



JAEA-Review

2006-008



JP0650347

HTTR(高温工学試験研究炉)の 試験・運転と技術開発(2004年度)

Operation, Test, Research and Development of the
High Temperature Engineering Test Reactor(HTTR)(FY2004)

(編) 高温工学試験研究炉部

(Ed.) Department of HTTR

大洗研究開発センター
O-arai Research and Development Center

JAEA-Review

March 2006

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に刊行している研究開発報告書です。
本レポートの全部または一部を複写・複製・転載する場合は下記にお問い合わせ下さい。
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4
日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

This report was issued subject to the copyright of Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about the copyright and reproduction should be addressed to :
Intellectual Resources Section,
Intellectual Resources Department
2-4, Shirakata-shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, JAPAN
Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発
(2004 年度)

日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター
(編) 高温工学試験研究炉部

(2006 年 1 月 27 日受理)

日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センターの HTTR（高温工学試験研究炉）は、熱出力 30MW の黒鉛減速型ヘリウムガス冷却炉で、我が国初の高温ガス炉である。

HTTR は平成 13 年 12 月に熱出力 30MW を達成し、平成 14 年 3 月に原子炉出口冷却材温度 850°Cにおける使用前検査合格証を取得した。その後定常運転、安全性実証試験を行い、平成 16 年 4 月に高温試験運転モードで、世界で初めて原子炉出口冷却材温度 950°Cを達成し、6 月には原子炉出口冷却材温度 950°Cにおける使用前検査合格証を取得した。

本報告書は、平成 16 年度（2004 年）の HTTR の運転と保守及び各種技術開発の状況等について紹介する。

**Operation ,Test, Research and Development of
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(FY2004)**

(Ed.)Department of HTTR

**O-arai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
O-arai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken**

(Received January 27, 2006)

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

The full power operation of 30MW was attained in December , 2001, and then JAERI(JAEA) received the commissioning license for the HTTR in March, 2002. Since 2002, JAEA has been carrying out rated power operation, safety demonstration tests, etc. using the HTTR. In April 2004, the HTTR achieved the maximum reactor outlet temperature of 950°C for the first time in the world. In June 2004, JAEA obtained commissioning license from the MEXT for the operation at 950°C.

This report summarizes activities and results on HTTR operation and maintenance as well as safety demonstration tests and several R&Ds, which were carried out in the fiscal year of 2004.

Keywords: HTGR, HTTR, Operation, Test, Commissioning

目 次

1. 概要	1
1. 1 HTTR（高温工学試験研究炉）の運転の状況	1
1. 2 機器の製作、工事等の状況	2
1. 3 所内及び所外の専門部会等での審議	2
2. 設備・機器の整備	3
2. 1 HTTR 第2次燃料	3
2. 2 施設定期自主検査中に実施した整備	4
2. 3 中性子源交換作業	23
3. 高温工学試験研究炉の運転・保守	25
3. 1 原子炉の運転管理	25
3. 2 保守管理	26
3. 3 HTTR スクラムの原因と対策	36
4. 出力上昇試験の主な成果（高温試験運転）	38
4. 1 概要	38
4. 2 試験・検査の内容と結果	38
4. 3 まとめ	43
5. 安全性実証試験の主な成果	44
5. 1 概要	44
5. 2 解析コードの高度化	44
5. 3 原子炉初期出力 80%からの安全性実証試験計画	44
5. 4 安全性実証試験拡大に向けた準備	45
6. 放射線管理	53
6. 1 放射線作業時の管理	53
6. 2 個人被ばく管理	55
6. 3 排気及び排水の管理	56
7. 技術開発	58
7. 1 燃料の開発	58

7. 2 黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発.....	6 8
7. 3 第四紀層立地の検討.....	7 2
7. 4 HTTR 臨界近接試験に対する核データの適応性 －低温臨界について－.....	7 4
8. 高温ガス炉開発に関する国際協力.....	8 0
謝　辞.....	8 1
付録 1 高温工学試験研究体制（平成 16 年度）.....	8 2
付録 2 平成 16 年度高温工学試験研究関連研究発表.....	8 3
付録 3 平成 16 年度高温工学試験研究関係主要記事.....	8 9

Contents

1.	Outline of Activities.....	1
1.	1 HTTR Operation and Tests	1
1.	2 Construction	2
1.	3 Deliberations in Specialists' Committees	2
2.	Maintenance of Equipments and Facilities	3
2.	1 Second Loading Fuel of HTTR	3
2.	2 Maintenance during the Periodical Inspection.....	4
2.	3 Replacement of Neutron Sources	23
3.	Operation and Maintenance of HTTR	25
3.	1 Operation of HTTR	25
3.	2 Maintenance of HTTR	26
3.	3 Cause of HTTR Scram and Countermeasures.....	36
4.	Summary of the Power-up Test by the High-Temperature Test	
	Operation Mode.....	38
4.	1 Outline of the Power-up Test.....	38
4.	2 Contents and Results of the Power-up Test.....	38
4.	3 Summary.....	43
5.	Safety Demonstration Tests	44
5.	1 Outline of Safety Demonstration Tests.....	44
5.	2 Improvement of Analysis Code	44
5.	3 Safety Demonstration Test Plan at Reactor Power of 80%	44
5.	4 Preparation for New Safety Demonstration Tests.....	45
6.	Radiation Control.....	53
6.	1 Radiation Monitoring and Control	53
6.	2 Control of Personal Exposure	55
6.	3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage	56
7.	Research and Development (R&D)	58
7.	1 R&D on Fuel.....	58

7. 2 Development of Non-destructive Evaluation Technology for Mechanical Characteristic of Graphite Components.....	68
7. 3 Sitology of Nuclear Plant for Building on Quaternary Period Stratum.....	72
7. 4 Adaptability of Nuclear Data for Critical Test in HTTR.....	74
8. International Cooperation on HTGR Development.....	80
Acknowledgement	81
Appendix 1 Organization of High Temperature Engineering Research	82
Appendix 2 Publication and Presentation on High Temperature Engineering Research in 2004	83
Appendix 3 Major Events on High Temperature Engineering Research in 2004.....	89

1. 概要

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

HTTR は、平成 3 年から建設を進め、平成 10 年 11 月 10 日に初臨界を達成した。平成 11 年度からは出力上昇試験を進め、平成 13 年 12 月 7 日に原子炉出口冷却材温度 850°Cで原子炉出力 30MW(100%)を達成し、平成 14 年 3 月には原子炉出口冷却材温度 850°Cの運転に係る使用前検査合格証を取得した。

平成 15 年度末から、高温試験運転モードでの出力上昇試験を開始し、平成 16 年 4 月に原子炉出口冷却材温度 950°Cを達成し、6 月には原子炉出口冷却材温度 950°Cの運転に係る使用前検査合格証を取得した。これに関し、高温ガス炉を用いた水素製造技術の確立に道を開いたとして、平成 16 年 11 月 12 日に茨城県知事から特別功労賞を受賞した。

1. 1 HTTR の運転の状況

(1) HTTR の運転

(a) 出力上昇試験運転

原子炉出口冷却材温度 950°Cを目指し、高温試験運転モードでの出力上昇試験を実施した。最初に 1 次加圧水冷却器で除熱を行う単独運転モードで平成 16 年 3 月 31 日に原子炉を起動し、4 月 19 日に原子炉出力 30MW で原子炉出口冷却材温度 950°Cを達成した。23 日に使用前検査を受検した後、一旦原子炉を停止した。冷却系設備の点検整備、運転モードの切替、原子炉の起動前点検等を行い、6 月 2 日に中間熱交換器と 1 次加圧水冷却器を除熱に使用する並列運転モードにより、原子炉を起動した。6 月 21 日に原子炉出力 30MW において原子炉出口冷却材温度 950°C及び 2 次ヘリウム温度約 860°Cに到達した。24 日に使用前検査を受検し、高温試験運転での全ての検査項目に合格して、使用前検査合格証を取得した。

(b) 定検運転

施設定期検査の受検及び安全性実証試験のため、定格単独運転モードで平成 17 年 2 月 14 日に原子炉を起動した。施設定期検査として原子炉停止余裕検査等を 2 月 18 日に受検し、最終回の検査に向けて 19 日から出力上昇を開始した。しかし、原子炉出力 30%への出力上昇中、誤操作により、「制御棒位置偏差大」信号により原子炉が自動停止した。その後、原因調査等を進め、誤操作の要因分析等を行い、その結果に基づき、運転手引及び試験要領の見直し、警報等の確認の徹底、引き継ぎ方法の明確化及び運転員への教育訓練の実施等の再発防止対策を進めた。

(2) 平成 16 年度施設定期自主検査

施設定期自主検査を 7 月 26 日から開始し、施設定期自主検査実施計画に基づき、作業を進めた。今回の施設定期自主検査期間には、中性子源 3 個の交換作業を併せて実施した。

平成 17 年 3 月 4 日に施設定期検査の最終検査として冷却材飽和値確認検査、放射性物

質濃度測定検査等を受検の予定だったが、2月19日に原子炉が自動停止したため、検査を実施できなかった。また、原子炉停止後の21日の後備停止系の作動試験で、後備停止系駆動装置に位置表示灯が点灯しない不具合が認められた。位置表示灯の不具合は点検作業を続けたところ、27日には正常に復帰したが、安全確保に万全を期するため、同装置の分解点検等を実施し、原因調査を行うこととした。これらの理由により、施設定期検査の期間を延長することとし、3月4日に行政府に届出た。

(3) 高温試験運転の評価等と安全性実証試験

高温試験運転モードでの出力上昇試験における燃料温度、熱交換器の性能、出力係数等の研究課題に関する評価検討を進めた。

文部科学省からの受託事業である「高温ガス炉固有の安全性の定量的実証」については、安全評価手法の高度化、高温ガス炉機器の健全性評価手法の高度化に係る研究を進めた。また平成16年実施予定の、安全性実証試験について事前解析、試験計画書、試験手順書の策定を進めた。原子炉出力24MWからの制御棒引抜き試験、循環機停止試験及び循環機回転数低下試験を平成17年3月に実施する計画であったが、原子炉スクラム等により、平成18年度に延期となった。

安全性実証試験の枠拡大のため、安全解析等を進めるとともに、原子炉設置変更許可申請の準備を進めた。

1. 2 機器の製作、工事等の状況

第2次燃料の製作は、平成17年3月末に完了し、メーカーにて保管している。また、施設定期自主検査期間中の8月から11月にかけて、新しい中性子源3個の交換作業を行った。

1. 3 所内及び所外の専門部会等での審議

文部科学省の公募事業である「高温ガス炉固有の安全性の定量的実証」(平成14年度から実施)の計画、内容の妥当性等について審議するため、所外の専門家を中心とした「第3回高温ガス炉安全性実証試験検討専門部会」を平成16年9月29日に開催し、安全性実証試験の実施状況、高温ガス炉の安全性評価手法の高度化、高温ガス炉機器の健全性評価手法の高度化等に係る研究の進捗状況等について審議を行った。

また、平成16年度より新たな公募事業として、「革新的高温ガス炉用燃料・黒鉛に関する技術開発」を開始し、本受託研究の技術的・研究的検討を行うために「革新的高温ガス炉用燃料・黒鉛技術開発検討専門部会」を設置した。第1回の専門部会を平成17年3月17日に開催し、ZrC被覆粒子の開発、黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発等の計画の内容と進め方等について審議を行った。

所外の専門家を中心とした「第3回高温ガス炉技術開発研究委員会」を2月1日に東京で開催し、HTTRの運転・試験、核熱利用研究開発の現状及び各専門部会の状況等について審議を行った。

また、安全性実証試験の枠拡大について、所内の「HTTR安全性確認専門部会」において審議することとなり、平成17年3月25日に第1回の専門部会が開催された。

2. 設備・機器の整備

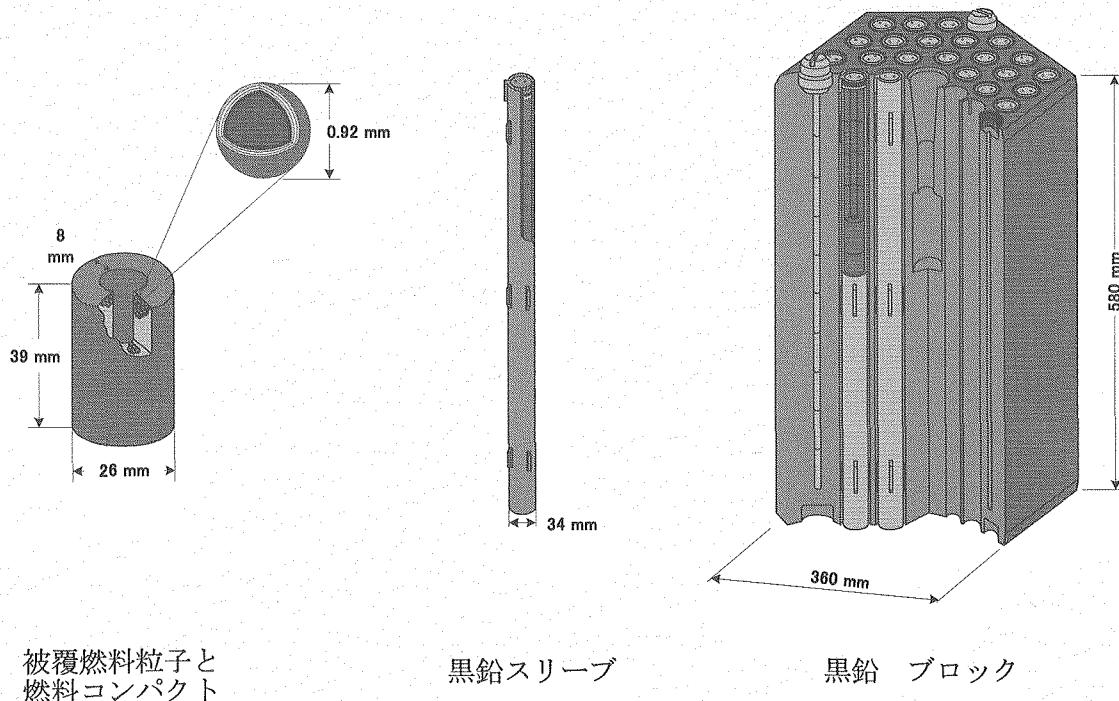
2. 1 HTTR 第2次燃料

HTTR 第2次燃料は平成12年度から第2.1-1図に示す黒鉛ブロック・黒鉛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18年度に燃料体組立完了を予定している。

平成13年度から開始された黒鉛ブロック・黒鉛スリーブ等の黒鉛部材及び反応度調整材に関する製作並びに検査（含む使用前検査）は、平成15年度までに全て完了し納入されている。また、燃料製造については平成14年10月下旬に製造を開始し、平成15年度までは全12濃縮度のうち、3.4、3.9、4.3、4.8、9.4及び9.9%である6濃縮度の燃料コンパクトの製造を完了している。

平成16年度における燃料製造の進捗状況としては、残りの6濃縮度である5.2、5.9、6.3、6.7、7.2及び7.9%の燃料コンパクト製造を終え、さらに、製造の終えた全12濃縮度の燃料コンパクトを黒鉛スリーブに挿入し、全ての燃料棒の組立を終了した。また、文科省による使用前検査は11回受検し、全て合格した。

今後の予定としては、組立の終えた燃料棒を平成18年度に大洗研究開発センターHTTRへ輸送した後、HTTRにて黒鉛ブロックに燃料棒を挿入し燃料体への組み立てを行い、燃料体として使用前検査を受検する予定である。



第2.1-1図 HTTR 燃料の構造

2. 2 施設定期自主検査中に実施した整備

HTTR の供用運転(安全性実証試験、長期安定運転等)を安全かつ円滑に進めるため、平成 16 年度の施設定期自主検査中に、次に示す整備作業等を行った。

(1) 1 次冷却設備・1 次加圧水冷却器伝熱管の健全性確認

HTTR の安全上重要な機器に対して、運転開始後計画的に行なう供用期間中検査 (ISI)のうち、1 次加圧水冷却器伝熱管(外径 25.4mm、厚さ 2.6mm、材質 SUS321TB、数量 136 本)について実施し、「有意な指示が無いこと」を確認した。また、高温試験運転モードでの定格出力(30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C)運転を行い伝熱管の健全性が維持されていることを確認した。

① 探傷方法及び判定基準

i. 過流探傷試験 (ECT)

有意な指示 : S/N 比 2 以上のもので欠陥波形の形状を示すもの。

ii. 超音波探傷試験 (UT)

有意な指示 : ゲート高さ 20%以上のもので欠陥波形の形状を示すもの。

② 探傷条件及び範囲

i. ボビン型 ECT プローブ

a. 軽水炉蒸気発生器伝熱管の約 2 倍の厚さである伝熱管直管部、U ベント部について 10%減肉状欠陥が検出可能。

b. 伝熱管のバッフル板部、熱遮へい板部、管板部について 30%減肉状欠陥が検出可能。

c. 136 本のうち、半数の 68 本の全長について実施。

ii. 回転型 ECT プローブ

a. 伝熱管バッフル板部について 20%減肉状欠陥が検出可能。

b. 曲げ半径 64mm のバッフル板部 : 8 箇所 × 3 本を実施。

曲げ半径 239mm のバッフル板部 : 1 箇所 × 3 本を実施。

iii. 回転型 UT プローブ

a. 伝熱管熱遮へい板部、管板部について 10%減肉状欠陥が検出可能。

b. 軽水炉用プローブの約 5 倍の走査速度(1 mm/s)で検出可能。

c. 曲げ半径 239mm の熱遮へい板部、管板部 : 2 箇所 × 3 本を実施。

③ 探傷結果

ECT における信号／ノイズ比及び UT におけるエコー高さを評価して、伝熱管に欠陥はないと判定し、健全性を確認した。

(2) 炉容器冷却設備・冷却器の化学洗浄

出力上昇試験(1)から出力上昇試験(5)の単独運転までの長期運転により、冷

却器の伝熱性能が徐々に低下し、1／2程度になっていることが判った。

伝熱性能低下の原因是、スケールの付着によるものと考えられたため、伝熱管の化学洗浄を行ない性能の回復を図った。

① 伝熱管内部観察

昨年の施設定期自主検査時に撮ったファイバースコープ観察ビデオにより、次のことを確認した。

- i . スライム系の有機物主体の汚れが折り重なって付着している。
- ii . その有機物系の汚れの下部には、極めて薄い白色のスケールが均一に付着している。

② 洗浄剤選定

①により、生物系有機物と土砂の混合物の可能性が高いと判断されたため、スライム洗浄剤は過酸化水素系が有効であると推察し、念のため酸洗浄剤のスルファミン酸系を選定した。

③ 洗浄手順及び洗浄剤使用量

i . スライム洗浄

室温で 1.5 時間循環 ⇒ 排水 ⇒ 水張り ⇒ 循環（水洗1回目）⇒ 排水 ⇒ 水張り ⇒ 循環（水洗2回目）⇒ 排水 ⇒ 水張り ⇒ 循環（水洗3回目）⇒ 排水を繰返し、過酸化水素系洗浄剤を 50kg／基、残留過酸化水素の分解剤を 5 kg／基使用した。

ii . 酸洗浄

室温で 2 時間循環 + 1 時間浸漬 ⇒ 排水 ⇒ 水張り ⇒ 循環（水洗1回目）⇒ 排水 ⇒ 水張り ⇒ 循環（系内中和1回目）⇒ 排水 ⇒ 水張り ⇒ 循環（水洗2回目）⇒ 排水 ⇒ 水張り ⇒ 循環+押出水洗（2、3回目）⇒ 排水を繰返し、スルファミン酸系洗浄剤を 50kg／基、中和処理としてアルカリ剤を 30kg／基使用した。

④ 洗浄結果

i . スライム洗浄

- a . 洗浄前に透明であった洗浄水が、系内の付着物が剥離・分散されたため、黒から灰色に変色した。
- b . 水洗1回目の工程において残留過酸化水素分解剤を徐々に添加し、付着物に浸透した過酸化水素を強制分解したところ、多量のスカムが発生した。
- c . 洗浄後のファイバースコープによる観察では、一部に汚れが残存するとともに、白色のスケールが除去されていないことが確認された。
- d . 洗浄中に吊るしたテストピースの表面は清澄で、孔食の傾向が認められないこと、腐食減量（Max.1.3mg）及び腐食速度（Max.0.04mg/cm²・h）にも異常はないため、母材への影響がないと判断した。

e. 洗浄液及び水洗水の懸濁物質濃度分析結果から、除去量をA系で5.6kg、B系で3.4kgと推算した。

ii. 酸洗浄

a. 洗浄前に透明であった洗浄水が、系内の付着物が剥離・分散されたため灰色に変色した。

b. 中和1回目の工程においてアルカリ剤を添加し、pHを11以上に上げたところ、多量のスカムが発生した。

c. ファイバースコープ観察により、洗浄前に確認された一部の残存物がほとんど除去されたこと、白色のスケールについては酸洗浄により薄くはなっているが除去しきれなかったことが確認された。

白色のスケールについては、アルカリでも酸でも溶解しきれないことから、薬品による防食皮膜と冷却水系に混入した微細な土砂分（シリカ）が経年的（8年間）に構成されたものと推察した。

d. 洗浄中に吊るしたテストピースの表面は清澄で、孔食の傾向が認められないこと、腐食減量（Max.1.4mg）及び腐食速度（Max.0.01mg/cm²・h）にも異常はないため、母材への影響はない判断した。

e. 洗浄液及び水洗水の懸濁物質濃度・スケール成分分析結果から、除去量をA系で1.5kg、B系で1.6kgと推算した。

⑤ 洗浄効果

今回の伝熱管化学洗浄により、

i. 伝熱管洗浄後の原子炉運転時のVCS冷却器の伝熱性能を評価したところ、洗浄前の3倍程度の約60kw/°Cに改善されている。

ii. 洗浄前と比較すると、VCSの除熱量には殆ど変化がないが、VCSパネル入口温度が約10°C、1次遮へい体コンクリート温度が約5°C低下している。

iii. 原子炉を起動させずとも、VCSの伝熱性能を評価できることを確認した。これらのことから、化学洗浄は極めて効果的であったと判断している。

(3) 1次／2次ヘリウム純化及び貯蔵供給設備・圧縮機等の分解点検

圧縮機10台のうち、9台について分解点検を行なったので、その結果を次に示す。

① 1次ヘリウム純化設備

i. ガス循環機A：下回りを除く本体開放

a. シリンダ内径の一部が使用限界値（Φ100.2に対し、Max.100.2）まで摩耗していたため、新品と交換した。

b. ピストンリング厚さが6本とも使用限界値（t8.0に対し、Min.7.9）を超えていたため、摩耗代変更リング（摩耗代を1mmから、初期摩耗を考慮した0.1mmとし、摩耗粉の発生量を低減する）と交換した。なお、ライダー

- リングについても予防保全のため新品と交換した。
 - c. グランドパッキン及びバリシールについては異常摩耗、シールオイル漏れはなかったが、全数新品と交換するとともに、シールカバー形状（内径を35mmからロッド振れを考慮して32mm）を変更した。
 - d. ピストンロッド及びフィルタについては清掃して再使用した。
- ii. ガス循環機B：下回りを含む本体開放
 - a. シリンダ内径の一部が使用限界値（ $\phi 100.2$ に対し、Max.100.18）近くまで摩耗していたため、次回点検までの運転時間を考慮し、新品と交換した。
 - b. ピストンリング厚さが6本とも使用限界値（t 8.0に対し、Min.7.6）を超えていたため、摩耗代変更リングと交換した。なお、ライダーリングについても予防保全のため新品と交換した。
 - c. グランドパッキン及びバリシールについては異常摩耗、シールオイル漏れはなかったが、全数新品と交換するとともに、シールカバーの形状（内径を35mmからロッド振れを考慮して32mm）を変更した。
 - d. 活性炭フィルタに汚れがあったため、新品と交換した。
- ② 2次ヘリウム純化設備
 - i. ガス循環機A：下回りを除く本体開放
 - a. ピストンリング、ライダーリング及びグランドパッキンとともに異常摩耗はなかったが、予防保全のため新品と交換した。
 - b. バリシール、スライドリング及びOリングについて、若干のシールオイル漏れがあったため、新品と交換した。
 - ii. ガス循環機B：下回りを除く本体開放
 - a. 組立完了後、インターロック確認及び試運転により異常のないことを確認した。なお、バッファリングは、その効果がないことが確認されたため、撤去した。
 - iii. 再生ガス循環機：下回りを除く本体開放
 - a. ピストンリング、ライダーリング及びグランドパッキンとともに異常摩耗はなかったが、予防保全のため新品と交換した。
 - b. バリシール、スライドリング及びOリングについて、若干のシールオイル漏れがあったため、新品と交換した。
- ③ 1次ヘリウム貯蔵供給設備
 - i. ヘリウム移送圧縮機A：下回りを除く本体開放
 - a. 組立完了後、インターロック確認及び試運転により異常のないことを確認した。なお、バッファリングは、その効果がないことが確認されたため撤去した。
 - ii. ヘリウム移送圧縮機B：下回りを含む本体開放

- a. ピストンリング、ライダーリング及びグランドパッキンとともに異常摩耗はなかったが、予防保全のため新品と交換した。
- b. バリシール、スライドリング及びOリングについて、若干のシールオイル漏れがあったため、新品と交換した。なお、バッファリングは、その効果がないことが確認されたため撤去した。
- c. クランク軸の大端、中間軸受メタルについて使用限界内（許容隙間 0.2mm に対し、Max.0.19mm）の摩耗であったが予防保全のため新品と交換した。
- d. 活性炭フィルタに汚れがあったため、経年劣化を考慮して新品と交換した。

④ 2次ヘリウム貯蔵供給設備

i. ヘリウム移送圧縮機A：下回りを除く本体開放

- a. 4段ピストンリング（10本）の1本が使用限界値（t 6.0mm に対し、Min.6.0mm）まで摩耗していたため、新品と交換した。その他のピストンリング、ライダーリングについても予防保全のため新品と交換した。
- b. バリシール、スライドリング及びOリングについて、若干のシールオイル漏れがあったため、新品と交換した。なお、バッファリングバッファリングは、その効果がないことが確認されたため撤去した。
- c. 吸込フィルタに汚れが見られたので、新品と交換した。

ii. ヘリウム移送圧縮機B：下回りを除く本体開放

- a. 組立完了後、インターロック確認及び試運転により異常のないことを確認した。なお、バッファリングバッファリングは、その効果がないことが確認されたため撤去した。

