

JAERI-Tech

JP0350077

2003-043



HTTR高温試験運転の出力上昇試験計画

2003年3月

坂場 成昭・中川 繁昭・高田 英治・野尻 直喜
島川 聰司・植田 祥平・沢 和弘・藤本 望・中澤 利雄
足利谷 好信・川崎 幸三・伊与久 達夫

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。

入手の問合わせは、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, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2003

編集兼発行 日本原子力研究所

HTTR 高温試験運転の出力上昇試験計画

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

坂場 成昭・中川 繁昭・高田 英治・野尻 直喜

島川 聰司・植田 祥平・沢 和弘・藤本 望・中澤 利雄

足利谷 好信+・川崎 幸三・伊与久 達夫

(2003 年 1 月 31 日受理)

HTTR は、原子炉出口冷却材温度 950°C の達成を目指した高温試験運転による出力上昇試験を平成 15 年度に計画している。高温試験運転の実施にあたっては、被覆粒子燃料を使用し、ヘリウムガス冷却を行う我が国初の高温ガス炉であることを念頭に、これまで実施してきた出力上昇試験（定格運転 30MW および原子炉出口冷却材温度 850°Cまでの試験）での知見を基に計画する。高温試験運転においては、温度の上昇に従ってより厳しくなる、原子炉の核熱設計、放射線遮へい設計およびプラント設計が適切であることを確認しながら実施する。本報では、HTTR の安全性確保に重要な燃料、制御棒および中間熱交換器について、定格運転モードでの運転データに基づき、高温試験運転時の安全性の再確認を行った結果を示すとともに、これまでに摘出された課題とその対策を示した。加えて、高温試験運転における試験項目摘出の考え方を示し、実施する試験項目を具体化した。その結果、原子炉施設の安全を確保しつつ、原子炉熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C の達成の見通しを得た。

Test Plans of the High Temperature Test Operation at HTTR

Nariaki SAKABA, Shigeaki NAKAGAWA, Eiji TAKADA, Naoki NOJIRI,
Satoshi SHIMAKAWA, Shohei UETA, Kazuhiro SAWA, Nozomu FUJIMOTO,
Toshio NAKAZAWA, Yoshinobu ASHIKAGAYA*, Kozo KAWASAKI and Tatsuo IYOKU

Department of HTTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received January 31, 2003)

HTTR plans a high temperature test operation as the fifth step of the rise-to-power tests to achieve a reactor outlet coolant temperature of 950 degrees centigrade in the 2003 fiscal year. Since HTTR is the first HTGR in Japan which uses coated particle fuel as its fuel and helium gas as its coolant, it is necessary that the plan of the high temperature test operation is based on the previous rise-to-power tests with a thermal power of 30 MW and a reactor outlet coolant temperature at 850 degrees centigrade. During the high temperature test operation, reactor characteristics, reactor performances and reactor operations are confirmed for the safety and stability of operations. This report describes the evaluation result of the safety confirmations of the fuel, the control rods and the intermediate heat exchanger for the high temperature test operation. Also, problems which were identified during the previous operations are shown with their solution methods. Additionally, there is a discussion on the contents of the high temperature test operation. As a result of this study, it is shown that the HTTR can safely achieve a thermal power of 30MW with the reactor outlet coolant temperature at 950 degrees centigrade.

Keywords: High Temperature Test Operation, Rise-to-power Test, Test Plan, Reactor Characteristic, Reactor Performance, Reactor Operation, HTGR, HTR, HTTR

* Office of Operational Safety Administration

目次

1.はじめに.....	1
2.高温試験運転に係る安全性確保.....	5
2.1 安全性確認のための評価方針および評価項目	5
2.2 これまでの出力上昇試験における測定結果と解析結果の比較	6
2.3 高温試験運転の評価結果.....	8
2.4 まとめ.....	11
3.出力上昇試験時に摘出された課題とその対策.....	35
4.高温試験運転の試験項目摘出の考え方	43
4.1 概要.....	43
4.2 高温試験運転における安全確保の基本方針.....	43
4.3 高温試験運転時の試験項目の要点	43
5.おわりに.....	54
謝辞.....	54
参考文献.....	54
付録1 軸方向出力分布に関するシステムティック因子4%を削除することの補足説明	56
付録2 HTTR 初装荷燃料の先行照射試験について	58

Contents

1. Introduction.....	1
2. Safety Confirmations at the High Temperature Test Operation.....	5
2.1 Evaluation Method and Items for Safety Confirmation.....	5
2.2 Comparison between the Measurement Data of Previous Rise-to-power Tests and the Analysis Data.....	6
2.3 Evaluation at the High Temperature Test Operation.....	8
2.4 Summary.....	11
3. Clarified Problems at the Rise-to-power Tests and those Measures.....	35
4. Test Contents of High Temperature Test Operation.....	43
4.1 Summary.....	43
4.2 Basic Safety Policy of the High Temperature Test Operation.....	43
4.3 Test Contents of the High Temperature Test Operation.....	43
5. Conclusion.....	54
Acknowledgements.....	54
References.....	54
Appendix 1.....	56
Appendix 2.....	58

1. はじめに

日本原子力研究所（原研）は、高温ガス炉技術基盤の確立と高度化^[1]、高温工学に関する先端的基礎研究の実施を主目的として、原研大洗研究所に HTTR（高温工学試験研究炉）^{[2]-[4]}を建設した。HTTR は、燃料に被覆燃料粒子、減速材に黒鉛、冷却材にヘリウムガスを使用する熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度定格運転時 850°C、高温試験運転時 950°C の日本初の高温ガス炉である。HTTR の主要仕様を Table 1.1 に、原子炉本体の構造および冷却系統をそれぞれ Figure 1.1 および Figure 1.2 に示す。

HTTR は 1999 年 9 月から出力上昇試験^{[5]-[14]}を開始し、定格運転における 10MW までの出力上昇試験(1)および 20MW までの出力上昇試験(2)を行い、続いて高温試験運転における 20MW までの出力上昇試験(3)、定格出力 30MW 達成のための試験として出力上昇試験(4)を実施し、2001 年 12 月 7 日に単独運転における定格出力 30MW および原子炉出口冷却材温度約 850°C の達成を確認した。その後運転モードを切り替え、並列運転における定格出力 30MW の達成を確認し、2002 年 3 月 6 日に全ての試験検査を終え、定格運転での使用前検査合格証を取得した。

HTTR の高温試験運転は、850°C の定格運転時までの試験結果を踏まえて平成 15 年度に出力上昇試験(5)として計画されている。高温試験運転は、20MW の高温試験運転（出力上昇試験(3)）で実施された試験項目を基本とし、出力上昇試験(4)までに摘出された課題について、その対応が適切だったことを確認しながら実施するとともに、高温試験運転にしたがってより厳しくなる、原子炉の核熱設計、放射線遮へい設計およびプラント設計が適切であることを確認しながら実施する。

本報では、高温試験運転実施のための、高温試験運転に係る安全性確保として、安全性確認のための評価方針および評価項目、これまでの出力上昇試験における測定結果と解析結果の比較、高温試験運転の評価結果について示し、また、出力上昇試験(4)までに摘出された課題とその対策について示す。加えて、高温試験運転における試験項目摘出の考え方を示し、実施する試験項目を検討する。この結果、原子炉の安全を確保しつつ、原子炉熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C 達成の見通しを得た。

Table 1.1 HTTR の主要仕様

項目	仕様
原子炉熱出力	30MW
冷却材	ヘリウムガス
原子炉出口冷却材温度	850°C (定格運転時) 950°C (高温試験運転時)
原子炉入口冷却材温度	395°C
1次冷却材圧力	4MPa
冷却材質量流量	12.4kg/s (定格運転時) 10.2kg/s (高温試験運転時)
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9m
炉心等価直径	2.3m
出力密度	2.5MW/m ³
燃料	UO ₂ ・被覆粒子/黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3~10% (平均 6%)
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製 (2·1/4Cr-1Mo 鋼)
主冷却回路数	1 ループ (中間熱交換器および加圧水冷却器)

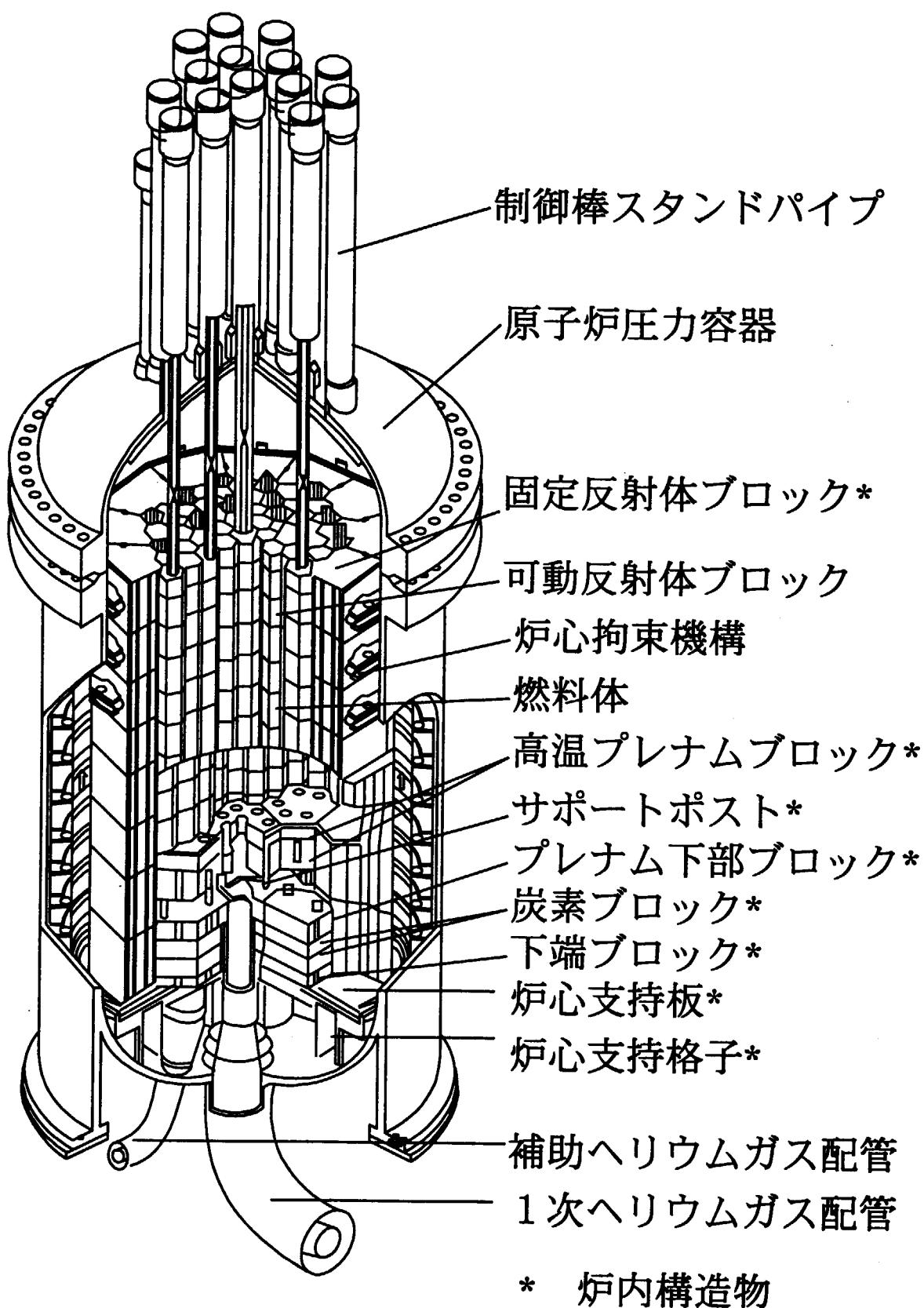


Figure 1.1 原子炉本体の構造断面図

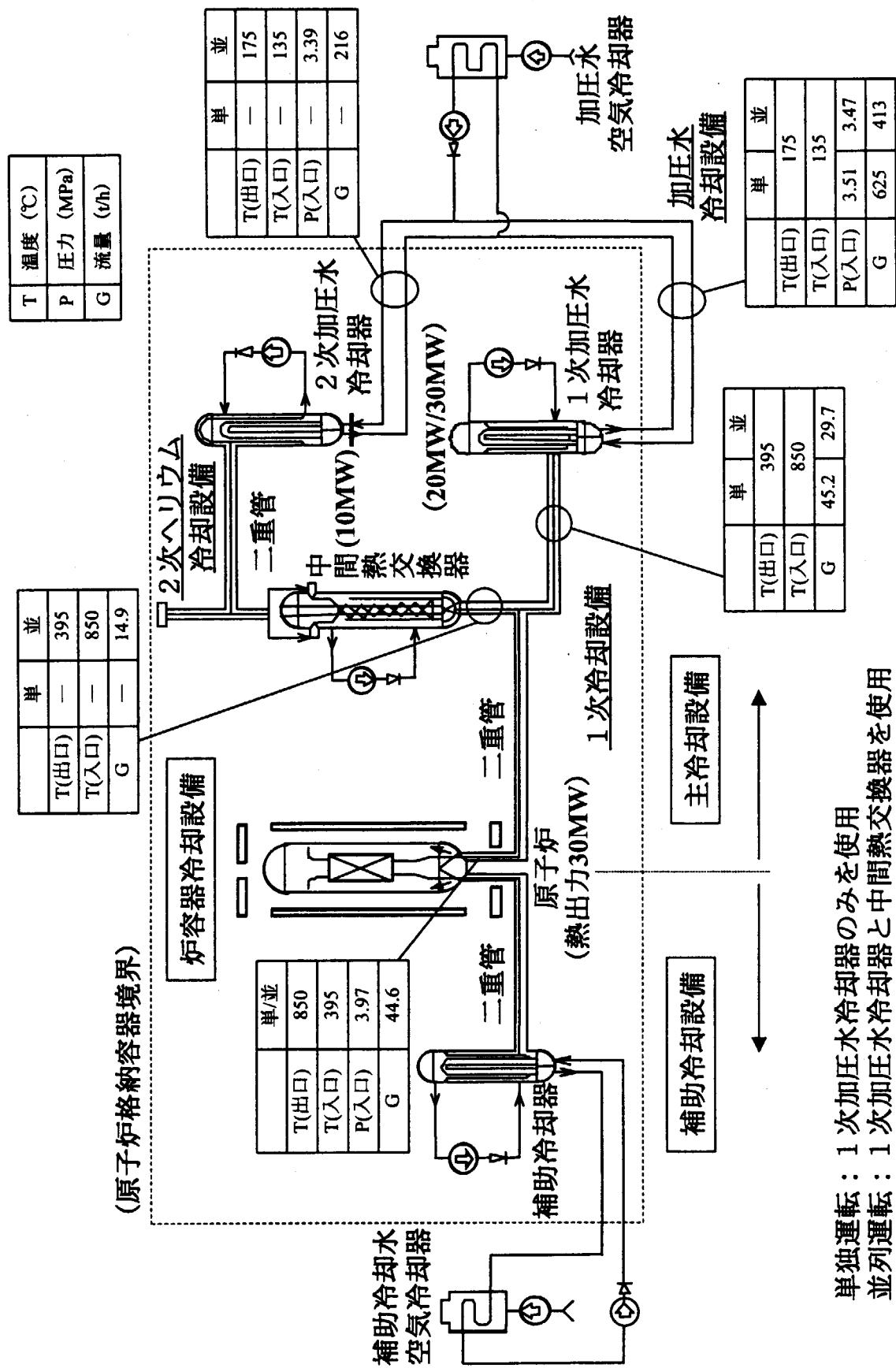


Figure 1.2 原子炉冷却系統図

2. 高温試験運転に係る安全性確保

2.1 安全性確認のための評価方針および評価項目

高温試験運転については、850°Cの定格運転までの試験結果を踏まえて、平成15年度中に出力上昇試験(5)として計画している。高温試験運転の安全性は、原子炉設置許可申請時に確認されているが、高温条件で運転される HTTR の安全性確保に重要な燃料、制御棒および中間熱交換器について、定格運転モードでの運転データに基づいて、高温試験運転時の安全性の再確認を行った結果について以下に示す。

評価手法として、燃料、制御棒および中間熱交換器については、原子炉設置許可申請時において十分な安全余裕を見込んだ保守的な評価条件の下、その健全性が確認されているので、今回の評価においてもその手法を踏襲する。また、原子炉設置許可申請時に用いた評価条件の一部を、定格運転モードを中心とするこれまでの出力上昇試験等で実際に得られたデータに基づいて置き換え、高温試験運転モードによる全出力運転時の燃料、高温機器の健全性を解析評価する。

(1) 燃料

原子炉の垂直断面図を Figure 2.1 に、燃料体の構造図を Figure 2.2 に示す。燃料体は、六角柱状黒鉛ブロックに燃料要素である燃料棒を挿入した構造で、燃料棒は、燃料コンパクト、黒鉛スリーブ等から構成されている。燃料コンパクトは、二酸化ウランの燃料核を四重に被覆した被覆燃料粒子を黒鉛と炭素の混合物からなる素地に分散し、中空の円柱形状に整形したものである。被覆燃料粒子の破損は温度に強く依存し、高温試験運転中の被覆燃料粒子の著しい追加破損の有無は安全上重要である。

燃料の健全性については、高温試験運転モードによる炉出力 30MW 運転時の燃料最高温度を解析し、制限値 (1495°C) 以下であることを確認する。また、高温試験運転時の核分裂生成物の放出率および 1 次冷却材中の循環放射能量が、設計値 (放出率 : ^{88}Kr に対し 5.35×10^{-4} (燃料の 1% 破損に相当)、循環放射能量 : $9.4 \times 10^{13}\text{MeV} \cdot \text{Bq}$) 以下であることを確認する。

(2) 制御棒

制御棒の構造図を Figure 2.3 に示す。中性子吸収材は炭化ホウ素と黒鉛粉末を混合焼成したもので、耐食耐熱超合金 (Alloy 800H) 製の被覆管内に収納される。制御棒の冷却は、制御棒挿入孔内を流れる 1 次冷却材により行う。減圧事故以外の原子炉スクラム時には、制御棒温度の高温化を防止するため、原子炉出口冷却材温度が 750°C 以下の場合には、可動反射体領域および燃料領域の制御棒 16 対が同時に挿入される。原子炉出口冷却材温度が 750°C 以上の場合には、可動反射体領域の制御棒 9 対を落下挿入させ、40 分の時間間隔をおいて燃料領域の制御棒 7 対を落下挿入し、未臨界を維持する 2 段階挿入方式が採用されている。したがって、原子炉スクラム時の制御棒被覆管温度の挙動は、構造健全性の評価にあたって重要である。

制御棒の健全性については、高温試験運転時の商用電源喪失に伴う制御棒 2 段階挿入時の制御棒の温度解析により、制御棒被覆管温度が繰り返し使用を考慮して設定したしきい値 (900°C) 以下であることを確認する。商用電源喪失は、制御棒被覆管温度の繰り返し使用の範囲では、過渡

時の制御棒被覆管温度に対して最も厳しい事象である。

(3) 中間熱交換器

中間熱交換器の構造図を Figure 2.4 に示す。中間熱交換器はたて置きヘリカルコイル型であり、胴部は二重胴構造になっている。1 次冷却材のヘリウムガスはヘリカルコイル状の伝熱管（ハステロイ XR 製）の管外を、2 次冷却材のヘリウムガスは管内を流れて熱交換する。中間熱交換器の伝熱管温度は 900°C を上回り金属材料としては特に高温になることから、クリープ損傷が重要になる。したがって、伝熱管等の構造材の温度は、構造健全性の評価にあたって重要である。

中間熱交換器の健全性については、高温試験運転時の中間熱交換器の温度解析により、構造材温度が設計値（伝熱管 955°C、内筒 940°C）以下であることを確認する。

2.2 これまでの出力上昇試験における測定結果と解析結果の比較

燃料、制御棒および中間熱交換器について、定格運転モードを主とするこれまでの出力上昇試験における運転データ等（以下、測定結果）と解析結果を比較した結果を以下に示す。

