力上昇試験における1次冷却材中の不純物濃度変化	古澤孝之	日本原子力学会2002春の年会(神戸商船大学)
HTTR技術開発室	"	HTTRの原子炉出口冷却材温度850℃の達成	中川繁昭	"

### 付録3 高温工学試験研究関係主要記事

#### 平成11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
11・4	・1次上部遮へい体昇温防止対策完了し、使用前検査に合格した。	・HTTR初臨界記念行事、有馬科技庁長官来所 ・日独協力コーディネータ会議 ・第2回HTTR出力上昇試験専門部会（原子炉等安全審査委員会）
11・5	・確認試験(3)を開始した。（1次上部遮へい体昇温防止対策の有効性の確認等）	・第3回HTTR出力上昇試験専門部会（原子炉等安全審査委員会）
11・6		・第1回HTTR試験計画安全性確認専門部会（高温ガス炉技術開発研究委員会） ・第4回HTTR出力上昇試験専門部会（原子炉等安全審査委員会）
11・7	・確認試験(3)を終了した。（10日） ・使用済燃料検査室（I）現地工事を開始した。	・第5、第6回HTTR出力上昇試験専門部会（原子炉等安全審査委員会） ・第2回HTTR試験計画安全性確認専門部会（高温ガス炉技術開発研究委員会）
11・8		・第7回HTTR出力上昇試験専門部会（原子炉等安全審査委員会）
11・9	・使用済燃料貯蔵建家掘削工事を開始 ・原子炉出力9MWまでの出力上昇試験(1)を開始した。（28日に原子炉起動）	

## 平成11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
11・10	・原子炉出力約30KWで運転中、仮設計器のトラブルに起因して原子炉がスクラムした。 (1日)	
11・11	・HTTR第2次燃料の設工認申請が認可された。 (28日) ・原子炉自動停止の原因調査を終了し、行政庁に報告した。 (24日) ・各設備の健全性、操作手順の確認等を目的に健全性確認試験を開始した。 (29日)	・HTTRのホームページを公開した。 (15日)
11・12	・健全性確認試験を終了した。 (28日)	
12・1	・平成11年度の施設定期自主検査を開始した。 (1月5日～4月10日)	
12・3		日本原子力学会 春の年会(愛媛大学)

## 平成12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
12・4	・原子炉出力9MWまでの出力上昇試験(1)を再開した。11日から直勤務体制に入り、23日に原子炉を起動した。	
12・6	・6日に原子炉を停止し、11日で直勤務体制を解除し、出力上昇試験(1)を終了した。 ・原子炉出力20MWまでの出力上昇試験(2)のため、23日から直勤務を開始した。	・第1回HTTRの安全性確認専門部会（原子炉等安全審査委員会）（30日）
12・7	・出力上昇試験(2)のため、3日に原子炉を起動した。8日に原子炉出力18MWへの出力上昇中に、1次ヘリウム循環機に異常な振動信号が発生したことに起因して原子炉が自動停止した。（試験は中断）	
12・8	・平成12年度施設定期自主検査を開始した。 ・使用済燃料検査室（I）の第3期工事を開始した。	・第2回HTTRの安全性確認専門部会（原子炉等安全審査委員会）（22日）
12・9	・原子炉自動停止の原因調査及び再発防止対策について行政庁に報告した。（20日）	・第3回HTTRの安全性確認専門部会（原子炉等安全審査委員会）（6日）
12・10	・燃焼度出力分布測定を開始した。	
12・11	・使用済燃料検査室（I）の第3期工事を終了した。 ・燃焼度出力分布測定を終了した。	

## 平成12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
13・1	・原子炉出力20MWの出力上昇試験(2)を再開した。16日から直勤務を開始し、29日に原子炉を起動した。	
13・2	・原子炉出力20MWを達成した。(2日)	
13・3	・1日に原子炉を停止し、6日で直勤務体制を解除して出力上昇試験(2)を終了した。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・IAEAのCRP-5会議を大洗研HTTR大会議室で開催した。(12~16日)</li> <li>・中国北京のINETで開催されたHTTR-10臨界記念セミナーで、HTTRの試験及び運転状況について発表を行った。</li> <li>・第4回HTTRの安全性確認専門部会(原子炉等安全審査委員会)(19日)</li> <li>・日本原子力学会春の年会(武藏工大)</li> </ul>