上記①～④に示したように、ピストンリング摩耗、シールオイル漏れが依然として改善されていないため工場試験機(メーカ：加地テック)により、次の試験を開始した。

① ピストンリング性能試験

吐出量測定、露点測定、試験後のピストンリング摩耗量等測定と寿命予測により優位性を確認する。

② バリシール性能確認試験

50～100 hr 程度の短時間におけるオイル漏れ量、リップ摩耗代測定等により優位性を確認する。

③ グリース影響評価試験

バリシールを用いて、コンパウンドがシール性能に影響を与えるか確認する。

(4) 非常用空気浄化設備・逆止ダンパの分解点検

非常用空気浄化設備の待機排風機からの空気の逆流を防止する排風機出口逆止ダンパ(144D2A, 144D2B)の分解点検を、設置後初めて実施した。ハウジング部、ダンパ弁本体の点検結果、磨耗、腐食等の異常は認められなかった。ダンパ弁本体を清掃

した後、駆動部をグリースアップして復旧した。また、サービスエリア内出口ダンパ(144D3)は、通常時規定の開度に固定して使用しているが、全閉から全開まで正常に作動することを確認するとともに、ダンパ弁本体に腐食等の異常がないことを確認した。なお、昨年度実施した排気フィルタユニット入口側主ダンパの分解点検時に、主ダンパ内で確認された、微粒子フィルタ性能試験用 DOP 液の停蓄は、ファイバースコープによる観察の結果、今回は認められなかった。

(5) 非常用空気浄化設備・排気フィルタユニットの整備

排気フィルタユニット内に設置されている、電気ヒータ配線用プリカチューブの接続コネクタがカプラー式であることから、外力を受けた場合、外れやすいことが確認された。今回の定検で、該当する接続コネクタを全て、外れにくい、ねじ込み式に交換した。コネクタを交換後、ケーブルに異常の無いことを、絶縁抵抗検査により確認するとともに、電気ヒータが正常に機能することを、非常用空気浄化設備の作動検査で確認した。

(6) 燃料破損検出装置・ガス圧縮機の分解点検

前回の定検で分解点検を実施した本ガス圧縮機は、その後の運転で、容量低下が次第に顕著になり、PT-5 サイクル運転以降、圧縮機出入口差圧が規定値を確保できない状態まで性能が低下した。この間、圧縮機の吸入・吐出弁からの漏えいを疑い、取り付け部ガスケットの交換、弁点検等を実施したが、特段の改善はみられなかつた。今回は、ガス圧縮機を分解点検する前に、容量低下の要因分析を行う上で参考となるデータを採取することを目的に、以下の作動確認を実施した。

- ① ガス圧縮機を系統から切り離し、戻し弁 VC4 を全閉とし、単体で運転したガス圧縮機の出入口差圧が、規定値になるまでの時間の測定。
- ② ガス圧縮機を系統から切り離し、単体で自動運転したガス圧縮機の出入口差圧が規定値になるまでの時間の測定。
- ③ 出入口差圧が規定値になったガス圧縮機を停止し、差圧が 0.10MPaG まで降下する時間の測定。
- ④ ガス圧縮機戻し弁 VC4 の系統圧力による移動量及び調節計 MV 値による移動量の測定。

その後、実施した分解点検で、ピストンリングの磨耗粉と思われる黒色粉末が、ガス圧縮機シリンダーガス室、内部フィルターカートリジ及び吸入弁内部に付着していることを確認した。また、シリンダ内面やピストンリング表面には、容量低下に繋がるような有害な傷のないこと、またピストンロッドのステップシール部、オイルシール部当たり面にも有害な磨耗、傷等のないことを確認した。今回は、当初の計画どおり、ライダーリング、ピストンリング及び吸入・吐出弁を交換するとと

もに、計画には無かった内部フィルターカートリジを新たに手配し交換した。その後、分解点検前後の作動確認データ、取り外したピストンリング各片の磨耗データ等をもとに、圧縮機の容量低下の要因分析を、メーカの協力を得て実施した。その結果、原因の一つに、規定値内にあるものの、ピストンリングの磨耗が考えられることから、ピストンリングの材質の変更、フィルターカートリジのろ過精度の向上などについて検討を加え、今後の運転状況を見ながら、次回分解点検に反映していくこととした。

(7) スタンドパイプ (S/P) 固定装置の分解検査

制御棒駆動装置の点検及び S/P 固定装置 6 体 (N3/N5/N7/N9/N11/N13) の分解検査のため、燃交ハッチを開放し、S/P 固定装置の分解検査として、以下の一連の作業を実施した。

- ① 中間部遮へい体の取外しと、所定場所への移動
- ② 対象 S/P 固定装置の機能監視用センサの指示値に異常のないことを確認と、機能監視用センサコネクタの取外し
- ③ 下部プラグ及びスナバの取出しと、所定場所への移動
- ④ 下部プラグ及びスナバに異常のないことを確認する外観検査
- ⑤ スペーサブロックの据付位置の確認
- ⑥ スペーサブロックの取出しと、所定場所への移動
- ⑦ スペーサブロックに異常のないことを確認する外観検査
- ⑧ S/P 固定装置の分解検査
- ⑨ スペーサブロック、S/P 固定装置の復旧及び機能監視用センサの確認
- ⑩ 中間部遮へい体の取り付け

なお、今回、固定装置と一緒に取り出したスペーサブロックの底面に、相当範囲の錆の発生が確認された。錆は 6 体全てに発生しており、サンドペーパー及びスコッチブライトで除去後、洗浄液で洗浄し、元の状態に復旧した。前年度は同様の保管方法で錆の発生が見られなかったことから、今回の錆は、換気空調装置の長期間に渡る停止が影響したものと考えられるが、次回からは、結露等の発生に十分考慮した養生方法を検討し、採用することとした。

(8) 試料採取設備・圧縮機の分解点検

2 次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(A)及び圧縮機(B)の分解点検を実施した。点検の結果、圧縮機(A)については、ピストンロッドのバリシール摺動部に縦傷が確認された。しかしながら、現場での手直しの結果、ほぼ元の状態に修復できたことから、今回は再使用することとした。なお、今後の運転でシールオイル漏れが発生

した場合、本ロッドの再使用は出来ないと考えられるため、予備のピストンロッドを発注し、準備した。

なお、圧縮機(B)には圧縮機(A)のような傷は確認されなかつたものの、バッファリングによる異物混入対策を実施していたにも拘わらず、PT-5 (HS) サイクル運転中に、シールオイル漏れが発生した経緯がある。このため、今回の分解点検で当該バッファリングを撤去するとともに、バリシール外側Oリングを使用して復旧した。同様の措置は、先の圧縮機(A)に対しても実施した。

引き続き実施した1次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(A)の分解点検でも、ピストンロッドのバリシール摺動部にわずかな縦傷が確認された。しかしながら縦傷は、2次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(A)の縦傷に比較すれば軽微であり、本機も、前機同様、現場での手直しにより、再使用することとした。なお、バリシール摺動部は、2次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機に比較し、変形の度合いは小さいことを確認している。

今回、分解点検対象外である1次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(B)も含め、全ての圧縮機について、規定の性能が確保されていることを、その後実施した作動検査により確認した。

(9) エアロック・分解点検

原子炉格納容器エアロックの点検作業を、以下の項目について実施した。

- ① 均圧弁の分解点検及び単体気密試験
- ② 伝動軸部のシール部品の交換及び単体気密試験
- ③ ショックダンパの交換
- ④ 駆動部全体へのグリースアップ
- ⑤ 外扉下部レバー止めネジの緩み防止処置（ロックタイト塗布）
- ⑥ 内外扉のガスケット交換と単体気密試験
- ⑦ 非常用脱出機構の作動確認

点検作業終了後、エアロックの作動が正常であることを作動確認検査により確認するとともに、格納容器バウンダリとしての健全性を、「エアロック全体の漏えい率試験 (B種)」により確認した。漏えい率試験の結果は、A種換算漏えい率 $1.38 \times 10^{-4} (\%/\text{day})$ であり、所定の性能を十分満足していることを確認した。

(10) CV全体漏えい率試験・データ収録システムの更新

これまで使用してきた、全体漏えい率試験の試験データ収録処理システムは、設置から約10年が経過し、故障時の部品供給等、メーカーによる迅速な対応が得にくくなってくることが懸念される。全体漏えい率試験は、長い準備期間と経費を要する

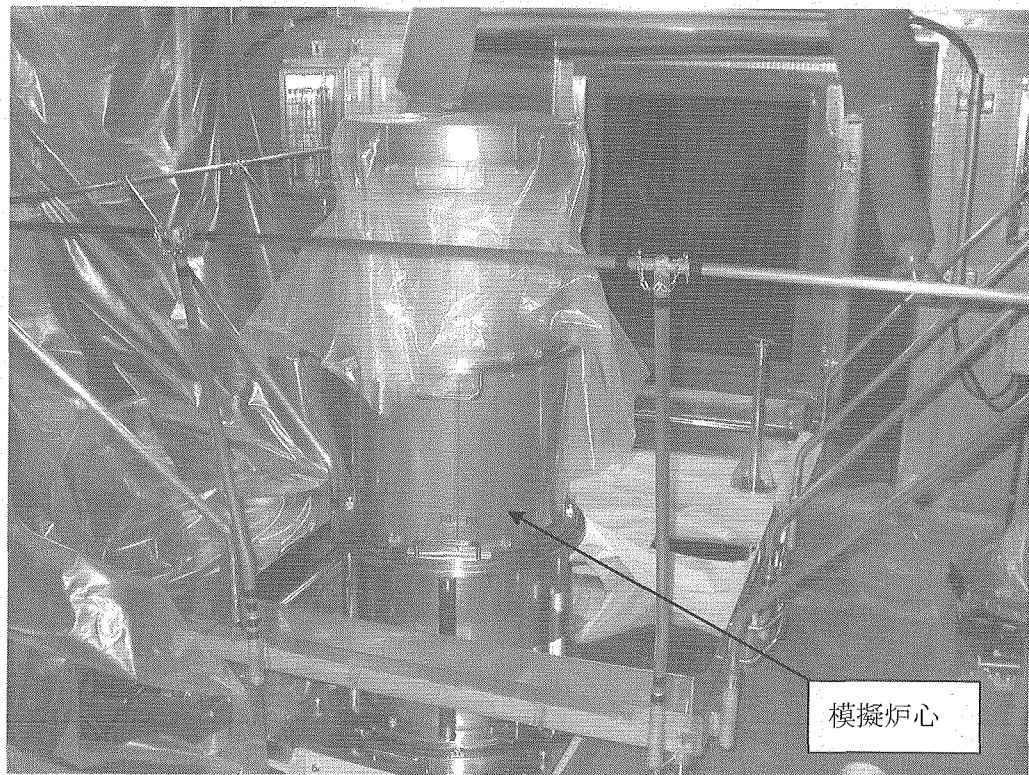
試験であり、本システムのトラブルによる試験の中止は、多方面にその影響が波及することになる。そこで、全体漏えい率試験全体の信頼性と安定性を確保するために、今回の試験に先立ち、システムの更新を実施することとした。

システムの更新にあたっては、既設システムで開発したソフトウェア資産を生かすとともに、実データによる両システムの互換性を確認しながら、新システムへの移行を図った。また、以下のような機能を追加することにより、データの保全性を格段に向上させるとともに、個別データをリアルタイムで監視することにより、CV内の状況、試験の経過を連続的・総合的に評価できるようにした。

- ① 試験データを、指定したサンプリングレートで計算機 HD に保存し、漏えい率に関するデータ処理は、この保存データから必要データを自動抽出し行うようにした。
- ② CV 内領域に設置した検出器のうち、任意の検出器を指定して漏えい率データ処理が行えるよう、計算対象検出器を任意に選定できるようにした。
- ③ データの出力先は、CRT、ファイル、プリンタから任意に指定できるようにした。
- ④ 漏えい率データ処理と並行して、任意の検出器の測定値及び物理量がトレンドグラフで監視できるようにした。
- ⑤ 計算機 HD に保存したデータを、CSV ファイルに変換できるようにした。

(11) メンテナンスピット設備・模擬炉心の製作

燃料交換機（以下「FHM」）の点検時（模擬自動運転時）には、これまでメンテナンスピット（以下「MP」）内に炉心の 1 カラムの上部（2 ブロック分）を模擬した模擬炉心を組立てる必要があった。しかし MP 内には制御棒駆動装置の点検時に使用する模擬流路管が設置されており、模擬炉心組立の前後には模擬流路管の MP 外への取り出し作業及び MP 内への再設置作業が必要であった。このため作業の効率化を図るために、MP 内での模擬流路管との同時設置が可能な新型の模擬炉心を製作した。なお、この新型模擬炉心は 2 分割構造となっており、8 月 30 日からの中性子源交換作業において、炉内から取り出したブロックの仮置きと、旧中性子源を収納する為の RI 収納容器の仮置きにも使用可能な構造とした。（第 2.2-1 図 参照）



第 2.2-1 図 MP (K251) 内の新型模擬炉心

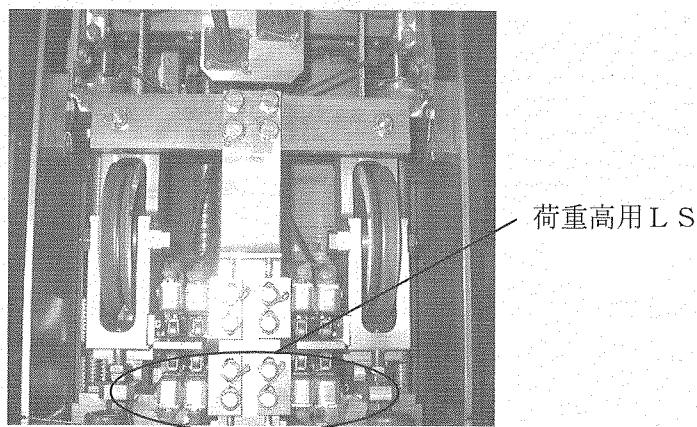
(12) プール水冷却浄化設備・循環ポンプの分解点検

プール水循環ポンプB号機の分解点検を、供用開始後初めて行った。その結果、インペラ側及びカップリング側の両軸受に発錆がみられた。このため、錆発生部を磨き、ベアリングを交換した。また、インペラ、シャフト、シャフトスリーブ及びメカニカルシール等には傷、磨耗、及び当て傷等ではなく、良好な状態であった。

今後は平成19年度に循環ポンプAの分解点検を行うため、それらを含めて、合理的な分解点検期間（現状は5定期検査に1回）を設定したいと考えている。

(13) 反応度制御設備・スラックロープ荷重検出用 LS の交換

平成14年度から毎年4基づつ行っている反応度制御設備（4体）の非分解点検作業中、N9CRDのスラックロープ荷重検出（荷重高）用LSの一時的な動作不良が発生した。そのため、予備品のLSと交換し、電気試験・動作試験を行い機器の性能上健全であることを確認した。第2.2-2図に点検作業の状況を示す。また、平成18年度から予定している分解点検作業時に、LSも含めた部品交換を行う。



第2.2-2図 交換対象スラックロープ荷重検出用 LS 部

(14) 放射能計装設備・サンプリングポンプの CV 内圧力変動対策

平成 16 年 6 月 10 日原子炉運転中、CV 内放射能計装の異常警報が発報し、「吸込圧力異常」の警報でサンプリングポンプが A.B とも停止する事象が発生した。原因は、原子炉運転に伴い、CV 内圧力が上昇し、ポンプ吸込圧力のトリップ値に達し、停止したものである。また、予備系統のポンプが自動起動したが同じく吸込圧力異常で停止したものである。

サンプリングポンプが停止すると「原子炉格納容器内放射能高」信号による CV 隔離はされなくなるため、CV 内圧力上昇に伴う対策が必要となった。

- ① バイパス弁を全閉にすることにより吸込圧力を下げる。

サンプリングポンプにあるバイパス弁を全閉にすることにより吸込圧力を約 -30KPa まで下げることができる。

- ② 「吸込圧力高」ポンプトリップ値の見直し

吸込圧力高のポンプトリップ値・13 kPa は、サンプリング配管破断、カプラ外れ等により異常が発生した場合にポンプをトリップさせるもので、ポンプの性能上は、吸込圧力が大気圧になっても継続運転可能があるので 0 kPa に余裕を見て -5 kPa に設定する。

上記①、②に示す対策を行うことで、CV 内圧力が約 25 kPa に上昇してもサンプリングを継続することが可能であると考える。なお、今回の対策を行うにあたって、運転手引の一部修正を行った。

(15) 補助冷却設備・補助冷却器用熱電対の交換

補助冷却器出入口温度計測用熱電対（入口 3 本、出口 2 本）について交換を行った。これらの熱電対は、毎年の施設定期自主検査時に絶縁抵抗測定及び導通測定を実施し、健全性の確認を行っているが、平成 15 年度の点検時に補助冷却器入口温度 B (1411TE1B) について絶縁抵抗値が 1.2MΩ まで低下した。予防保全の観点から交換を計画し、補助冷却器入口温度 B の熱電対と同仕様、同環境等で使用されている熱電対（4 個）についても交換した。以下に熱電対の仕様を示す。

- ① 計器番号、測定点名称、測定範囲、数量

	入口側	出口側
計器番号	1411TE1A～C	1411TE3A,B
測定点名称	補助冷却器 入口ヘリウム温度 A～C	補助冷却器 出口ヘリウム温度 A、B
測定範囲(℃)	0～1100	0～600
数　量	3 本	2 本

② 熱電対エレメント

種類	K (CA)
エレメント数	シングルエレメント
エレメント階級	JIS0.4 級
素線径	0.52 以上
熱接点	非接地型
シーズ材質	NCF600TP [JIS G 4903]
シーズ外径	φ 4.8mm
シーズ長さ	880mm (入口側)、660mm (出口側)
心線極性色別	+極 (赤) -極 (白)、[JIS C 1602 (1981)]

(16) 高温試験運転時における炉心差圧低スクラム設定値の設定

炉心差圧低のスクラム設定値は、定格炉心差圧の相対割合で設定されており、平成14年度に定格100%運転時の炉心差圧について、実測値に基づいたスクラム設定値を設定した。今回、出力上昇試験(5)により高温試験運転時の100%運転時炉心差圧のデータが得られたことから実測に基づいた炉心差圧でスクラム設定値を設定した。

① 高温試験運転時の定格炉心差圧

設計時の計画値に基づいた高温試験運転モードにおける定格炉心差圧は、6.22kPaである。出力上昇試験(5)の炉心差圧は、単独運転時実測値6.72kPa(炉出力99.1%)、並列運転時実測値6.85kPa(炉出力99.7%)である。それぞれの炉心差圧を原子炉出力100%、一次冷却材圧力3.94MPa(1次冷却材の制御目標値)、原子炉入口温度395°C(入口温度制御目標値)で補正すると単独6.81kPa、並列6.96kPaとなる。以上のことから、スクラム設定値に係わる高温試験運転時の定格炉心差圧は、安全側に並列運転時の6.96kPaとする。

② 炉心差圧低スクラム設定値

a. 炉心差圧低スクラム設定値は、保安規定に以下のように定めている。

原子炉出力100%時 : 運転モードに応じた定格炉心差圧の78%以下

原子炉出力0~100%の間 : 原子炉出力に比例した運転モードに応じた定格炉心差圧の30~78%の値以下

b. 実測値に基づいた炉心差圧低スクラム設定値

実測値に基づいたスクラム設定値を以下のように変更した。

	高温試験運転時 定格炉心差圧	スクラム設定値相当の炉心差圧	
		出力100%時	出力0~100%時
変更前	6.22kPa	4.85kPa	1.87~4.85kPa
変更後	6.96kPa	5.43kPa	2.09~5.43kPa

(17) プラント制御装置・エンジニアリングステーションの更新

プラント制御装置エンジニアリングステーション（以下、「ENS」と云う。）の主要構成部品（プリント基板、ハードディスク、ディスクドライブ等）のほとんどが製造中止となっており、今後の故障の際に部品の供給が難しいと判断されたため、現在の汎用機器を使用した E N Sへの更新を行った。

更新に伴い、新たに以下の機能を追加した。

① 制御ロジック、設定値変更時の変更履歴の自動記録機能

制御ロジック及びパラメータ変更時に変更日時、変更作業者、変更内容を自動的に記録する。

② タグNo.指定による POL シートの自動検索機能

タグNo.を指定することにより、指定したタグNo.が含まれるシートを自動検索する。

③ トレンド表示機能の拡充

トレンド画面が起動している間に、定周期で収集したデータをトレンドグラフで表示する。

④ フラッシュメモリカードの適用

プラント制御装置フィールドコントロールステーションに搭載していた RAM カードをフラッシュ ROM カード(データの書き換え可能 ROM)に置き換える、重要なロジックデータを ROM 運用とした(電源断時でもデータは喪失しない)。

⑤ 制御ロジックの一括管理

各プラント制御装置フィールドコントロールステーションの制御ロジックを本 ENS に一括保管する(従来は FD 管理)。

(18) プラント制御装置・警報回路改造

H T T R の原子炉運転中に、プラント運転に異常がない状態で中央制御盤に瞬時の警報が発生することがあったため、プラント制御装置の警報回路改造を行った。以下に改造内容を示す。

① 1次冷却設備の温度警報回路について、警報設定器の出力に2秒のオンディレイ タイマを設け、設定された時間内は警報が発信しないようにした。

② 2次ヘリウム冷却設備の温度警報回路について、警報設定器の出力に2秒のオン ディレイタイマを設け、設定された時間内は警報が発信しないようにした。

③ ヒートトレース装置の「予備側切替」、「ヒートトレース遮断器 開」の回路について、警報設定器の出力に2秒のオンディレイタイマを設け、不要な機器動作を行わないようにした。

④ 1次冷却設備・2次ヘリウム冷却設備ヘリウム循環機の「ヘリウム循環機冷却水 流量 低々」信号によるヘリウム循環機停止回路を削除した。

⑤ プラント計算機の PID No.16D004 の名称を「1次純化 PCT 温度 高」に修

正した。

(19) プラント制御装置・オペレーターズステーションハードディスクの更新

プラント制御装置オペレーターズステーションの 5 インチハードディスクが製造中止となっており、また、メーカ修理可能期限も過ぎていることから、今後の故障の際に部品の供給が難しいと判断されたため、電気的インターフェース上、互換性のある 3.5 インチ固定ディスクに更新した。更新に当たり、3.5 インチハードディスク取付パネルの据付け、カード交換及び ROM 交換を行った。

(20) プラント計算機・移動平均演算器の取付け

主冷却設備安全保護系計装盤よりプラント計算機が受信している中間熱交換器 1 次冷却材流量 (0 ~ 17 t/h) および 2 次ヘリウム流量 (0 ~ 17 t/h) に変動があることが確認されていたことから、流量値に見られる変動を低減することを目的として、プラント計算機に入力している部分に移動平均演算器（時定数 10 秒、移動平均時間 60 秒）の設置を行った。

(21) HTTR 警報盤等の改造

使用済燃料貯蔵建家 電気・計装設備において、下記設備警報は、警報表示装置（中央制御盤への警報）または研究棟副警報盤のどちらか一方のみの出力となっていた。これらを中央制御室と正門警備室の両方での監視を可能とするため、警報表示装置（中央制御盤への警報）と研究棟副警報盤の両方へ出力するよう改造した。

以下に改造前後の状態を示す。

改造前の状態

警 報	警報表示装置 (中央制御盤への警報)	研究棟 副警報盤
使用済燃料貯蔵建家 電気設備異常	×	○
使用済燃料貯蔵建家 換気空調設備異常	○	×
使用済燃料貯蔵建家 液体廃棄物処理施設異常	○	×

○ : 警報出力回路有り × : 警報出力回路なし

改造後の状態

警 報	警報表示装置 (中央制御盤への警報)	研究棟 副警報盤
使用済燃料貯蔵建家 電気設備異常	○	○
使用済燃料貯蔵建家 換気空調設備異常	○	○
使用済燃料貯蔵建家 液体廃棄物処理施設異常	○	○

○ : 警報出力回路有り

(22) 原子炉出力制御装置・ソフトロジックの改造

① 制御棒2対同時選択

i. 概要

原子炉出力制御装置は、原子炉の自動運転等各種運転モードに応じた原子炉出力系の制御演算を行っており、自動運転における制御棒の引抜要求又は挿入要求信号は、原子炉出力偏差（目標出力と現在出力との差）に応じて出力される。

C制御棒（初期選択制御棒）が規定の位置到達で、規定到達位置より-4mm近傍（到達復帰位置近傍）である時に以下に示す推移で制御棒2対が同時に選択される恐れがある。

- a. 制御棒「無選択」から出力偏差が0.4%以上となり
- b. C以外の制御棒が規定の位置に未到達であり、C以外の制御棒が選択（1対目）される。
- c. C以外の制御棒が選択後、C制御棒が微少変動（目標到達位置より-4mm以上）して規定の位置から未到達の位置になり、C制御棒が選択（2対目）される。

ii. 対策

上記事象に関して、以下に示す2つの観点から対策を実施した。（第2.2-3図参照）

a. 発生事象に対する対策

初期選択に関する回路について、初期選択制御棒位置が変動しても2本同時選択にならないような対策を実施した。

イ. オンディレイタイマの追加（対策1）

制御棒選択の処理順序に関して、同周期での複数の処理実行（目標到達の演算等）を避ける目的（初期選択成立のタイミングをずらす）でオンディレイタイマ1秒を追加した。

ロ. 制御棒選択処理ブロック（対策2）

初期選択制御棒の次の制御棒選択処理中は、初期選択制御棒の選択処理を実行しないよう回路を変更（ブロックするためNOT回路の追加）した。

ハ. 目標位置更新時間の変更（対策3）

制御棒到達目標位置の演算に500msecかけていたが、他に影響を与えない範囲で演算処理時間を短くする目的でシングルショットタイマ（制御周期200msec）を追加した。本対策により、挿入/引抜要求成立時に速やかに目標位置が更新され、目標到達信号が早く安定する。

b. 2対以上の制御棒選択防止（対策4）

万が一、2対以上の制御棒が同時に選択された場合、2対目選択以降の制御棒を後段の回路へ出力せず、強制的にリセットする回路（フィルタ）を追加した。

② 制御棒選択ランプのフリッカ（選択、無選択の繰り返し）

i. 概要

原子炉運転中において、原子炉出力の設定を変更し、出力降下ボタンを押し、その

後制御棒は何も選択されていない無選択の状態であったが、原子炉出力偏差が-0.4%となり制御棒引抜/挿入要求が成立し、その際、制御棒の選択ランプがオン-オフを繰り返し、継続される（フリッカ）事象が発生した。

制御棒選択回路は、原子炉出力制御装置 A～C 系の 3 つの系で 2 out of 3 回路が設けてあり（以下「3 重化回路」と呼ぶ。）、自系と他系 2 つ（全 3 系）のうち、2 系の信号成立時に制御棒が選択されることとなっている。