(1) 燃料温度

燃料温度解析の流れを Figure 2.5 に示す。核計算コード CITATION および炉内流量配分解析コード FLOWNET については、運転における測定結果と解析結果を比較し、以下のとおり、解析結果が概ね測定結果と一致していることを確認した。なお、これらの解析コードは、燃料温度解析コード TEMDIM とともに原子炉設置許可申請において燃料最高温度を評価するために使用したものである。

a) 核計算

炉出力 9MWまでの出力上昇試験が終了した段階で燃料体の γ 線測定を実施し、CITATION コードによる解析結果と比較した。Figure 2.6 には、各カラム（F1～F4）毎の出力の軸方向積分値について、測定結果と解析結果を比較して示した。同図に示されるように、解析結果は測定結果と誤差幅内で一致しており、両者が矛盾しない結果であることが確認された。また、Figure 2.7 に示すように炉心冷却材温度上昇の解析結果が、測定結果とほぼ一致していることからも、出力の軸方向積分値がほぼ正しく計算されていることを確認した。なお、軸方向出力分布については Figure 2.8 に示すように、解析は炉心上部の出力を高めに評価している^[15]。これは、炉心上部にある制御棒の影響を低めに評価していることによると考えられる。一方、燃料温度評価の観点からは、燃料温度が最高となる炉心の上から 3 段目の燃料ブロックの下端に対して、それより上方の燃料ブロックの出力は解析の方が過大評価していることから、炉心入口からこの位置までの冷却材温度上昇を高めに見積もることになり安全側の評価となる。

b) 炉内流量配分解析

FLOWNET コードにより、炉心冷却材温度上昇および高温プレナム部温度を解析し測定結果と比較した。定格運転モード・炉出力 30MW における、炉心上部プレナム部と高温プレナム部の冷

却材温度から求められる炉心中央部と周辺部の冷却材温度上昇量について、解析結果と測定結果の比較を Figure 2.7 に示す。解析結果と測定結果の差は 2% 以内であり、良い一致を示している。冷却材温度上昇量について解析結果の方が測定結果より低くなっているのは、FLOWNET コードの解析モデルに保守性があり、炉心有効流量が実際より少なく計算され、炉心の非加熱部流路（制御棒挿入孔等）を流れる冷却材流量が実際より多くなって、両者が炉心出口で混合されることによると考えられる。また、炉心の出口冷却材温度である高温プレナム部温度の測定結果は、炉心中央部が高くそれと比較して周辺部が低くなり設計解析での予測どおりであった。

以上の解析結果は、前述の炉心出力分布解析と合わせて、流量配分解析手法の妥当性を示しており、出力・流量比に関する系統的な誤差が小さいことを示すものである。

(2) 制御棒温度

設計及び工事の方法の認可（以下、設工認）における制御棒の構造設計に使用した温度解析コード TRUMP による、制御棒の温度解析の流れを Figure 2.9 に示す。解析については、炉心の 1/6 領域を対象とした炉心モデル、および制御棒と制御棒の冷却に寄与する制御棒挿入孔を対象とした制御棒単体モデルにより実施した。解析に使用したこれらの解析モデルは、原子炉設置許可申請等で使用したものと同じである。

炉心モデルにより、定格運転モード・炉出力 30MW における商用電源喪失試験時の温度挙動を解析し、測定結果と比較した。解析においては、実際の商用電源喪失試験時の原子炉出力、原子炉入口冷却材温度および 1 次冷却材流量の変化を入力条件として、高温プレナム部冷却材温度、固定反射体温度等を計算した。Figure 2.10 および Figure 2.11 に示すように、高温プレナム部冷却材温度および固定反射体温度の解析結果と測定結果を比較すると、高温プレナム部冷却材温度については解析結果の方が高めの温度を示し、固定反射体温度については解析結果と測定結果はほぼ一致している。このことより、TRUMP コードの解析結果は安全側であることを確認した。なお、炉心モデルによる炉心温度の過渡解析の結果については、制御棒単体モデルによる制御棒被覆管温度解析の境界条件となる。

(3) 中間熱交換器温度

試験評価用として開発した中間熱交換器温度解析コードにより、炉出力 30MW までの定格運転モードにおける、中間熱交換器構造材温度を解析し測定結果と比較した。中間熱交換器内の温度測定点を Figure 2.12 に示す。また、解析モデルを Figure 2.13 に示す。メッシュ数、物性値等の解析モデルは設計（設工認）で使用したものと同じである。解析に使用する熱交換器の伝熱面積および 6 層の流路を流れる冷却材の流量割合については、測定結果を再現するように補正した。解析については、中間熱交換器の 1 次・2 次冷却材の流量および入口温度の測定結果を境界条件とし、熱交換器の出口冷却材温度および構造材温度を計算した。伝熱管温度および内筒温度の解析結果は Figure 2.14 に示すように、測定結果を再現できることを確認した。このことより、試験評価用として開発した解析コードは、中間熱交換器の構造材温度をほぼ正しく計算しており、高温試験運転時の構造材温度解析に適用できると判断した。

2.3 高温試験運転の評価結果

2.2 項に示したように、それぞれの評価に使用する解析コードが測定結果をほぼ再現できることを確認し、これまでの出力上昇試験で得られた実測データに基づいて高温試験運転時の評価を実施した。評価結果は以下に示すとおりである。

(1) 燃料温度

高温試験運転時の燃料温度解析については、高温試験運転モードによる出力上昇試験を対象にして実施した。したがって、解析に使用する炉心出力分布および炉内流量配分は、高温試験運転における出力上昇試験を対象として燃焼日数および制御棒位置を設定した。2.2 項(1)に示したように、炉心出力分布および炉内流量配分を解析する CITATION コードおよび FLOWNET コードの解析結果は測定結果とほぼ一致することから、燃料温度評価に使用する炉心出力分布および炉内流量配分は妥当なものであると考えられる。

燃料温度の解析・評価条件を以下に示す。これらは、定格運転モードを主とする出力上昇試験運転で得られた知見に基づいて設定したものである (Table 2.1 参照)。

燃料最高温度評価において重要な工学的安全係数は、製造公差、物性、ギャップコンダクタンス、燃料棒変心等、燃料カラム、燃料棒単位で統計的に変動する誤差因子を扱ったランダム因子と、その誤差が系統的性質を持つ可能性が高い場合に、設計評価が安全側になるようその不確かさを乗算的に処理するシステムティック因子からなる。今回の評価においてランダム因子については、実績に基づいて見直しできるものがあるが、安全側に評価するため設計時と同一とした。Table 2.2 に、設計時評価に使用したシステムティック因子と、これまでに得られた実測データ等に基づいて設定した今回の評価に使用するシステムティック因子を示す。

【運転条件に関する解析条件】

a) 燃焼日数

燃料の燃焼日数は、実際の高温試験運転モードによる運転を考慮し、これまでの運転を積算すると 160 日となる。

b) 炉心上部プレナム温度

設計では、炉側部流路（原子炉圧力容器と固定反射体の間の流路）における温度上昇、原子炉入口冷却材温度の制御誤差等を保守的に考慮し、原子炉入口冷却材温度 395°C に 20°C を上乗せして 415°C としていたものである。燃料チャンネルの入口に当たる炉心上部プレナム温度については、原子炉圧力容器上鏡内側の空間である炉心上部プレナムで 9 点測定している。これまで、高温試験運転モードによる炉出力 20MW までの測定データが得られており、これを炉出力 30MW での値に外挿すると Figure 2.15 に示すように 399°C～409°C になることを確認した。燃料温度評価には 9 点のデータの最高値 409°C を解析条件として使用した。

c) 1 次冷却材流量

1 次冷却材流量については、原子炉周りのヒートバランス (Figure 2.16 参照) を考慮し、炉出

力 30MW から炉心での冷却材温度上昇に寄与しない熱量（炉容器冷却設備の除熱量等）を熱損失として差し引き、それを冷却材出入口温度差（原子炉入口冷却材温度 395°C および原子炉出口冷却材温度 950°C）と冷却材の比熱の積で除した値を解析条件としている。設計解析では炉容器冷却設備の除熱量 600kW のみを熱損失として考慮し、1 次冷却材流量を 10.2kg/s としていたが、運転データによると、定格運転モード・炉出力 30MW において、炉容器冷却設備の除熱量は 810kW になること、および原子炉圧力容器上部のスタンドパイプからの放熱が 70kW 程度であることを確認した。これらのことから、熱損失は 880kW となるので、1 次冷却材流量については 10.1kg/s を解析条件とした。

d) 制御棒位置

制御棒位置は、CITATION コードにおいて、炉心出力分布を評価するための条件として設定される。定格運転モード・炉出力 30MW 運転における制御棒位置の測定値は、2855mm であり設計解析で想定していた位置 2610mm より上方にあることを確認した。このことから、炉心温度の上昇分を考慮して、高温試験運転モード・炉出力 30MW 運転における制御棒位置を 2900mm とした。

【工学的安全係数のシステムティック因子に関する解析条件】

a) 原子炉熱出力

設計解析では、原子炉熱出力の測定誤差 2% と制御誤差 0.5% から 2.5% を考慮して、出力に関するシステムティック因子として、冷却材温度、膜温度差、被覆部温度差、ギャップ温度差、燃料部温度差のそれぞれに計上していた。原子炉熱出力の測定誤差については、計測器の校正データに基づき 1.5% 以下になることを確認した。したがって、2.5% としていた出力に関するそれぞれのシステムティック因子を 2.0% とした。なお、冷却材温度上昇因子については、後述 d) に述べるように削除した。

b) 軸方向出力分布に関するシステムティック因子

設計解析では、燃料棒が燃料ブロック端部まで連続したものとしてモデル化しており、実機の燃料棒端部黒鉛によるスパイク効果（黒鉛による中性子の減速効果により出力が盛り上がること）等については、これを解析上の不確かさとし、4.0% のシステムティック因子を、膜温度差、被覆部温度差、ギャップ温度差、燃料部温度差に考慮していた。炉出力 30MW までの運転が終了した段階で実施した燃料体からの γ 線測定の結果からは、Figure 2.17 に示すように燃料棒端部での出力の盛り上がり等は観測されていない。以上のことから、本システムティック因子を削除した。

（付録 1 参照）

c) 流量配分に関するシステムティック因子

設計時の燃料温度評価には、炉心有効流量に対する工学的安全係数として、流量配分に関するシステムティック因子のうち、冷却材温度上昇因子 4%、膜温度差上昇因子 3.2% を考慮していた。2.2 項(1)の b) に述べたように、FLOWNET コードによる炉心冷却材温度上昇量の解析結果と測定

結果の比較から、Figure 2.7 に示すように両者に有意な系統誤差は生じていない。解析結果に対する測定結果の比は、炉心中央部では 1.018、炉心周辺部では 1.015 となっており、この差が全て燃料チャンネルの冷却材流量によるものとすると、FLOWNET コードは炉心有効流量を実際より 2%程度安全側に評価していることになる。のことより、本システムティック因子を削除できるが、今回の評価では保守性を確保する観点から、冷却材温度上昇因子を 2.0%、膜温度差上昇因子を 1.6%とした。

d) 冷却材温度上昇因子に関するシステムティック因子

設計解析では、熱出力校正誤差の影響について燃料温度を保守的に評価する観点から、出力に関するシステムティック因子のうち冷却材温度上昇因子に、他の温度上昇因子（膜温度差、被覆部温度差、ギャップ温度差、燃料部温度差）と同様に 2.5%計上していた。実機運転では、熱出力校正誤差が冷却材温度上昇に波及することはないので本因子を削除した。本因子については、他炉の燃料温度評価においても計上されていない。なお、原子炉出入口の冷却材温度の測定誤差に基づく影響は、別途、冷却材流量に関するシステムティック因子として考慮されている。

上記の解析条件を反映して高温試験運転時の燃料最高温度は、1463°Cとなり燃料の熱的制限値 1495°Cを下回ることを確認した。なお、原子炉設置許可申請時の解析結果は 1492°Cである。

(2) 核分裂生成物放出率の評価

定格運転モード・炉出力 30MW の運転時において、1 次冷却材中の ^{88}Kr の放出率を評価すると 7×10^{-9} であり、設計値の 5.35×10^{-4} （燃料破損の 1%を想定）に比べて 5 极低い数値であった^[16]。Figure 2.18 に初装荷燃料の先行照射試験（付録 2 参照）の結果を示す。高温試験運転時に燃料最高温度は熱的制限値 1495°Cを超えないで、燃料の著しい追加破損はない。高温試験運転時の ^{88}Kr の放出率は、定格運転時より燃料温度が上昇するので、図から明らかのように著しい追加破損がなくても上昇するが、設計値である 5.35×10^{-4} を十分下回る。また、1 次冷却材中の循環放射能量は放出率に比例するので、高温試験運転モード・炉出力 30MW において設計値を十分下回る。

(3) 制御棒温度

制御棒温度解析の解析条件を以下に示す。これらは、定格運転モード運転で得られた知見に基づいて決めたものである（Table 2.1 参照）。

a) 原子炉熱出力

商用電源喪失前の原子炉出力を定格出力 30MW の 102%とする（設計解析 102.5%）。これは前述したように、原子炉熱出力の測定誤差が 1.5%以下になることによるものである。

b) 過渡時の 1 次冷却材流量変化

商用電源喪失時の 1 次冷却材流量変化については、定格運転モード・炉出力 30MW における商用電源喪失試験の結果から、商用電源喪失時の 1 次冷却材流量変化の測定結果を使用した。Figure 2.19 に示すように測定結果によると、商用電源が喪失してから約 40 分までの補助ヘリウム循環機

2台運転時の流量は5.3~6.3t/hであり、それ以降の1台運転時の流量は3.1~3.5t/hであった。

上記の条件に基づいて解析を実施した結果、高温試験運転モード・炉出力30MWにおける商用電源喪失時の制御棒被覆管温度の上昇は、Figure 2.20に示すようにスクラム直後に挿入される反射体領域制御棒に対し876°Cに、スクラムしてから40分後に挿入される燃料領域制御棒に対し732°Cにとどまり、制御棒被覆管の繰り返し使用を考慮して設定した温度しきい値900°Cを下回ることを確認した。なお、設工認申請時の解析において1次冷却材流量については、補助ヘリウム循環機の設計条件である最低流量を解析条件とし、商用電源が喪失してから約40分までの2台運転時には流量4.3t/hを仮定し、それ以降の1台運転時には流量3.0t/hを仮定して、反射体領域制御棒に対し895°C、スクラムしてから40分後に挿入される燃料領域制御棒に対し787°Cの解析結果であった。

(4) 中間熱交換器温度

中間熱交換器温度解析の解析条件を以下に示す。これらは、設工認申請時に使用したものと同じであるが、2.2項(3)に示したように解析モデルについては測定結果を再現するものとなっている。

- a) 実際の中間熱交換器の熱交換性能は、設計点より若干悪くなっている。したがって、実際の2次冷却材の温度は設計値より低くなるため、今回の解析では、設計（設工認）解析と同様に1次冷却材の入口温度を950°C、2次冷却材の入口温度を237°Cとした。
- b) 実際の原子炉全体のヒートバランスから1次側、2次側の冷却材流量を求めるとき、設計値と比較して1次側は約2%、2次側は約3%多く冷却材が流れていると考えられる。このことから、今回の解析では、設計（設工認）解析と同様に、設計値である1次冷却材流量12.2t/h、2次冷却材流量10.8t/hを使用する。

上記の条件に基づいて解析を実施した結果、高温試験運転モード・炉出力30MWにおける中間熱交換器の構造材温度は、伝熱管939°C、内筒の一部である高温ヘッダおよび内筒下部レジューサについては、それぞれ908°Cおよび842°Cになる。これらの温度は、それぞれの構造材の設計値（最高使用温度）である伝熱管955°C、内筒940°Cを下回ることを確認した。なお、設工認申請時の解析結果は、伝熱管925°C、高温ヘッダ910°Cである。

2.4 まとめ

原子炉設置許可申請時に用いた評価条件の一部を、定格運転モードを中心とするこれまでの出力上昇試験等で実際に得られたデータに基づいて置き換え、高温条件で運転されるHTTRの安全性確保に重要な燃料、制御棒および中間熱交換器について、高温試験運転モードでの健全性評価を実施した。その結果、それぞれの機器の健全性評価については、原子炉設置許可申請時の評価より信頼性を向上させることができ、原子炉出口冷却材温度が950°Cに達する運転状態においても健全性が確保され、高温試験運転を安全に実施できることを確認した。

Table 2.1 定格運転モードでの運転データから得られた知見と解析評価への反映（燃料）

	運転データから得られた知見	解析評価への反映
炉心上部プレナム温度 設計解析：415℃ 今回解析：409℃	原子炉圧力容器上鏡内側の空間である炉心上部プレナムで9点測定している冷却材温度について、測定データを炉出力30MWでの値に外挿すると399℃～409℃になる。	設計において415℃としていた炉心上部の冷却材温度条件を409℃とした。
1次冷却材流量 設計解析：10.2kg/s 今回解析：10.1kg/s	定格運転モード・炉出力30MWにおいて、炉容器冷却設備の除熱量が、設計値600kWに対し810kWになることを確認した。また、スタンドパイプからの放熱が70kWであることを確認した。	原子炉出入口の冷却材温度条件950℃／395℃に基づき、設計において10.2kg/sとしていた1次冷却材流量を10.1kg/sとした。
制御棒位置 設計解析：2610mm 今回解析：2900mm	定格運転モード・炉出力30MW運転における制御棒位置は、2855mmであり設計で想定していた位置より上方にあることを確認した。	原子炉出口冷却材温度が100℃上升することを考慮して、制御棒位置を2900mmとした。
原子炉熱出力 設計解析：102.5% 今回解析：102.0%	計測器の校正データに基づき、原子炉熱出力の測定誤差を1.5%以下であることを確認した。	制御誤差0.5%を考慮し、設計において2.5%としていた出力に関するそれぞれのシステムティック因子を2.0%とした。
軸方向出力分布に関するシステムティック因子 設計解析：4.0% 今回解析：削除	設計解析では燃料棒が燃料ブロック端部まで連続したものとしてモデル化しており、実機の燃料棒端部黒鉛によるスパイク効果等については、これを解析上の不確かさとし、4.0%のシステムティック因子で考慮していた。一方、出力分布測定結果からは、燃料棒端部での出力の盛り上がり等は観測されていない。	設計において4.0%としていた軸方向出力分布に関するシステムティック因子を削除した。
流量配分に関するシステムティック因子 設計解析： 冷却材温度4.0% 膜温度差3.2% 今回解析： 冷却材温度2.0% 膜温度差1.6%	設計時には炉心有効流量に対する工学的安全係数として、流量配分に関するシステムティック因子のうち、冷却材温度上昇因子4.0%、膜温度差上昇因子3.2%を考慮していたが、FLOWNETコードの解析結果と測定結果の比較から、解析は実際の炉心有効流量を2.0%程度安全側に計算していることを確認した。	冷却材温度上昇因子2.0%、膜温度差上昇因子1.6%とした。
冷却材温度上昇因子に関するシステムティック因子 設計解析：2.5% 今回解析：削除	設計時には熱出力校正誤差の影響について、燃料温度を保守的に評価する観点から、これを他の温度上昇因子と共に冷却材温度上昇因子にも計上していた。 実機運転では熱出力校正誤差が冷却材温度上昇に波及することはなく、この因子は削除可能である。（原子炉出入口温度の測定誤差に基づく影響は、別途、冷却材流量に関するシステムティック因子として考慮されている）	設計において、2.5%としていた出力に関するシステムティック因子の内の冷却材温度上昇因子を削除した。

Table 2.1 定格運転モードでの運転データから得られた知見と解析評価への反映
(制御棒)

	運転データから得られた知見	解析評価への反映
商用電源喪失時の過渡解析	定格運転モード・炉出力 30MW における商用電源喪失試験の測定結果と解析結果の比較から、原子炉出口冷却材温度については解析結果の方が 20°C 程度上回り、固定反射体温度については解析結果と測定結果はほぼ一致していることを確認した。このことより、使用したコードの解析結果は、非安全側になることはないと判断した。	温度測定値を上回る結果が得られる解析モデルを使用した。
原子炉熱出力 設計解析 : 102.5% 今回解析 : 102.0%	計測器の校正データに基づき、原子炉熱出力の測定誤差を 1.5% 以下であることを確認した。	商用電源喪失前の原子炉出力を定格出力 30MW の 102.0% とした。
過渡時の 1 次冷却材流量変化 設計解析 : 2 台運転時 4.3/h 1 台運転時 3.0/h 今回解析 : 2 台運転時 5.3~4.3/h 1 台運転時 3.1~3.5/h	定格運転モード・炉出力 30MW における商用電源喪失試験の結果から、商用電源喪失時の 1 次冷却材流量変化の測定データを得た。実測によると、商用電源が喪失してから約 40 分までの補助ヘリウム循環機 2 台運転時の流量は 5.3~6.3t/h であり、それ以降の 1 台運転時の流量は 3.1~3.5t/h であった。	設計において、2 台運転時 4.3t/h、1 台運転時 3.0t/h としていた商用電源喪失時の流量について、定格運転モードにおける実測データを使用した。

Table 2.1 定格運転モードでの運転データから得られた知見と解析評価への反映
(中間熱交換器)

	運転データから得られた知見	解析評価への反映
構造材温度	定格運転モードおよび炉出力 20MW までの高温試験運転モードにおける、中間熱交換器の冷却材出入口温度の測定値から熱交換性能および 6 層の流路を流れる冷却材流量割合を補正することで、構造材温度の測定結果を再現できることを確認した。	構造材温度の測定値を再現できる解析モデルを使用した。