## 平成13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
13・4	・高温試験運転モードによる原子炉出力20MWの出力上昇試験(3)として、4日から直勤務を開始、14日に原子炉を起動した。	
13・5	・出力上昇試験(3)を続行中、5月16日落雷のため原子炉が自動停止したが、21日原子炉を再起動し、試験を続行した。	
13・6	・8日に原子炉を停止し、13日に直勤務を解除して出力上昇試験(3)を終了した。 ・平成13年度施設定期自主検査を開始した。(6月25日～9月21日の予定)	・第1回炉心支持板の最高使用温度変更にかかる原子炉運転委員会専門部会（18日） ・平成13年度大洗研究所総合防災活動訓練がHTTRを想定事故現場にして行われた。（28日）
13・7		・第2回、第3回炉心支持板の最高使用温度変更にかかる原子炉運転委員会専門部会（3日、19日） ・第5回HTTRの安全性確認専門部会（原子炉等安全審査委員会）（18日）
13・9		・日本原子力学会秋の大会（北海道大学）
13・10	・原子炉出力30MWの出力上昇試験(4)として10日から直勤務を開始し、23日に原子炉を起動した。	・炉外技術開発試験装置を想定事故現場にして、平成13年度第2回大洗研究所総合防災活動訓練が行われた。（22日）

## 平成13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
13・11		・ IAEA TCM (南ア ケープタウン)
13・12	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉出力<b>100% (30MW)</b>を達成した。 (6日18:58、中性子計装指示値100%到達、 7日02:30熱出力30MW到達を確認。)</li> <li>・ 14日に原子炉を停止し、19日で直勤務を解除した。</li> </ul>	
14・1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 出力上昇試験(4)の後半として、15日から直勤務を開始、25日に原子炉を起動した。</li> </ul>	
14・2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉出力30MWに到達した。 (27日)</li> </ul>	
14・3	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 使用前検査の一環である異常時過渡応答検査により、原子炉を停止した。これで、定格運転モードにおけるすべての使用前検査を受検し、合格したこととなり、同日使用前検査合格証を取得した。 (6日)</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵建家について、使用前検査合格証を取得した。 (6日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 日本原子力学会2002春の年会 (神戸商船大学)</li> </ul>

# 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
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	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーソル	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
$10^{-18}$	エクサ	E
$10^{-15}$	ペタ	P
$10^{-12}$	テラ	T
$10^{-9}$	ギガ	G
$10^{-6}$	メガ	M
$10^{-3}$	キロ	k
$10^{-2}$	ヘクト	h
$10^{-1}$	デカ	da
$10^{-1}$	デシ	d
$10^{-2}$	センチ	c
$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{-6}$	マイクロ	μ
$10^{-9}$	ナノ	n
$10^{-12}$	ピコ	p
$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{-18}$	アト	a

(注)

1. 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。

2. 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。

3. barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。

4. EC関係理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N(=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
9.80665		1	2.20462
4.44822		0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} (\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ポアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	$7.50062 \times 10^3$	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	$1.33322 \times 10^{-4}$	$1.35951 \times 10^{-3}$	$1.31579 \times 10^{-3}$	1	$1.93368 \times 10^{-2}$
	$6.89476 \times 10^{-3}$	$7.03070 \times 10^{-2}$	$6.80460 \times 10^{-2}$	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	$2.77778 \times 10^{-7}$	0.238889	$9.47813 \times 10^{-4}$	0.737562	$6.24150 \times 10^{-18}$	= 4.184 J(熱化学)
9.80665		1	$2.72407 \times 10^{-6}$	2.34270	$9.29487 \times 10^{-3}$	7.23301	$6.12082 \times 10^{-19}$	= 4.1855 J(15 °C)
$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^5$	3412.13	$2.65522 \times 10^6$	$2.24694 \times 10^{-25}$		= 4.1868 J(国際蒸気表)
4.18605		0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{-19}$	仕事率 1 PS(仮馬力)
1055.06		107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{-21}$	= 75 kgf·m/s
1.35582		0.138255	$3.76616 \times 10^{-7}$	0.323890	$1.28506 \times 10^{-3}$	1	$8.46233 \times 10^{-18}$	= 735.499 W
$1.60218 \times 10^{-19}$	$1.63377 \times 10^{-20}$	$4.45050 \times 10^{-26}$	$3.82743 \times 10^{-20}$	$1.51857 \times 10^{-22}$	$1.18171 \times 10^{-19}$	1		

放射能	Bq	Ci	吸收線量	Gy	rad
	1	$2.70270 \times 10^{-11}$		1	100
	$3.7 \times 10^{10}$	1		0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	$2.58 \times 10^{-4}$	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

HITTR（高温工学試験研究炉）の試験運転と技術開発（1999～2001年度）



古紙配合率100%  
白色度70%の再生紙を使用しています