本事象は制御棒選択の 3 重化回路にて、セット条件とリセット条件の組合せで、選択が短時間成立し、3 重化回路で選択信号がオン-オフを繰り返したものと考えられる。なお、3 重化回路に制御周期と同等の短時間の選択信号が入力された場合に本事象と同様に選択信号がオン-オフを繰り返すことを確認した。

ii. 対 策

本事象は、制御棒自動選択処理開始のタイミングでセット条件とリセット条件の組合せで、選択信号が短時間成立したものと考えている。このため、制御棒 2 対同時選択の対策で実施する対策 1（初期選択信号に TON; オンディレイタイマ 1 秒を追加する。）により自動選択処理のタイミングを遅らせることができ、本事象の対策が可能と考えている。なお、本事象については上記推定原因に係るデータがなく、万一フリッカ事象が再度発生した場合に要因分析・対策を容易にすることを目的に、制御棒無選択信号のオン-オフの繰り返しをトリガとしたトラップソフトを原子炉出力制御装置内ソフトロジックに追加した。

(23) 補機／一般冷却水設備・冷却塔ファン用モータ分解点検

冷却塔ファン用モータの分解点検を行った結果、モータのエンドブラケット内径に許容値を超えているものがあることが判明したため、振動測定を行いながら経過監視することとし、次年度にエンドブラケットを交換することとした。

また、冷却水の配管には、強固な配管皮膜が形成されていることが判明したため、冷却塔プール水の基礎処理剤を、P-320、P-654、F-501 から S-635 に変更することとした。

(24) 制御用圧縮空気設備・除湿装置の定期点検

除湿装置のミストセパレータ A、B を内部腐食が激しいため、材質を STPG370 から SUS304 に変更して更新した。

また、プロア A は、シャフトの荒れによる異音の発生があるため、新品と交換した。

(25) 換気空調設備の定期点検

計算機室個別空調機の V ベルトに短寿命の傾向が見られたので、ブーリ交換と V ベルトの A30 から A31 へのサイズ変更を行った。

また、冷却塔ポンプ室パッケージクーラについても異音があったため、ブーリ、

軸受用ベアリング、Vベルトを交換した。

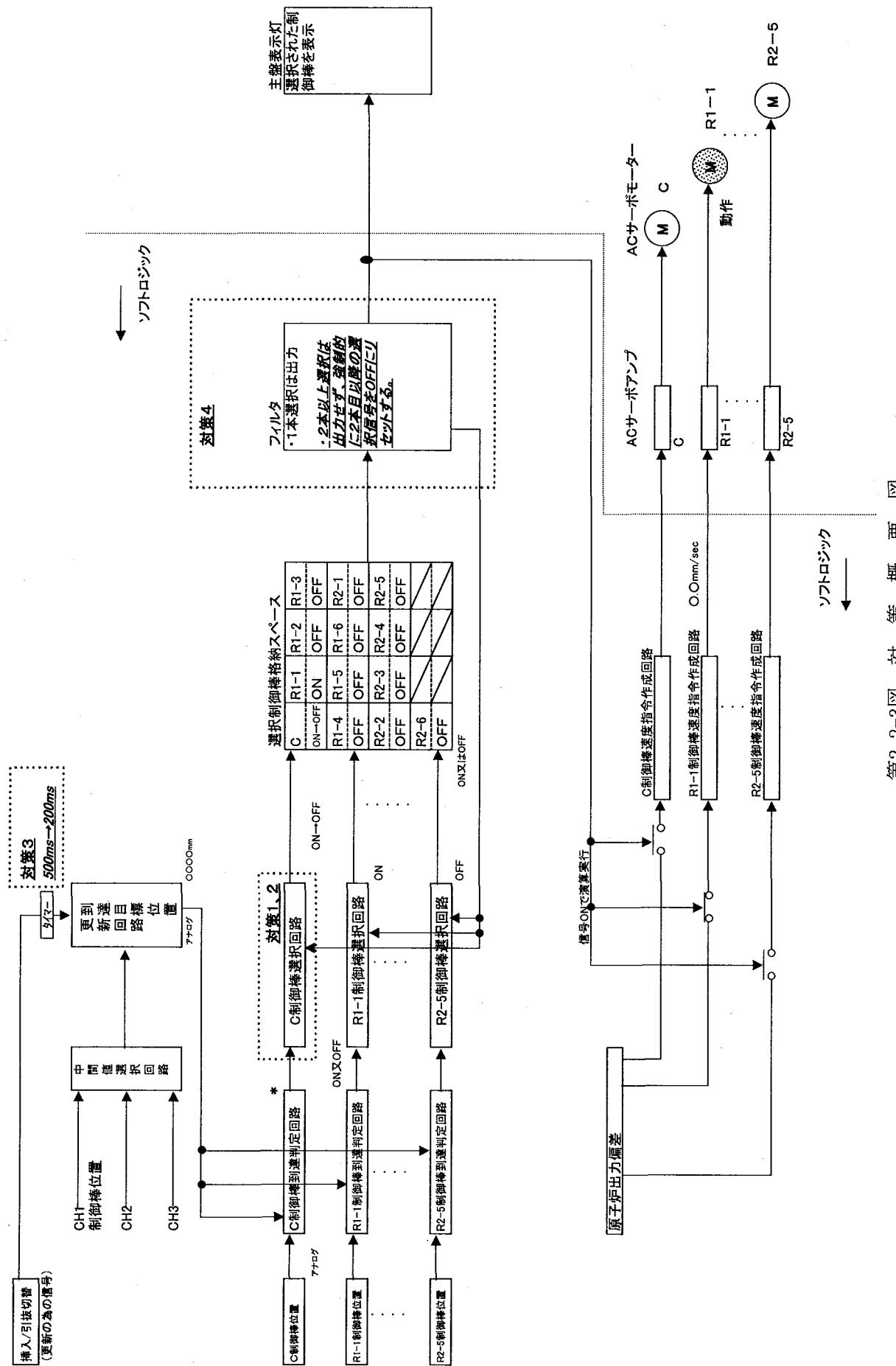
換気空調設備のうち、連続運転中の送・排風機にベアリンググリースの劣化やみ出しが見られるため、分解点検頻度を5年から4年毎に短縮することとした。

(26) 気体廃棄物の廃棄施設・圧縮機用安全弁の分解点検

圧縮機Aの2段吐出スナバ安全弁と、圧縮機Bの1段吐出スナバ安全弁の弁棒に気密試験時にテストギャグを締め付けすぎたことによる真直度のずれが見られたため、弁棒を新品と交換した。

(27) 蒸気供給設備の定期点検

野外配管（SGP）に冷却塔配管（SUS）との取り合いフランジ部に、保温カバー内への水の流れ込みによる影響と思われる腐食が見られたため、材質をSUSに変更して交換した。



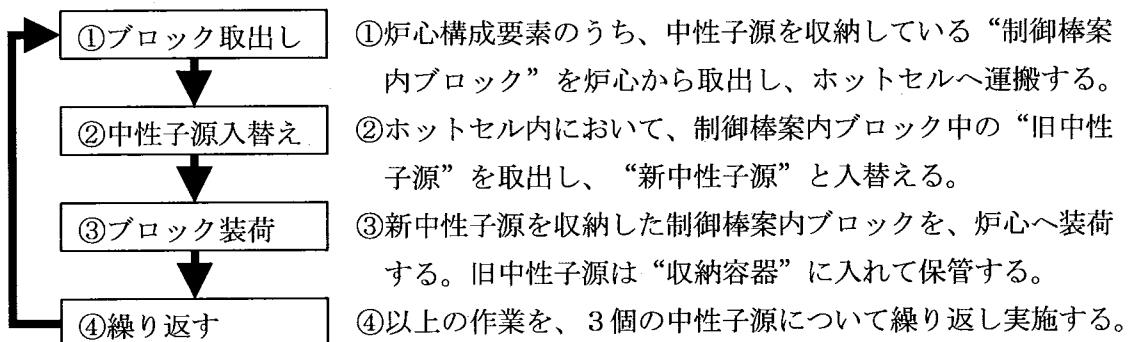
第2.2-3図 対策概要図

2. 3 中性子源交換作業

H T T Rは、原子炉起動用の中性子源 (^{252}Cf ; 半減期2.64 yr) 3個を炉心に装荷する設計となっている（第2.3-1図）。中性子源は約5年毎に交換し、原子炉の起動条件「広領域中性子計測系（WRM）の計数率3 cps以上」を維持している。本年度は、平成10年度に炉心へ装荷した中性子源を交換する作業を実施した。

H T T Rのようなガス冷却炉では、中性子線の効果的な遮へい材である水を炉心部に使用しないため、中性子源の交換要領は水冷却炉のそれと大きく異なる。

概略手順を以下に示す（第2.3-1図参照）。



中性子源は、前年度のうちに日本アイソトープ協会に依頼して製作した（第2.3-1表）。

線源は二重カプセル（SUS316L製；φ7.8mm×高さ10mm）に密封し、それをH T T Rでの取扱いを考慮した中性子源ホルダー（SUS316L製；φ28mm×高さ90mm）に収納している。H T T Rへの運搬には、同協会の輸送容器（パラフィン遮へい）を使用した。

中性子源の気中での取扱いに際しては、リハーサルをしたうえで慎重に作業を行った。特に炉心から取出す旧中性子源は、中性子線の強度が6年間で5分の1程度まで減衰しているものの、ホルダー等の放射化によって相当量のガンマ線を放出する。そのため、中性子線及びガンマ線の両方に対する被ばく管理を行い、状況に応じて補助遮へいを追加して作業を進めていった。

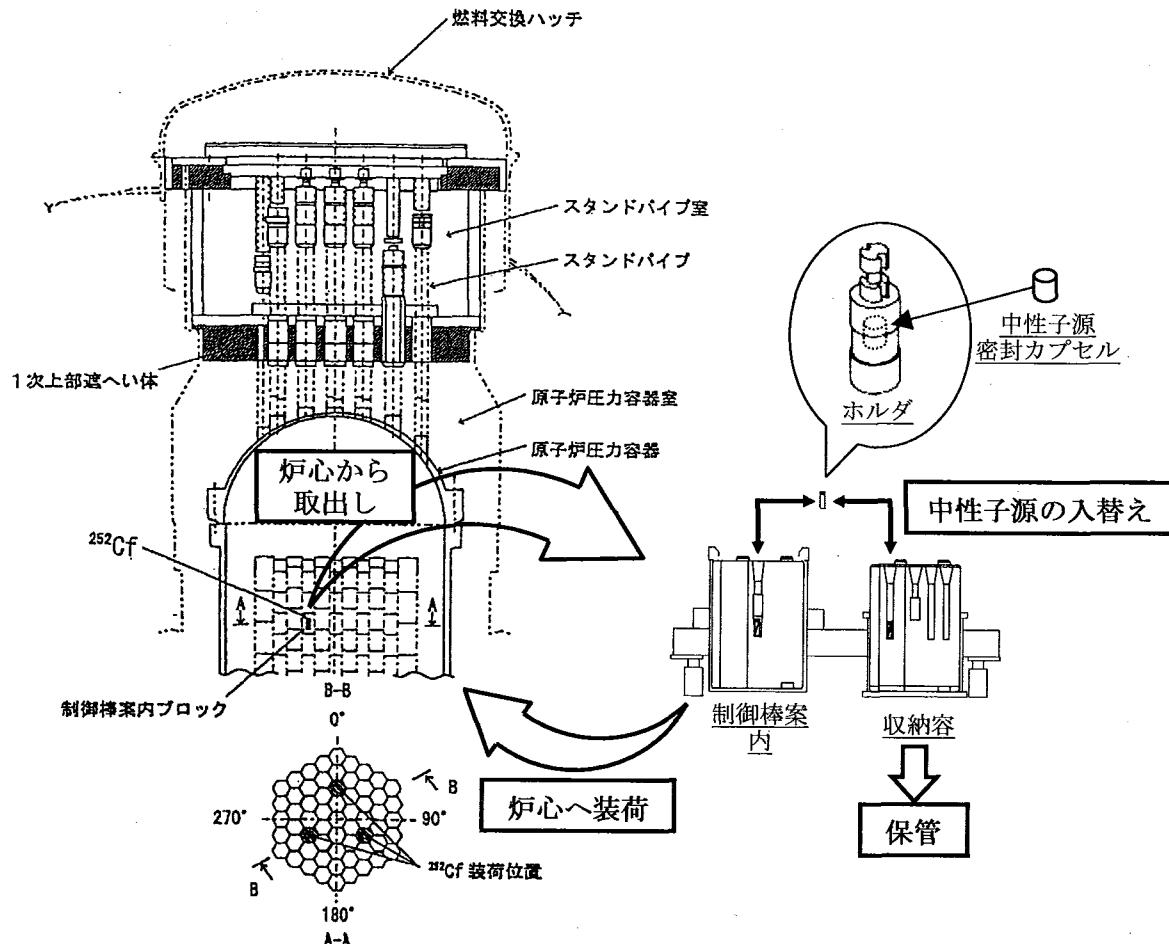
中性子源は9月に日本アイソトープ協会から運搬し、H T T Rに受け入れた。同月、翌月、翌々月にそれぞれ1回ずつの交換を実施し、3個の中性子源すべてを交換した（第2.3-2表）。その結果、WRMの計数率は20～25 cps程度となり、今後5年間は3 cps以上を維持できる見通しである（第2.3-2図）。

第2.3-1表 H T T R起動用中性子源の仕様

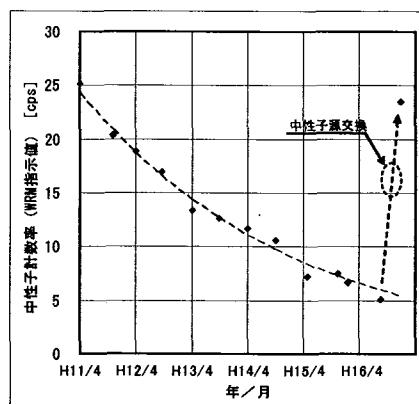
種類： カリфорニウム252	最高使用温度：800 °C
数量： 3.7×10^9 Bq × 3個	最高使用圧力：4.7 MPa (48kg/cm ²)
カプセル寸法：直径7.8mm×高さ10mm	
形式：X1型標準二重カプセル	
材料：SUS316L	

第 2.3-2 表 中性子源交換 作業工程

平成15年度				平成16年度											
12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
中性子源の製作									中性子源の運搬						
								作業準備							
									中性子源交換作業						



第 2.3-1 図 中性子源の炉心装荷位置と交換作業



第 2.3-2 図 広領域中性子計測系 (WRM) の計

3. 高温工学試験研究炉の運転・保守

3. 1 原子炉の運転管理

平成16年度は、PT-5 (HS) (高温／単独)、PT-5 (HP) (高温／並列) 及び、RS-6 (定格／単独) の運転を実施した。

PT-5(HS)では、高温／単独試験運転に係る使用前検査として、原子炉出力30MW (100%) での冷却材飽和値確認検査を受検した。PT-5 (HP) では、高温／並列試験運転に係る使用前検査として、原子炉出力30MW(100%)での冷却材飽和値確認検査等を受検した。

RS-6では施設定期検査（第3回）として、原子炉出力30kWにおける制御棒反応度価値測定を実施後、原子炉出力30MW(100%)へ向けて出力上昇を開始したが、原子炉出力30%直前で制御棒位置偏差大により、原子炉が自動停止した。

なお、HTTRの累積運転時間及び累積積算出力は、平成17年3月末現在で、9623時間08分及び6717.48MWDである。運転実績の詳細を第3.1-1表に示す。

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
HTTR PT-5 (HS) 出力上昇試験 (5) (高温／単独)	2004. 3. 31	2004. 5. 1	679. 01	754:13	2004. 4. 23 高温単独・冷却 材飽和値確認検 査合格
HTTR PT-5 (HP) 出力上昇試験 (5) (高温／並列)	2004. 6. 2	2004. 7. 2	626. 20	731:26	2004. 6. 24 高温並列・冷却 材飽和値確認検 査等合格
HTTR RS-6 定検受検 安全性実証試験 (定格／単独)	2005. 2. 14	2005. 2. 19	0. 95	128:02	2005. 2. 19 計画外停止

3.2 保守管理

HTTRの安全を確保し、安定な供用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実施した。

(1) 施設定期検査

平成16年度の原子炉施設の施設定期検査(第3回)は7月20日付けで申請を実施した。検査は、平成16年8月18日から平成17年3月4日の期間で8回に分けて受検する予定であったが、平成17年2月19日原子炉出力30%直前で原子炉が自動停止したため、平成16年度施設定期検査(第3回)は現在継続中である。HTTR施設定期検査項目及び立会区分を第3.2-1表に示す。

第1回：平成16年8月18日

第2回：平成16年9月21日及び22日

第3回：平成16年12月7日

第4回：平成16年1月17日、18日及び19日

第5回：平成17年2月3日

第6回：平成17年2月10日

第7回：平成17年2月18日

第8回：平成17年3月4日(未受験)

第3.2-1表 HTTR施設定期検査項目及び立会区分(1/2)

(1) 性能検査 I

対象設備・機器	検査項目	立会区分
計測制御系統施設・制御設備・制御棒駆動装置	スクラム検査	○
原子炉冷却系統施設・補助冷却設備	作動検査	◎
その他原子炉の附属施設・非常用電源設備・非常用発電機	作動検査	○
原子炉格納施設・原子炉格納容器・配管貫通部隔離弁	作動検査	◎
原子炉格納施設・非常用空気浄化設備	作動検査	○
計測制御系統施設・原子炉スクラム回路及び工学的安全施設作動回路	作動検査	○
原子炉本体	原子炉停止余裕検査	○
原子炉本体	最大反応度添加率検査	○
原子炉本体	反応度制御能力検査	○
計測制御系統施設・非常用制御設備・後備停止系駆動装置	反応度抑制効果検査 (後備停止系)	◎
原子炉本体	過剰反応度検査	○
原子炉本体	冷却材飽和値確認検査	◎
原子炉本体	線量当量率測定検査	○
原子炉本体	放射性物質濃度測定検査	○
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・プール水冷却浄化設備	冷却能力確認検査	○
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・燃料交換機	作動検査(インターロック)	◎
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・燃料出入機	作動検査(インターロック)	◎
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・新燃料貯蔵ラック	外観検査(未臨界性確認検査)	◎
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・原子炉建家内使用済燃料貯蔵ラック	外観検査(未臨界性確認検査)	◎
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・使用済燃料建家内使用済燃料貯蔵ラック	外観検査(未臨界性確認検査)	◎
廃棄施設・気体廃棄物の廃棄施設	排気中の放射性物質濃度の測定検査	◎
原子炉格納施設・原子炉格納容器	漏えい率検査	○

立会区分 ◎：立会検査 ○：立会検査(一部記録確認) △：記録確認による検査

第3.2-1表 HTTR施設定期検査項目及び立会区分(2/2)

(2) 性能検査II

対象設備・機器	検査項目	立会区分
原子炉本体・原子炉圧力容器、原子炉冷却系統施設・一次冷却設備、補助ヘリウム冷却系、1次ヘリウム純化設備及び1次ヘリウムサンプリング設備	漏えい検査	○
原子炉本体	総合検査	◎
原子炉冷却系統施設・一次冷却設備・1次ヘリウム循環機	作動検査	○
原子炉冷却系統施設・一次冷却設備・主要弁	作動検査	○
原子炉冷却系統施設・2次ヘリウム冷却設備・2次ヘリウム循環機	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・2次ヘリウム冷却設備・主要弁	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・加圧水冷却設備・加圧水循環ポンプ	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・加圧水冷却設備・主要弁	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・補助ヘリウム冷却系・主要弁	作動検査	○
原子炉冷却系統施設・補助冷却水系・補助冷却水空気冷却器ファン	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・補助冷却水系・主要弁	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・補助冷却水系	漏えい検査	△
原子炉冷却系統施設・炉容器冷却設備・循環ポンプ	作動検査	○
原子炉冷却系統施設・炉容器冷却設備・主要弁	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・炉容器冷却設備	漏えい検査	△
原子炉冷却系統施設・1次ヘリウム純化設備・ガス循環機	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・1次ヘリウム純化設備・主要弁	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・1次ヘリウムサンプリング設備・圧縮機	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・1次ヘリウムサンプリング設備・主要弁	作動検査	△
計測制御系統施設・計装設備・制御棒引抜阻止回路	作動検査	○
計測制御系統施設・制御設備・警報装置	作動検査	△
計測制御系統施設・制御設備・制御棒駆動装置	作動検査	○
計測制御系統施設・燃料破損検出装置・ガス圧縮機	作動検査	△
廃棄施設・気体廃棄物の廃棄施設・圧縮機	作動検査	△
廃棄施設・気体廃棄物の廃棄施設・減衰タンク	漏えい検査	△
廃棄施設・液体廃棄物の廃棄設備・廃液槽	漏えい検査	△
放射線管理施設・排気モニタリング設備・排気ガスマニタ及び排気ダストモニタ	警報検査	△
原子炉格納施設・原子炉格納容器・配管貫通部及びダクト貫通部隔離弁	作動検査	○
原子炉格納施設・サービスエリア	気密検査	○
原子炉格納施設・非常用空気浄化設備・主ダンパ	作動検査	○
その他原子炉の附属施設・非常用電源設備・蓄電池及び安全保護系用交流無停電電源装置	作動検査	○
その他原子炉の附属施設・制御用圧縮空気設備・空気貯槽及び主配管	漏えい検査	△

立会区分 ◎：立会検査 ○：立会検査(一部記録確認) △：記録確認による検査

(2) 施設定期自主検査等

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等を平成16年7月26日から継続実施中(H16年度施設定期検査中の平成17年2月21日に発生した後備停止系駆動装置の動作不良に対する原因調査等のため施設定期検査期間を延長)である。また、HTTR本体施設及び特定施設の点検整備を行うとともに、所定の検査を行い、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等の検査項目を第3.2-2表～第3.2-3表に示す。

第3.2-2表 施設定期自主検査

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	計測制御系統施設	制御設備	スクラム検査
			緊急遮断検査 (インターロック検査)
		計装設備	計器の校正 (安全保護系及び保安規定第6編別表第17の項目)

第3.2-3表 施設定期自主検査(1/5)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	原子炉本体	全体	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止余裕検査 ・最大反応度添加率検査 ・反応度制御能力検査 ・過剰反応度検査 ・冷却材飽和値確認検査 ・線量当量率測定検査 ・放射性物質濃度測定検査 ・総合検査
		原子炉圧力容器	・漏えい検査
		スタンドパイプ	・外観検査
		防振支持梁	・外観検査
		1次上部遮へい体	・外観検査
		上部生体遮へい体	・外観検査
		上部リング遮へい体	・外観検査
	核燃料物質取扱設備	燃料交換機 燃料出入機	・作動検査
	新燃料貯蔵設備	貯蔵セル (貯蔵ラック)	・外観検査
	原子炉建家内	貯蔵ラック	・外観検査
	使用済燃料貯蔵設備	貯蔵プール (ライニング)	・漏えい検査
		プール水冷却浄化設備	<ul style="list-style-type: none"> ・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
	使用済燃料貯蔵建家内	貯蔵ラック	・外観検査
	使用済燃料貯蔵設備	しやへい扉	・作動検査
	燃料交換機バテナスピット	上蓋	・外観検査
	照射物貯蔵ピット		
	原子炉建家内核燃料物質取扱設備附属機器	床上ドアバルブ	・作動検査
	炉体補助設備	制御棒交換機	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査
	使用済燃料検査室(I)	しやへい扉	・外観検査

第3.2-3表 施設定期自主検査(2/5)

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	ヘリウム循環機	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		中間熱交換器 1次加圧水冷却器	・漏えい検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
		バネ式安全弁	・作動検査
	2次ヘリウム冷却設備	ヘリウム循環機	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		2次加圧水冷却器	・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
		バネ式安全弁	・作動検査
	補助ヘリウム冷却系	ヘリウム循環機	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		補助冷却器	・漏えい検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
	加圧水冷却設備 補助冷却水系	循環ポンプ	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		加圧器	・漏えい検査
		空気冷却器	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
		バネ式安全弁／逃し弁	・作動検査 ・分解検査
		循環ポンプ	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		サージタンク	・漏えい検査
		水冷管パネル	・漏えい検査
		冷却器	・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
		バネ式安全弁	・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	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		入口／再生／戻り加熱器	・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査

第3.2-3表 施設定期自主検査(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次ヘリウム純化設備 2次ヘリウム純化設備	純化系／再生系冷却器	・漏えい検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
		バネ式安全弁	・作動検査 ・分解検査
		CuOT、MST、CCT	・漏えい検査
	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	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管 貯蔵タンク 供給タンク	・漏えい検査
	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	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
気体廃棄物の廃棄施設	計測制御系統施設	計装設備	・スクラム検査 ・設定値確認検査（安全保護回路及び別表第9の項目） ・警報検査（安全保護回路及び別表第9の項目） ・作動検査（制御棒引抜き阻止回路） ・絶縁抵抗検査（中性子検出器、高温プレナム部計装の熱電対）
		制御設備 (制御棒駆動装置)	・作動検査
		非常用制御設備 (後備停止系駆動装置)	・作動検査
		燃料破損 検出装置	・作動検査
		ガス圧縮機 検出器	・点検校正検査
	排風機 圧縮機 フィルタユニット 主要弁 減衰タンク 主配管 バッファタンク 排気筒	排風機 圧縮機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		フィルタユニット	・フィルタ捕集効率検査
		主要弁	・作動検査
		減衰タンク	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管 バッファタンク	・漏えい検査
		排気筒	・外観検査

第3.2-3表 施設定期自主検査(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 (原子炉建家)	廃液移送ポンプ ドレンピットポンプ	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		廃液槽	・作動検査 ・漏えい検査
		ドレンピット	・漏えい検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
	液体廃棄物の廃棄設備 (使用済燃料貯蔵建家)	廃液移送ポンプ	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		廃液槽	・外観検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
	原子炉格納容器及び付属施設	原子炉格納容器	・漏えい率検査
		貫通配管 貫通ダクト 電線貫通部 予備貫通部	・外観検査
		隔離弁	・作動検査
		燃料交換ハッチ メンテナンスハッチ エアロック 熱電対交換ハッチ 非常用避難口	・外観検査
		扉 貫通配管 貫通ダクト	・外観検査
サービスエリア		ダンパ	・作動検査
		全体	・気密検査
非常用空気浄化設備		フィルタユニット	・絶縁抵抗検査 ・フィルタ捕集効率検査
		排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主要弁 (主ダンパ)	・作動検査
		主ダクト	・外観検査
		排気管	・外観検査
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 ・絶縁抵抗検査
		蓄電池 (蓄電池、充電器、安全保護系用交流無停電電源装置)	・絶縁抵抗検査 ・作動検査
	換気空調設備 (原子炉建家)	格納容器再循環冷却装置 送風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査