Table 2.2 燃料温度解析に使用したシステムティック因子

設計時に使用した値

項目	冷却材 温度上昇 因子	膜温度差 上昇因子	被覆部 温度差 上昇因子	ギャップ 温度差 上昇因子	燃料部 温度差 上昇因子
出力	1.025	1.025	1.025	1.025	1.025
出力分布					
半径方向	1.03	1.03	1.03	1.03	1.03
軸方向	1.0	1.04	1.04	1.04	1.04
冷却材流量					
950°C運転	1.01	1.008	1.0	1.0	1.0
850°C運転	1.02	1.016	1.0	1.0	1.0
流量配分（基準炉心）	1.04	1.032	1.0	1.0	1.0

今回設定した値

項目	冷却材 温度上昇 因子	膜温度差 上昇因子	被覆部 温度差 上昇因子	ギャップ 温度差 上昇因子	燃料部 温度差 上昇因子
出力	<u>1.0</u>	<u>1.02</u>	<u>1.02</u>	<u>1.02</u>	<u>1.02</u>
出力分布					
半径方向	1.03	1.03	1.03	1.03	1.03
軸方向	1.0	<u>1.0</u>	<u>1.0</u>	<u>1.0</u>	<u>1.0</u>
冷却材流量					
950°C運転	1.01	1.008	1.0	1.0	1.0
850°C運転	1.02	1.016	1.0	1.0	1.0
流量配分（基準炉心）	<u>1.02</u>	<u>1.016</u>	1.0	1.0	1.0