第3.2-3表 施設定期自主検査(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 (原子炉建家)	格納容器減圧装置排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		格納容器減圧装置 フィルタユニット	・フィルタ捕集効率検査
		格納容器減圧装置 主ダンパー	・作動検査
		原子炉建家 I 系換気空調 装置排気A系統排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		原子炉建家 I 系換気空調 装置排気A系統フィルタ ユニット	・フィルタ捕集効率検査
		原子炉建家 I 系換気空調 装置排気B系統排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		原子炉建家 I 系換気空調 装置排気B系統フィルタ ユニット	・フィルタ捕集効率検査 *
		放射能測定室系 換気空調装置排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		放射能測定室系換気空調 装置フィルタユニット	・フィルタ捕集効率検査
		中央制御室系 換気空調装置循環送風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		中央制御室系換気空調装 置循環フィルタユニット	・フィルタ捕集効率検査
換気空調設備 (使用済燃料貯蔵建家)		管理区域換気空調装置 管理区域排気系統排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		管理区域換気空調装置 管理区域排気系統フィル タユニット	・フィルタ捕集効率検査 *
		管理区域換気空調装置 貯蔵セル排気系統排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		管理区域換気空調装置 貯蔵セル排気系統フィル タユニット	・フィルタ捕集効率検査 *
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	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主配管	・漏えい検査
制御用圧縮空気設備		圧縮機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		空気貯槽 除湿器 空気ろ過器 主配管	・漏えい検査
窒素供給設備 (窒素ガス供給系)		主要弁	・作動検査
		主配管	・漏えい検査

* : 使用開始時に実施

(3) 修理及び改造

平成16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。

3. 3 HTTR スクラムの原因と対策

(1) 経緯

平成 17 年 2 月 14 日から原子炉を起動し、炉停止余裕等の平成 16 年度施設定期検査の自主検査として制御棒反応度価値測定を行い、2 月 18 日に施設定期検査を受検した後、C 制御棒を全挿入状態とした。翌 2 月 19 日 9 時 30 分から運転指示書の出力上昇ステップに基づき原子炉出力の上昇操作を開始した。17 時 30 分から原子炉出力を 8.55MW から 9 MW へ出力上昇中、17 時 32 分に「制御棒位置偏差大」のスクラム信号（R 3 制御棒を除く制御棒間の位置偏差 200mm 以上で発信）により原子炉が自動停止した。

(2) 原因調査

原子炉が自動停止した前後の制御棒間の位置偏差、スクラム信号の発信及び運転操作・運転要領等について調査を行った結果、自動停止した時刻の制御棒位置の最大偏差は、スクラム設定値（200mm 以上）より小さい約 10mm であること、「制御棒位置偏差大」スクラム信号のブロックを解除する信号（P-C 以下：オフ）及び「制御棒位置偏差大」スクラム信号が発信されていること並びに、今回の制御棒反応度価値測定は変更した運転要領で行っていることを確認した。

(3) 原因調査結果

(2)の原因調査により、運転要領では臨界確認後に自己保持されている「制御棒位置偏差大」信号をリセット操作すること及び「原子炉スクラムパーシャル作動」表示灯（「制御棒位置偏差大」信号を含む 17 種類のスクラム信号それぞれについて 3 Ch のうちいずれか 1 Ch が原子炉スクラム設定値を超えた場合に発信される代表警報）の消灯を確認することとなっていたが、運転員はこれらの操作を行わず原子炉出力の上昇を行ったことが明らかとなった。

「制御棒位置偏差大」信号のリセット操作を行わなかった直接の原因是、運転要領を今回変更した際、制御棒反応度価値測定の試験要領と運転要領との関係が不明確であったことによるものであり、「原子炉スクラムパーシャル作動」表示灯が点灯のまま出力上昇を行った直接の原因には、出力上昇操作では「原子炉スクラムパーシャル作動」点灯への対応が明記されていない箇所の手順を参照したこと、及び、引継ぎにあたって対応すべき情報が適切に伝達されなかつたため「原子炉スクラムパーシャル作動」点灯への対応が行われなかつたことによる。

(4) 再発防止対策

(3) の原因調査結果を基に以下の再発防止対策を実施する。

① 運転要領と試験要領との連携

制御棒反応度値測定を繰り返し行う定検運転においては、試験要領と運転要領との連携を明確にし、制御棒反応度値測定終了後に、どの操作ステップに戻るかを運転要領と試験要領に明記した。

② 警報に係る運転引き継ぎ方法の明確化

出力上昇操作等に伴って発報する警報に対して十分に確認する意識を持つように表示された警報の重要度区分、その発生原因及び取った措置について運転業務日誌に具体的に記入することを施設管理者及び運転員を含む運転関係者に周知徹底する。

③ 警報等の確認の徹底

出力上昇及び下降時の出力ステップに原子炉の運転状況及び警報について確認する項目及び引き継ぎ事項の再確認及びプラント状態を把握してから操作に着手すること等を運転指示書により周知する。

④ 運転関係者の教育訓練

運転員及び施設管理者を対象に運転要領及び試験要領の改正内容についての教育訓練を実施し、その周知徹底を図った。また、中期的な取り組みとして運転関係者を対象に運転技術の向上、施設設計に対する理解の増進、安全文化の醸成を目的とした体系的な教育訓練を継続的に実施する。

⑤ 情報の共有化の促進

これまで実施してきた運転説明会に加えて施設管理関係者による運転管理会議、原子炉運転班長による運転班長会議を今後定期的に開催し、運転・保守に係る情報共有の促進を図る。

4. 出力上昇試験の主な成果（高温試験運転）

4. 1 概要

HTTR では高温試験運転として単独運転を 2004 年 3 月 31 日に開始し、4 月 19 日に最大熱出力 30MW の状態で 1 次冷却材原子炉出口温度 950°C を達成した後、4 月 23 日に使用前検査として冷却材飽和値確認検査を受検した。その後、徐々に出力を降下し、5 月 1 日に原子炉を停止した。単独運転終了後、2 次側の除熱性能の改善等を目的として炉容器冷却系熱交換器の洗浄等の作業を経て、並列運転を 6 月 2 日に開始し、6 月 24 日に使用前検査として冷却材飽和値確認検査、放射性物質濃度の測定検査等を受検した。これにより、高温試験運転に係る原子炉の性能試験はすべて終了し、使用前検査合格証を受領した。

本章では、高温試験運転の経過及び結果の概要を示す。

4. 2 試験・検査の内容と結果

(1) 冷却材飽和値確認検査

① 試験の目的および方法

原子炉出力 67% (20MW)、100% (30MW)において 1 次冷却材温度および 1 次冷却材圧力の最大値を測定し、判定基準値以下であることを確認する。判定基準は、原子炉熱出力が定常運転状態(約 30MW)において、原子炉圧力容器出口における 1 次冷却材温度が 957°C 以下、及び 1 次冷却材圧力が 4.0MPa[gauge]以下である。

② 試験結果

出力上昇試験 5 の単独運転 (PT-5S) では、2004 年 4 月 19 日 14 時 27 分に熱出力 30MW で原子炉出口冷却材温度が 950°C に到達したことを確認した。4 月 23 日に使用前検査を受検し、原子炉出口冷却材温度 947°C、熱出力約 30MW(29.7MW)、1 次冷却材圧力 4.0MPa を確認し、単独運転における使用前検査に合格した。

出力上昇試験 5 の並列運転 (PT-5P) では、2004 年 6 月 24 日に使用前検査を受検し、原子炉出口冷却材温度 941°C、熱出力約 30MW(29.9MW)、1 次冷却材圧力 4.0MPa を確認し、並列運転における使用前検査に合格した。

(2) 放射性物質濃度等の測定検査

① 試験の目的および方法

運転中に原子炉建家内の人人が常時立ち入る場所および原子炉運転中特に立ち入る場所の空気中放射性物質濃度を原子炉出力 100%で測定し、判定基準以下であることを確認する。また、原子炉停止後一定時間後立ち入る場所の空気中放射能濃度を測定し、判定基準以下であることを確認する。

② 試験結果

線量当量率及び放射性物質濃度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、全て基準値以下であることを確認した。

(3) 排気中の放射性物質濃度の測定検査

① 試験の目的および方法

排気中の空気サンプリングを行い、排気ガスマニタおよび排気ダストモニタの計数率、サンプリング時間を計測し、原子炉運転中の排気中の放射性物質濃度が判定基準を満足することを確認する。

② 試験結果

原子炉運転中の排気中の放射性物質濃度について、排気ダスト・ガスマニタを用いて測定を行った。その結果は、全て検出下限濃度未満であり定められた判定基準値以下で問題がないことを確認した。

(4) 出力係数測定試験

① 試験の目的および方法

各出力（15,000 count per second、30%、50%、82%及び100%）における制御棒位置を測定し、それから算出した反応度の出力係数が負であることを確認する。取得する制御棒平均位置のデータは、過去の試験の解析経験から、変位幅 1.5(mm)の範囲を安定条件の目安としている。

② 試験結果

各出力時における平均制御棒位置および制御棒反応度価値曲線を用い、反応度差を求め、これを出力差で除して出力係数を求めた。本試験で取得した出力係数は負であり、制限値を満足していることが確認できた。現時点では、測定結果の誤差が出力係数の評価誤差に与える影響は、約 3%を見込んでおり、PT-5S と PT-5P の出力係数の差異 ($0.006\% \Delta k/k/MW$) は、上記の誤差に含まれている。

(5) 燃焼特性測定試験

① 試験の目的及び方法

燃焼に伴う制御棒位置の変化を測定し、燃焼日数、積算出力と反応度変化の関係を求める。原子炉出力が約 15000cps、炉心温度が約 120°C の状態（以下、低出力状態と言う。）で制御棒平均位置（R3 を除く制御棒位置の平均）、出力領域中性子計装（PRM）指示値、炉心側部ガス側部遮へい体及び高温プレナム部冷却材温度を測定する。

② 試験結果

臨界制御棒位置の変化から微分制御棒価値を $1.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/mm$ として過剰反応度の変化を算出した。ここでは、温度係数を $-1.3 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$ として炉心温度 27°C の過剰反応度に換算している。PT-5S の制御棒平均位置及び炉心平均温度から求めた 2004 年 3 月 31 日の炉心温度 27°C での過剰反応度は、 $11.30 \pm 0.06\% \Delta k/k$ (積算出力 5420 MWD) であった。一方、PT-5P の制御棒平均位置及び炉心平均温度から求めた 2004 年 6 月 2 日の炉心温度

27°Cでの過剰反応度は、 $11.19 \pm 0.06\% \Delta k/k$ （積算出力 6097 MWD）であった。

PT-5S の事前解析では、積算出力 3000 MWD から 6000 MWD の範囲の過剰反応度はほぼ平坦であると予測している。今回のデータを含む最新の実測値は解析値と誤差範囲で一致している。前回運転 (RS-5 積算出力 4871MWD) と比較して、過剰反応度の変化はほとんど見られず、誤差範囲 ($\pm 0.06\% \Delta k/k$) であった。

PT-5S (積算出力 5420 MWD) と PT-5P を比較すると $0.11 \pm 0.09 \% \Delta k/k$ の低下が見られる。この反応度変化量は評価誤差にほぼ等しく、反応度低下を定量的に示すものではない。ただし、定性的には制御棒平均位置がこれまでの低出力臨界の中で最も引き抜かれていることから、運転中の過剰反応度変化は低下段階に入ったと見られる。事前解析では、積算出力 6000 MWD から過剰反応度が低下すると予測しており、実測値は解析値の傾向と矛盾するものではない。

(6) 熱出力校正試験

① 試験の目的および方法

熱出力校正試験では、出力領域中性子束検出器 (PRM) の指示値を熱交換器の状態値等から求まる熱出力に校正する。対象設備は中性子計装設備、主冷却設備（1 次冷却設備、2 次ヘリウム冷却設備、加圧水冷却設備）、1 次ヘリウム純化設備、補助ヘリウム冷却設備および炉容器冷却設備である。

② 試験結果

PT-5Sにおいては核出力 97%の状態から熱出力校正試験を実施した。校正前のデータは PRM 指示値が約 97%であったのに対し、熱出力は 96%であった。PRM 指示値を 96%に校正した後、出力を 98%に上昇すると、熱出力と PRM 指示値の差は 0.1%と小さく、熱出力測定の計器精度が約 1.5%であることから、出力 100%において熱出力校正誤差が 2.0%以内であることを確認した。

PT-5Pにおいては核出力 97%の状態から熱出力校正試験を実施した。校正前のデータは PRM 指示値が約 97%であったのに対し、熱出力は 98%であった。PT-5S で熱出力校正を行ったが、PT-5Pにおいて再び熱出力校正をする必要があった。この理由は、PT-5P での炉内温度が PT-5S の場合よりも約 5~7°C 低かったためと思われる。

(7) 主冷却系熱交換器の性能試験

① 試験の目的

定格出力までのデータを用いて、主冷却系に設置されている熱交換器の伝熱性能を評価し、設計時に想定されている熱交換性能が確保されていることの確認を行う。対象の熱交換器は 1 次加圧水冷却器(PPWC)、中間熱交換器(IHX)、2 次加圧水冷却器(SPWC)、加圧水空気冷却器(ACL)である。

② 試験結果

950°C運転時のヒートバランスから主冷却系熱交換器の伝熱性能(熱貫流率×伝熱面積)を評価した結果、PPWCは10%程度、IHXは4%程度、SPWCは13%程度、ACLは4%程度低い結果となったが、設計余裕として想定していた範囲内であり、運転初期の性能は設計値とほぼ一致していることを確認した。

(8) 热的パラメータの監視

① 試験の目的および方法

原子炉圧力容器および中間熱交換器の構造健全性並びに格納容器再循環冷却装置の性能を確認する。対象設備は原子炉圧力容器、中間熱交換器、格納容器再循環冷却装置、主冷却設備であり、原子炉出力100%における値が判定基準を満足することを確認する。

② 試験結果

中間熱交換器構造材と原子炉圧力容器の温度については、原子炉熱出力30MWにおいて最高使用温度を下回ることを確認した。また、PT-5(高温試験運転)とこれまでの定格運転を比較した結果、原子炉出口冷却材温度の違いによる影響を確認することはできなかった。なお、格納容器(CV)再循環冷却装置空気温度はPT-5SおよびPT-5Pとともに設計温度を下回ることを確認した。

(9) 不純物濃度測定試験

① 試験の目的および方法

1次および2次冷却材中の不純物濃度を測定し、サンプリング設備により所定のサンプリングが行えることを確認するとともに、1次冷却材中の不純物濃度については炉内構造物に損傷を与えることがないこと、2次冷却材中の不純物濃度については異常な上昇がないことを確認する。対象設備は1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備、1次ヘリウム純化設備、2次ヘリウム純化設備、1次ヘリウムサンプリング設備、2次ヘリウムサンプリング設備および補助冷却設備である。判定基準は、所定のサンプリングが行えること、1次冷却材中の不純物濃度が管理目標値を満足していること、2次冷却材中の不純物濃度が異常な変化を示さないことである。

② 試験結果

試験を通して、不純物濃度は管理目標値を満たしており、黒鉛の不純物による影響は十分抑えられていたと考えられる。今後は、特に長い運転を行うにあたっては、炭素析出、ハステロイXRの脱炭、侵炭等を考慮し、不純物濃度組成を安定な領域に保つことが極めて重要である。そのため、1次ヘリウム純化設備の各トラップの運転方式(酸化銅反応筒の温度変更による除去効率の制御、モレキュラーシーブトラップ及びコールドチャコールトラップのバイパスによる除去効率の制御)を考慮することで、不純物濃度を制御することを考えていきたい。

(10) 燃料及びFPの評価に関する試験

① 試験の目的および方法

核分裂生成物の放出量が判定基準を満たし、運転上問題ないレベルであることを確認すると共に、燃料の挙動及び燃料からの核分裂生成物放出挙動を評価する。対象設備は炉心および1次冷却設備であり、運転管理目標値である判定基準は $2.8 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ である。

② 試験結果

PT-5S および PT-5P とともに原子炉出力 100%における1次冷却材中循環放射能濃度は、検出限界 (14 Bq/cm^3 、 0.1 mSv/h) 以下の約 7 Bq/cm^3 であった。

原子炉出口冷却材温度に対する FFD 計数率は、原子炉出力が低い範囲では出力に対してほぼ直線的に増加し、原子炉出力約 60%付近（原子炉出口冷却材温度約 550°C ）からは指數関数的に上昇する傾向が見られる。これは、FFD により検出される核分裂生成物ガスの放出挙動が、低出力では汚染ウランからの反跳放出であったのに対し、高出力では燃料核からの温度拡散が支配的となつたためと考えられる。FFD 領域 1 の計数率は、PT-5 高温単独運転時および PT-5 高温並列運転時ともに同程度であった。

1 次ヘリウムサンプリング設備のグローブボックスから1次冷却材を採取し、Ge 検出器、波高分析装置等を用いてエネルギー分析を行い、核種毎の希ガス濃度の測定（手サンプリング測定）を行った。その結果、定格運転時と同様に Kr 同位体として 3 核種 (^{85m}Kr , ^{87}Kr , ^{88}Kr)、Xe 同位体として 4 核種 (^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{135m}Xe , ^{138}Xe) が検出された。全核種とも $10^{-3} \sim 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$ オーダーであり、警報設定値 ($1 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$)、運転管理目標値 ($2.8 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$) に比べて十分低い値であることを確認できた。また、全核種とも PT-5S および PT-5P の値は同程度であり、再現性を確認できた。しかしながら、PT-5P がやや低めを示している。

(11) 炉内熱流動特性試験

① 試験の目的および方法

燃料温度および炉内の冷却材流量配分について評価を行い、炉心熱流力設計の妥当性について確認する。対象設備は原子炉および炉容器冷却設備であり、判定基準は燃料および炉内構造物温度を評価するためのデータが取得できることである。

② 試験結果

試験結果と事前解析条件の差は中心領域では 7°C 、周辺領域では 1°C であり、試験結果のほうが炉心部冷却材温度上昇が大きい結果となっている。この原因として、実際に炉心を流れている 1 次冷却材流量が制御目標値よりも少ないことが考えられる。この差を冷却材流量が少ないと起因するものであると仮定した場合、炉心部の冷却材流量は解析条件と比較して 1.2% 少ないことになる。炉心部の冷却材流量が 1.2% 少ないとした場合、感度解析の結果より燃料最高温度は 1463°C より 7°C 上昇して 1470°C となる。

さらに、炉心入口冷却材温度に関して試験結果と事前解析条件を比較すると、その差は中心領域で 5°C 、周辺領域では 4°C であり、試験結果のほうが原子炉入口冷却材温度が低め

となる結果となった。この結果を反映すると燃料温度は 1470°Cより 4°C低くなることとなり 1466°Cなるが、燃料の制限温度である 1495°Cは満足される。

炉心支持板上面温度（中央）は451°Cとなったが、制限温度530°Cは満足することが確認された。その他の構造物温度も設計値と大きく変わらないことを確認した。

4. 3 まとめ

使用前検査合格証取得のために必要な検査である冷却材飽和値確認検査、放射性物質濃度等および排気中の放射性物質濃度の測定検査は、全て判定基準値以下であることを確認した。性能確認のために必要な試験である出力係数測定試験、燃焼特性測定試験、熱出力校正試験、主冷却系熱交換器の性能検査、連続安定運転検査、熱的パラメータの監視、不純物濃度測定試験、燃料及び FP の評価に関する試験、炉内熱流動特性試験は、必要な実測値を取得すると共に機器の性能を確認することができた。

試験で摘出された課題について適切に処置することにより、世界で初めて原子炉出口冷却材温度 950°C達成することができた。この成果は水を原料とした水素製造に十分な温度を達成したことになり、原子力の非発電分野での利用の可能性が広がったことになる。さらに PT-1 から PT-5 までの出力上昇試験で得られた実測値を利用することで、高温ガス炉を対象とした解析結果の精度を上げることができ、将来の実用高温ガス炉の開発、第 4 世代原子炉（Generation IV）の候補の一つである水素製造を目的とした高温ガス炉（VHTR）および高温ガスタービンによる高効率発電の研究開発に活用できる。

5. 安全性実証試験の主な成果

5. 1 概要

安全性実証試験は、高温ガス炉の「固有の安全性」を実証する目的で、HTTR を用いて異常状態を模擬した試験を行うものである。試験は平成 14 年から開始し、昨年度までに原子炉初期出力 30%～60% の状態から以下の試験を行ってきた。

- ・制御棒引抜き試験
- ・循環機回転数低下試験
- ・循環機 1 台、2 台停止試験

平成 16 年度には原子炉初期出力 80% からの試験を予定していたが、原子炉の自動停止と後備停止系 (RSS) の不具合により、実施は H17 年度に見送られた。このため、平成 16 年度は、今までに得られた実測データを活用して動特性解析コードの高度化を進めた。

ここでは、解析コードの高度化の状況、原子炉初期出力 80% からの安全性実証試験の試験計画、および安全性実証試験の試験枠を拡大（試験項目の追加）するための準備作業として進めている、安全評価用解析コードの整備状況についてまとめる。

5. 2 解析コードの高度化

昨年度改良を加えた動特性解析コード (ACCORD コード) のモデルを用いて、今までに実施した制御棒引抜き試験と循環機停止試験の全ケースの再現解析を実施した。

解析結果の例として、原子炉出力 15MW からの制御棒引抜き試験について実測値と改良前の単一温度係数モデルの再現解析値、および改良を行なった領域別温度係数モデルの再現解析値について、原子炉出力の初期値と引抜き後の最大出力の比を比較した結果を第 5.2-1 図に示す。

5. 3 原子炉初期出力 80% からの安全性実証試験計画

(1) 制御棒引抜き試験

「制御棒引抜き試験」は、原子炉出力制御系を切り離し、炉心中央位置の制御棒 (C 制御棒) を引抜くことにより反応度投入事象を模擬する試験である。この試験により、原子炉出力制御系が作動しなくとも、炉心の負の反応度フィードバック特性のみにより原子炉出力の急激な上昇が抑制され、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、冷却材温度、炉内構造物温度等の変化が緩慢であることを実証する。

試験は定格・単独運転モード、原子炉初期出力 80% で実施する。制御棒の引抜き速度は高速 (約 5mm/sec) と低速 (約 1mm/sec)、制御棒引抜き速度は 20mm、30mm、40mm とする。試験手順を第 5.3-1 図に示す。

試験を計画するにあたり、試験時の原子炉およびプラントの挙動を動特性解析コード (ACCORD コード) を用いて事前評価した。解析結果のうち、原子炉出力の変化につい

て第 5.3-2 図に示す。

(2)循環機回転数低下試験

「循環機回転数低下試験」は、原子炉制御設備を作動させた状態で、制御系を用いて 1 次冷却材流量を 2% 低下させ、炉心冷却材流量の部分喪失を生じさせる。このとき、炉心の負の反応度フィードバック特性及び制御系の動作によって、原子炉は安定に所定の状態に落ち着くことを実証する。

試験は定格・単独運転モード、原子炉初期出力 80% の状態から、第 5.3-3 図に示す手順で実施する。冷却材流量を低下させた後は、約 4 時間状態を保持する。

第 5.3-4 図に 1 次冷却材流量を 2% 低下させた場合の原子炉出力の挙動について、HTTR プラント動特性解析コード ACCORD により解析した結果を示す。

1 次冷却材流量を低下させると炉心温度が上昇し、炉心の負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は約 0.5% 低下するが、原子炉出力制御系の制御操作により原子炉出力は元の出力（約 80%）に整定する。

(3)循環機 1 台、2 台停止試験

「循環機停止試験」は、定格・単独運転モード、原子炉初期出力 80% の状態から、原子炉出力制御系を切り離し、1 次ヘリウム循環機 3 台のうち 1 台ないし 2 台を停止して炉心冷却材流量を減少させる試験である。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合でも、炉心の負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、冷却材温度、炉内構造物温度等の変化が緩慢であることを実証する。

試験は第 5.3-5 図に示す手順で実施する。循環機停止後は、約 4 時間状態を保持した後、手動スクラムにより原子炉を停止させる。

第 5.3-6 図に原子炉出力 80% からの循環機 1 台および 2 台停止試験を実施した場合の原子炉出力の挙動について、HTTR プラント動特性解析コード ACCORD により解析した結果を示す。循環機 1 台を停止させると炉心温度が上昇し、炉心の負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は約 58% に整定し、循環機 2 台を停止させると約 31% に整定する。

5. 4 安全性実証試験枠拡大に向けた準備

現在、許認可を受けている安全性実証試験項目に加え、定常運転常態から 1 次ヘリウム循環機を 3 台停止して炉心の冷却材流量を全て喪失させる試験（循環機 3 台停止試験）、および 1 次ヘリウム循環機 3 台の停止と同時に炉容器冷却設備を停止させる試験（炉容器冷却設備停止試験）を追加するため、安全審査に必要な解析コードの整備と安全評価を進めた。

(1)循環機 3 台停止試験の概要

循環機 3 台停止試験は、原子炉出力制御系を切離し、1 次ヘリウム循環機を 3 台停止し

て強制循環冷却機能の全喪失を生じさせる。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。また、これに伴う燃料温度及び減速材温度の低下、並びに Xe 濃度の低下により正の反応度添加が生じ、一時的に原子炉出力が上昇（再臨界）しても、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は直ちに低下することを実証する。さらに、これらの状況において、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

(2) 壁容器冷却設備停止試験の概要

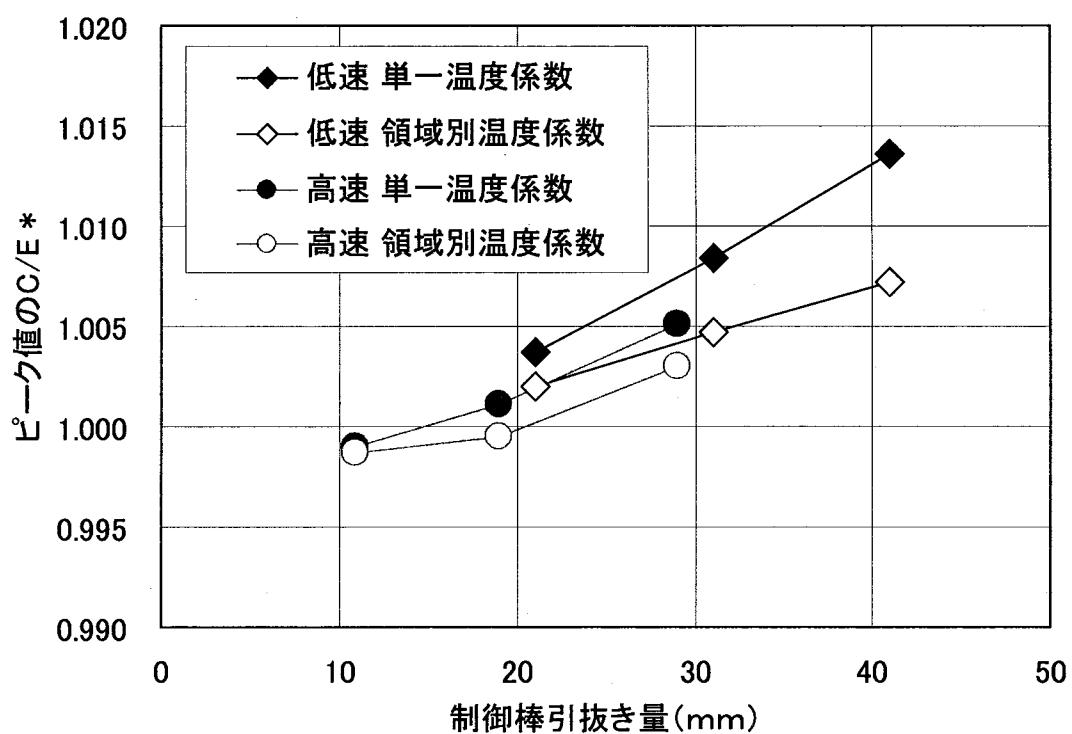
炉容器冷却設備停止試験は、原子炉出力制御系を切離し、1 次ヘリウム循環機を 3 台停止して強制循環冷却機能の全喪失を生じさせるとともに炉容器冷却設備を停止させ、原子炉圧力容器表面からの熱を強制的に除去する機能を部分喪失又は全喪失させる。