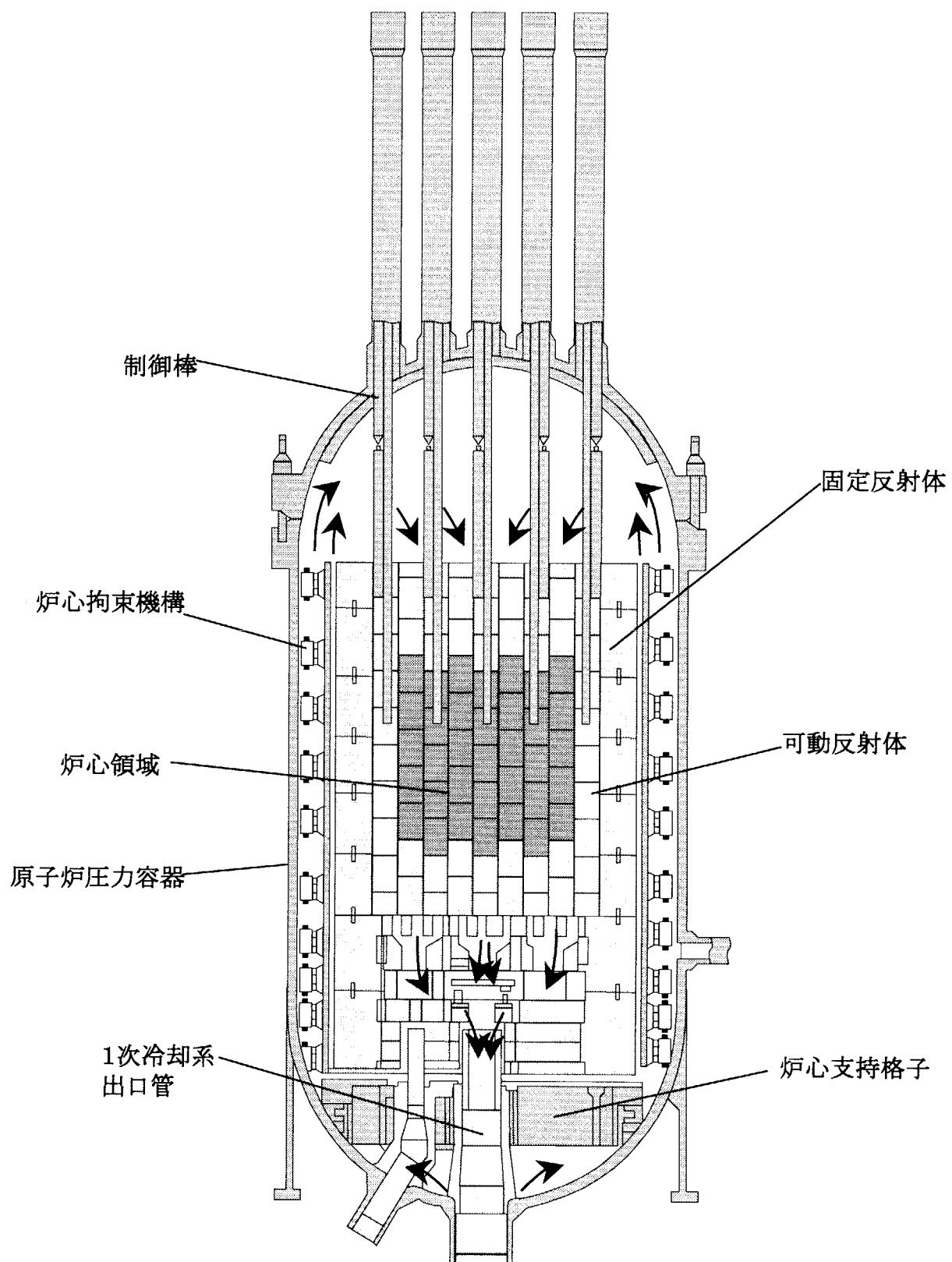


Figure 2.1 HTTRの原子炉垂直断面図

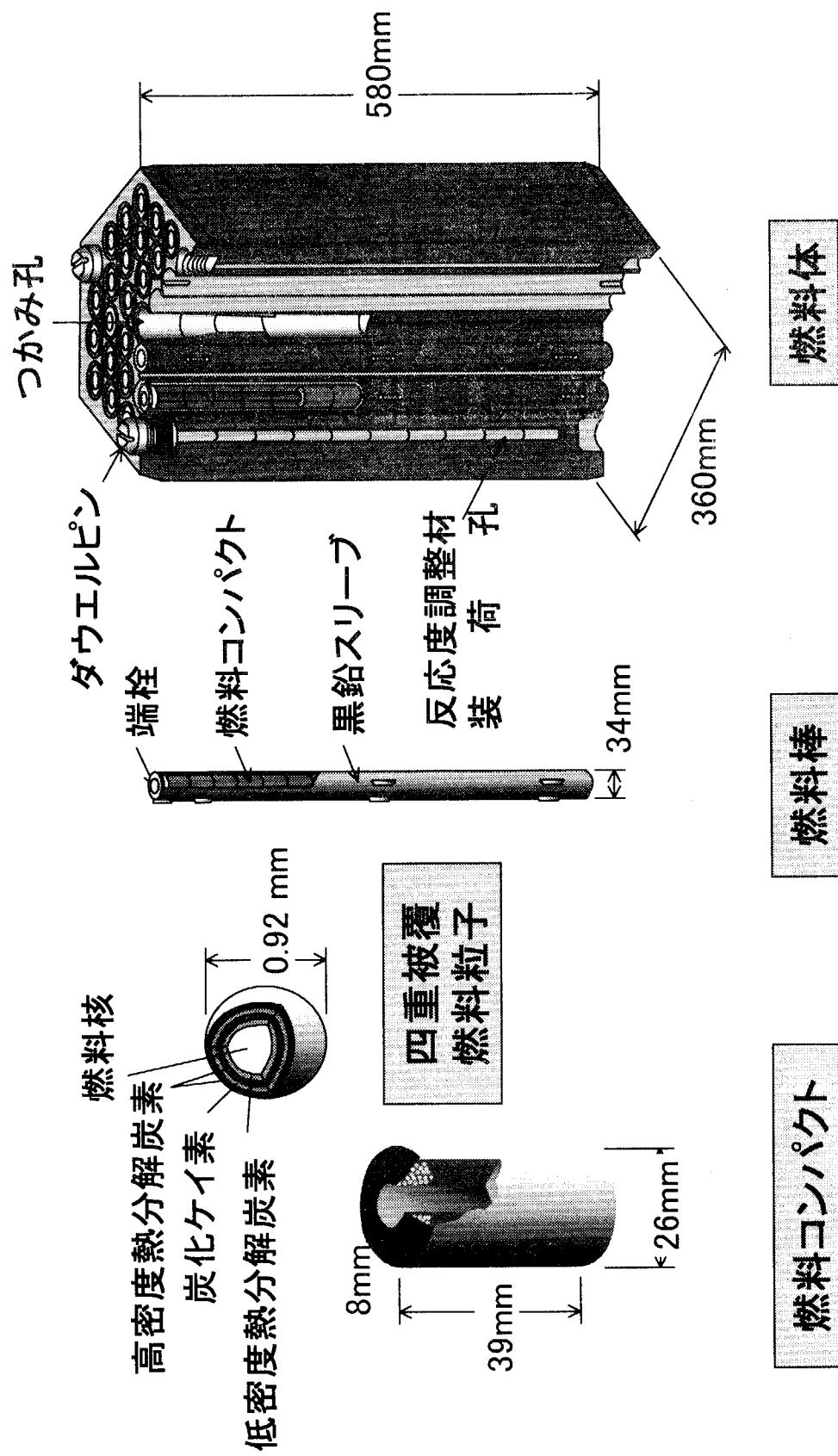


Figure 2.2 燃料体の構造図

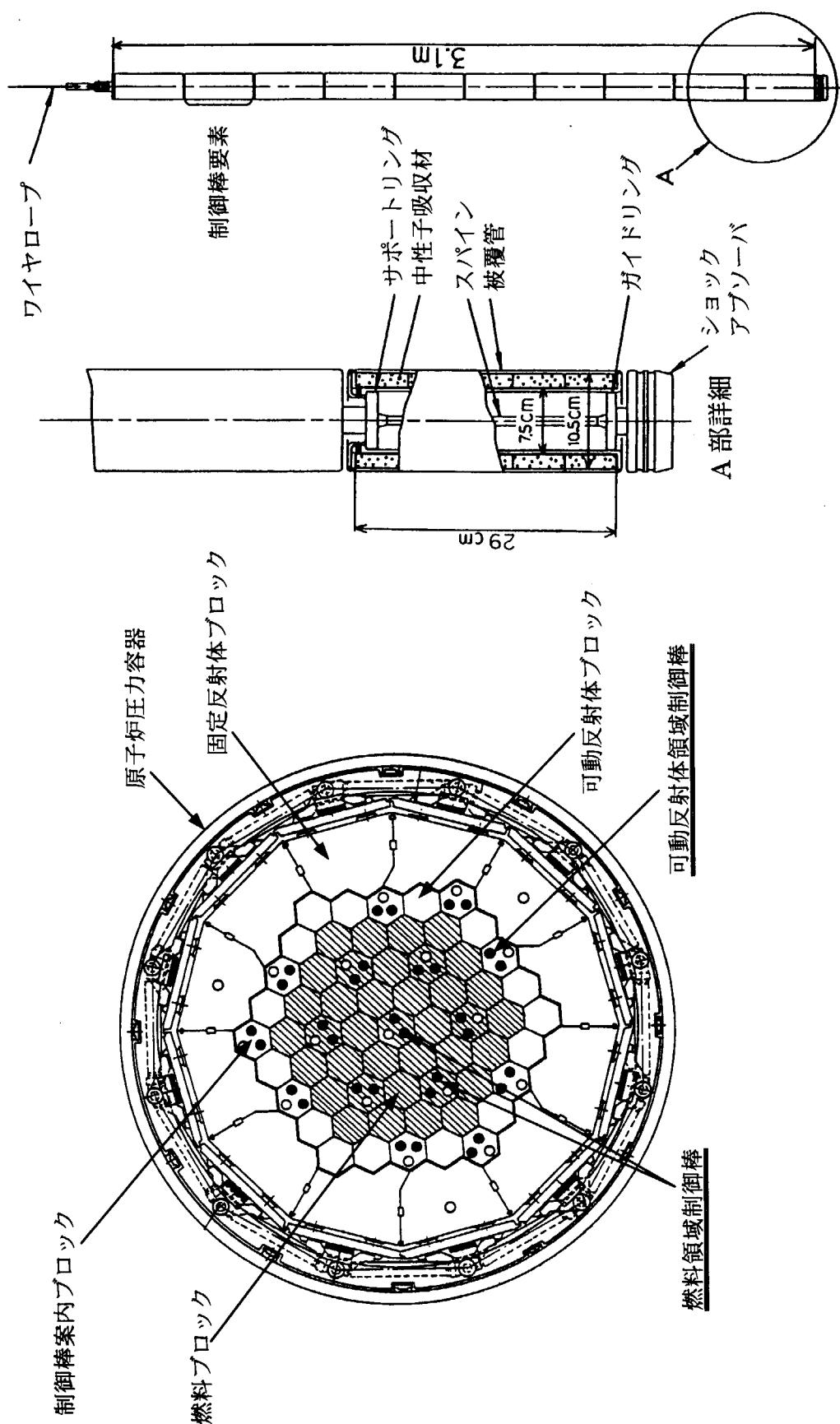


Figure 2.3 制御棒の配置と構造

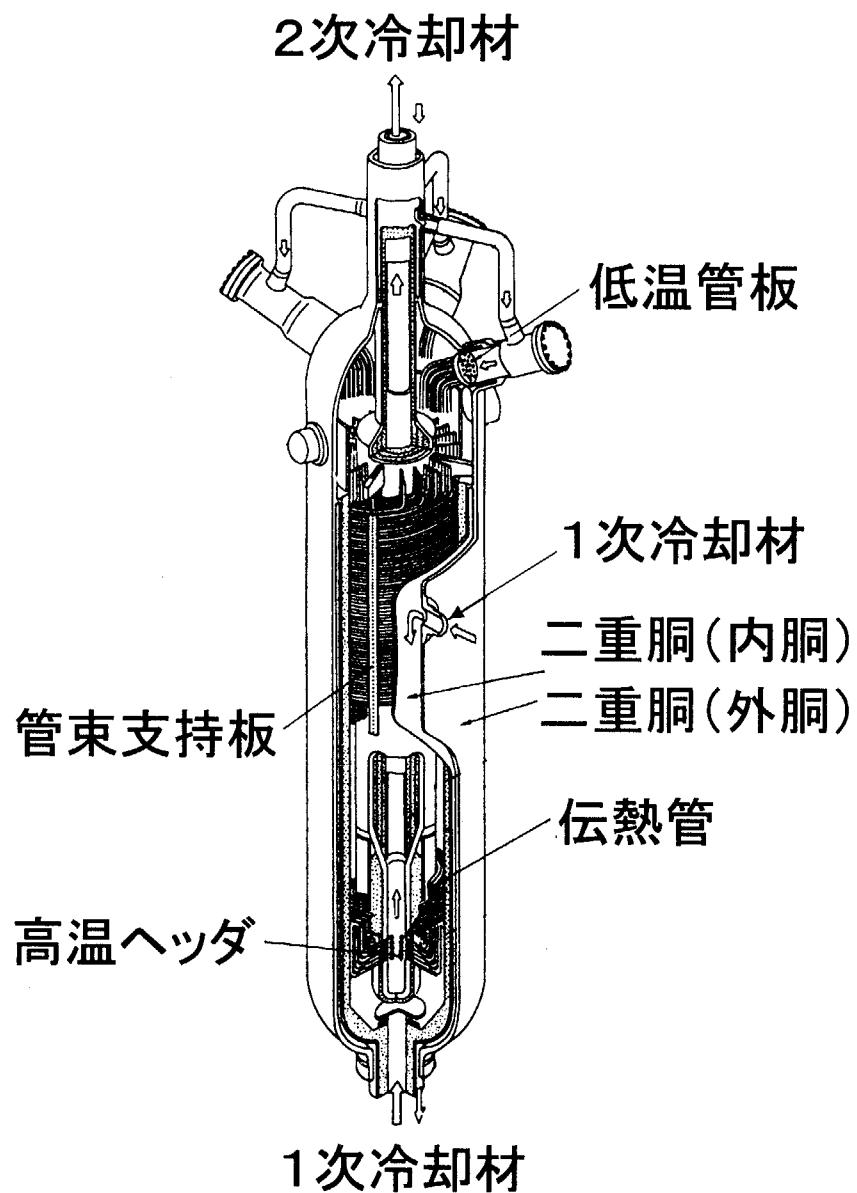


Figure 2.4 中間熱交換器の構造図

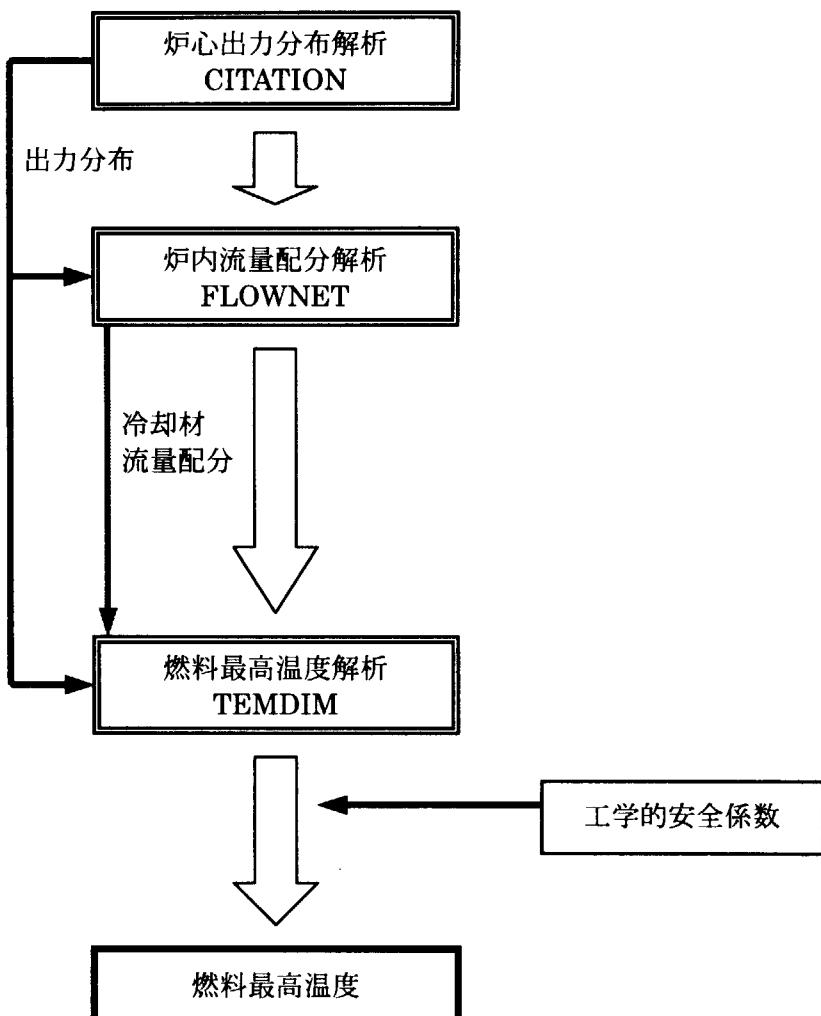


Figure 2.5 燃料温度解析の流れ

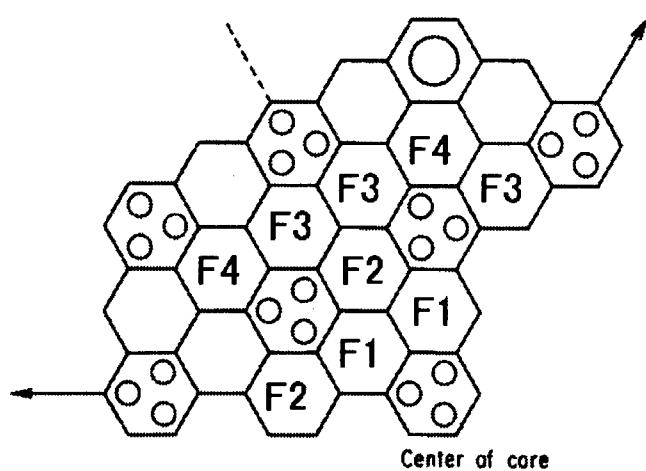
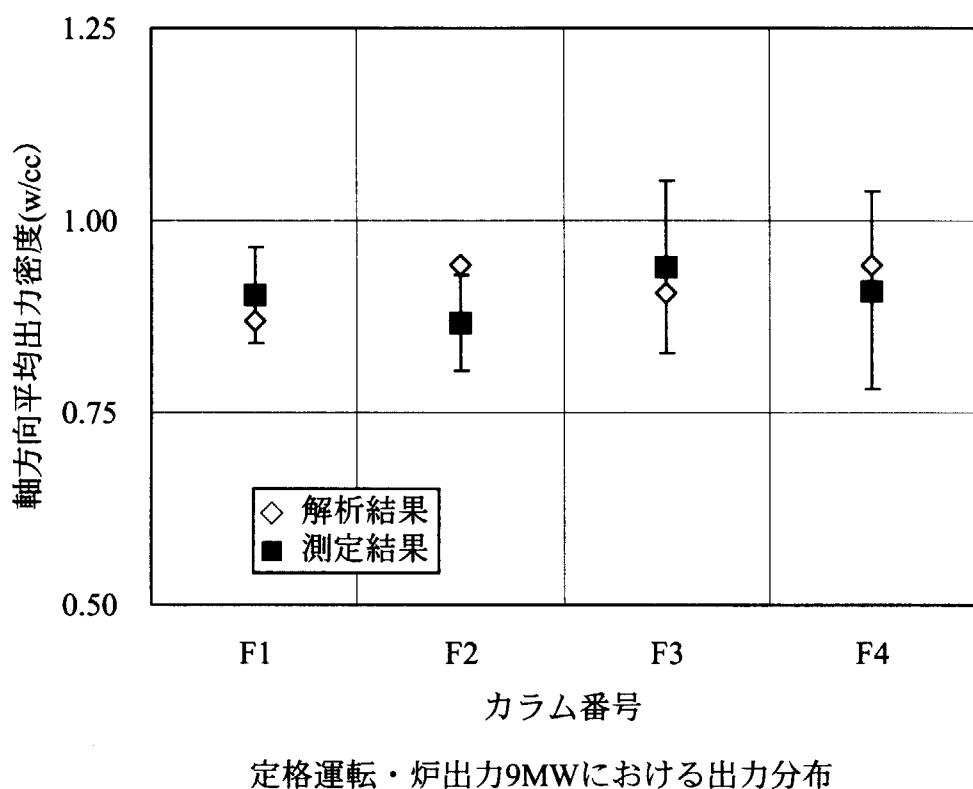
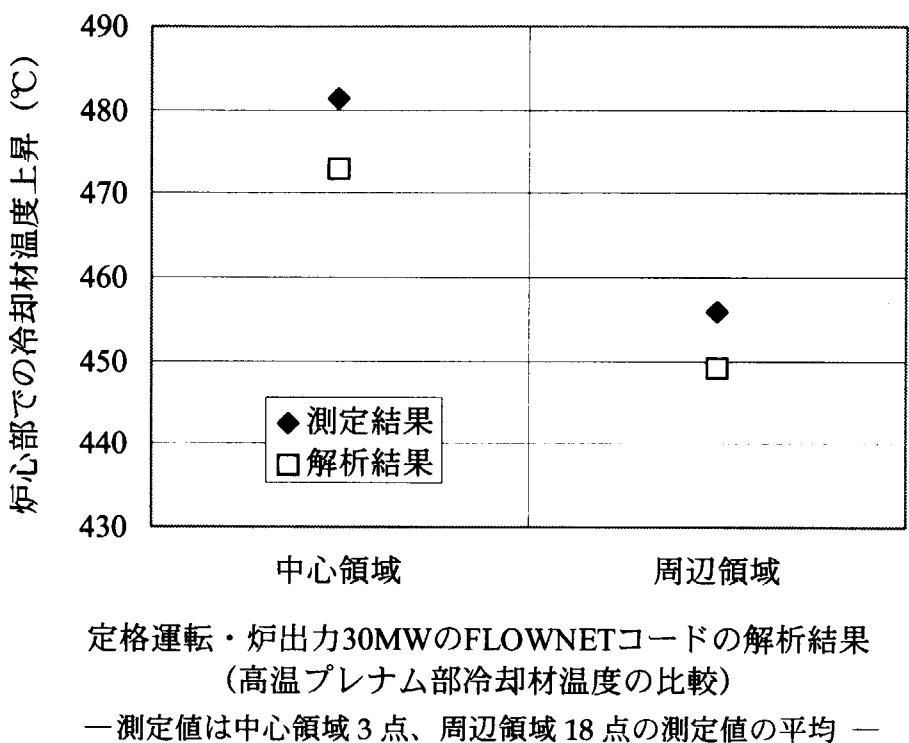


Figure 2.6 CITATION コードの解析結果と測定結果の比較



定格運転・炉出力30MWのFLOWNETコードの解析結果

(高温プレナム部冷却材温度の比較)

—測定値は中心領域3点、周辺領域18点の測定値の平均—

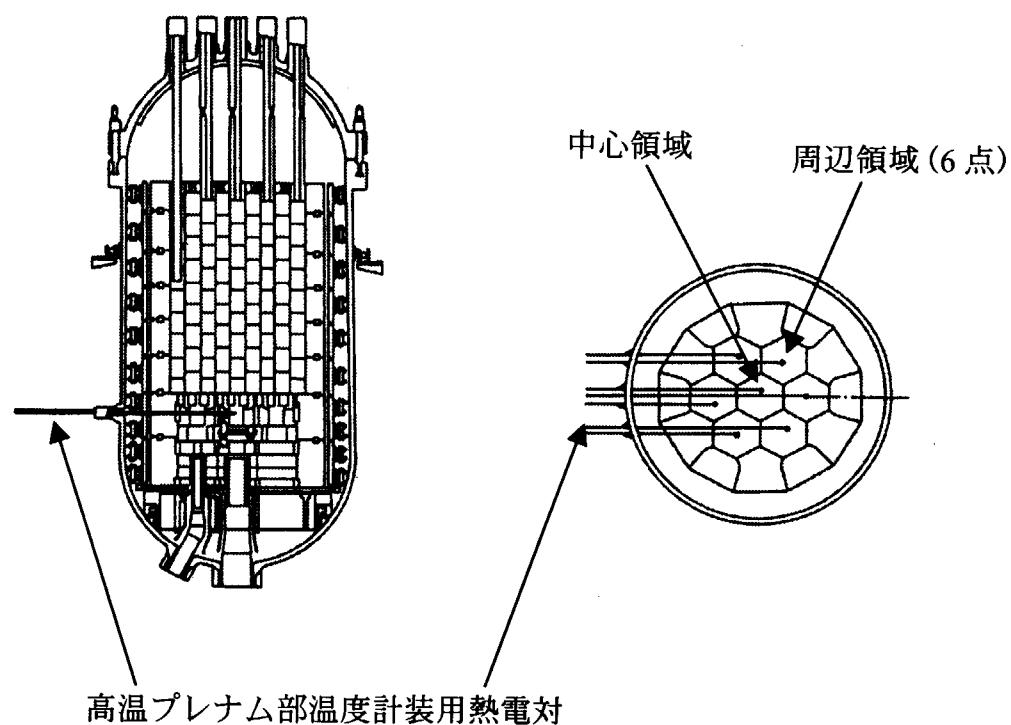
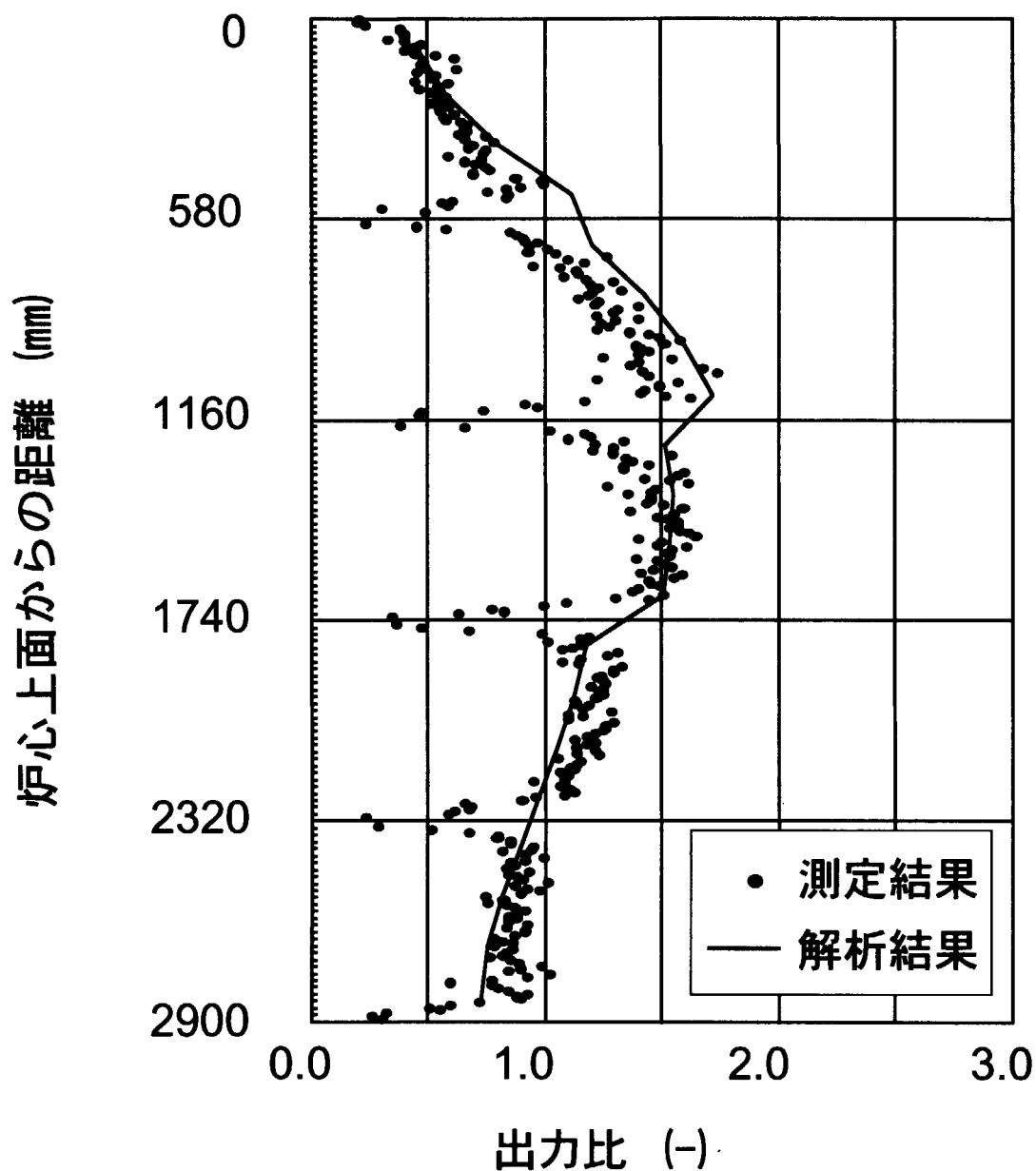


Figure 2.7 FLOWNET コードにより解析結果と測定結果の比較



[13]
Figure 2.8 炉心軸方向の出力分布

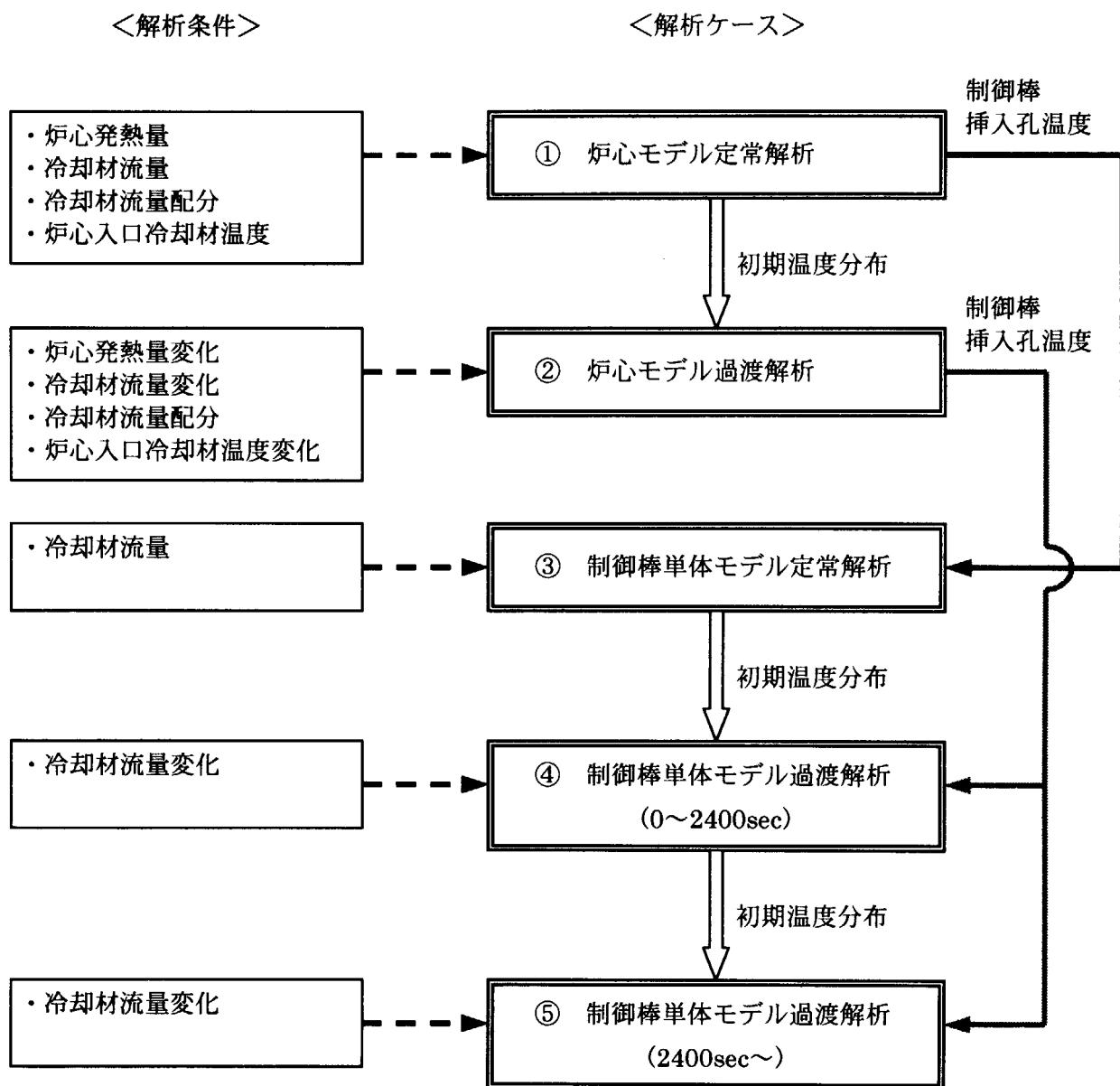


Figure 2.9 TRUMP コードによる制御棒温度解析の手順

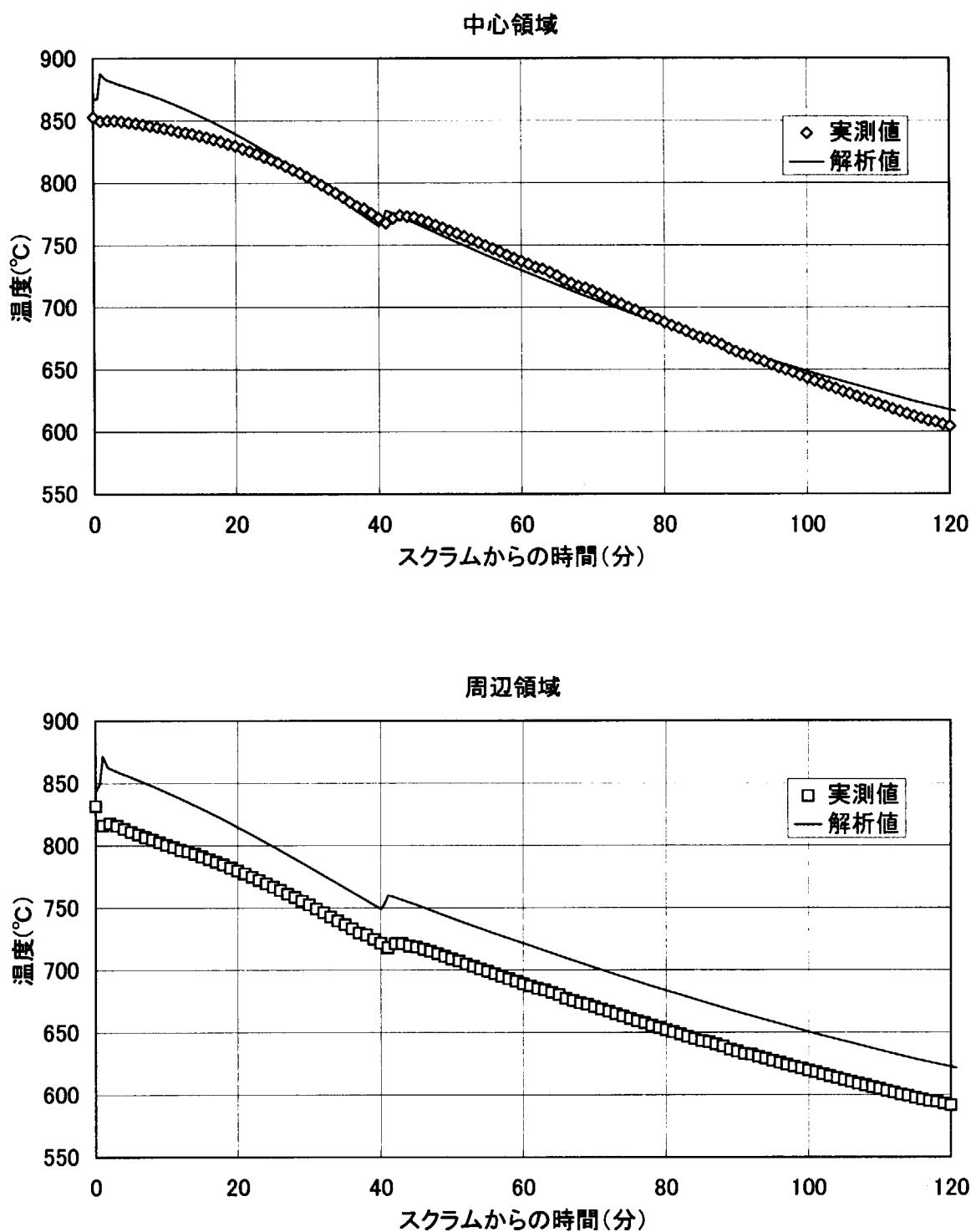


Figure 2.10 定格運転モード・炉出力 30MW からの商用電源喪失試験の解析結果
(高温プレナム部冷却材温度の比較)

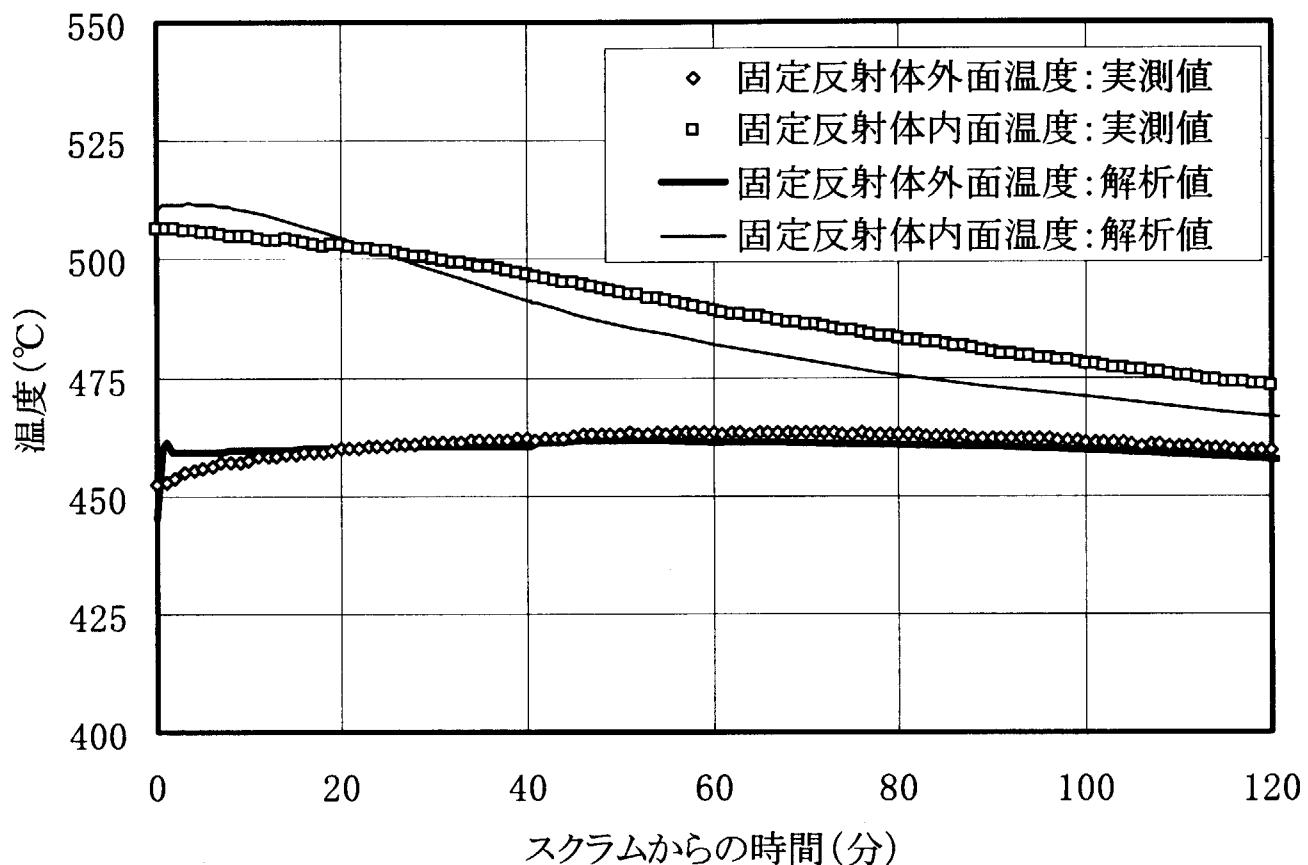


Figure 2.11 定格運転モード・炉出力 30MW からの商用電源喪失試験の解析結果
(固定反射体内外面温度の比較)

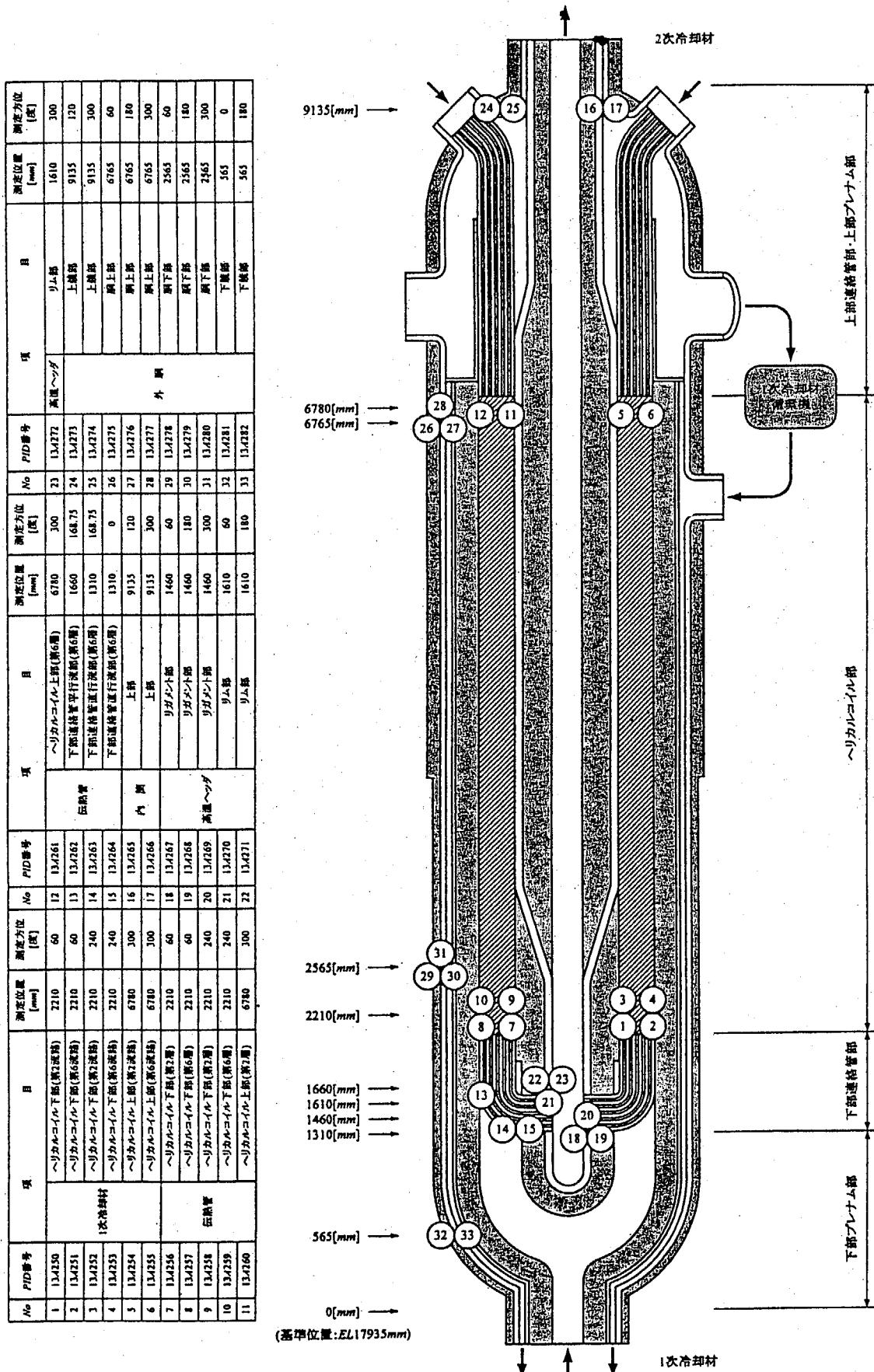


Figure 2.12 中間熱交換器の温度測定点

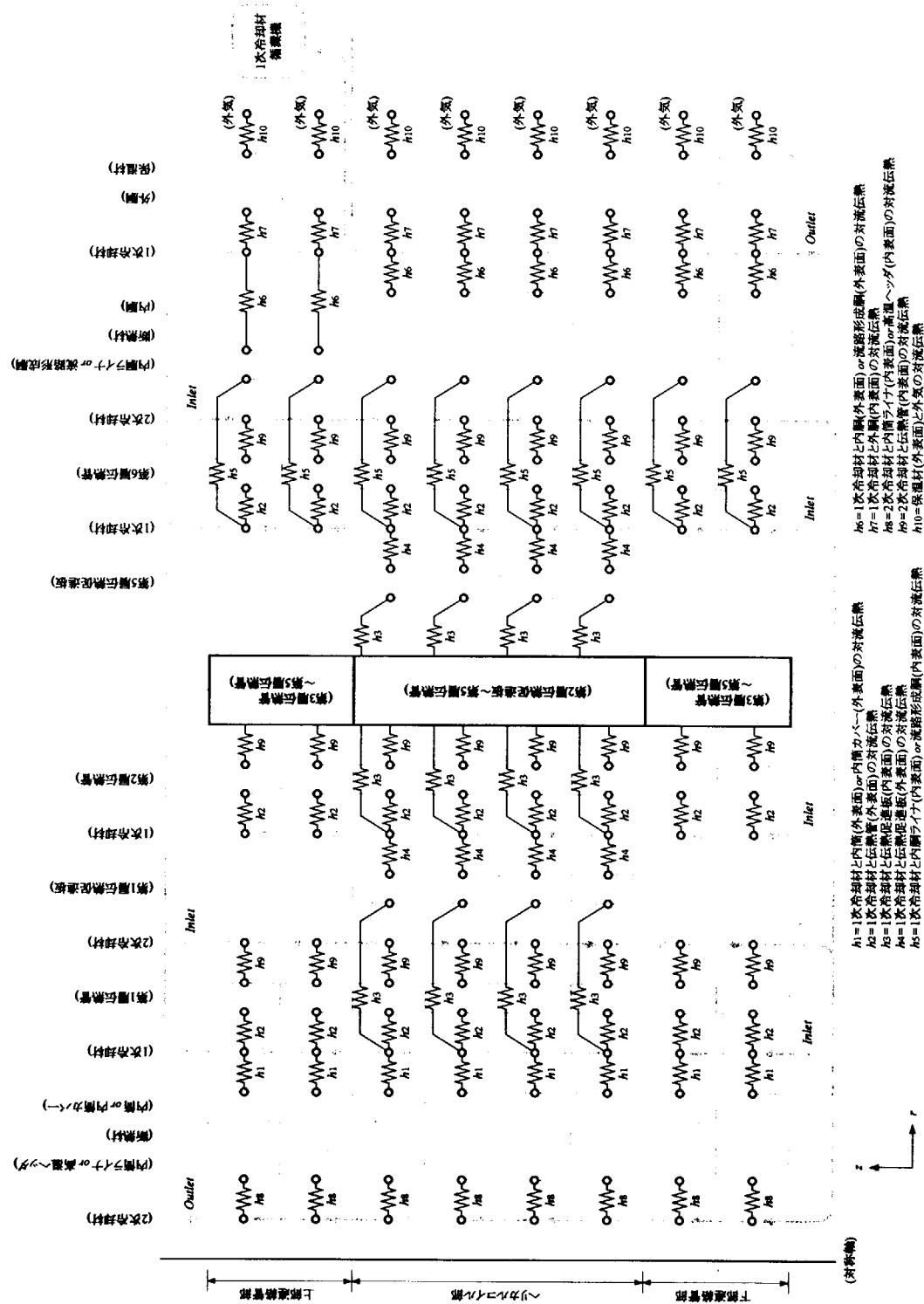


Figure 2.13 中間熱交換器の温度解析モデル

h_1 =1次冷却材と内筒外表面(or内筒カバー)・外表面の対流伝熱
 h_2 =1次冷却材と伝熱管(外表面)の対流伝熱
 h_3 =1次冷却材と伝熱促進板(内表面)の対流伝熱
 h_4 =1次冷却材と伝熱促進板(外表面)の対流伝熱
 h_5 =1次冷却材と内筒ライナ(内表面)の対流伝熱
 h_6 =1次冷却材と伝熱形成板(内表面)の対流伝熱
 h_7 =1次冷却材と外筒(内表面)の対流伝熱
 h_8 =1次冷却材と内筒ライナ(内表面)・外表面への高湿ヘッダ(内表面)の対流伝熱
 h_9 =2次冷却材と伝熱管(内表面)の対流伝熱
 h_{10} =保溫材(外表面)と外気の対流伝熱

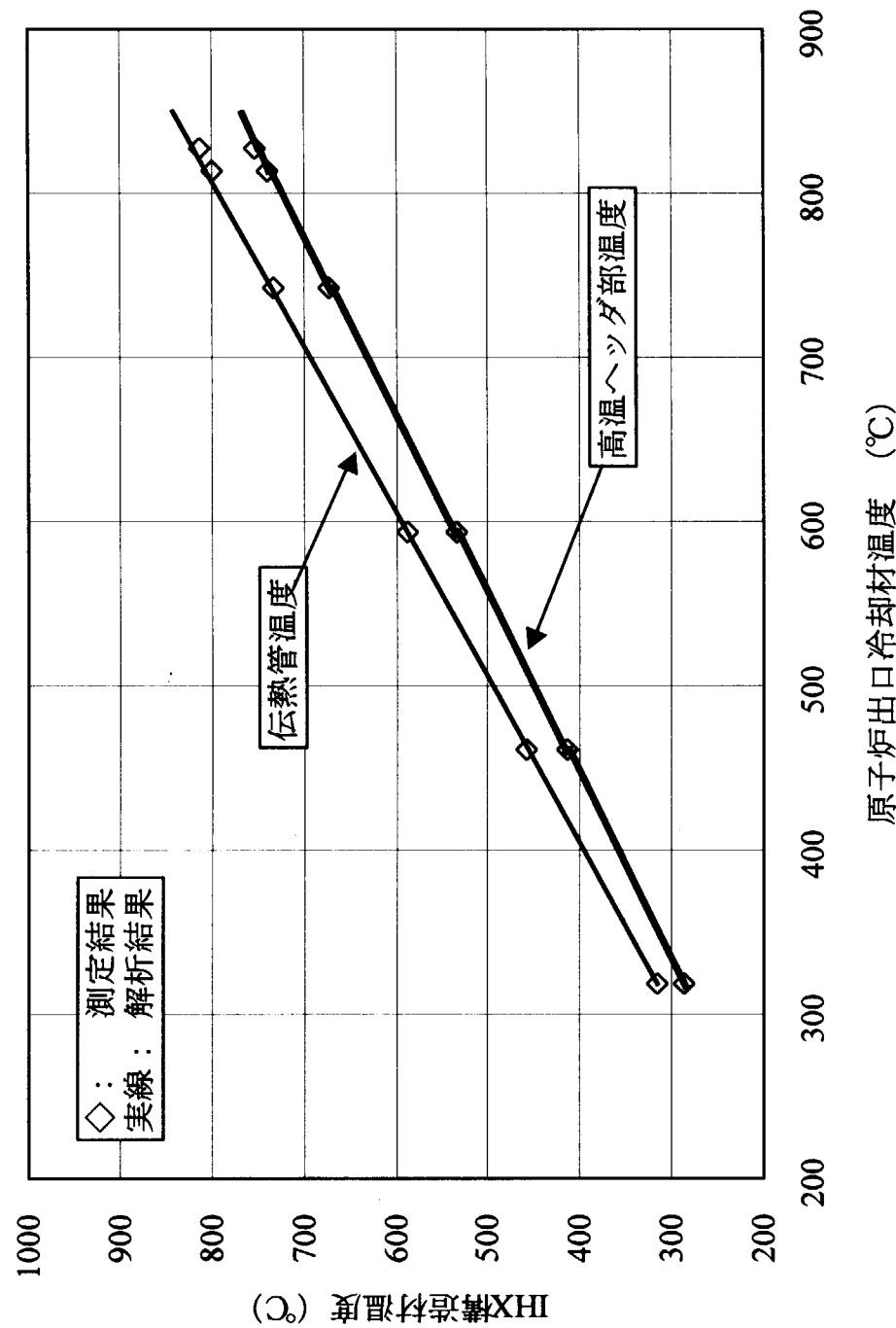
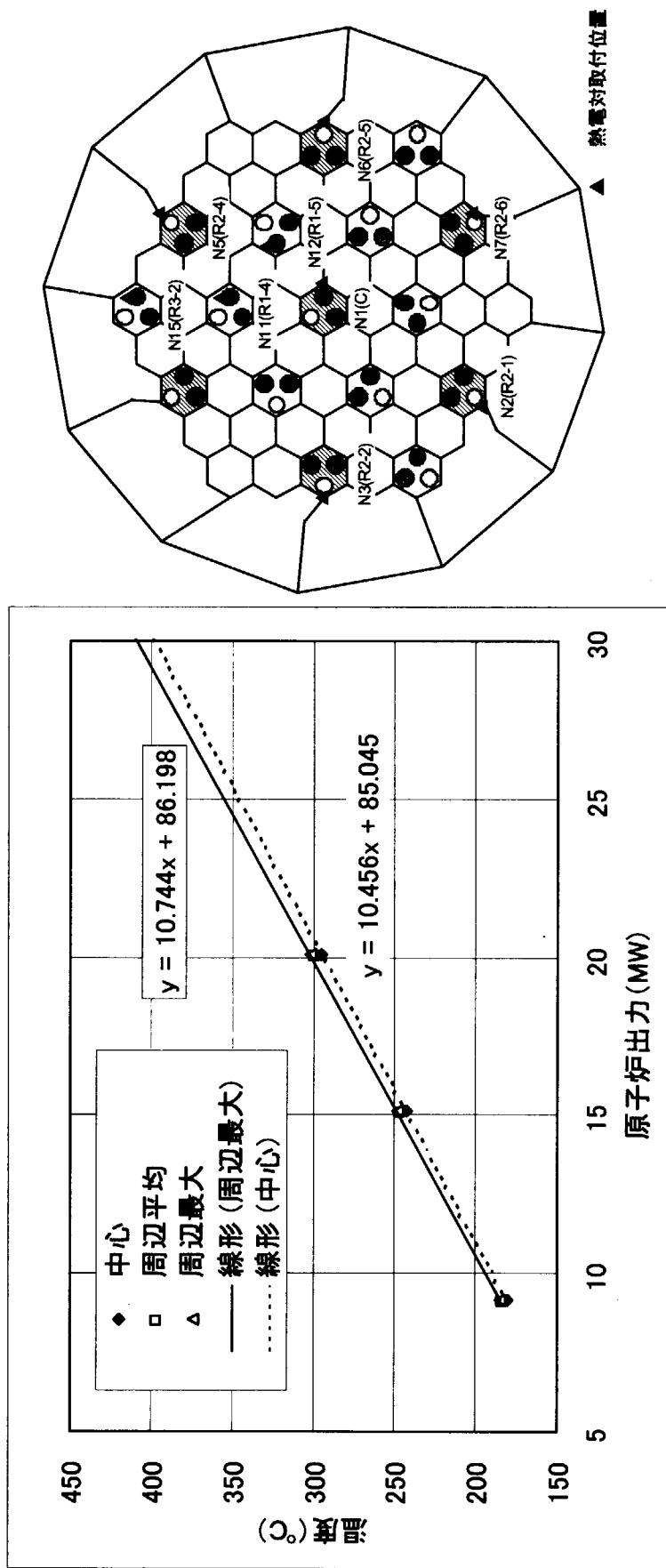