この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合に重ねて炉容器冷却設備による冷却機能が部分喪失又は全喪失した場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。また、これに伴う燃料温度及び減速材温度の低下、並びに Xe 濃度の低下により正の反応度添加が生じ、一時的に原子炉出力が上昇（再臨界）しても、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は直ちに低下することを実証する。さらに、これらの状況において、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

(3) 解析コードの整備

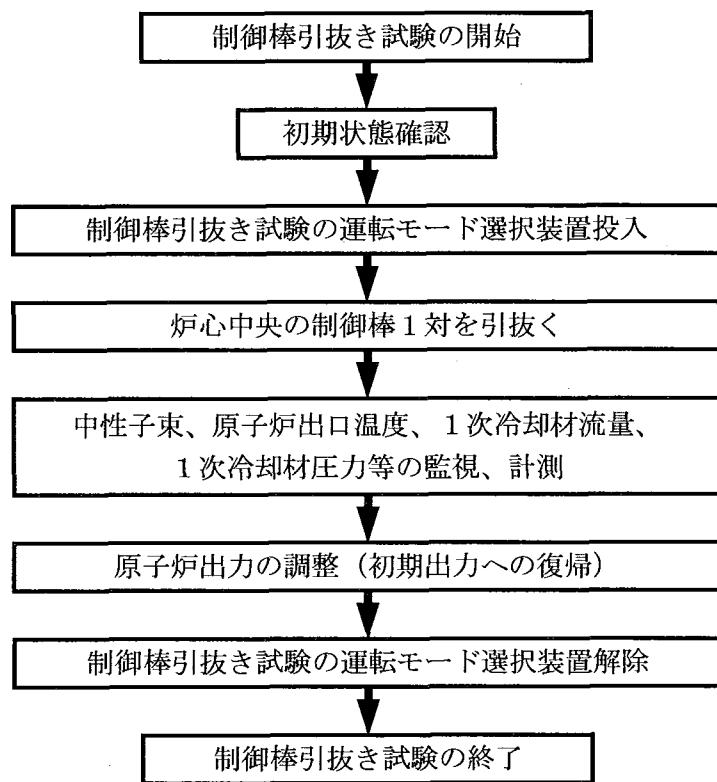
安全評価用の解析コードには、HTTR 建設時の安全審査で使用された TAC-NC コードと BLOOST-J2 コードを組み合わせた、TAC/BLOOST コードを整備した。これは、BLOOST-J2 コードの炉心伝熱計算モデルが 1 本の燃料チャンネルで代表させたものであり、炉心全体の熱容量や半径方向の熱逃げを考慮できない上、今回追加する試験で重要な 1 次側部遮へい体や原子炉圧力容器の温度を評価できないことから、これらの温度評価が可能な TAC-NC コードと組み合わせて、冷却材流量喪失時の炉心動特性と炉心熱流動特性の解析を同時に行えるようにしたものである。伝熱計算モデルは第 5.4-1 図に示すように、HTTR の炉心から原子炉圧力容器、炉容器冷却設備までを 2 次元でモデル化しており、炉容器冷却設備背面の 1 次側部遮へい体コンクリートもモデル化できる。

解析コードを検証する目的で、TAC/BLOOST コードを用いた原子炉初期出力 30%からの循環機 2 台停止試験の再現解析の結果を第 5.4-2 図に示す。解析結果は、循環機停止時の原子炉出力の挙動を再現しており、かつ出力の変動幅が実測値よりも大きく、整定期出力も実測値よりも高めに示していることから、安全解析という観点から保守的な結果を示すものと判断した。

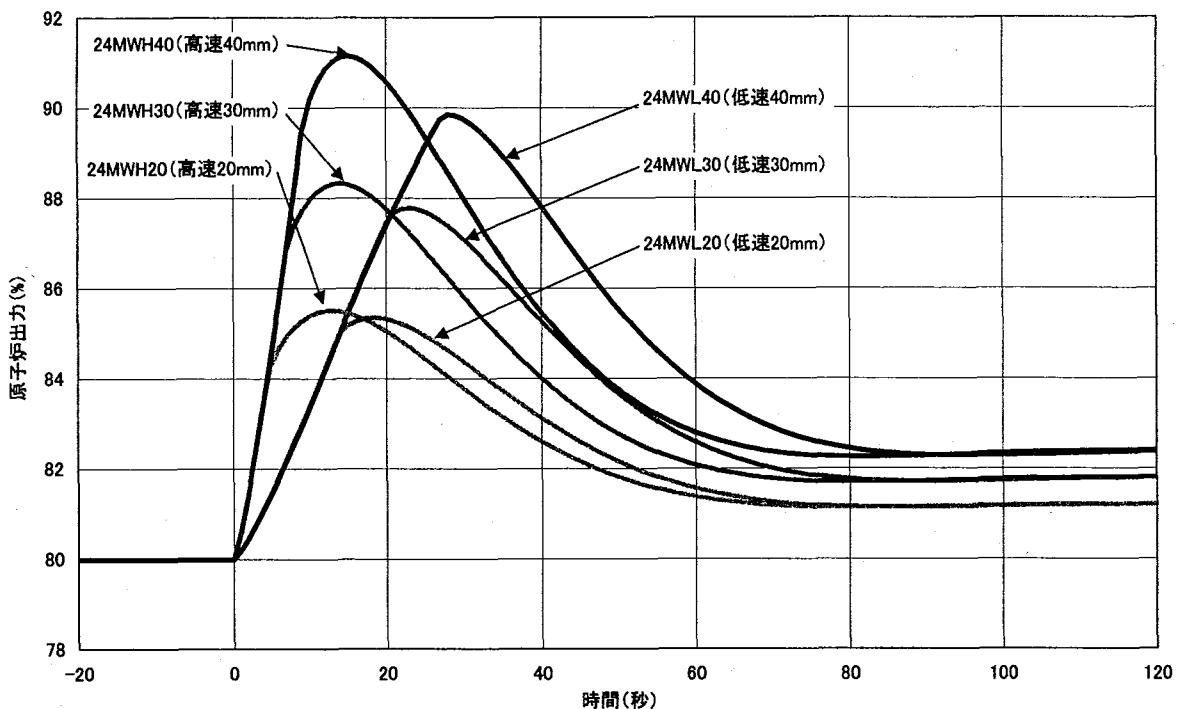


* 原子炉出力の初期値と引抜き後の最大出力の比を求め、これをさらに解析値 C と実測値 E の比として表わしたもの

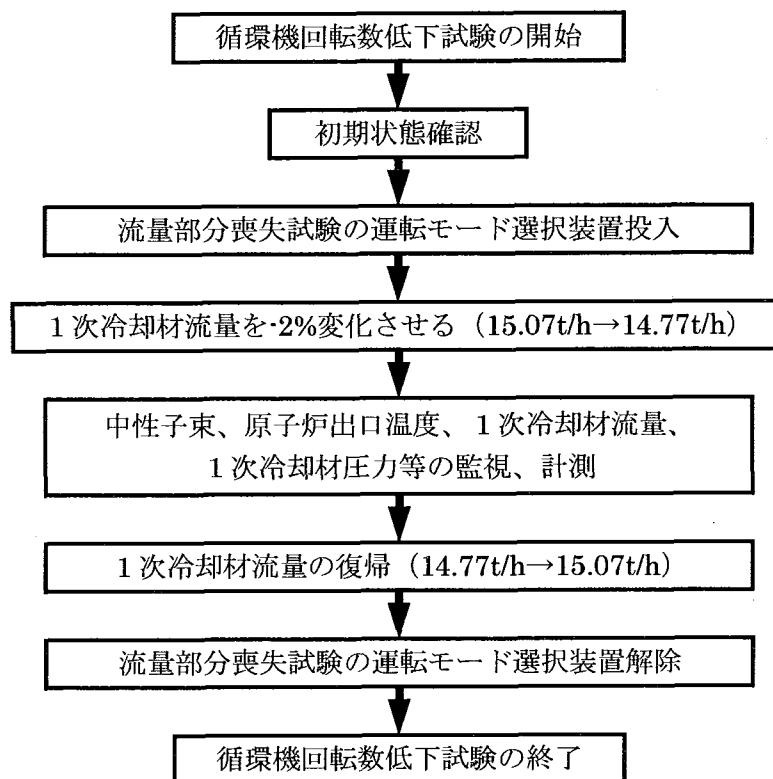
第 5.2-1 図 制御棒引抜き試験結果の比較（原子炉出力 15MW）



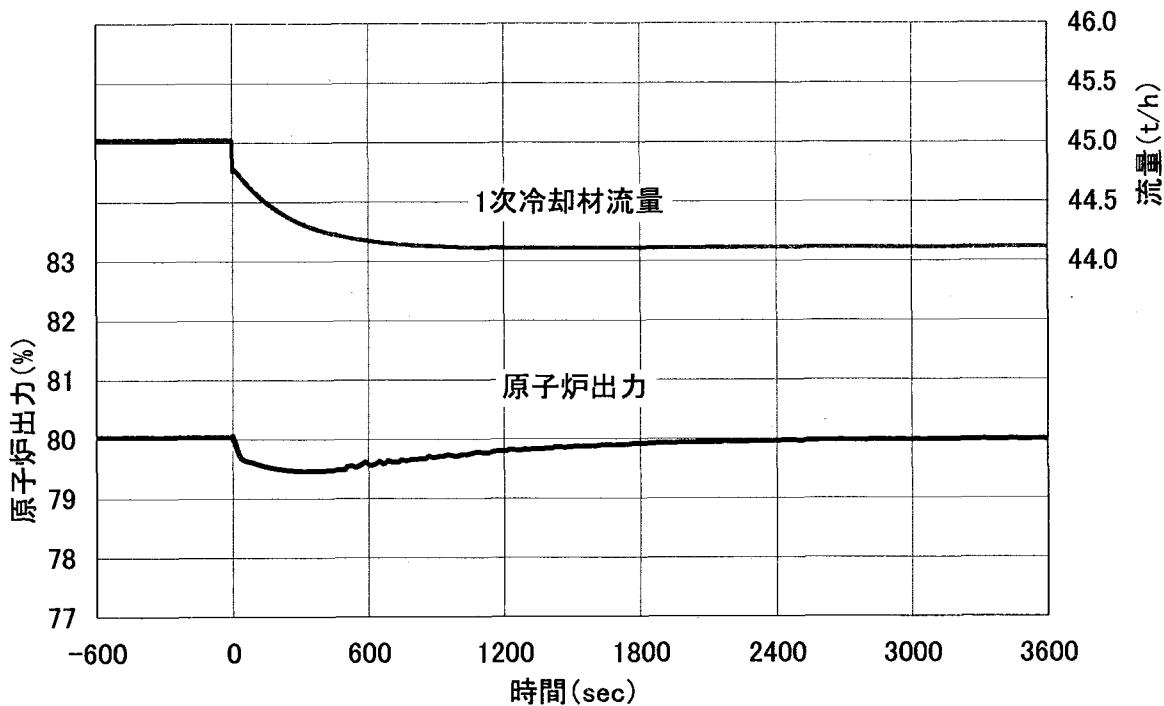
第 5.3-1 図 制御棒引抜き試験の試験手順



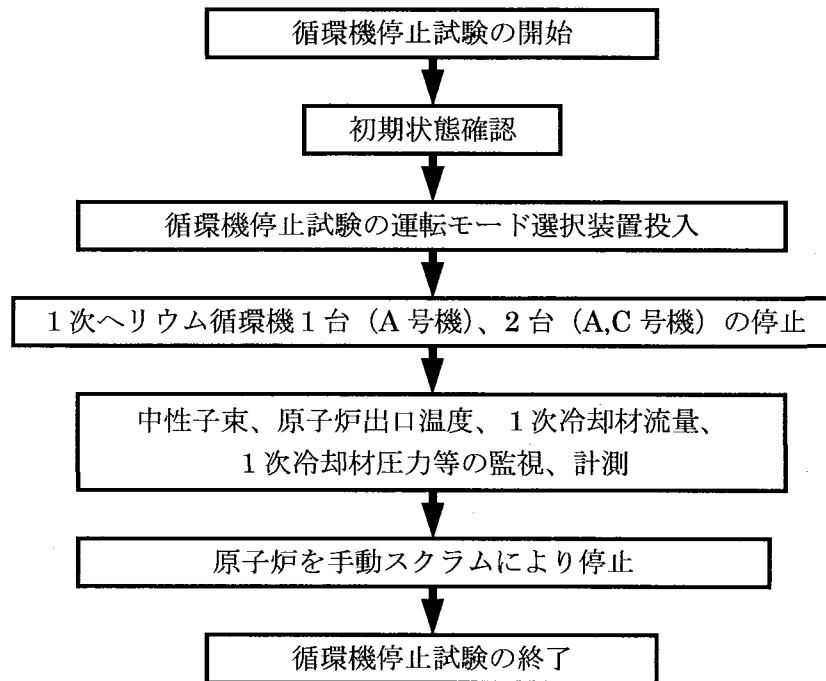
第 5.3-2 図 制御棒引抜き試験における原子炉出力の事前解析結果



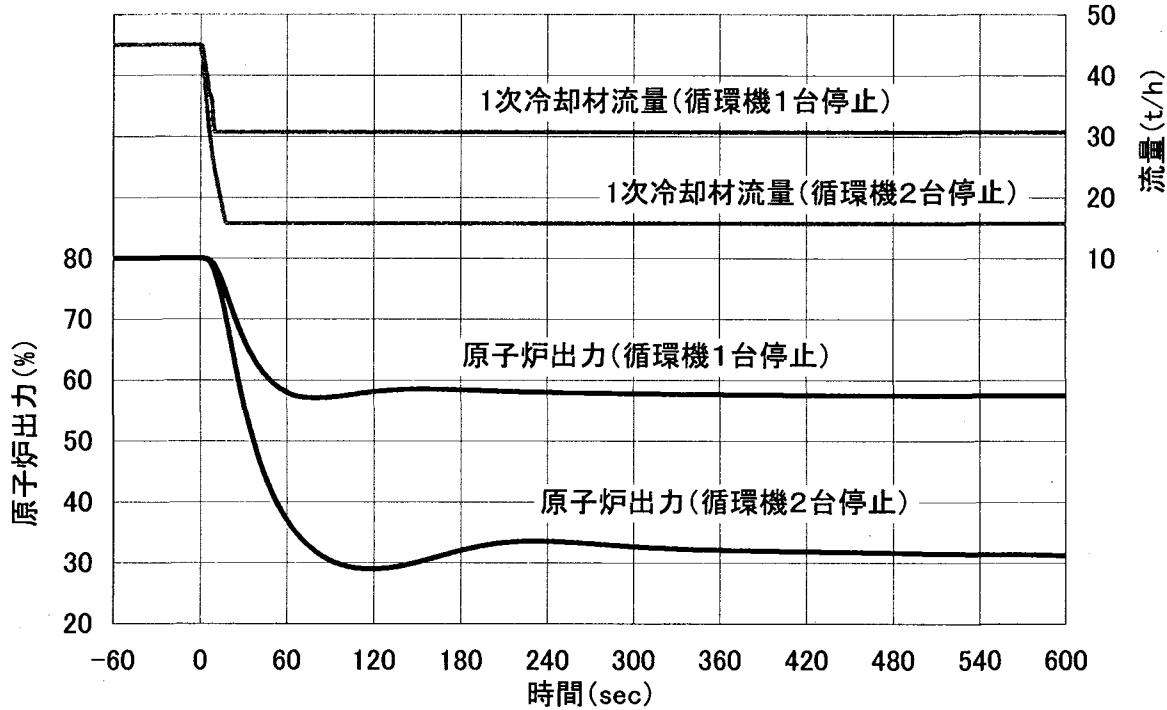
第 5.3-3 図 循環機回転数低下試験の試験手順



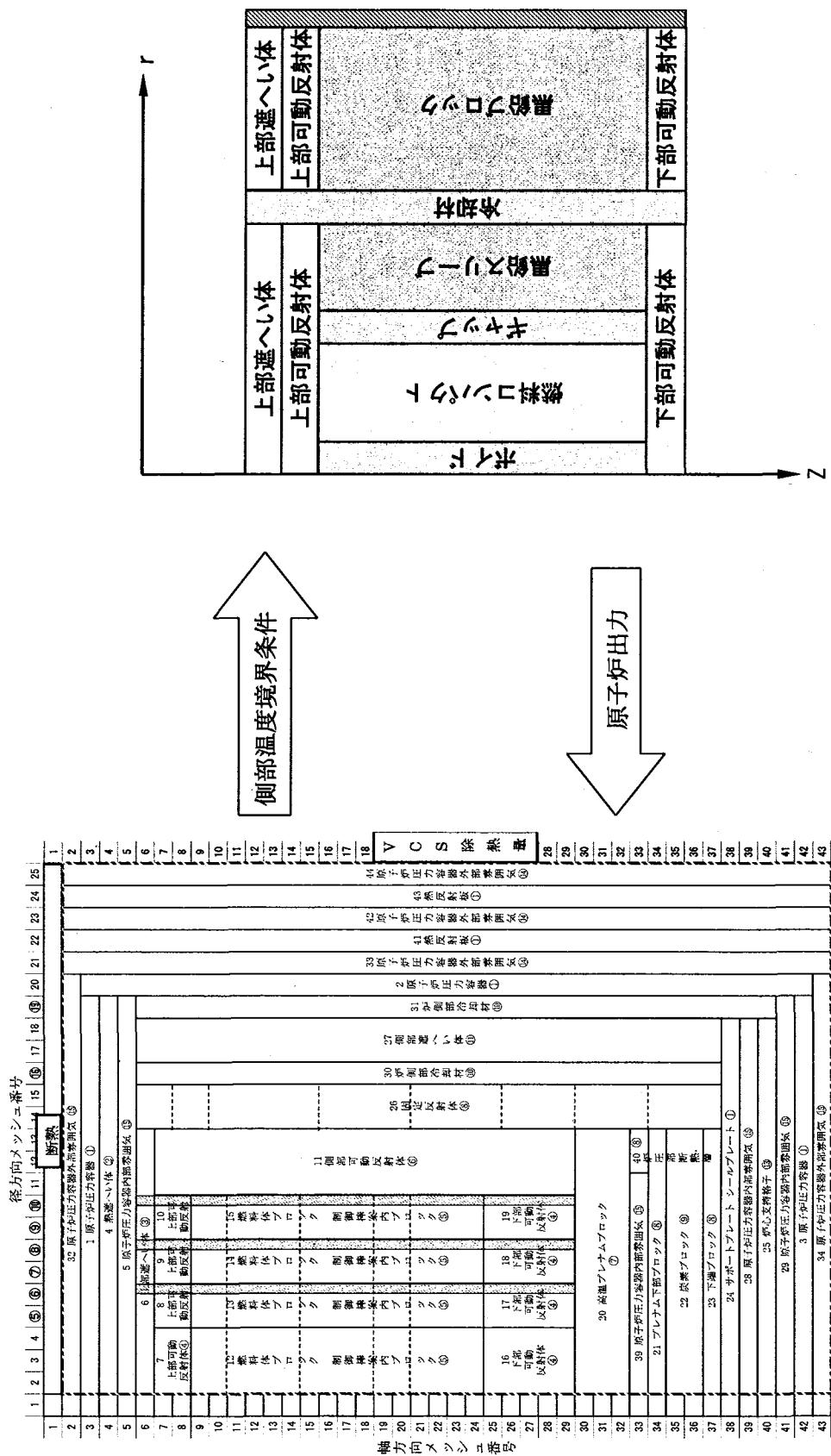
第 5.3-4 図 循環機回転数低下試験における原子炉出力の事前解析結果



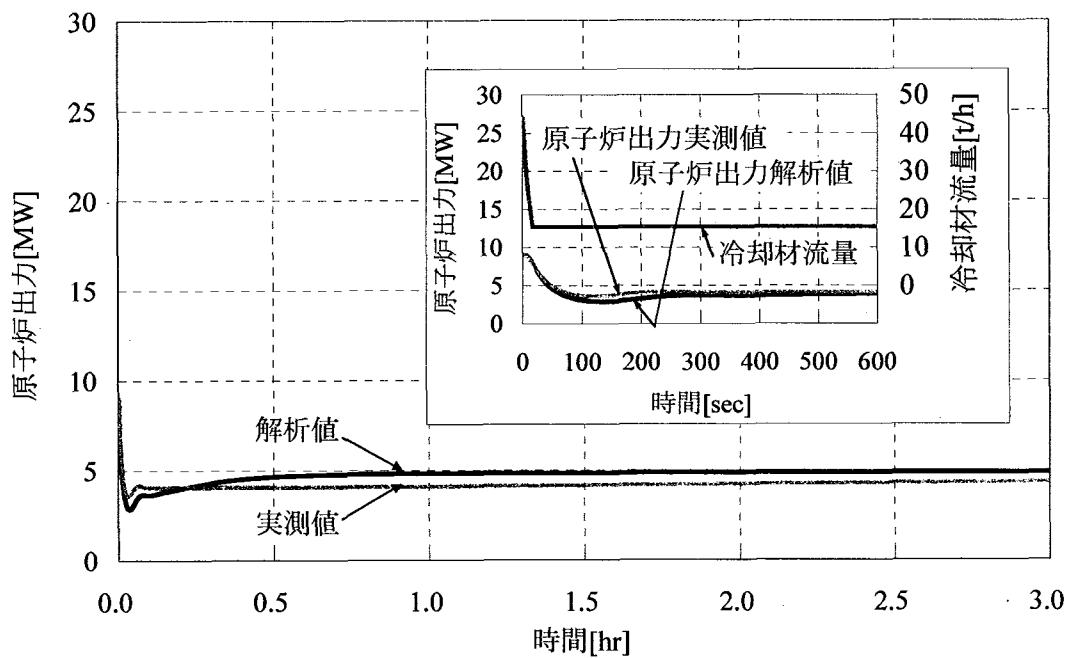
第 5.3-5 図 循環機停止試験の試験手順



第 5.3-6 図 循環機 1 台、2 台停止試験における原子炉出力の事前解析結果



第 5.4-1 図 TAC/BLOOST コードの解析モデル



第 5.4-2 図 TAC/BLOOST コードを用いた循環機 2 台停止試験の再現解析結果

6. 放射線管理

6. 1 放射線作業時の管理

平成 16 年度において実施された主な放射線作業は、原子炉の出力上昇試験、安定運転、安全性実証試験、施設定期自主検査及び原子炉起動用中性子源交換作業等である。この期間、管理区域内及び放出放射性物質の定期的な放射線モニタリングを実施したほか、上記の放射線作業については、随時、放射線モニタリングを実施して放射線管理を行った。

(1) 出力上昇試験時の管理

(a) 放射性物質濃度等の測定検査

本体施設の性能検査のため炉出力 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、放射性物質濃度の測定及び管理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・ガスモ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。

① 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原子炉建家 1 階メンテナンスハッチ上部エリア (N-493) が最大 $4.2 \mu \text{Sv/h}$ ($\gamma : 4.0 \mu \text{Sv/h}$, $n : \leq 0.2 \mu \text{Sv/h}$) であった。これは平成 14 年度に交換した PPWC ガス循環機フィルタが同エリアの上部フロア (ホット作業エリア : N-494) に保管していることによる影響で、同エリアは原子炉運転前と変化はなく、原子炉運転における放射線の影響ではない。その他のエリアの人が立ち入る場所の線量当量率は、全て $\leq 0.4 \mu \text{Sv/h}$ ($\gamma + n$) 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に全て $\leq 0.4 \mu \text{Sv/h}$ ($\gamma + n$) であった。

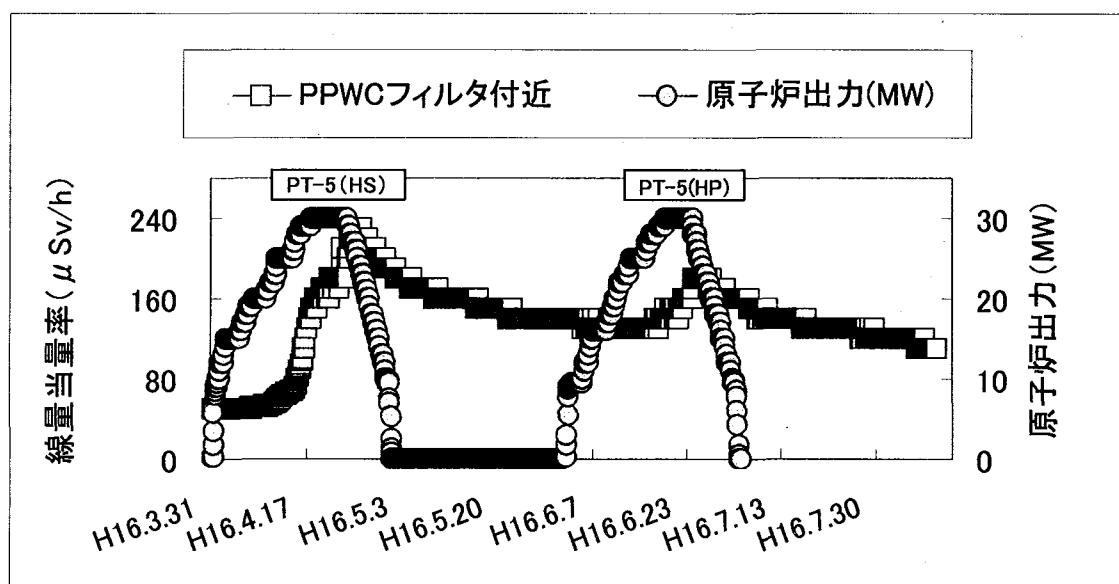
② 原子炉停止後

原子炉停止後に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、中性子線及び γ 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 (^{60}Co , ^{124}Sb) が捕捉され、 γ 線線量当量率が上昇し、PPWC フィルタ付近において単独運転後が最大で $230 \mu \text{Sv/h}$ であった。同様に、並列運転後の IHX フィルタ部の γ 線線量当量率は最大で $100 \mu \text{Sv/h}$ であった。