Figure 2.14 定格運転モードにおける IHX 構造材温度の解析結果



原子炉出力 30MW 時の炉心入口冷却材温度 10.744 × 30MW + 86.198 = 409°C

Figure 2.15 炉心上部プレナム冷却材温度

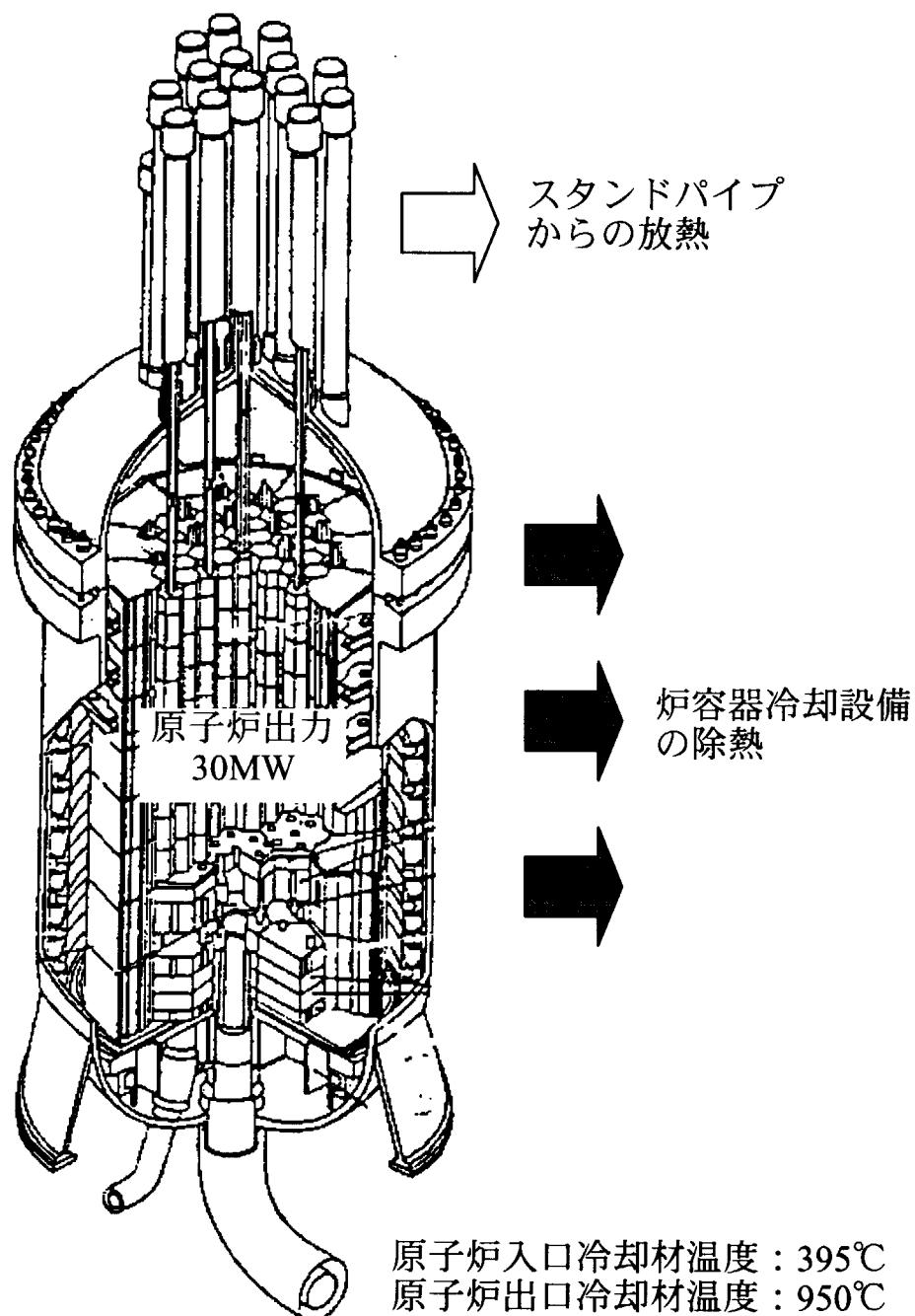


Figure 2.16 原子炉周りのヒートバランス説明図

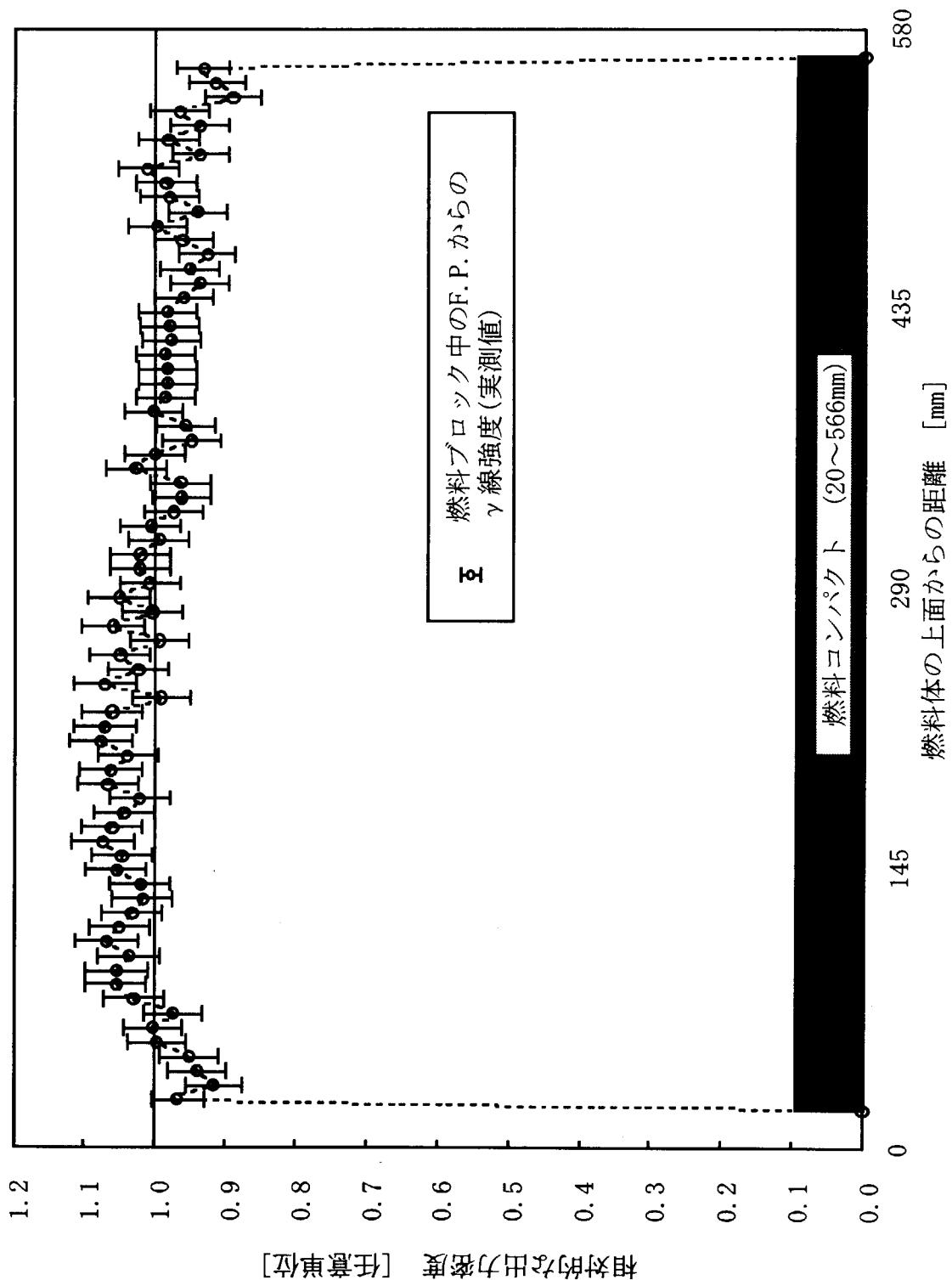
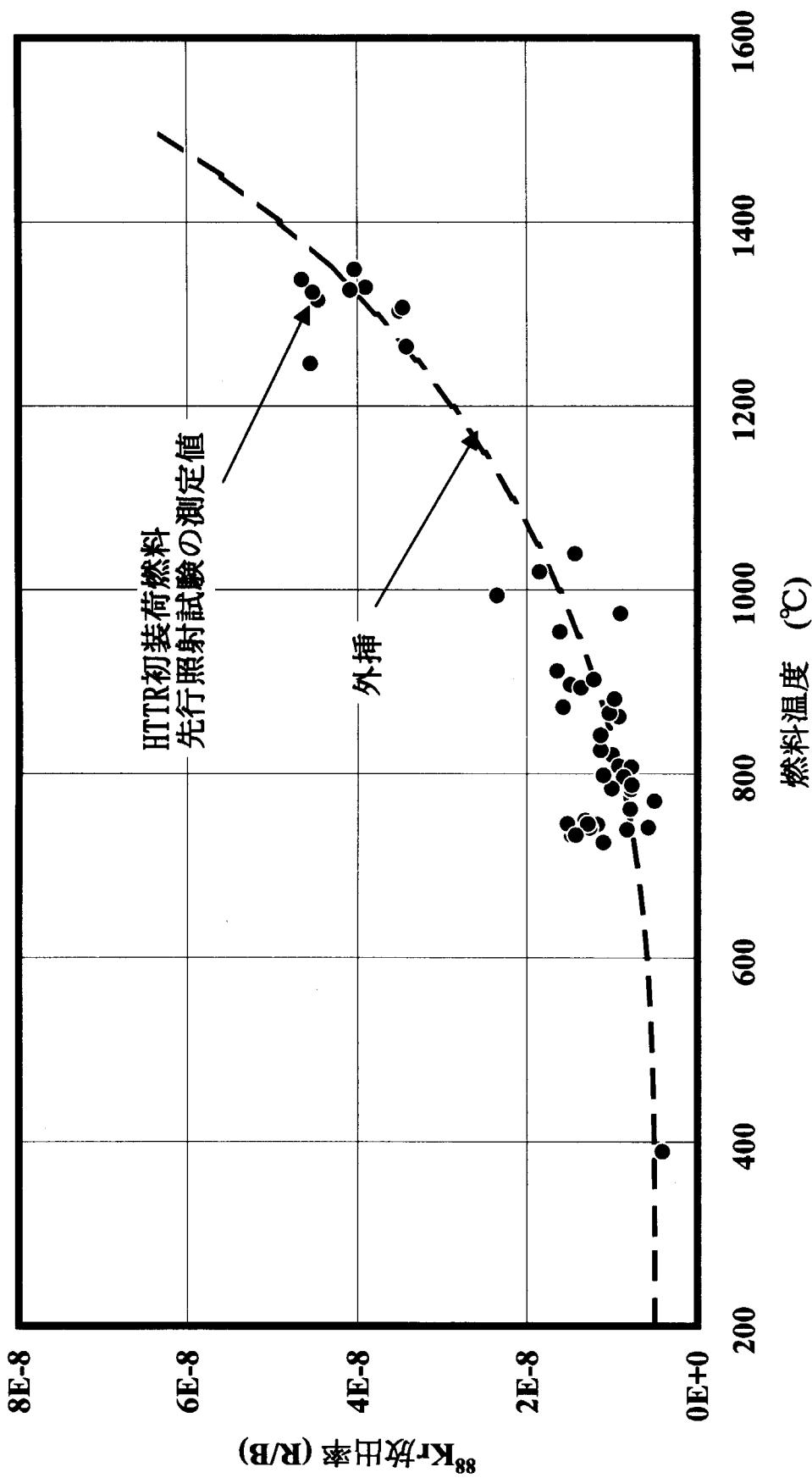


Figure 2.17 燃料ブロックの高さ方向の相対出力分布（3段目の燃料ブロック）

Figure 2.18 先行照射試験における燃料温度に対する ^{88}Kr 放出率の変化

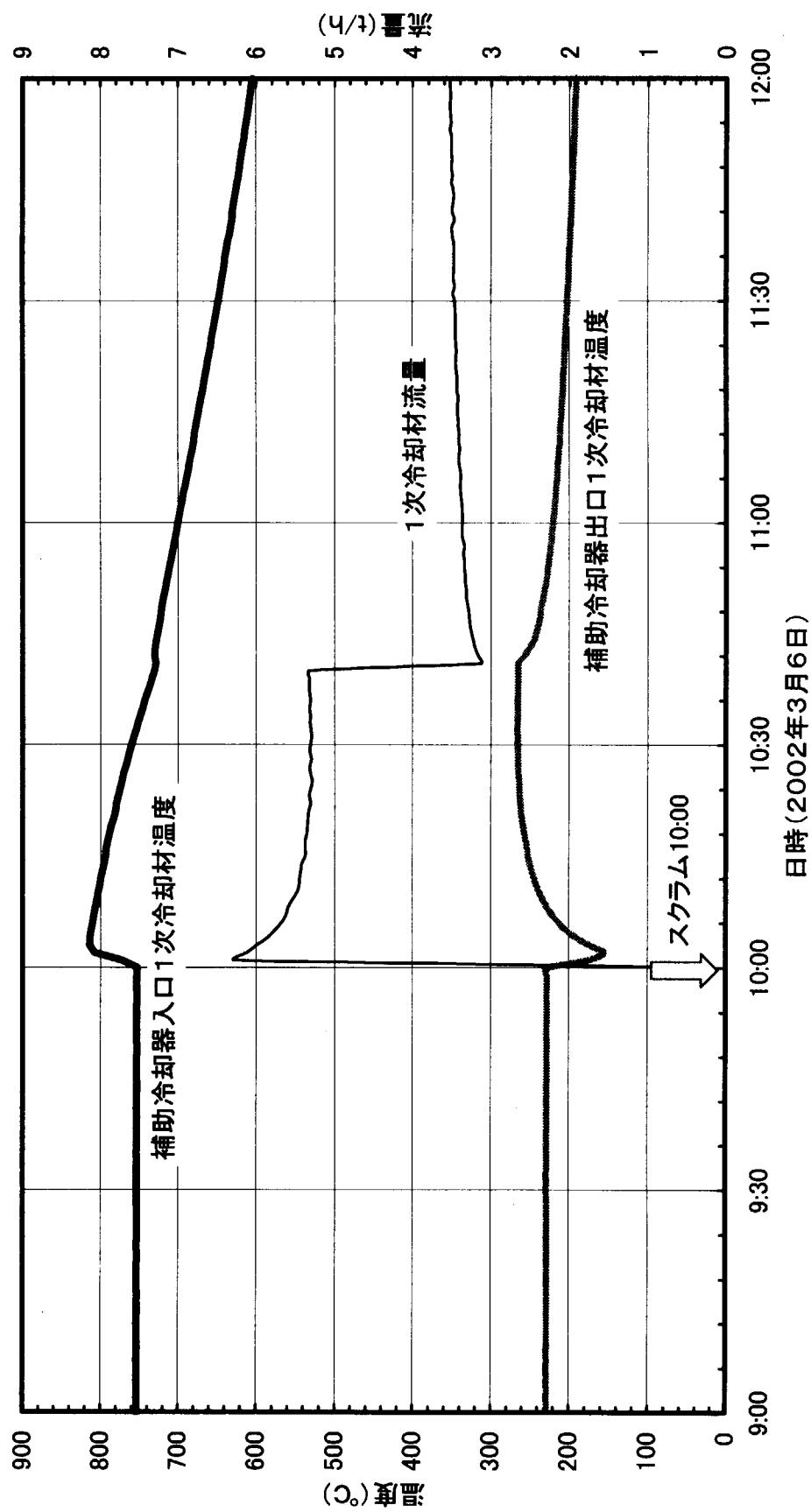


Figure 2.19 原子炉スクラム後の1次冷却材流量・温度変化

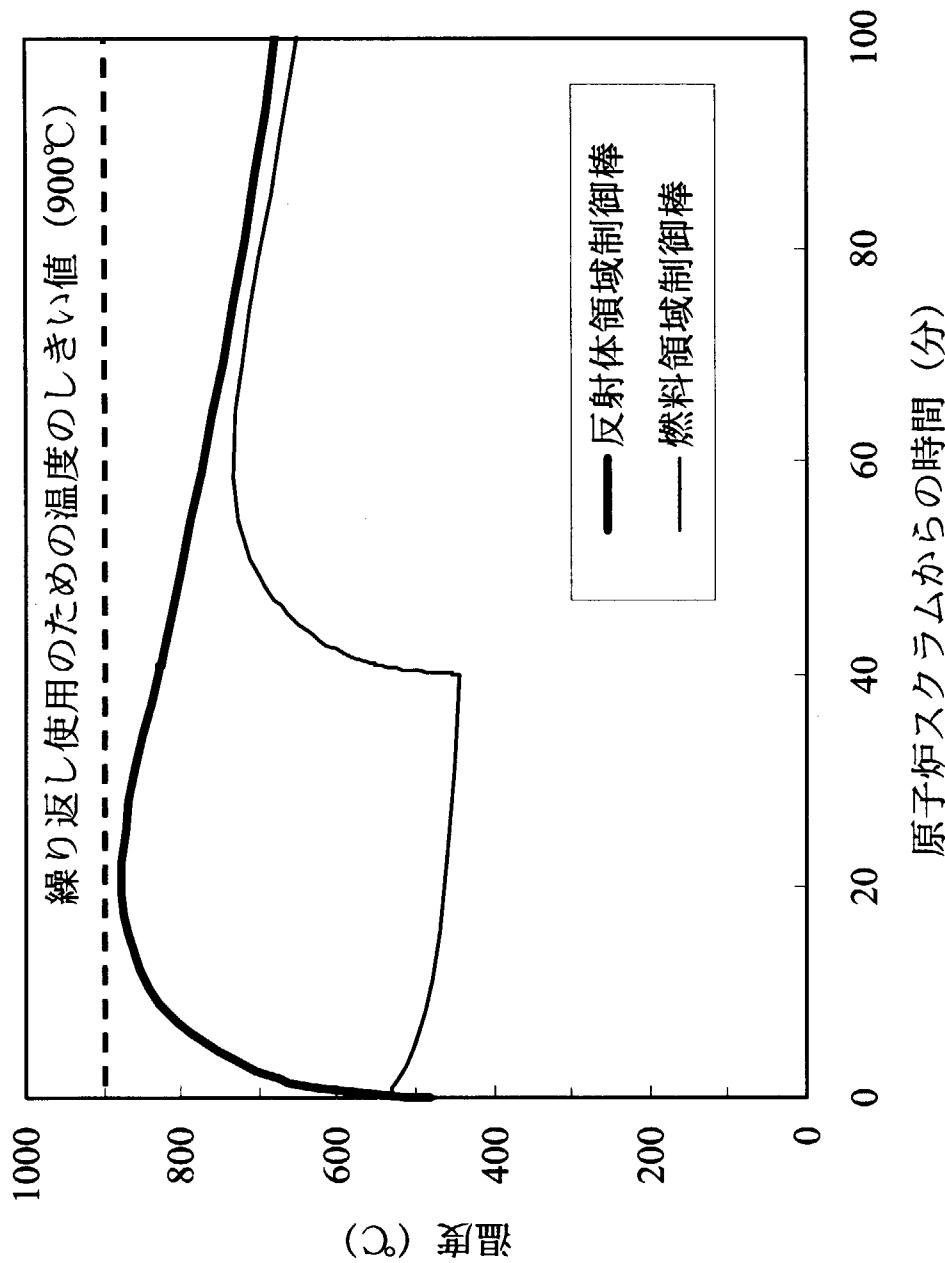


Figure 2.20 商用電源喪失後の制御棒外側被覆管温度の解析結果

3. 出力上昇試験時に摘出された課題とその対策

高温試験運転の実施にあたって、出力上昇試験時に摘出された課題について、安全確保のためにこれまで実施した対策の有効性の再確認する。出力上昇試験において摘出された課題として、

- 並列運転時の原子炉入口温度チャンネル間の温度差
- 1次冷却材流量 ch.1 の指示値低下
- スクラム時の IHX 周りの冷却材温度変化率過大
- 加圧水空気冷却器の空気巻き込みによる冷却性能低下

があるが、以下にこれらの内容および対策について示す。なお、20MWまでの出力上昇試験で摘出された課題に対する対策の有効性については、30MWの出力上昇試験(4)で確認されている。

(1) 並列運転時の原子炉入口温度チャンネル間の温度差

並列運転時、IHX と PPWC の各ガス循環機出口の冷却材温度が均一に混合されないため、3 チャンネルある原子炉入口冷却材温度指示値に差が生じた。その結果、原子炉入口温度制御には、高い温度指示のチャンネルが選択されたため、原子炉入口冷却材温度（平均温度）が低くなることが判った。この原因は、Figure 3.1 に示すとおり、PPWC 内部の流路パスの違いにより 3 台のガス循環機間に流入する冷却材温度に差が生じたことによるものである。また、3 台のガス循環機のうち出口冷却材温度が最も高くなる C 号機においては、Figure 3.2 に示すように温度高警報の設定値 420°C に近づく可能性がある。

対策として、原子炉入口冷却材温度として IHX と PPWC の各ガス循環機出口冷却材温度の混合平均温度を適用する制御方式とした結果、有効性が確認された。高温試験運転は、改善した制御方法により原子炉入口冷却材温度の制御を行うことにしており、並列運転時にガス循環機 C 号機の出口冷却材温度が高くなった場合には、原子炉入口温度制御系の制御目標値を低くすることにより、並列運転における 30MW を達成できる見通しである。また、PPWC の 3 台のガス循環機間に生じる冷却材温度差に基づいて、PPWC の強度計算を実施した結果、構造健全性に問題がないことを確認した。

(2) 1次冷却材流量 ch.1 の指示値低下

20MW までの高温試験運転において、1 次冷却材流量計の 3 チャンネル間で流量差が生じ、Figure 3.3 に示すように ch.1 のみが瞬時に警報設定値に達した。流量計の計装系統を Figure 3.4 に示す。そのため、流量の制御に対して、中間値の流量を指示するチャンネルが選択されるように、チャンネル切り替えの流量差設定値を調整することで ch.1 の流量低下の警報を抑制できる見通しを得た。なお、流量計の警報設定値については、流量計の校正データを基に計測チャンネル誤差を再評価し、定格流量の 97% から 96% に見直した。なお、流量低による原子炉スクラム設定値は 93% である。

(3) スクラム時の IHX 周りの冷却材温度変化率過大

スクラム時の IHX 周りの 1 次冷却材および 2 次冷却材（ヘリウムガス）温度の変化率が、設計

時の想定より大きくなった。定格運転時の原子炉スクラム後における冷却材温度変化の測定値に基づいて、高温試験運転時の IHX の強度計算を実施し、構造健全性を評価した結果、構造健全性に問題がないことを確認した。

(4) 加圧水空気冷却器の空気巻き込みによる冷却性能低下

原子炉建家屋上に設置した加圧水空気冷却器が、原子炉建家の壁と接近しているため、風向きによっては加圧水空気冷却器を通った高温の空気を巻き込み、除熱性能を低下させていることが判った。原子炉建家および加圧水空気冷却器をモデル化した熱流動解析結果に基づき、巻き込み防止策として遮風板を設置した。Figure 3.5 および Figure 3.6 に示すように、遮風板の設置により、風向きによる除熱性能の変化を抑制できることを確認したため、高温試験運転においても 30MW を安定に除熱できる見通しを得た。

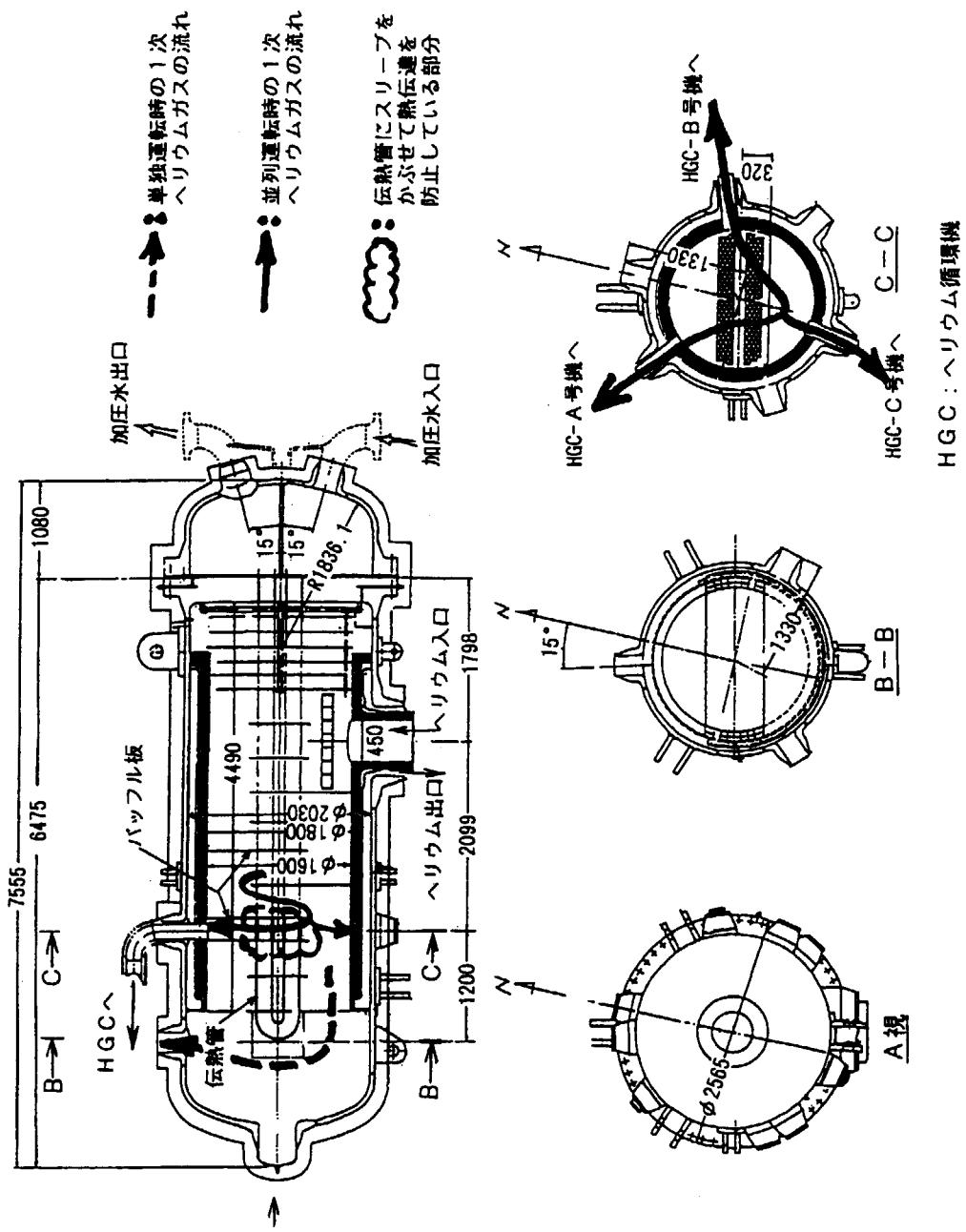


Figure 3.1 1 次加圧水冷却器の構造と冷却材の流れ

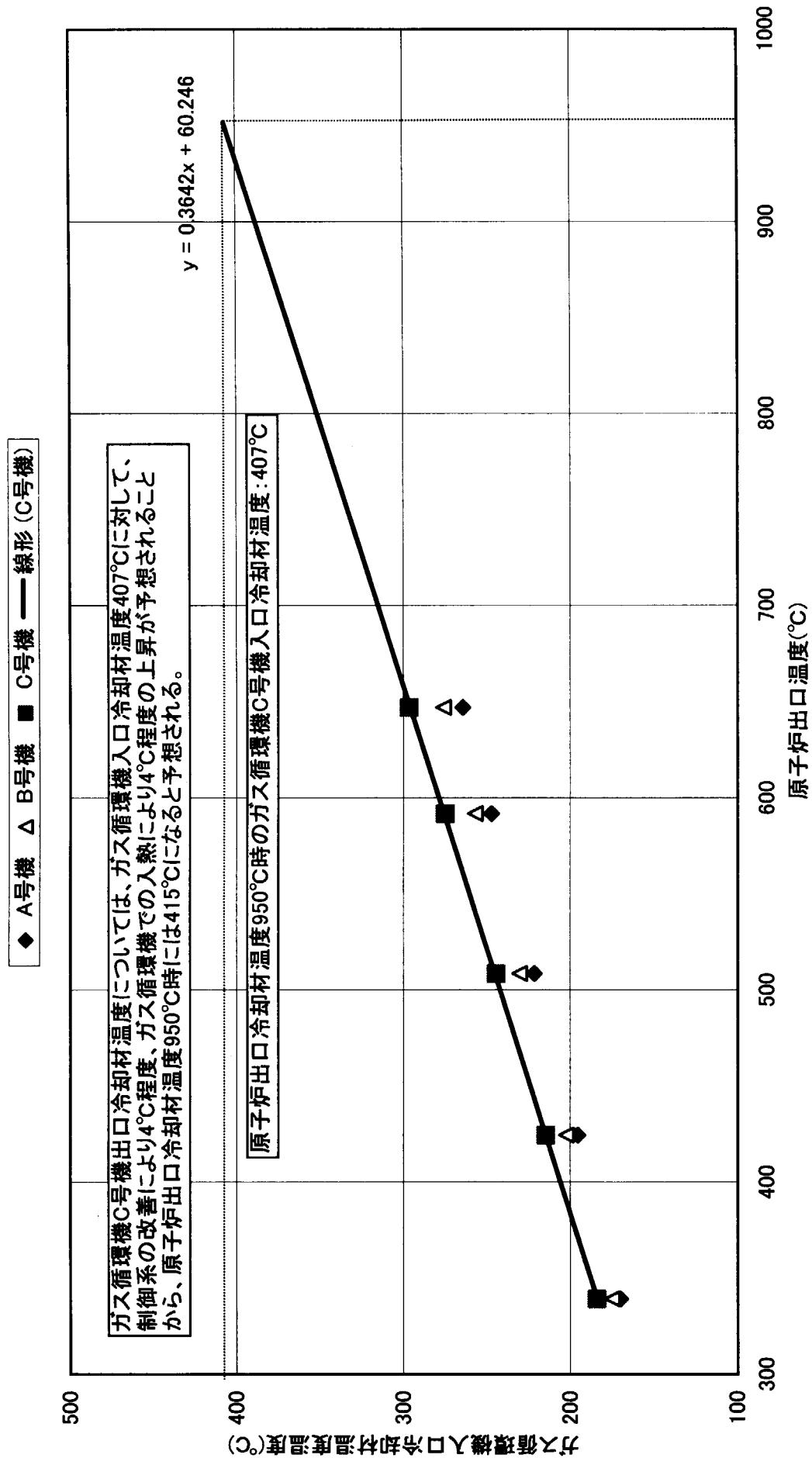


Figure 3.2 高温試験運転における原子炉出口温度とPPWCガス循環機入口冷却材温度の関係

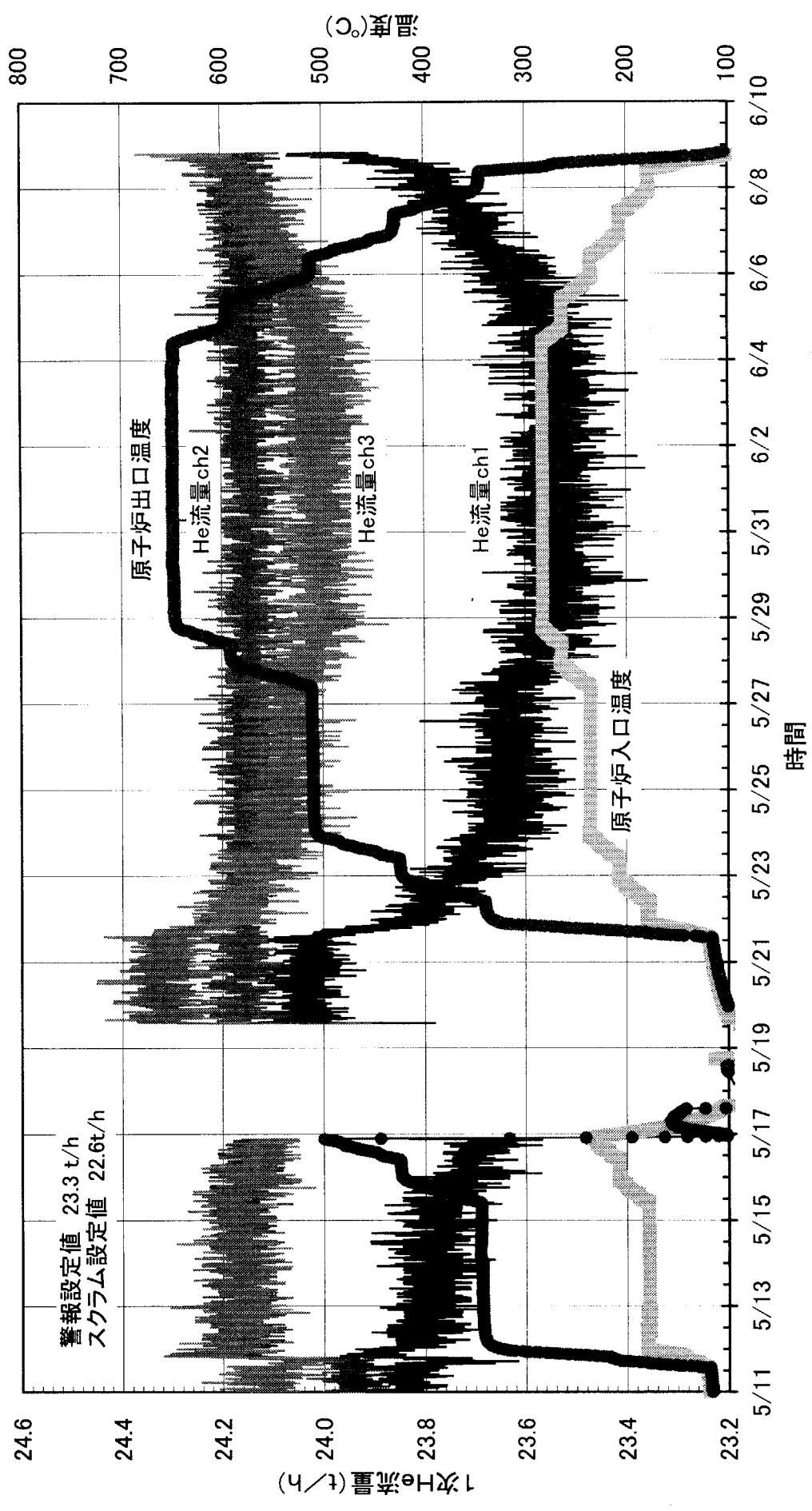
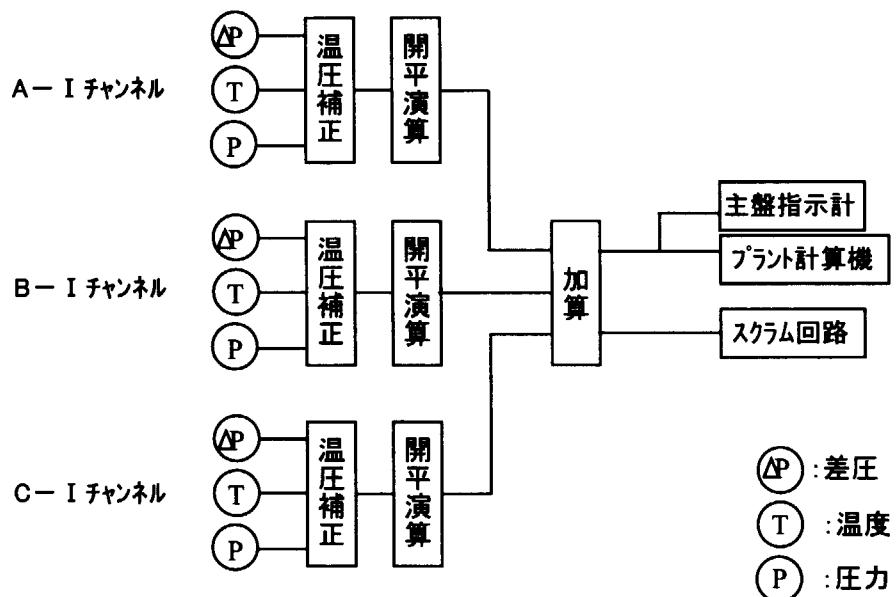


Figure 3.3 高温試験・並列運転時における1次冷却材ヘリウム流量の変化



チャンネルー II 及びチャンネルー IIIについても同じ回路構成である。

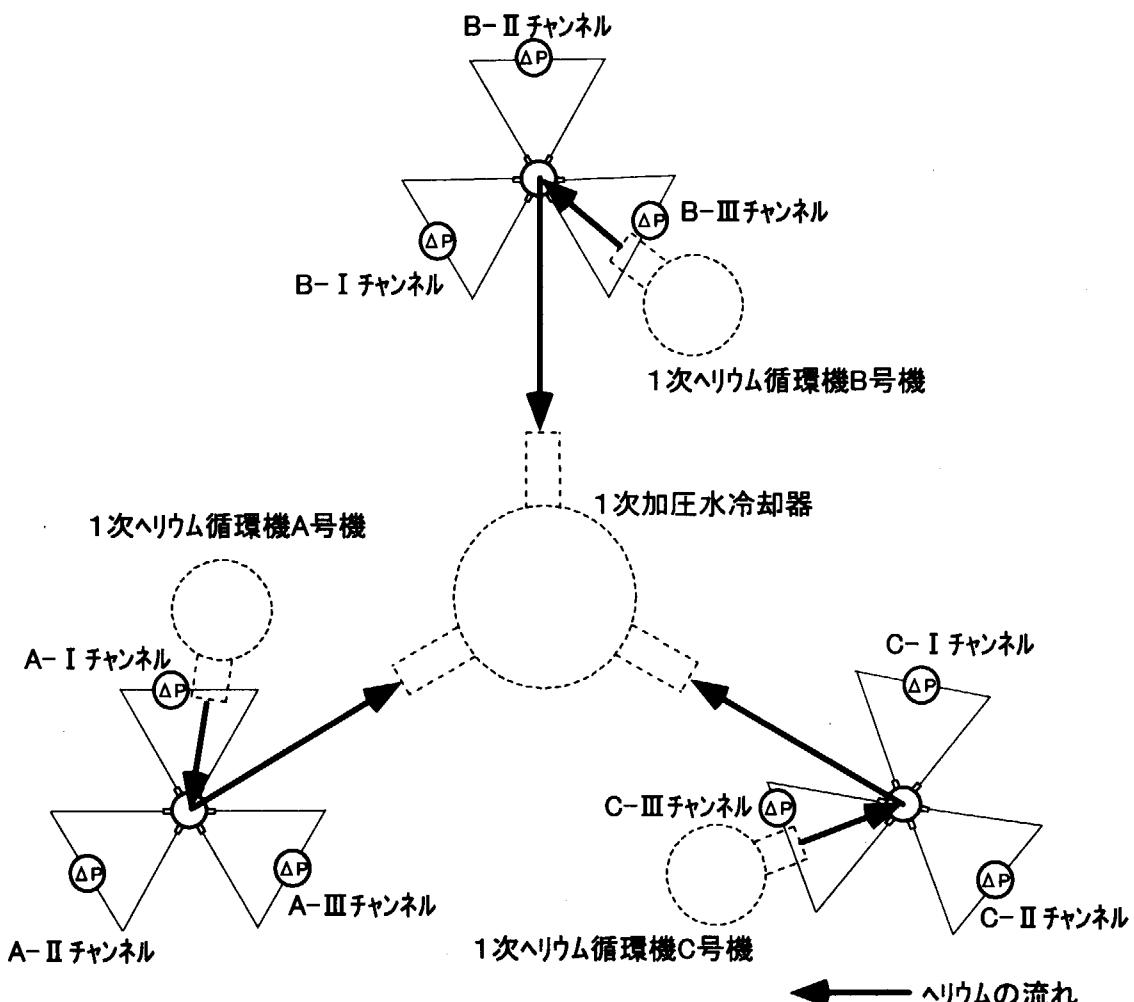


Figure 3.4 1次冷却材ヘリウム流量の計装系統概念図

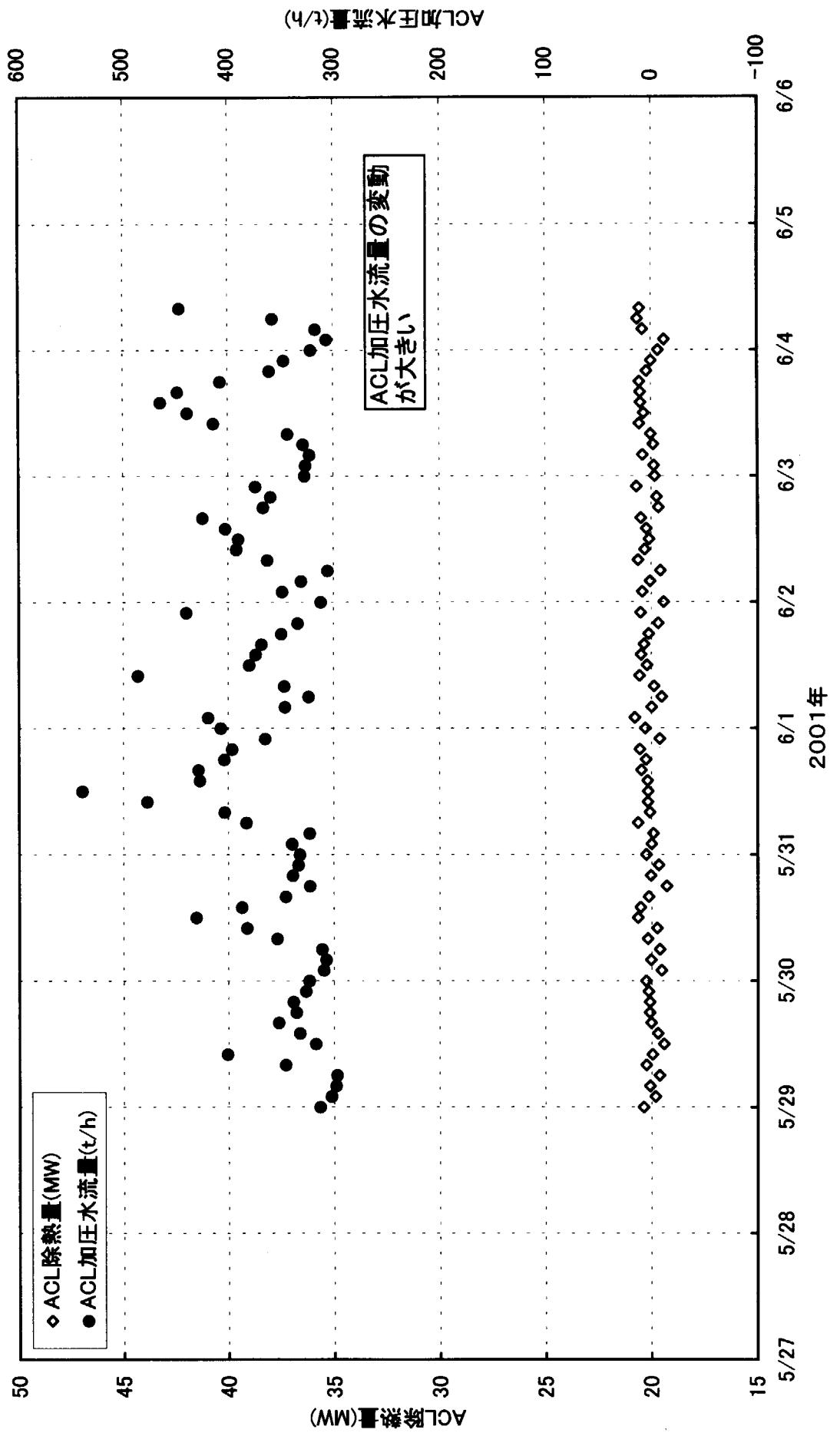


Figure 3.5 出力上昇試験(3)における加圧水空気冷却器(ACL)性能の変化－対策前の挙動－

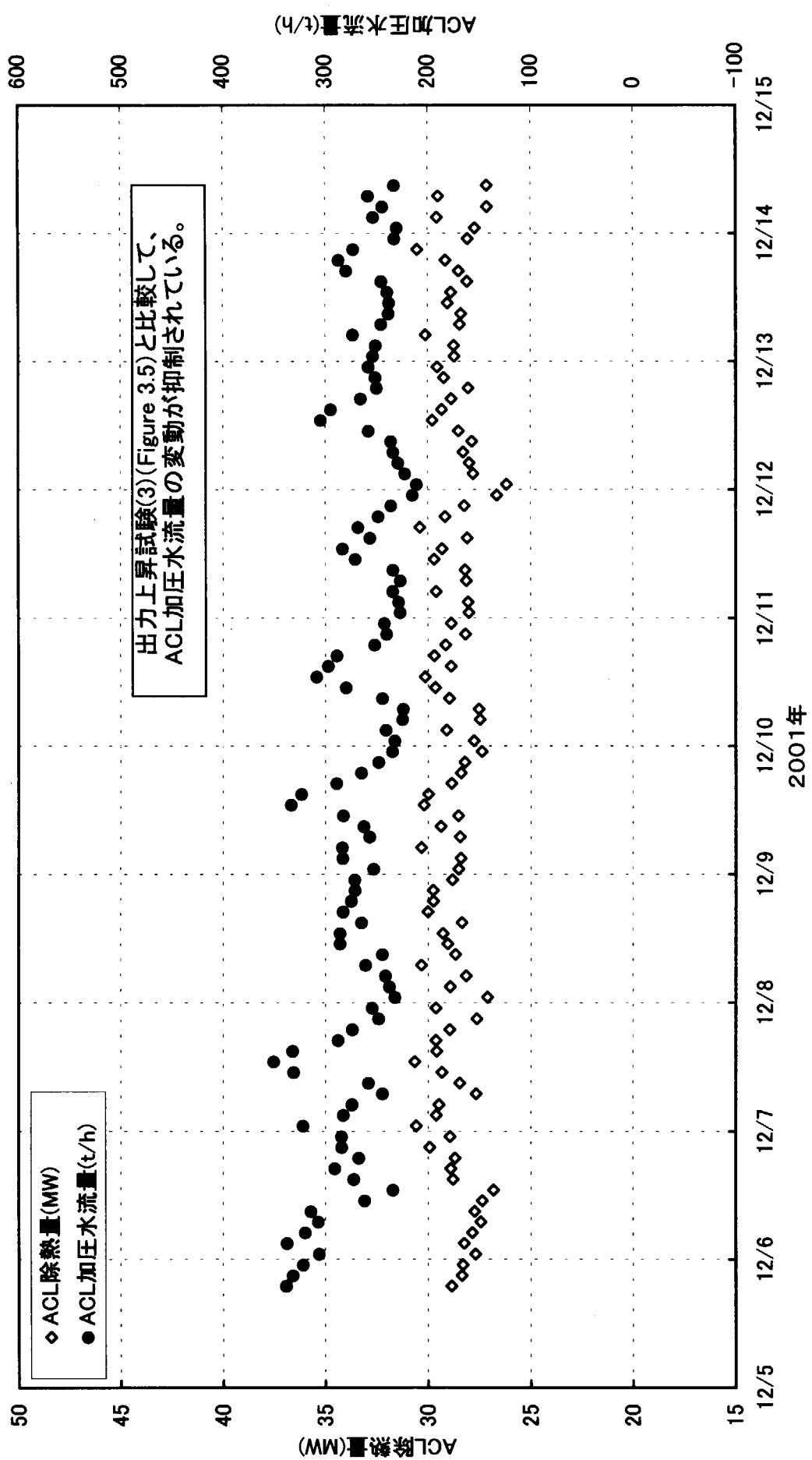


Figure 3.6 出力上昇試験(4)における加圧水空気冷却器（ACL）性能の変化－対策後の挙動－

4. 高温試験運転の試験項目摘出の考え方

4.1 概要

高温試験運転の試験項目については、出力上昇試験(3)として実施された 20MW の高温試験運転における試験項目を基本とする。加えて、高温試験運転では、出力上昇試験(4)までに摘出された課題について、その対応が適切だったことを確認する。