参考までに PPWC ガス循環機のフィルタ付近に設置した可搬型 γ 線エリアモニタの原子炉運転中の指示値は、第 6.1-1 図に示すように単独運転時に最大 $230 \mu \text{Sv/h}$ 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高温出力運転停止後の放射性物質濃度については、単独及び並列運転とも検出下限濃度未満であった。

(b) 排気中の放射性物質濃度の測定検査

気体廃棄物の廃棄施設の性能検査のため炉出力 30MW での原子炉運転中における排気中の放射性物質濃度の測定を排気ダスト・ガスモニタを用いて実施した。測定した結果は、単独及び並列運転とも検出下限濃度未満であった。

第 6.1-1 図 PPWC フィルタ付近の可搬型 γ 線エリアモニタの指示値変化

(2) 定検運転中の管理

RS-6（安全性実証試験：30MW 定格・単独運転）が実施されたが、制御棒位置偏差大の信号により原子炉出力 9MW にてスクラムした。スクラム後の放射線モニタリング結果は異常なかった。

(3) 施設定期自主検査作業中の管理

1 次冷却設備、気体廃棄物処理設備等の施設定期自主検査作業が実施された。特に 1 次冷却系統に関連する設備等の開放作業時には、局所排気装置による換気を行いながらグリーンハウス内で作業を実施した。なお施設定期自主検査作業における作業者の被ばくは、個人最大線量で 0.2mSv、集団線量で 1.6 人・mSv（10 人）であった。

(4) その他の作業

施設定期自主検査期間中に反応度制御設備の点検作業と併行して平成 16 年 9 月から 11 月に原子炉起動用中性子源交換作業が実施された。

新中性子源 (^{252}Cf : 3.7GBq × 3 個) は、日本アイソトープ協会から輸送され、搬出入建家内で受入時のサーベイを行った後、原子炉建家 1 階のオペレーションフロア内にて輸送容器の仮置きを行った。また、仮置き時は輸送容器周辺を区画し、立入制限区域に設定した。

輸送容器の表面の線量当量率は、容器内に中性子源が 3 個装荷時が最大で、 $44 \mu\text{Sv/h}$ ($n:14 \mu\text{Sv/h}$, $\gamma:30 \mu\text{Sv/h}$) であった。中性子源交換作業中の燃料交換機の表面の線量当量率は、新旧中性子源が各 1 個装荷されている時が最も高く、最大 $432 \mu\text{Sv/h}$ ($n:380 \mu\text{Sv/h}$, $\gamma:52 \mu\text{Sv/h}$) であった。

作業期間中におけるオペレーションフロア内の作業エリア床面及び作業者身体の汚染は検出されなかった。

作業者の被ばく管理については、ガラスバッジ (GB)、警報付ポケット線量計 (APD)、中性子線用ポケット線量計 (PD) を着用して行った。その結果、個人最大線量（中性子源交換作業の 3 回合計）は $n:0.17\text{mSv}$ (PD 値)、 γ : 検出下限未満 (GB 値)、集団線量は $n:0.74$ 人・mSv (13 人)、 γ : 検出下限未満であった。

6. 2 個人被ばく管理

平成 16 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 6.2-1 表に示す。平成 16 年度は、職員等及び請負業者合わせて 0.1 mSv を超える被ばく（個人の実効線量が最大で 0.2mSv）が 10 人であった。これらは施設定期自主検査作業の 1 次冷却設備定期点検、PPWC 伝熱管探傷試験、C/V 内支持構造物（1 次冷却設備等）の点検整備作業等による被ばくであった。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、 ^3H ）を実施した結果、全て検

出下限値未満で異常な被ばくはなかった。

6. 3 排気及び排水の管理

HTTR 排気筒から放出した放射性気体廃棄物及び HTTR の廃液貯槽から一般排水溝へ放出した放射性液体廃棄物は、放出管理目標値に比べて十分低い値であり異常な放出はなかった。

(1)排気中の放射性塵埃及び放射性ガスの管理

HTTR 排気筒から放出された放射性ダスト及び放射性ガスの測定結果を第 6.3-1 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値未満であった。

(2)放射性廃液の管理

HTTR の放射性廃液貯槽から放出された放射性廃液の最大濃度及び年間放出量を第 6.3-2 表に示す。 ^3H のみが検出され、それ以外の核種は、年間を通して全て検出下限濃度未満であった。 ^3H の最大濃度は、 $1.5 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$ 、年間放出量は、 $2.6 \times 10^8 \text{Bq/年}$ であった。 ^3H 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 6.2-1 表 放射線業務従事者の実効線量の状況

作業者区分	放射線業務従事者 (人)	実効線量分布(人)					平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)	集団線量 (人・mSv)
		検出下限 線量未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv超え 5.0mSv以下	5.0mSv超え 15mSv以下	15mSvを超える者			
職員等	82	82	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	406	396	10	0	0	0	0.00	0.2	1.6
全作業者	488	478	10	0	0	0	0.00	0.2	1.6

(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 6.3-1 表 HTTR から放出された気体廃棄物

種類	測定線種 及び核種	最大濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量*1 (Bq/年)
放射性ダスト	全α	$<3.3 \times 10^{-11}$	—
	全β	$<8.6 \times 10^{-11}$	—
	¹³⁷ Cs	$<3.1 \times 10^{-10}$	0
	¹³¹ I	$<1.1 \times 10^{-9}$	0
放射性ガス	³ H	$<1.9 \times 10^{-5}$	0
	⁸⁸ Kr、 ¹³⁸ Xe 等	$<2.3 \times 10^{-3}$	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。

*1 : HTTR の放出管理目標値 (気体廃棄物)

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

第 6.3-2 表 HTTR から放出された液体廃棄物

主な核種	最大濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量*2 (Bq/年)	廃液量 (m ³)
³ H	1.5×10^{-1}	2.6×10^8	8.8×10^1
⁶⁰ Co	$<3.0 \times 10^{-3}$	0	
¹³⁷ Cs	$<2.9 \times 10^{-3}$	0	
その他	$<2.8 \times 10^{-2}$	0	

(注) 年間放出量は、検出下限濃度未満を放出量”0”として集計した。

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

7. 技術開発

7. 1 燃料の開発

平成 16 年度より、文部科学省の革新的原子力システム技術開発公募事業の受託研究「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」を開始した。

第四世代 (GEN-IV) 原子炉システムにおいて有力な候補である超高温ガス炉 (Very High Temperature Gas-cooled Reactor ; VHTR)⁽¹⁾の性能向上のためには、現在の SiC 被覆燃料粒子 (許容設計限界は 1600°C) よりも高温かつ高燃焼度まで使用できる燃料の開発や炉内構造物の長寿命化が望まれている。そこで、現在の燃料よりも耐熱性・化学的安定性等に優れると期待される ZrC 被覆燃料粒子について、製造技術の確立及び照射挙動の解明を行う。

また、現在の高温ガス炉燃料の反応度事故時の判断基準は、極短時間においても保守的に 1600°C としているが、技術的には時間の関数として判断基準を策定できると考えられている。そこで、高温ガス炉の反応度事故条件を模擬したデータを取得し、反応度事故時の燃料破損挙動を評価できるモデルを開発する。

本技術開発は、「ZrC 被覆粒子の製造技術の開発」、「ZrC 被覆粒子の照射試験・照射後試験及びモデル開発」、「反応度投入事象での高温ガス炉燃料挙動の研究」及び 7.2 項に述べる「黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発」に大別できる。本技術開発の研究体制及び全体計画をそれぞれ第 7.1-1 図及び第 7.1-2 図に示す。

(1) ZrC 被覆粒子の製造技術の開発

ZrC 被覆装置の大型化を可能とする ZrC 被覆条件の確立を目的として、先行研究の数 10g バッチ規模から 100g バッチ規模へ拡大した既設の ZrC 被覆実験装置を用いて、ZrC 層及び PyC 層の連続被覆法による ZrC 被覆実験を実施する。まず、実際の燃料核を模擬した模擬被覆粒子を使用し、装荷バッチ量、蒸着温度条件、原料ガス組成、粒子流動条件等をパラメータとして模擬粒子上に ZrC 被覆層を蒸着した粒子を製造する。製造した粒子の ZrC 定比性、密度、結晶組織、被覆層厚さ等のデータを取得し、被覆条件パラメータとの相関を得る。また、熱化学平衡計算等により、定比 ZrC 被覆条件を定量的に解析評価する。なお、そのための準備として ZrC 被覆実験装置について連続被覆のための改造を行う。

実験で得られた被覆粒子試料の分析は、SiC 被覆燃料粒子の検査手法等^{(2)~(4)}に基づいて行う。この中で、ZrC 定比性測定や密度測定等の前処理として重要となる、ZrC 被覆粒子から ZrC 被覆層を選択的に取り出す技術をプラズマ酸化による方法や還元ガスを用いる方法等により開発する。最終的に、酸化ウラン燃料粒子を用いて同様に ZrC 被覆実験を行い、ZrC 被覆条件を最適化するため、ZrC 被覆実験装置を核燃料使用施設へ移設する。

平成 16 年度は、模擬燃料核を使用した被覆実験を行うための装置の整備及び被覆燃料粒子相当の比重を有する模擬被覆粒子の製作を行った。模擬被覆粒子は、燃料核を模擬したジルコニア (ZrO_2) 球の表面に高密度熱分解炭素 (PyC) を単層被覆したもので、ZrC 被覆

実験において表面に ZrC 被覆層を蒸着するためのものである。模擬被覆粒子の設計においては、ZrC 被覆実験において模擬被覆粒子を用いて実際の被覆燃料粒子の粒子流動条件を再現するため、模擬被覆粒子の直径・密度を BISO 燃料粒子相当とした。そのため、模擬燃料核として耐高温性に優れ密度の高い材料であるジルコニア (ZrO_2) を使用し、その表面に高密度熱分解炭素 (PyC) を単層被覆し、BISO 燃料粒子（第 2 層 PyC まで処理された被覆燃料粒子）の直径・密度を再現することとした。模擬被覆粒子の製作は、HTTR 燃料の製造実績を有する原燃工にて実施した。製作した模擬被覆粒子の仕様及び製作結果を第 7.1-1 表及び第 7.1-3 図に示す。模擬被覆粒子の製作数量は 20kg とした。

平成 17 年度は、被覆実験を行うため ZrC 被覆実験装置を改造・整備するとともに化学ドラフト等を整備し、パラメータ試験を行う予定である。また、ZrC 被覆条件の検討を実施する予定である。また、大阪大学においては、プラズマ発生装置を用いて ZrC 板材料、PyC 板材料の損耗特性を取得し、その照射効果を把握する等、蒸着した ZrC 被覆層の検査技術開発に着手する予定である。

(2) ZrC 被覆粒子の照射試験・照射後試験及びモデル開発

本技術開発は、ZrC 被覆燃料粒子の製造条件の確立と併せて、照射特性の把握を行うことにより、ZrC 被覆燃料粒子の開発を目指すものである。ZrC 模擬被覆粒子の照射挙動の解明を目的とした照射試験、照射後試験の試験計画の検討及び燃料評価モデルの開発を実施する。

米国オークリッジ国立研究所 (Oak Ridge National Laboratory ; ORNL) の High Flux Isotope Reactor (HFIR) 照射炉を用いた ZrC 模擬被覆粒子の照射試験計画の検討及び照射試料の輸送を行う。日本原子力研究開発機構（以下機関）は、平成 18 年度までに日本から米国 ORNL への試料の輸送を行う予定である。

また、照射試験を実施した試料について、結晶組織観察、ZrC 層の破壊強度等の物性データの取得方法の検討を平成 19 年度までに実施する。さらに、ZrC 被覆燃料粒子の燃料設計及び安全設計のための燃料評価モデルを構築するため、これまで機関が SiC 被覆燃料粒子について開発してきた燃料挙動モデル（内圧破損モデル）⁽⁵⁾をもとに、ZrC 層の破壊強度等のデータを用いて改良する。平成 18 年度までに燃料評価モデルを構築し、照射試験及び照射後試験の結果に基づいて最適化する。

平成 16 年度は、ZrC 被覆粒子の照射条件等を具体的に検討し、試験計画に反映するため、米国オーケリッジ国立研究所 (ORNL) 及びアイダホ国立研究所 (INL) と照射計画等について議論を行った。その中で、機関での ZrC 製造技術開発により製作した ZrC 模擬被覆粒子等の照射試料の輸送に関しては、平成 18 年 3 月までに ORNL へ供給することとした。また、照射試験については、ZrC 層の耐中性子照射特性の把握が最も重要であることから、機関が製作した ZrC 模擬被覆粒子を HFIR 原子炉にて、VHTR において想定される高速中性子照射量 ($6 \times 10^{25} n/m^2$ ⁽¹⁾) まで照射することを第一優先として検討を進めた結果、ORNL の

HFIR 原子炉のラビットキャプセルにより 6~8 原子炉サイクルの照射を実施することとした。これにより、約 $10^{26} \text{n}/\text{m}^2$ の高速中性子照射が可能となり、VHTR が想定する照射量を達成できる見通しである。照射後試験については、ZrC 被覆燃料粒子の破損モデル開発に必要な試験項目として、機構が所有する SiC 被覆燃料粒子用内圧破損モデル⁽⁵⁾をもとに ZrC 被覆燃料粒子へ適用する上で最も重要なデータである破壊強度測定試験、金相試験及び SEM 觀察を最優先で実施することとした。

平成 17 年度は、ORNL と照射条件及び照射後試験計画について議論するとともに、照射試料を米国に輸送する予定である。また、モデル開発のための準備を開始する予定である。

(3) 反応度投入事象での高温ガス炉燃料挙動の研究

反応度投入による異常高温時の SiC 被覆燃料粒子及び燃料コンパクトの限界性能を把握するため、未照射及び照射済の SiC 被覆燃料粒子及び燃料コンパクトのパルス照射試験を行う。

照射試験の第 1 段階として、燃料温度評価と破損モードの対応がとれるよう、濃縮度 2 ~9.9% の未照射 SiC 被覆燃料粒子を用いて、発熱量をパラメータとした試験を実施する。第 2 段階として、燃料コンパクトのパルス照射試験を行い、燃料コンパクトでの限界性能の把握及び粒子の照射特性との比較検討を行う。最終的に、照射済 SiC 被覆燃料粒子及び燃料コンパクトのパルス照射試験を行い、未照射試料により開発した燃料温度評価手法及び燃料破損モデルを検証する。

パルス照射試験を平成 18 年度から平成 20 年度まで毎年実施する。そのため、未照射燃料試料を平成 17 年度から平成 18 年度にかけて製作する計画である。また、平成 19 年度と 20 年度に材料試験炉部ホットラボ課から NSRR 原子炉施設へ照射済燃料を輸送する計画である。

平成 16 年度は、パルス照射時の燃料発熱量について、解析モデルの整備とこのモデルを用いた解析を実施した。まず、燃料温度解析については、温度、応力及びひずみ量が連成して解かれることが要求され、解析コードはその機能を有していないなければならないことから、汎用非線形有限要素法 (FEM) 解析プログラム ABAQUS⁽⁶⁾を選定した。また、解析を行う際に必要となる照射体系の概念検討を行った。照射体系の概略図を第 7.1-4 図に示す。燃料温度を正確に評価できるよう、黒鉛製試料ホルダーをヒートシンクとした計装付き試料ピン（被覆管材質ジルカロイ-2、外径 13~16mm）とし、粒子装荷孔を有する黒鉛製試料ホルダーの中心と試料ピン外側にそれぞれ熱電対を設置するものとした。また、発熱量は投入反応度で制御し、6 回の実験で 1500°C~2700°C の燃料温度分布を 300°C 毎に得ることとした。次に、解析モデルの概略について検討した。概略図を第 7.1-5 図に示す。解析モデルは 1 被覆燃料粒子を対象として解析を行うこととし、その周囲にある黒鉛製試料ホルダーも併せてモデル化することとした。また、被覆燃料粒子内は各被覆層についてモデル化することとした。

これら検討した照射体系及び解析モデルをもとに、発熱量解析を行った。濃縮度5.5~20.0%までの被覆燃料粒子に対して、試料ホルダー1個あたりの装荷粒子数を約400個とし、試料ホルダーごとに濃縮度を変えて発熱量解析を行った。なお、本研究計画では10%までの濃縮ウランを用いて実験を行う予定であるが、ここでは、過去にNSRRで行われた高濃縮度UO₂を用いた照射実験も比較対照として扱えるよう、20%の濃縮ウランに対しても発熱量解析を実施した。その結果、本解析より1MWsあたりの発熱量は約16J~55Jと評価された。一例として濃縮度9.9%の未照射粒子を用いた場合、投入反応度\$1.5の条件で単位重量UO₂あたり約1100J発熱させることができることが分かった。断熱評価によれば、この発熱量は燃料核の溶融エンタルピに相当しており、本研究で必要な温度条件を十分に確保できると考えられる。

平成17年度は、パルス照射時の燃料温度解析を実施し、照射試料（被覆燃料粒子等）を設計・製作する予定である。

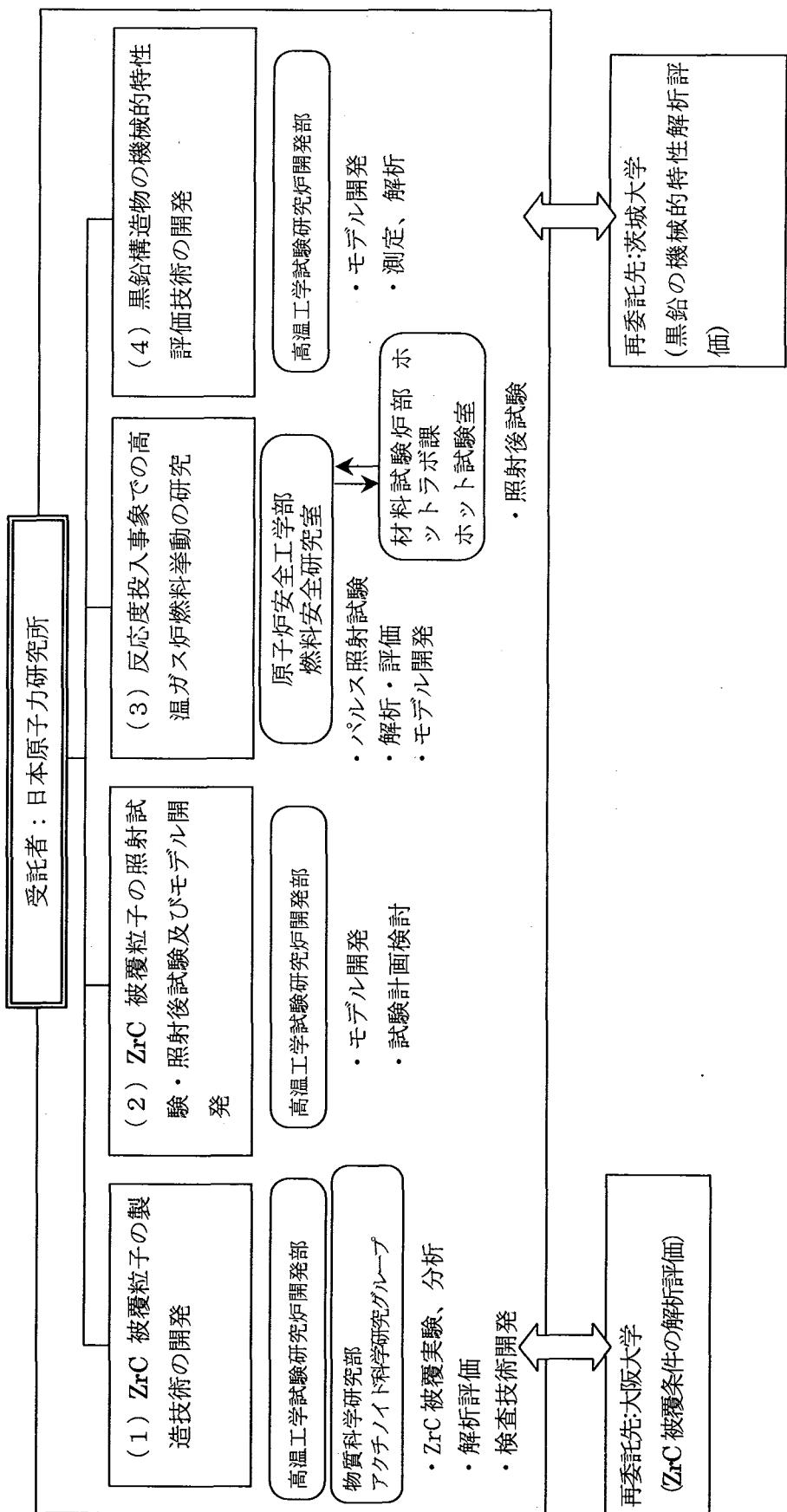
本報告は、電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として、機構（実施当時日本原子力研究所）が実施した平成16年度「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」の成果である。

参考文献

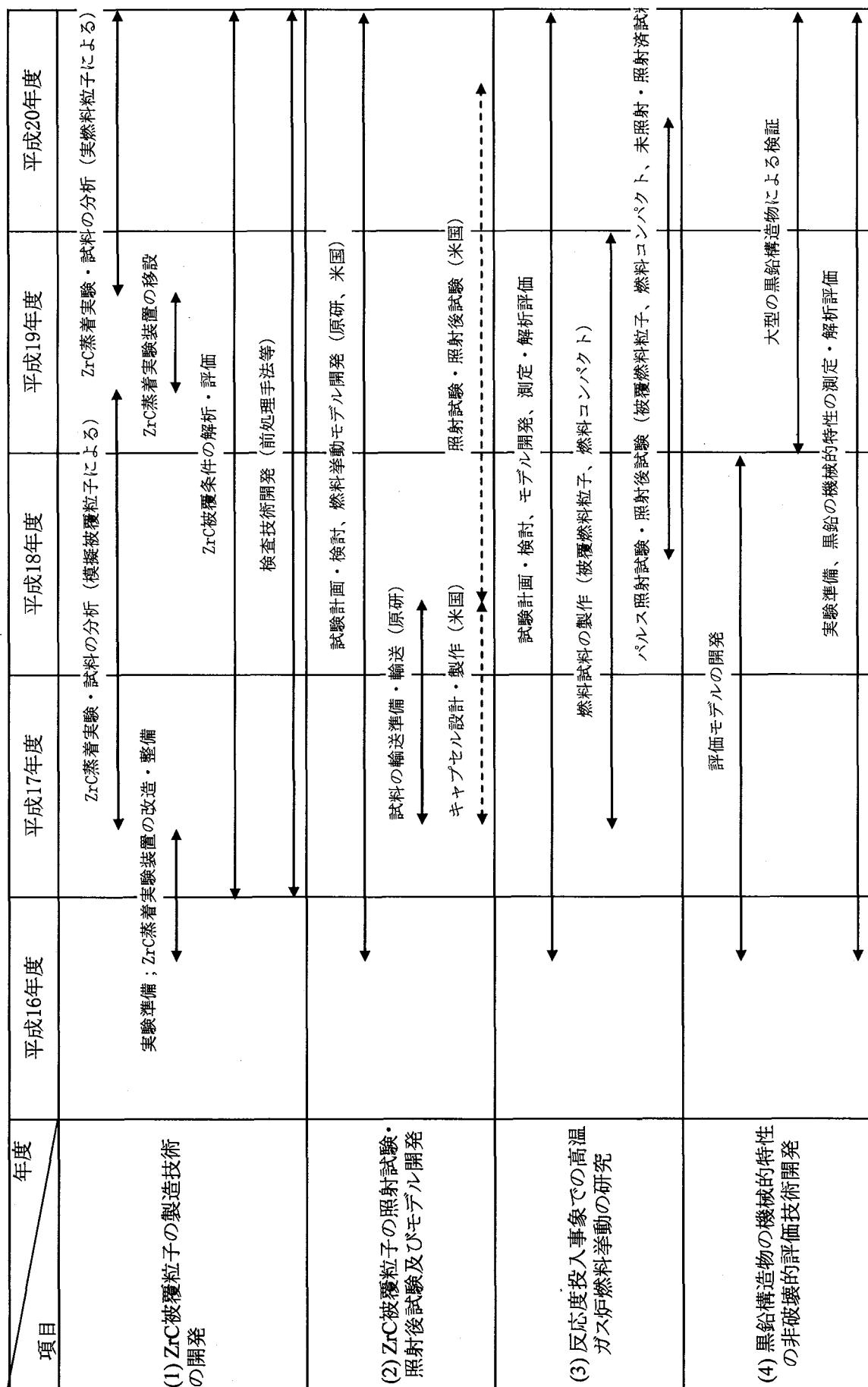
- (1) U.S.DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, "System Research Plan for the Very-High-Temperature Reactor" 03-GA500034-08 (2004).
- (2) 井川勝市他：“燃料粒子の被覆の密度測定”, JAERI-M 5674,(1974).
- (3) 鹿志村 悟他：“被覆燃料粒子の自動寸法測定”, JAERI-M 84-196(1984).
- (4) 鹿志村 悟他：“X線ラジオグラフィによる被覆燃料粒子の非破壊検査”, JAERI-M 4749(1972).
- (5) K. Sawa, S. Shiozawa, K. Minato, K. Fukuda, “Development of a coated fuel particle failure model under high burnup irradiation”, J. Nucl. Sci. Technol. 33(9)712 (1996).
- (6) Hibbit, Karlsson & Sorensen, Inc. : ABAQUS/Standard User's Manual version 5.7 (1997)

第 7.1-1 表 模擬被覆粒子の仕様及び製作結果

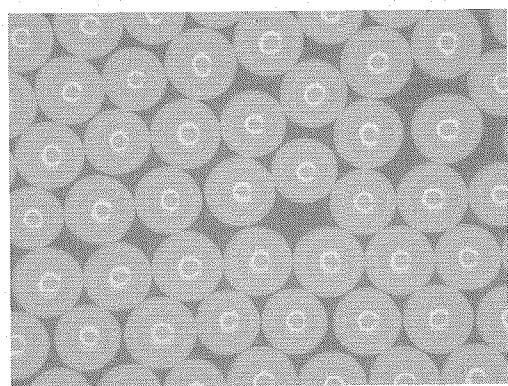
項 目		仕 様	検査結果
模擬燃料核	材質	ジルコニア (ZrO_2)	外観を第 7.1-3 図に示す
直径(μm)	平均値	720 (± 66 : 目標値)	720
	標準偏差	≤ 30 (目標値)	25.7
真球度		直径の最大値と最小値の比が 1.2 を超えないものが 95%以上 (目標値)	100%
密度(g/cm^3)		6 (目標値)	6.06~6.08
不純物		— (ミルシート記載値を参考値とする)	Y_2O_3 : 4.82% 他
被覆層	材質	高密度熱分解炭素 (プロピレン熱分解による)	
	厚さ(μm)	平均値	35±7
		標準偏差	6 (目標値)
	密度(g/cm^3)	1.85±0.10	
模擬被覆粒子	外観	有害な割れ、欠け、傷、付着物のないこと	第 7.1-3 図に示す
	直径(μm)	平均値	790 (± 45 : 目標値)
		標準偏差	— (参考値)
	粒子密度	4.9 (参考値)	5.08~5.15
	真球度	— (参考値)	1.03



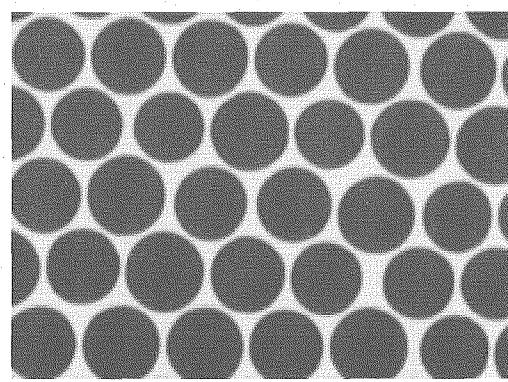
第 7.1-1 図 「革新的高溫ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」の研究体制
(組織、部署の名称は平成 16 年度当時のものである。)



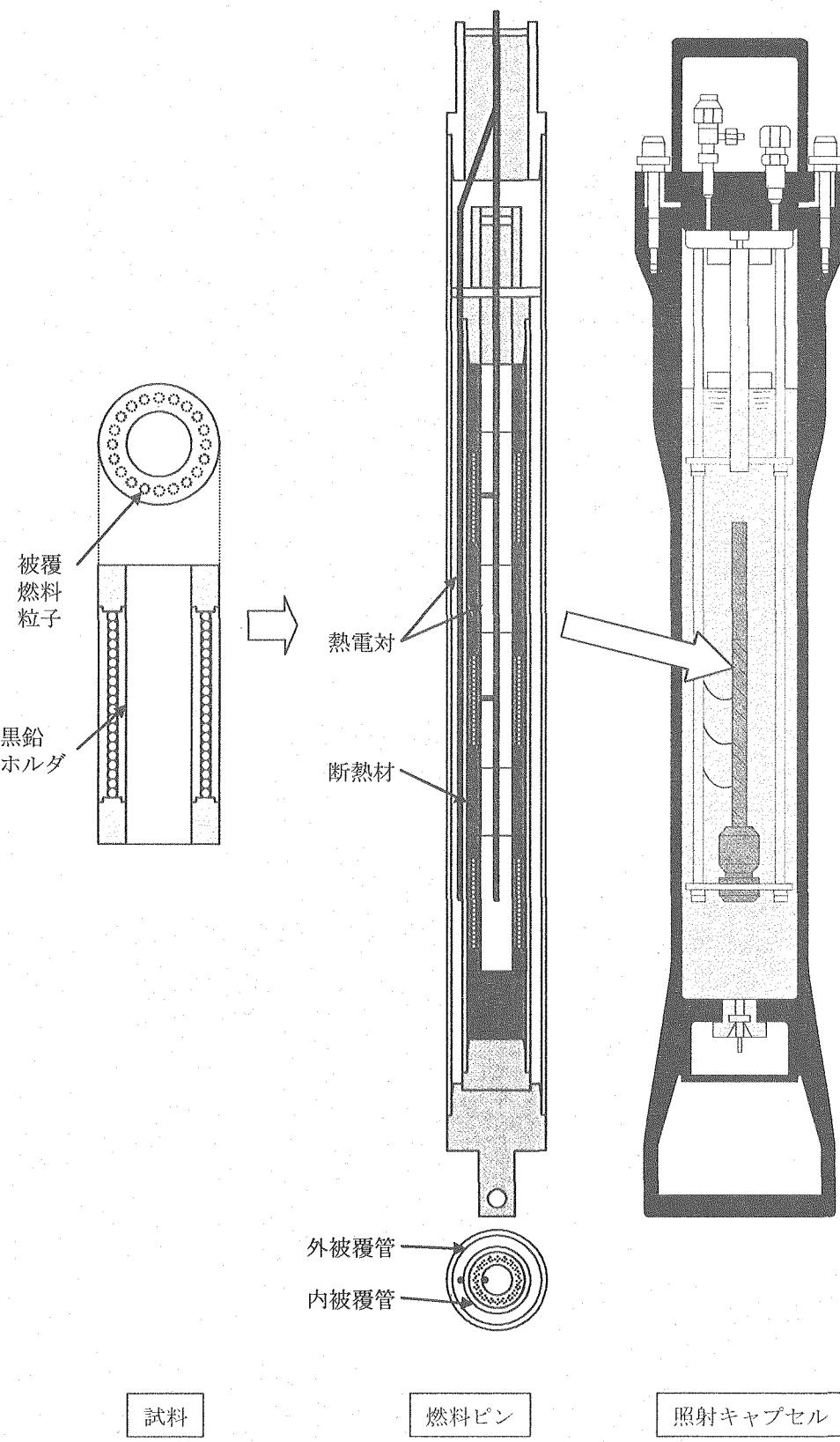
第7.1-2図 「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」の全体計画



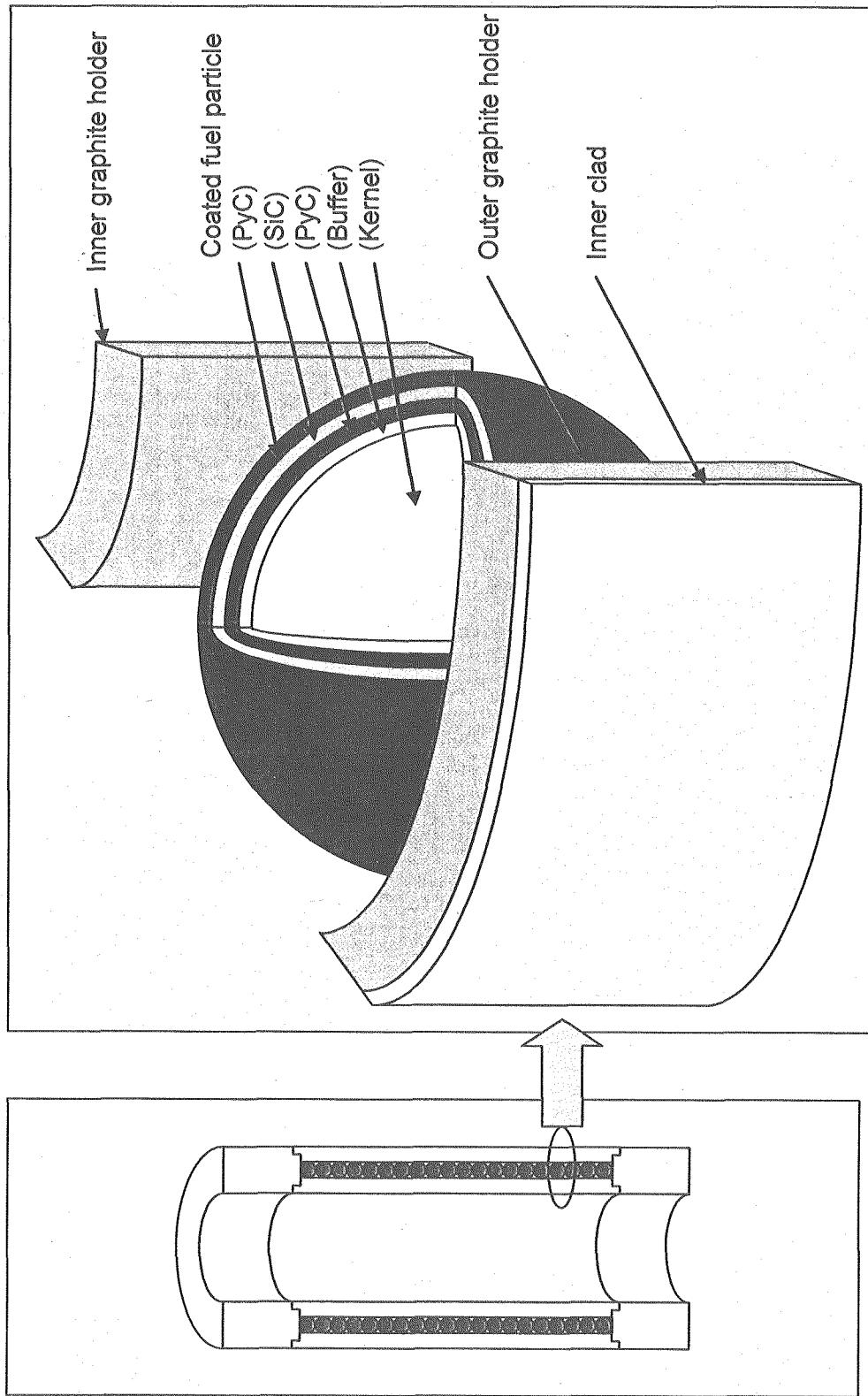
第 7.1-3 図(1/2) 模擬燃料核 (ZrO_2) の外観



第 7.1-3 図(2/2) 模擬被覆粒子の外観



第 7.1-4 図 被覆燃料粒子の照射試料及び照射ピンの概要図



第 7.1-5 図 被覆燃料粒子内温度・応力・ひずみ連成解析モデル概要図

7. 2 黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発

高温ガス炉の炉内で使用されている黒鉛構造物は、炉内環境下では熱や中性子による損傷を受け残留応力が発生し、それが炉内構造物の寿命を左右することになる。また冷却材ガス中に極微量に含まれる不純物によつても、原子炉の寿命期間中の長期にわたつては徐々に酸化損傷を受けるため、構造物の健全性を確認する必要がある。HTTR では炉内での使用条件に応じて炉心黒鉛構造物を定期的に交換することとしているが、使用されている黒鉛構造物の損傷状況、すなわち残留応力や機械的特性の変化を測定・評価することができれば、健全な黒鉛構造物の炉内再装荷や定期交換期間の延長など黒鉛構造物の長寿命化につながることになる。本研究は、高温ガス炉に用いる黒鉛構造物を安全に高い信頼性で長期間使用するために、炉内での使用に伴う損傷状況を非破壊的に評価し、健全性を確認する技術を開発することを目的としたもので、黒鉛構造物の長寿命化、交換頻度の低減による経済性の向上、廃棄物の低減化等を目指している。ここでは、材料特性の非破壊的な評価手法として超音波法と圧子の押込みによる微小押込み法に着目し、黒鉛材料の機械的特性を評価する技術を開発する。本技術開発は第 7.2-1 図に示すように、平成 18 年度までに小型の試験片を用いた実験・解析により非破壊的評価モデルの開発を行い、平成 19 年度以降はそのモデルの大型の構造物への適用性を実験的に検証する計画である。なお、本技術開発は茨城大学工学部と連携して実施する。以下に平成 16 年度に実施した内容について示す。

(1) 超音波法(超音波伝播特性)による評価

黒鉛材料中の超音波伝播特性は応力状態によって異なるため、その特性を評価することで黒鉛構造物中に生じた残留応力や機械的特性の変化を把握することが可能となる。また、黒鉛材料は多孔質材料であり、超音波は材料中に多数存在する気孔と相互作用しながら伝播するため⁽¹⁾、黒鉛材料中の気孔の変化と超音波伝播特性は密接に関係する^(2,3)。第 7.2-2 図は、多孔質材料中の超音波伝播特性を評価する上で、超音波と気孔との相互作用の概念を示したものである^(1,2)。原子炉での使用に伴う黒鉛の気孔状態の変化は、このモデルを用いて超音波伝播特性を解析することで評価可能であると考えられるが、実際の黒鉛構造物に適用するためには、超音波伝播モデルの実験による検証とともに、精度向上のための超音波伝播モデルの改良・開発が必要となる。本研究では、原子炉の運転により黒鉛構造物に生じる残留応力を模擬する試験治具の整備とともに酸化状態を模擬した試験片を作製して、黒鉛構造物中の応力状態、気孔状態を評価する評価モデルの開発を行う。

平成 16 年度は、超音波伝播特性測定装置を整備した。装置は可搬型の超音波探傷器 (USI550、クラウトクレーマー製) であり、小型の試験片の測定のみならず大型の構造物の測定への対応も容易である。探触子は、縦波、横波ともに周波数 0.5, 1, 2, 5, 10MHz のものを準備し、最適な測定条件を実験的に確認することとした。本装置は、次年度以降に計画される酸化試験片等を用いた超音波伝播特性の測定、超音波伝播モデルの検証・開発な

どに用いられる。

(2)微小押込み法

圧子の押込みによる微小押込み法は硬さの測定のみならず、材料物性や残留応力の測定などに広く用いられている。この手法は金属材料だけではなく脆性材料であるセラミックスに対しても適用可能で^(4,5)、黒鉛材料については、その応力-ひずみ特性に着目して引張残留応力を測定する方法が提案されている⁽⁶⁾。本手法を適用することにより、第7.2-2図に示すように圧子の押込み特性から黒鉛の応力状態を評価することができるが、実際に炉内黒鉛構造物の残留応力評価に適用するには、圧子形状や荷重の最適条件、応力分布に対する測定精度、酸化による表面気孔状況と測定精度の相関など詳細な検討を必要とする。本研究では、黒鉛材料に種々の応力状態を与えて圧子の押込み特性を評価するとともに、黒鉛の酸化による微視的構造の変化と測定精度の相関を検討する。なお、この手法では試料表面の状態の把握が主であるので、前述の超音波法との組み合わせで相互に補完する非破壊評価法の開発を念頭に検討を進める。

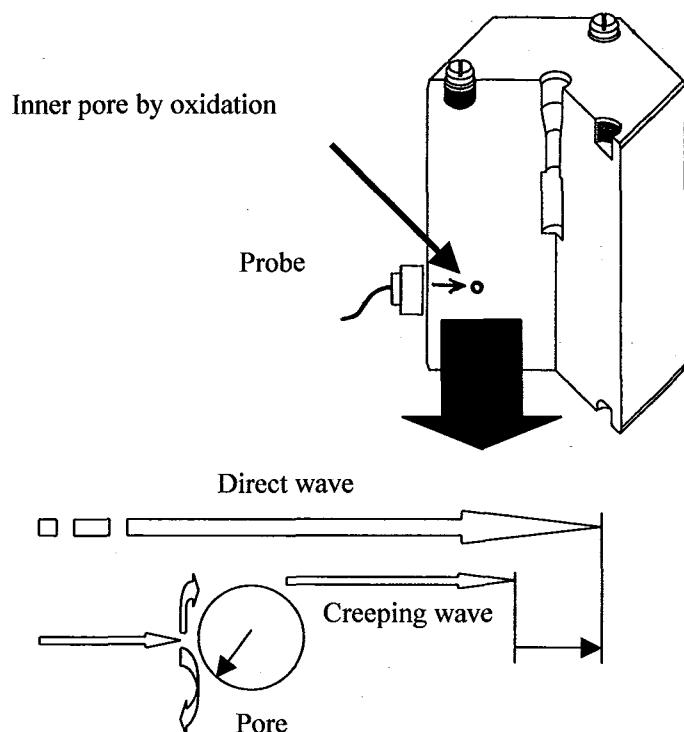
平成16年度は、圧子押込み特性測定試験装置の設計検討を行った。装置は小型の試験片と大型の構造物の両方を対象として測定するため、市販装置では対応できず、大型構造物の測定に対応できる装置を新規に製作することとし、装置の設計検討を行った。具体的には、大型の構造物を設置できるフレーム構造と装置上部に位置する圧子周辺部（クロスヘッド部）の剛性確保に係る設計検討である。本年度の設計検討に基づき、試験機の製作を次年度に実施する。また、小型の試験片に種々の応力状態を模擬するための機械的特性試験用治具を整備した。当該治具は、試験片に引張、圧縮、曲げなどの応力状態を与えることが可能であり、試験片への負荷荷重をモニタリングすることで試験片に生じる応力状態を把握可能とする。治具では150mm×50mm×30mm程度の大きさの試験片が取扱い可能で、荷重は2kNまで負荷できる構造である。なお、当該治具は超音波法および微小押込み法の両方で使用するものである。

また、茨城大学では、平成16年度は、超音波伝播特性や圧子の押込み特性に基づき黒鉛の機械的特性を解析評価するための装置を整備し、今後は応力負荷状態での酸化試験を行い、炉内の状況を模擬した種々の組合せ応力が作用している条件下での酸化消耗のデータの取得を行う予定である。

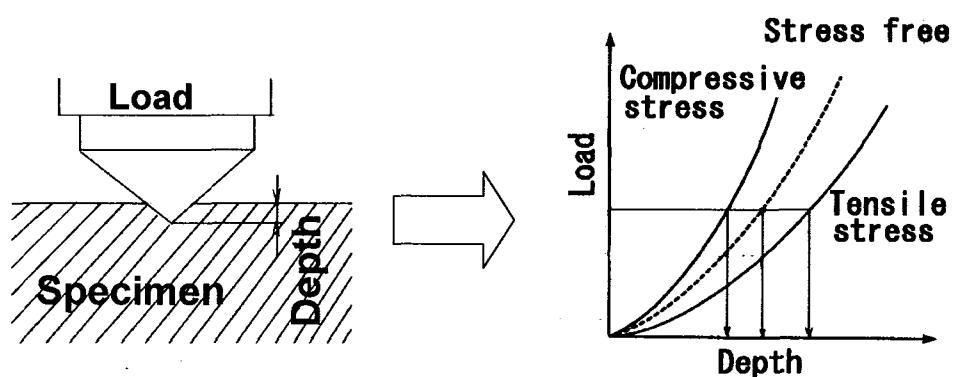
今後は、整備した装置・治具等を用いて、残留応力及び酸化を模擬した状態で超音波伝播特性データ及び圧子押込み特性データの取得を行い、茨城大学と共同で、圧痕周囲の応力、ひずみ、超音波伝播特性、気孔分布等を解析評価し、これらを基に黒鉛構造物中の応力状態、気孔状態を評価するモデルを開発する。

参考文献

- (1) 高坪純治、山本茂之：機論 A, 577, 2126 (1994).
- (2) T.Shibata, M.Ishihara : Nucl. Eng. Design, 203, 133 (2001).
- (3) T. Shibata, M. Ishihara, Trans. of SMiRT-17, Prague, Czech Republic(2003.8) O103
- (4) T. Shibata, M. Ishihara, T. Takahashi, Y. Motohashi, Proc. of APCFS & ATEM '01, Sendai, Japan(2001.10)894-898
- (5) 柴田大受、石原正博、高橋常夫、本橋嘉信、林君夫：微小押込み試験による超塑性セラミックスの機械的特性評価、JAERI-Research 2001-024(2001)
- (6) 石原正博、奥達雄：機論 A, 602, 2305 (1996).



第 7.2-1 図 黒鉛中の気孔と超音波との相互作用の概念図



第 7.2-2 図 微小押込み法の概念図

7. 3 第四紀層立地の検討

(1) 概 要

発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針によれば、原子炉施設のような重要な建物・構築物は岩盤に支持させなければならないとされている。しかしながら、HTTR（高温工学試験研究炉）は、種々の調査・検討を行うことによって、岩盤でない第四紀層地盤に建設された原子炉施設である。

本研究では、発電用原子炉施設の第四紀層への立地拡大を図るため、第四紀層地盤に建設された HTTR の周辺地盤、原子炉建家及び一次系機器に地震計を設置し、得られた観測記録に基づいて地震時挙動の検討を行ってきた。本年度は、昨年度に引き続き収録された地震観測記録を分析することにより、地盤及び建家の動的特性に関するデータの蓄積を行った。

(2) 地震観測記録の整理

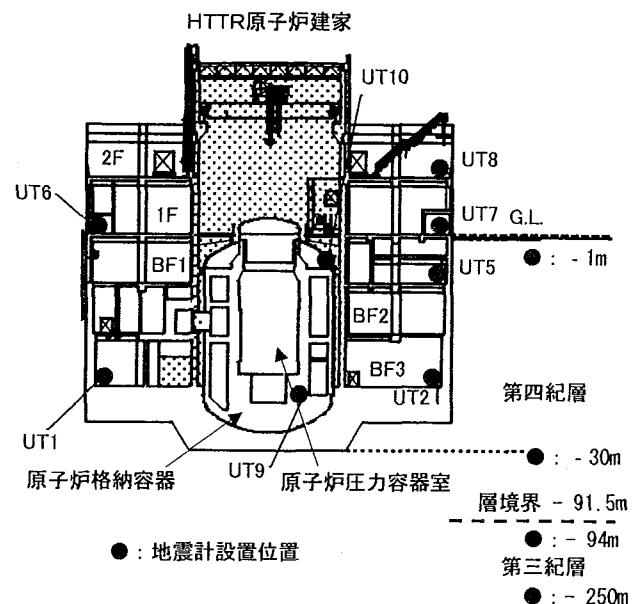
地震観測は、第 7.3-1 図に示す位置に設置された地震計により、水平 2 成分及び上下成分の地震波を記録する。本年度は 14 個の地震記録を取得した。このうち地表面での最大加速度は、2005 年 2 月 16 日（震源地：茨城県南部、M（マグニチュード）=5.4、d（震源深さ）=45km）に記録された 65gal であった。また、2004 年 10 月に発生した新潟県中越地方の地震については、本震と余震を合わせて 4 個の地震を観測し、このうち本震（震源地：新潟県中越地方、M=6.8、d=10km）の地表面での最大加速度は 13.3gal であった。

(3) 動的特性の評価

過去一年間に観測された地表面最大加速度 40gal 以上の 3 個の記録を、従来の解析に使用した 6 個の記録に加えてモード解析を実施し、モード定数（固有周波数と減衰定数）を求めることにより、動的特性を評価した。

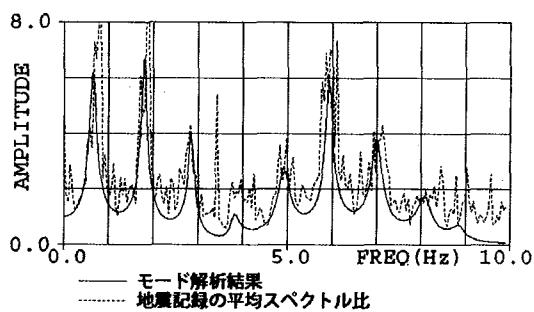
解析例として地盤の NS 成分の伝達関数を第 7.3-2 図に示す。実線がモード解析結果、点線が計 9 個の記録の平均スペクトル比である。この結果より、ピークの周波数はよく捉えられていることを確認した。また、新たに加えた記録に関する時間領域の波形比較図を第 7.3-3 図に示す。この結果より、解析による観測記録の再現性を確認した。

モード解析は、解析に使用するデータの個数が多いほど結果の精度は高くなる。今回求められたモード定数は、従来の結果と比較してわずかな違いであり、より真値に近づいていると考えられる。

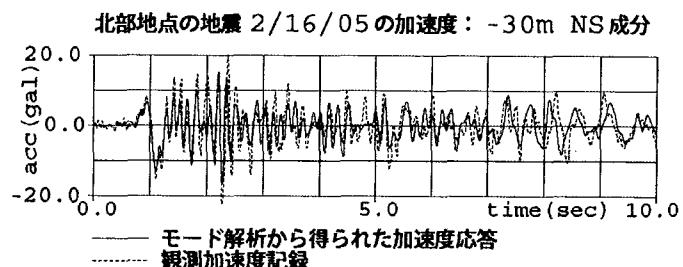


第 7.3-1 図 地震計設置位置の概略図

北部地点の伝達関数： -30m/-250m NS 成分



第 7.3-2 図 地盤の伝達関数 (NS 成分)



第 7.3-3 図 地盤の加速度応答波形 (NS 成分)

7. 4 HTTR 臨界近接試験に対する核データの適応性－低温臨界について－

国産核データ JENDL の最新版である JENDL-3.3¹⁾を用い、いくつかの軽水減速熱中性子炉を対象としたベンチマーク計算が行われ、前バージョンの JENDL-3.2²⁾に比べ、より試験結果に近い k_{eff} (実効増倍率) が得られている³⁾。HTTR は熱中性子炉であることから、軽水減速熱中性子炉の場合と同様に、JENDL-3.3 は良好な結果を与えることが期待される。そこで、HTTR の臨界計算の精度向上を目的として、核データライブラリの違いが k_{eff} に与える影響と原因を明らかにするとともに、実験値と比較することで、計算に用いる核データライブラリの HTTR の臨界性に対する適応性を検証した。検証の対象とした核データライブラリは、JENDL-3.3、JENDL-3.2、ENDF/B-6.5⁴⁾及び JEF-2.2⁵⁾とした。本報では、室温条件における検証結果を報告する。

(1) 検討項目

JENDL-3.3、JENDL-3.2、ENDF/B-6.5 及び JEF-2.2 に基づく中性子断面積セットと、連続エネルギーモンテカルロコード MVP⁶⁾を用い、HTTR を対象とした臨界計算を行った。得られた計算結果を用い、以下の項目について検討を行った。

- a) 核データライブラリの違いが k_{eff} に与える影響
- b) 核データライブラリ間の核種データの違いが k_{eff} に与える影響
- c) 核種データの違いが中性子の反応過程に与える影響

(2) 計算結果及び検討

(2-1) 核データライブラリの違いが k_{eff} に与える影響

19~30 燃料カラム装荷炉心（臨界状態）を対象とした全炉心計算を、それぞれの核データライブラリに基づく断面積セットを用いて行った。計算の入力における制御棒位置は、試験結果より得た臨界制御棒位置の値を用いた。

図 7.4-1 に示す計算結果より、装荷燃料カラム数に関係なく、JENDL-3.3、JENDL-3.2、ENDF/B-6.5、JEF-2.2 の順に小さい k_{eff} を与えるとともに、JENDL-3.3 が与える k_{eff} が、試験結果の再現性が最も良いことが分かった。また、核データの違いに起因する k_{eff} の差異は、最大で 0.8%Δk/k 程度であることが分かった。

(2-2) 核データライブラリ間の核種データの違いが k_{eff} に与える影響

ライブラリ間の核種データの違いが k_{eff} に与える影響について、炉心を構成する主要成分である黒鉛、²³⁵U 及び ²³⁸U に注目して検討を行った。検討は、それぞれの核データライブラリに基づく断面積データセット、及び JENDL-3.3 の核種データから検討対象の核種のみを別の核データライブラリのものに置き換えた断面積データセットを用いた、30 カラム装荷炉心を対象とした全炉心計算を行い、得られた k_{eff} を比較することで行った。比較は、JENDL-3.3 が与える k_{eff} を規準値として行った。

図 7.4-2 に示す計算結果より、JENDL-3.3 と JENDL-3.2 が与える k_{eff} の差異は、ライブラリ間の ^{235}U データの違いに起因する。同様に、JENDL-3.3 と ENDF/B-6.5 については黒鉛データ、JENDL-3.3 と JEF-2.2 については黒鉛と ^{235}U のデータの違いに起因する。

(2-3) 核種データの違いが中性子反応過程に与える影響

核データライブラリ間の核種データの違いが k_{eff} に与える影響は、それらの違いが、計算における中性子の反応過程、即ち、捕獲及び核分裂等の中性子反応率に影響を及ぼすことに起因する。この影響を定性的に評価するために、4 因子公式を用い、核データライブラリ間の核種データの違いが各因子に与える影響の大きさを検討した。検討は、(2-2)と同じ方法で、無限格子計算の結果として得られる k_{inf} 及び 4 因子の比較により行った⁷⁾。ここで、 k_{inf} は MVP の計算出力から直接得ることができるが、4 因子については出力されない。4 因子は、MVP の入力でエネルギー領域を、熱群と高速群の 2 群に指定し（境界エネルギー：4.5eV）、各エネルギー群について MVP の計算結果として出力される核分裂中性子生成率、核分裂反応率及び中性子捕獲反応率を用いて算出した。中性子吸収反応率は核分裂反応率と中性子捕獲反応率の和として算出した。

図 7.4-3～7.4-5 に計算結果を示す。同図の横軸は計算ケースを示す。即ち、J33 は JENDL-3.3 を用いた計算ケース、J32(Grap.)/J33 は JENDL-3.3 から黒鉛のみを JENDL-3.2 に入れ替えたライブラリを用いた計算ケースであることをそれぞれ示す。また、B65 及び F22 は、それぞれ ENDF/B-6.5 及び JEF-2.2 を示す。縦軸は、JENDL-3.3 が与える k_{inf} 及び 4 因子に対する、各計算ケースで求めた k_{inf} 及び 4 因子の比を示す。

図 7.4-3 より、JENDL-3.2 と JENDL-3.3 が与える k_{inf} の差異は、 ^{235}U データの違いが、 η （中性子再生率）に影響を及ぼすことに起因する。

図 7.4-4 より、ENDF/B-6.5 と JENDL-3.3 が与える k_{inf} の差異は、黒鉛データの違いが f （熱中性子利用率）に影響を及ぼすことに起因する。

図 7.4-5 より、JEF-2.2 と JENDL-3.3 が与える k_{inf} の差異は、黒鉛データ及び ^{235}U データの違いが、それぞれ f 及び η に影響を及ぼすことに起因する。

(3) まとめ

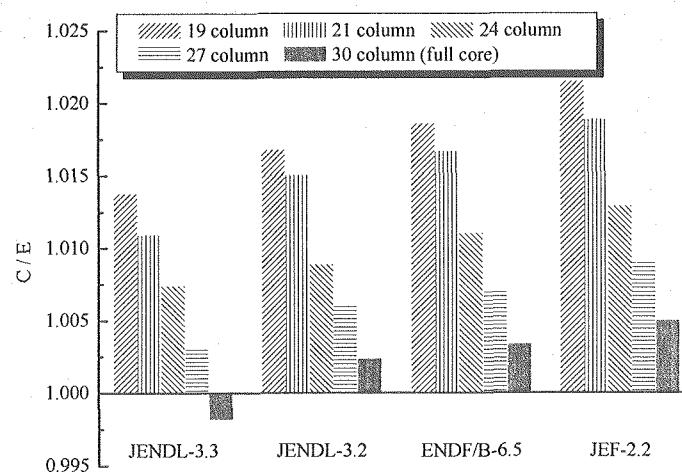
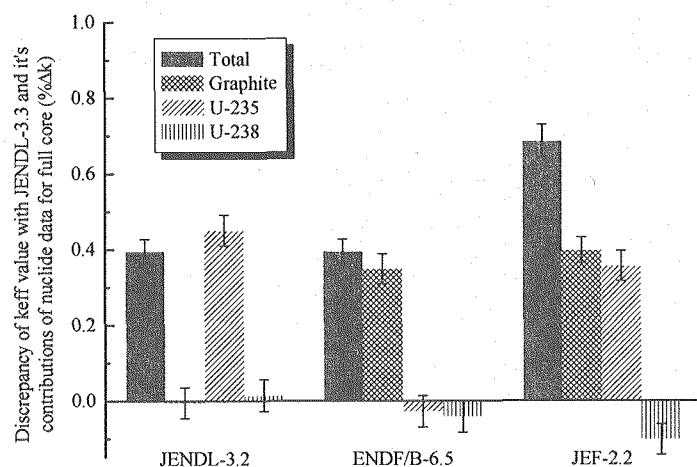
室温条件の HTTR の臨界計算において、JENDL-3.3 が最も精度のよい計算結果を与える。また、核データライブラリの違いが k_{eff} または k_{inf} に与える影響として、以下を確認した。

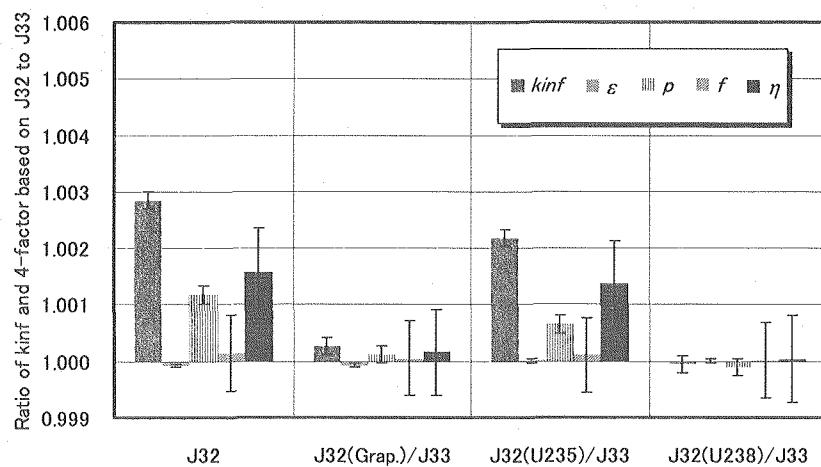
- a) JENDL-3.3、JENDL-3.2、ENDF/B-6.5、JEF-2.2 の順で小さい k_{eff} を与え、その差異は装荷燃料カラム数により変化する。また、その差異は最大で 0.8%Δk/k 程度である。
- b) JENDL-3.2 と JENDL-3.3 が与える k_{eff} の差異は、 ^{235}U データの違いに起因する。ENDF/B-6.5 と JENDL-3.3 については黒鉛データの違いに起因する。JEF-2.2 と JENDL-3.3 については黒鉛と ^{235}U のデータの違いに起因する。
- c) JENDL-3.2 と JENDL-3.3 が与える k_{inf} の差異は、 ^{235}U データの違いが、 η に影響を

及ぼすことに起因する。ENDF/B-6.5 と JENDL-3.3 が与える k_{inf} の差異は、黒鉛データの違いが f に影響を及ぼすことに起因する。JEF-2.2 と JENDL-3.3 が与える k_{inf} の差異は、黒鉛データ及び ^{235}U データの違いが、それぞれ f 及び η に影響を及ぼすことに起因する。

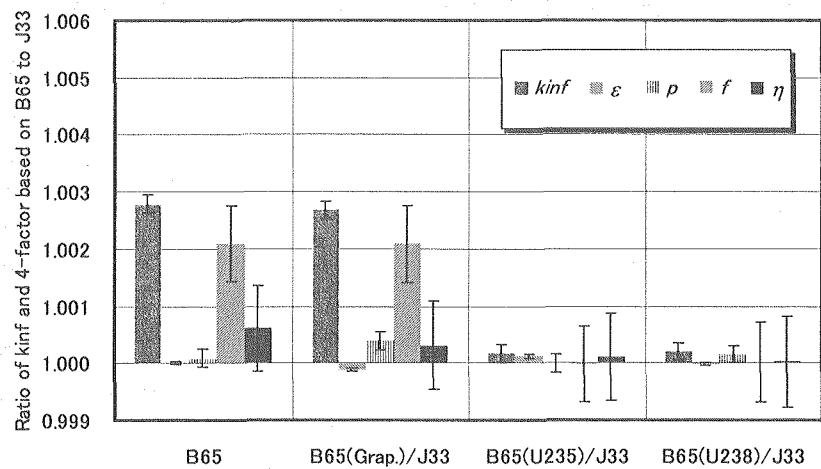
参考文献

- 1) K. Shibata, et al., Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3, J. Nucl. Sci. Technol., 39, p.1125, (2002)
- 2) T. Nakagawa, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 32, p.1259, (1995)
- 3) K. Okumura and T. Mori, Investigation of Dependence of Criticality Evaluation Accuracy on U-235 Enrichment in Light Water Moderated Uranium Fueled System, JAERI-Review 2003-023, p.59, (2003)
- 4) "ENDF/B-VI Summary Documentation", BNL-NCS-17541 (ENDF-201), 4th edition, (1991)
- 5) C. Nordborg and M. Salvatore, Status of the JEF evaluated data library, Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, 2, p.680, (1994)
- 6) T. Mori and M. Nakagawa, Vectorization of Continuous Energy Monte Carlo method for Neutron Transport Calculation, J. Nucl. Sci. Technol., 29, p.235, (1992)
- 7) K. Okumura, private communications

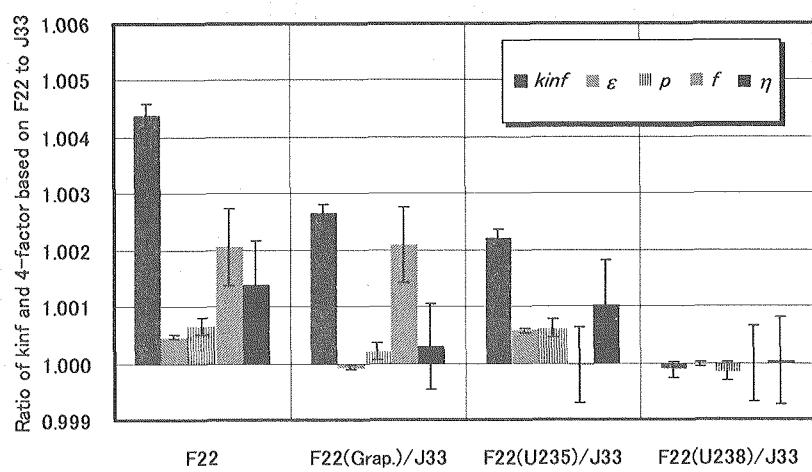
第 7.4-1 図 核データライブラリの違いが k_{eff} に与える影響第 7.4-2 図 核データライブラリ間の核種データの違いが k_{eff} に与える影響



第 7.4-3 図 核種データの違いが中性子反応過程に与える影響
(JENDL-3.2 と JENDL-3.3 の比較)



第 7.4-4 図 核種データの違いが中性子反応過程に与える影響
(ENDF/B-6.5 と JENDL-3.3 の比較)



第

第 7.4-5 図 核種データの違いが中性子反応過程に与える影響
(JEF-2.2 と JENDL-3.3 の比較)

8. 高温ガス炉開発に関する国際協力

高温ガス炉開発に関する国際協力では、第4世代原子力システム国際フォーラムの超高温ガス炉システムにおける国際共同プロジェクトに参加するための準備を進めた。

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

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

米国とは、米国エネルギー省(DOE)との原子力研究分野における包括取決めに基づき、水素製造技術、先進燃料技術等に関し情報交換を行った。また、米国原子力規制委員会(NRC)と原子力安全研究分野における情報交換を進めた。

仏国とは、平成14年にフランス原子力庁(CEA)との間で締結した「原子炉研究の分野における協力実施取決め」に基づき、高温ガス炉の概念・システム、燃料、水素製造技術などの高温ガス炉システムについて、情報交換等の研究協力を実施した。

韓国とは、韓国原子力研究所との原子力平和利用分野における研究協力実施取り決めに高温ガス炉及び核熱水素製造技術を新たな協力研究分野として追加し、情報交換を開始した。

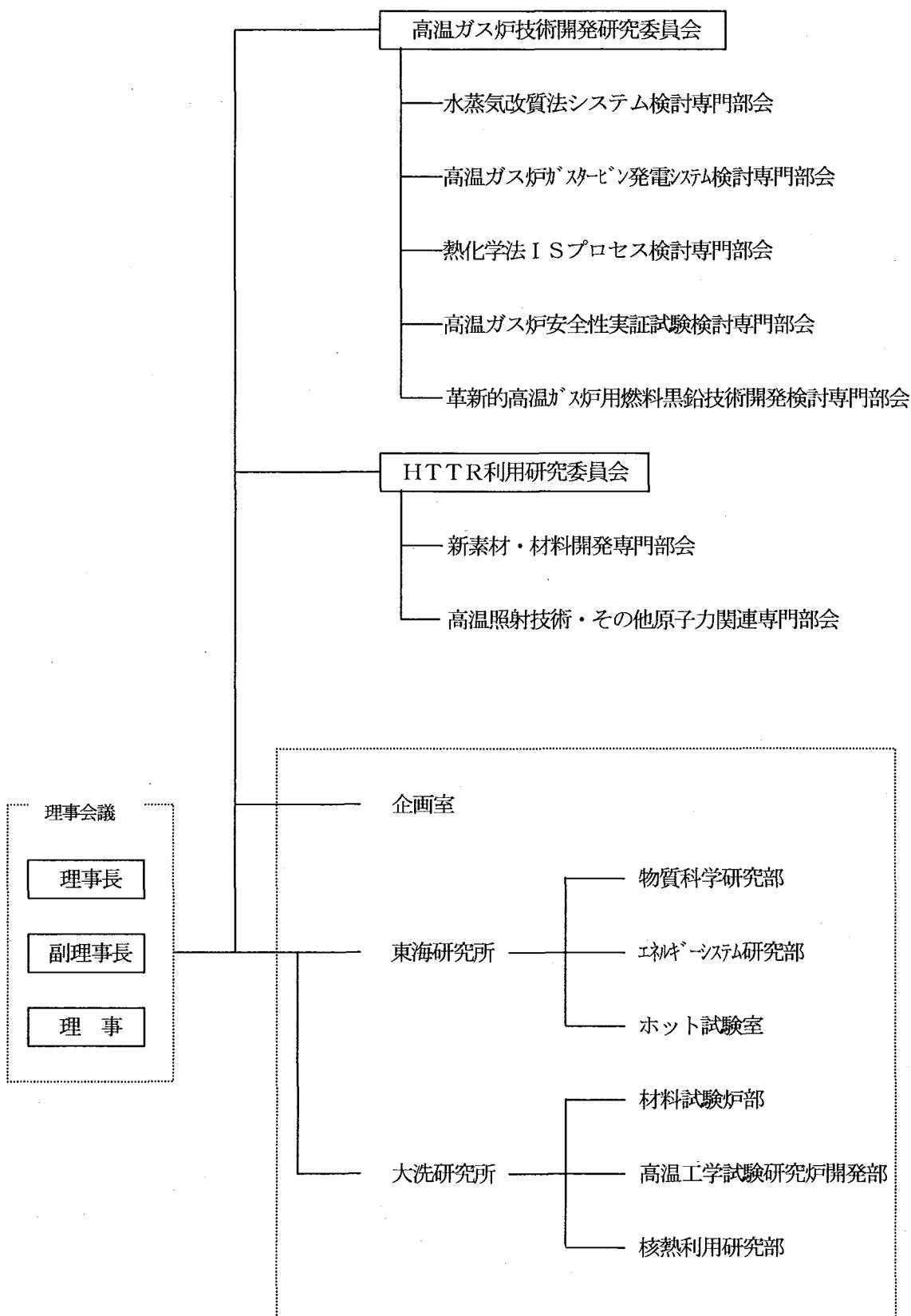
謝 辞

本報告書の編集にあたって、執筆して頂いた HTTR 技術課、HTTR 運転管理課、HTTR 計画課並びに放射線管理第 2 課の方々と貴重な助言等を頂いた関係者各位に深く感謝致します。

今後とも、HTTR の試験、運転等について、さらなるご指導、ご協力をお願い致します。

付録 1

高温工学試験研究体制（平成 16 年度）



付録2 高温工学試験研究関連研究発表（課室名は、発表当時のもので示す。）

平成16年度高温工学試験研究関連研究発表（所内）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	16・6	黒鉛熱伝導率に関するアニーリング効果の予備検討及びアニーリングデータ測定試験方法の検討	角田淳弥	JAERI-Tech 2004-055
HTTR技術開発室	16・8	高温ガス冷却炉・格子燃焼特性解析コード「DELIGHT-8」	野尻直喜	JAERI-Data/Code 2004-012
HTTR技術開発室	16・9	高温工学試験研究炉（HTTR）の出力上昇試験（高温試験運転）－試験方法及び結果の概要－	高松邦吉	JAERI-Tech 2004-063
HTTR計画室	17・2	HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2003年度）	川崎幸三	JAERI-Review 2005-010
	同上	革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発計画	植田祥平	JAERI-Tech 2005-024

平成16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計画室	16・5	原研高温工学試験研究炉（HTTR）950°Cの高温ガス取出しに世界で初めて成功	川崎 幸三	日本原子力学会誌ニュース
同上	16・6	高温ガス炉	橘 幸男	原子力年鑑 2005年版
同上	同上	Reactivity Control System of High Temperature Engineering Test Reactor	同上	Nuclear Engineering and Design
同上	同上	Reactor Pressure Vessel Design of High Temperature Engineering Test Reactor	同上	同上
HTTR技術開発室	同上	ニューラルネットワークを用いたHTTR制御棒引き抜き試験の事前解析	高松 邦吉	日本原子力学会誌
HTTR計画室	16・7	原研高温工学試験研究炉（HTTR）950°C性能試験終了	川崎 幸三	日本原子力学会誌ニュース
HTTR技術開発室	同上	2次元C/C複合材のクリープ特性と微細構造	柴田 大受	日本機械学会M&M2004 材料力学カンファレンス
同上	同上	原子炉用黒鉛材料の熱応力に及ぼす熱伝導率の焼き鈍し効果	角田 淳弥	同上
同上	同上	Core Thermal-hydraulic Design	高田 英治	Nuclear Engineering and Design
同上	同上	Short Design Description of Other Systems of the HTTR	坂場 成昭	同上
同上	同上	Leak-Tightness Characteristics Concerning the Containment Structure of the HTTR	同上	同上
高温工学試験研究炉開発部	同上	Experience of HTTR Construction and Operation -Unexpected incidents-	藤本 望	同上
同上	同上	Variation of the nuclear design code system for the HTTR using the criticality assembly VHTRC	同上	同上

平成16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	16・7	Nuclear Design	藤本 望	Nuclear Engineering and Design
HTTR試験室	同上	Cooling System Design and Structural Integrity Evaluation	古澤 孝之	同上
HTTR技術開発室	同上	R&D on Core Seismic Design	伊与久 達夫	同上
同上	同上	Research and Development on HTGR Fuel in the HTTR Project	植田 祥平	同上
同上	同上	高温粒子表面上の蒸気膜崩壊時における 微視的界面挙動に関する研究	柄尾 大輔	日本機械学会論文集
同上	同上	3次元格子ガスオートマトン法を用いた 高温粒子表面上の蒸気膜崩壊挙動に関する 数値シミュレーション	柄尾大輔	同上
同上	同上	Characteristic Test of initial HTTR core	野尻 直喜	Nuclear Engineering and Design
同上	同上	Reactor Internals Design	角田 淳弥	同上
同上	同上	Principle Design and Data of Graphite Components	同上	同上
同上	同上	Design of Core Components	伊与久達夫	同上
HTTR計画室	同上	Structural Design of High Temperature Metallic Components	橋 幸男	同上
HTTR技術開発室	同上	HTTRの安全性実証試験結果によるTAC- NCコードの検証	高松 邦吉	日本原子力学会誌

平成16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	16・8	Safety Demonstration Test using High Temperature Engineering Test Reactor	中川繁昭	Nuclear Engineering and Design
同上	同上	Performance Test of HTTR	同上	同上
同上	16・9	HTTRを用いた安全性実証試験－出力60%からの1次冷却材流量部分喪失試験結果	坂場 成昭	日本原子力学会2004年秋の大会（京都）
同上	同上	HTTR高温試験運転における燃料及び核分裂生成物挙動の研究	植田 祥平	同上
同上	同上	ニューラルネットワークを用いたHTTR 1次冷却材流量部分喪失試験の解析	高松 邦吉	同上
同上	同上	HTTRを用いた安全性実証試験における高温二重管内の過渡熱流動解析	坂場 成昭	日本機械学会2004年度年次大会（北海道）
高温工学試験研究炉開発部	同上	Present Status of HTTR Project -Achievement of 950°C of Reactor outlet coolant temperature-	藤本 望	HTTR2004（北京）
HTTR技術開発室	同上	DNS of Turbulent Channel Flow with Very Low Reynolds Numbers	柄尾 大輔	WCCM IV in Conjunction with APCOM '04（北京）
同上	同上	Stress Analysis for IG-110 graphite with VIENUS code	柴田 大受	5 th International Nuclear Graphite Specialist Meeting (INGSM-5) (Meantwrog 英国)
同上	同上	Present Status of research on graphite, C/C Composite and safety demonstration test in the HTTR Project	同上	同上
同上	同上	高温ガス炉HTTRの冷却材中の化学的不純物特性	坂場成昭	日本原子力学会誌和文誌

平成16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	16・9	高温ガス炉HTTRの高温試験運転における主冷却系熱交換器の性能評価	柄尾 大輔	日本原子力学会誌
同上	同上	Achievement of Reactor Outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR	坂場成昭	日本原子力学会欧文誌
HTTR試験室	同上	Seismic Design	飯垣和彦	Nuclear Engineering and Design
同上	同上	Instrumentation and Control System Design	澤畠洋明	"
HTTR技術開発室	16・10	Annealing Effect of Thermal Conductivity on Thermal Stress Induced Fracture of Nuclear Graphite	角田淳弥	Asian-Pacific Conference on Fracture and Strength '04 (APCFS 2004) Cheju-do (Korea)
同上	同上	Anisotropic Deformation Effect on the Fracture of Core Components Made of Two-Dimensional C/C Composite	柴田 大受	APCFS 2004
同上	同上	Basic Concept on Structural Design Criteria for Zirconia Ceramics Applying to Nuclear Components	同上	APCFS 2004
同上	同上	Study on Structural Integrity of C/C Composite Using as Core Restraint Mechanisms in HTGR	角田淳弥	同上

平成16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計画室	16・10	Demonstration of Inherent Safety Feature of HTGRs using the HTTR	橋 幸男	The 6 th International Conference on Nuclear Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-6) (奈良市)
HTTR技術開発室	同上	Temperature Transient Analysis of Gas Circulator Trip Test Using the HTTR	高松 邦吉	同上
同上	16・11	Coolant Chemistry Characteristics During Safety Demonstration Test Using HTTR	坂場 成昭	ANS 2004 Winter Meeting (Washington D.C.)
同上	同上	DNS of Turbulent Heat Transfer in a Channel flow at very low Reynolds numbers	柄尾大輔	The 1 st International Forum on Heat Transfer
HTTR計画室	17・2	Current Program and Status of JAERI's HTTR Project and R&D Needs on Materials	橋 幸男	Symposium on the Next Generation Nuclear Plant Goals and Challenges (Boston USA)
HTTR技術開発室	同上	Research and Development Program of HTGR Fuel in Japan	沢 和弘	ARWIF-2005 (Oak Ridge USA)
同上	17・3	革新的高温ガス炉燃料に関する技術開発計画	植田祥平	日本原子力学会2005春の年会
同上	同上	高温ガス炉黒鉛構造物の機械的特性評価に関する技術開発計画	角田淳弥	同上
同上	同上	HTTRにおける冷却材流量喪失試験の予備解析	高松邦吉	同上
同上	同上	高温ガス炉に対する核特性解析手法の比較	後藤 実	同上

[付録3] 平成16年度 高温工学試験研究関係主要記事
 (部署名等は、平成16年度当時のもので示す。)

(その1)

年・月	工事・試験等	主要事項
16・04	・高温試験運転による出力上昇試験を継続し、 単独運転モードでの原子炉出力30MW、原子炉 出口冷却材温度950°Cを達成した。(19日)	
16・05		・核熱部と共にJAERI-CEA 協力協定に基づく高温材料及び 高温ガス炉冷却システムに関する 情報交換会合を行った。 (19~21日)
16・06	・高温試験運転／並列運転モードによる原子炉 出力30MW、原子炉出口冷却材温度950°Cを達成 し(21日)、使用前検査合格証を取得した。(24 日)	
16・07	・平成16年度施設定期自主検査開始。(26日)	・高温ガス炉による水素製造技術 に関するHTTRワークショップ を核熱利用研究部と共に催した。 (5~6日)
16・08	・施設定期検査の第1回を受検した。(18日)	・NSネット相互評価レビューを 受けた。(31~)
16・09	・施設定期検査の第2回を受検した。(21~ 22日) ・1個目(全3個)の中性子源交換(8~10日)	・NSネット相互評価レビューを 受けた。(~3日) ・安全性実証試験所内検討グル ープ検討会。(13日) ・高温ガス炉安全性実証試験検討 専門部会を東京で開催した。(2 9日)

(その2)

年・月	工事・試験等	主要事項
16・10	・2個目(全3個)の中性子源交換(7~9日)	・HTTRの950°C達成記念の講演会 (茅 洋一氏) 及び施設見学会
16・11	・3個目の中性子源交換を実施し、中性子源交換作業を終了した。(8~10日)	・HTTRの950°C達成に対し、茨城県特別功労賞が授与された。 (12日)
16・12	・施設定期検査の第3回を受検した。(16~17日)	
17・01	・施設定期検査の第4回を受検した。(17~19日) ・RS-6運転のため、1月25日から直勤務を開始した。	
17・02	・RS-6運転で、原子炉を起動した。(14日) ・施設定期検査の第5回を受検した。(3日) ・施設定期検査の第6回を受検した。(10日) ・施設定期検査の第7回を受検した。(18日) ・「制御棒位置偏差大」信号により原子炉が自動停止した。(19日)	・第3回高温ガス炉技術開発研究委員会を開催した。(1日・東京)
17・03	・工事計画の変更(2日)、施設定期検査申請書記載事項の変更届(4日)を行った。	・第1回HTTR安全性確認専門部会が開催された。(25日)