4.2 高温試験運転における安全確保の基本方針

通常運転時の安全確保の基本方針である熱漏れ、ヘリウムガス漏えい及び燃料破損の防止に加えて温度の上昇に着目して選定する。

(1) 热漏れに対しての確認

熱的パラメータの監視を行い、熱漏れを監視確認する。

(2) ヘリウムガス漏えいに対しての試験

放射性物質濃度等の測定検査、連続安定運転試験を行い、ヘリウムガスの漏えいおよび放射能漏れを監視確認する。

(3) 燃料破損に対しての確認

燃料およびFPの評価に関する試験を行い、放射能濃度を監視確認する。

4.3 高温試験運転時の試験項目の要点

現在、想定している試験項目は以下のとおりである。

(1) 使用前検査合格証取得のために必要な検査

使用前検査として、

- 冷却材飽和値確認検査
- 放射性物質濃度等の測定検査

の 2 項目を実施する。

(2) 性能確認のために必要な試験

20MW の高温試験運転（出力上昇試験(3)）で実施した試験と同様の項目を選定する。これによって、これまで取得した試験結果との連続性を持たせることにしている。具体的には、

- 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試験
- 連続安定運転試験
- 热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

の 9 項目を実施する。

なお、出力上昇試験全体の試験項目について、使用前検査合格証取得のために必要な検査をTable 4.1に、性能確認のために必要な試験をTable 4.2に示す。出力上昇試験(4)までに安全上の確認がされている遮へい性能検査、コンクリート温度確認検査、炉容器冷却設備の性能試験および高温配管の熱変形測定試験等については、高温試験運転では試験項目としては摘出しないこととするが、データの取得については引き続き行い、今後の研究評価に資する。

Table 4.1 使用前検査合格証取得のために必要な検査

項番	試験名	出力上昇試験 (◎使用前検査, ○実施, ×未実施)				試験の概要 (5) (4) (3) (2) (1)	出力上昇試験(4)までに 得られた主な結果	出力上昇試験(5)における 試験実施有無の理由
		(5)	(4)	(3)	(2)	(1)		
1	冷却材飽和値確認検査	◎	◎	○	○	○	1 次冷却材の温度および圧力の最大値が規定値以下であることを確認する。	原子炉出力 30MW において原子炉出口冷却材温度は、単独運転時には 846°C、並列運転時には 828°C に到達することを確認した。
2	放射性物質濃度等の測定検査	◎	◎	○	○	○	運転中に原子炉建室内の人がある時立ち入る場所の空気中放射性物質濃度および線量当量率が判定基準以下であることを確認する。	30MW までの放射性物質濃度および線量当量率の測定結果は、判定基準以下であることを確認した。
3	制御棒反応度価値測定検査	×	×	×	×	◎	各制御棒の反応度価値を常設の広領域系 (WRM 系) で測定し、最大反応度添加率、反応度停止余裕および過剰反応度を求める。	各制御棒の反応度価値を広領域中性子計装で測定し、最大反応度添加率、反応度停止余裕および過剰反応度を求め、核的制限値を満足していることを確認した。
4	異常時過渡芯答検査	×	◎	×	×	○	原子炉をスクラムさせた場合および商用電源を喪失させた場合に、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。また、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。	原子炉出力 30MW からの手動スクラム試験および商用電源喪失試験を実施し、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。また、制御棒の 2 段階挿入を確認した。

項番	試験名	出力上昇試験 (◎使用前検査, ○実施, ×未実施)				試験の概要	出力上昇試験(4)までに得られた主な結果	出力上昇試験(5)における試験実施有無の理由
		(5)	(4)	(3)	(2)			
5	遮へい性能検査	×	◎	○	○	遮へい性能を確認するために線量当量率を測定する。	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)であり、遮へい上問題がないことを確認した。	出力上昇試験(4)において使用前検査を受検し合格している。使用前検査後の設備の変更は無いため、遮へい性能は確保される。
6	コンクリート温度確認検査					1次上部遮へい体温度を確認する。	30MW時ににおける1次上部遮へい体温度は約83°Cであり、規定値88°Cを下回ることを確認した。	出力上昇試験(4)において使用前検査を受検し合格している。コンクリート温度は、原子炉入口温度に影響される原子炉圧力容器温度に依存する。定格運転と高温試験運転では、原子炉入口温度は同じ温度に制御されるので、高温試験運転時のコンクリート温度は、定格運転と同じである。なお、今後の運転では巡査点検表に基づきデータを取得確認する。

Table 4.2 性能確認のために必要な試験

項番	試験名	出力上昇試験 (◎使用前検査 ○実施 ×未実施)					試験の概要	出力上昇試験(4)までに 得られた主な結果	出力上昇試験(5)における試験実施 有無の理由
		(5)	(4)	(3)	(2)	(1)			
7	出力係数測定試験	○	○	○	○	○	各出力における反応度の出力係数の値を測定し、出力係数が負であることを確認する。	出力係数は、負の値となり制限値を満足することを確認した。	高温試験運転時の制御棒位置確認のため実施する。
8	燃焼特性測定試験	○	○	○	○	○	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。	積算出力による過剰反応度の変化は設計に近い特性であることを確認した。	引き続き特性を確認する。
9	熱出力校正試験	○	○	○	○	○	中性子検出器の応答確認試験で校正された中性子計装を、熱交換器の状態値等から求められる熱出力により再校正する。	定格運転モードの単独・並列運転、高温試験運転モードの単独・並列運転において、原子炉熱出力がPRM 指示値と 0.5%以内で一致していることを確認した。	高温試験運転の 30MW 達成確認のために実施する。
10	主冷却系熱交換器の性能試験						各原子炉出力状態での 1 次加圧水冷却器(PPWC)、空気冷却器の伝熱性能を確認する。1 次加圧水冷却器(PPWC)と中間熱交換器(IHX)から原子炉への戻りヘリウム温度が等しい条件において、PPWC と IHX の除熱量の比を確認する。	PPWC、IHX、SPWC の熱貫流率を評価し、設計ノミナル値と比較したところ、それぞれ約 1 割程度低い熱交換性能であったが、設計時の想定範囲内にあり 30MW の除熱に対しても問題はない。加圧水空気冷却器は、ほぼ設計どおりの熱交換性能であり、30MW の除熱に対して問題がないことを確認した。	熱交換器内の冷却材流量条件が異なるため実施する。

項番	試験名	出力上昇試験				試験の概要 得られた主な結果	出力上昇試験(4)までに 得られた主な結果	出力上昇試験(5)における試験実施 有無の理由
		(5)	(4)	(3)	(2)	(1)		
11	連続安定運転試験	○	○	○	○	安全かつ安定な連続運転ができる ことを確認する。	原子炉出力、制御棒位置偏差、1次・ 2次冷却材流量、炉心差圧、1次・2 次ヘリウム差圧等が安定に制御さ れていることを確認した。	高温試験運転モードの安定運転確 認のため実施する。
12	熱的パラメータの監視	○	○	○	○	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。また、加圧水空気冷却器の 性能、および原子炉入口冷却材溫 度、1次冷却材流量の検討に必要な データを取得する。	30MW 運転時に中間熱交換器構造 材と原子炉圧力容器の温度が最高 使用温度を下回ることを確認し た。	中間熱交換器の構造材溫度確認の ため実施する。
13	不純物濃度測定試験	○	○	○	○	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。	原子炉出口溫度が 850°C から 950°C に上昇する過程を確認するために 実施する。	

項番	試験名	出力上昇試験				試験の概要 (○:実施済、○:実施、×:未実施)	出力上昇試験(4)までに 得られた主な結果	出力上昇試験(5)における試験実施 有無の理由
		(5)	(4)	(3)	(2)			
14	燃料およびFPの評価に関する試験	○	○	○	○	○	核分裂生成物の放出量が運転上問題ないレベルであることを確認するとともに、燃料の挙動および燃料からの核分裂生成物放出挙動を評価する。	手サンプリング測定の結果、出力上昇に伴う放射能濃度の上昇は、燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウランの核分裂による希ガス放出率のレベルであり、警報設定値に比べ十分低く安全上は全く問題がないことを確認した。
15	炉内熱流動特性試験	○	○	○	○	○	燃料温度、炉内構造物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。	冷却材温度分布を評価する上で重要なとなる炉心入口冷却材温度分布および高温プレナム部の冷却材温度分布のデータを取得した。炉心支持板温度の評価に必要なデータを取得し、温度上昇の原因が炉床部のわずかな漏れ流れによることを解析的に明らかにした。
16	炉容器冷却設備の性能試験	×	○	○	○	○	炉容器冷却設備(VCS)が、100%出力時に0.3MW以上の除熱量を確保できること、1次側部遮へい体を65℃以下に抑えることができること、原子炉圧力容器(RPV)台座コンクリート局部温度を90℃以下に抑えることができることを確認する。	炉容器冷却設備の性能は、原子炉入口温度に影響される原子炉圧力容器表面温度変化に依存する。定格運転と高温試験運転では、原子炉入口温度は同じ温度に制御されるので、高温試験運転時の炉容器冷却設備の性能は定格運転時と同じである。

項目番号	試験名	出力上昇試験 (◎使用前検査、○実施、×未実施)				試験の概要	出力上昇試験(4)までに得られた主な結果	出力上昇試験(5)における試験実施有無の理由	
		(5)	(4)	(3)	(2)	(1)			
17	高温配管の熱変形測定試験					HTTR の1次および2次ヘリウム系機器は、コンスタントハンガ、リジッドハンガ、オイルスナバ等による浮動支持方式を用いており、この浮動支持方式による配管の熱変位特性を調べるため、1次および2次ヘリウム系配管の熱変形挙動を確認する。	機器の変位量は原子炉出力に対してもほぼ直線的に変化しており、異常な拘束は特に認められなかつた。	高温機器の熱変形は、原子炉入口温度に影響される高温機器を繋ぐ二重管の外管温度に依存する。定格運転と高温試験運転では、原子炉入口温度が同じ温度に制御されるので、高温配管の熱変形は定格運転時と同じである。	
18	温度係数測定試験						炉心温度を均一に保ちながら温度上昇させた場合の反応度効果を実験的に求め、反応度の温度係数が負であることを確認する。また、制御棒位置を一定に保ち、炉心温度を上昇させた場合の出力が低下することを観測し、負の温度係数による固有の安全性を実証するためのデータを取得する。	温度係数は、負の値となり制限値を満足することを確認した。	現在取得されているデータで十分評価可能である。

項番	試験名	出力上昇試験 (○:実用前検査, ○実施, ×未実施)				試験の概要	出力上昇試験(4)までに 得られた主な結果	出力上昇試験(5)における試験実施 有無の理由	
		(5)	(4)	(3)	(2)				
19	スクラム時の未臨界性 確認試験					原子炉スクラム時には、まず、可動反射体領域へ制御棒を挿入することによって原子炉を未臨界にし(1段階目の挿入)、ついで、原子炉出口冷却材温度(補助冷却器入口ヘルリウム温度を測定)が所定の温度(750℃)以下になると、又は所定の時間(40分)が経過することによって燃料領域に制御棒を挿入する(2段階目の挿入)。1段階目の挿入から2段階目の挿入までの中性子計数率を連続的に測定しその増倍から未臨界性を評価する。		スクラム直後の可動反射体領域の制御棒挿入から40分経過後の燃料領域制御棒挿入完了後も、および全制御棒挿入の完了後もWRMの係数率信号の上昇がないことから未臨界状態が維持されていることを確認した。	出力上昇試験(5)における原子炉スクラム時の動作は、定格運転時と同様であり、定格運転時の未臨界性については、出力上昇試験(4)で確認されている。
20	Xe崩壊蓄積測定試験					各出力におけるXeの崩壊・蓄積による反応度の変化を測定する。	Xeの崩壊・蓄積による反応度を測定し、運転への影響は小さいことを確認した。	出力上昇試験(4)で確認されており、出力上昇試験(5)では温度レベルは異なるものの、Xeの崩壊・蓄積に伴う反応度の変化は出力上昇試験(4)と同様である。	

項番	試験名	出力上昇試験 (◎使用前検査, ○実施, ×未実施)				試験の概要	出力上昇試験(4)までに得られた主な結果	出力上昇試験(5)における試験実施有無の理由
		(5)	(4)	(3)	(2)	(1)		
21	制御特性試験					加圧水温度制御系が、定格出力の30%以上の出力状態で想定される外乱に対し安定に応答することを確認する。 原子炉入口温度制御系が、定格出力の30%以上の出力状態で想定される外乱に対し安定に応答することを確認する。	30MWまでの出力状態で、安全かつ安定な定值制御運転ができることが、および、出力変更運転が問題なくできることを確認した。	各制御系の制御状態は、出力上昇試験(4)までにおいて確認されている。出力上昇試験(5)では、温度レベルは異なるが、制御系の動作はこれまでと同様である。

項番	試験名	出力上昇試験 (○)使用前検査, ○実施, ×未実施)				試験の概要	出力上昇試験(4)までに 得られた主な結果	出力上昇試験(5)における試験実施 有無の理由
		(5)	(4)	(3)	(2)	(1)		
22	中性子検出器の応答確認試験					広領域中性子計装 (WRM) のパルス系とキャン贝尔系、キャンベル系と出力領域中性子計装 (PRM) が重なり合い、原子炉が運転的で PRM の指示値が炉出力 300kW で WRM に合致していることおよびオーバラップして計測していることを確認した。	WRM のパルス系とキャン贝尔系、キャン贝尔系と出力領域中性子計装 (PRM) が重なり合い、原子炉が運転的で PRM の指示値が炉出力 300kW で WRM に合致していることおよびオーバラップして計測していることを確認した。	WRM のパルス系とキャン贝尔系、キャン贝尔系と出力領域中性子計装 (PRM) が重なり合い、原子炉が運転的で PRM の指示値が炉出力 300kW で WRM に合致していることおよびオーバラップして計測していることを確認した。

5. おわりに

高温試験運転の出力上昇試験を実施するに当たっての安全性確認について評価方針、評価項目および評価結果を示すとともに、これまでに摘出された課題とその対策を示した。加えて、高温試験運転における試験項目摘出の考え方を示し、実施する試験項目を具体化した。その結果、原子炉施設の安全を確保しつつ、原子炉熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C の達成の見通しが得られた。

謝辞

高温試験運転の計画立案に際して、日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部長藤川正剛氏、研究主幹大久保実氏、同部次長林秀行氏には大変貴重なご助言を頂きました。ここに深く感謝いたします。また、HTTR 安全性確認専門部会において、貴重なご助言、ご指摘を下さった専門委員の方々に深く感謝いたします。

参考文献

- [1] 國富一彦他:JAERI-Tech 97-030, “高温ガス炉技術基盤の高度化のための高温工学試験究炉の試験計画” (1997).
- [2] 日本原子力研究所: “日本原子力研究所大洗研究所設置許可申請書「HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の設置」” (1989).
- [3] 斎藤伸三他: “高温工学試験研究炉の設計と研究開発”, 原子力誌, 32[9], 847-871 (1990).
- [4] S. Saito et al.: JAERI-1332, “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)” (1994).
- [5] 中川繁昭他: JAERI-Tech 2002-069, “高温工学試験研究炉の出力上昇試験－試験経過及び結果の概要－” (2002).
- [6] 藤川正剛他: “HTTR（高温工学試験研究炉）の出力上昇試験”, 原子力誌, 1[4], 361-372 (2002).
- [7] 中川繁昭他: JAERI-Tech 2000-009, “HTTR 出力上昇試験の制御特性試験計画” (2000).
- [8] 藤本望他: JAERI-Tech 2000-091, “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－” (2001).
- [9] 中川繁昭他: JAERI-Tech 2000-038, “HTTR の熱出力校正試験計画” (2000).
- [10] 沢和弘他: JAERI-Tech 2001-002, “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” (2001).

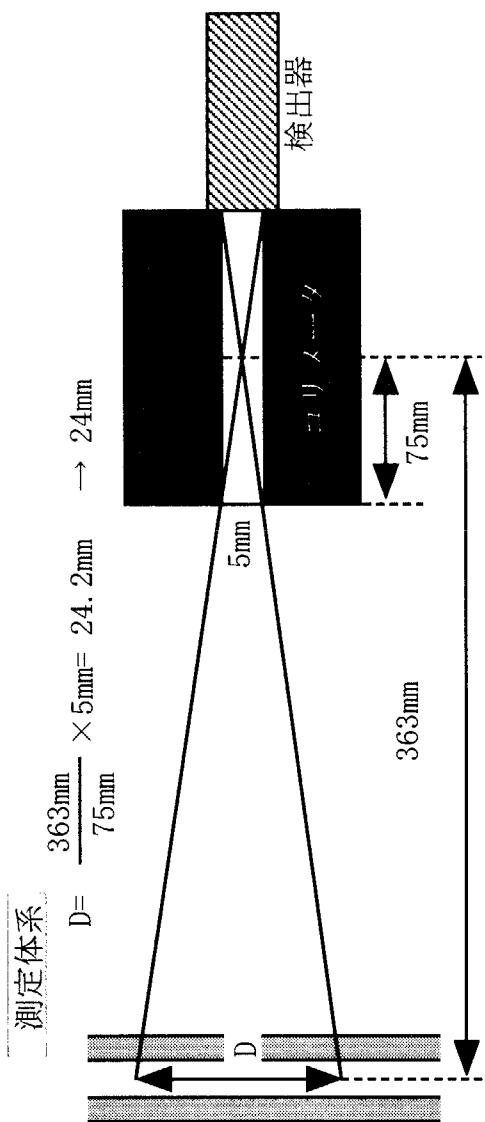
- [11] 藤本望他: JAERI Tech 2001-090, “出力上昇試験における HTTR 炉心支持板温度上昇の原因と対策” (2002).
- [12] 塙悟史他: JAERI-Tech 2002-024, “HTTR 出力上昇試験における高温配管熱変形挙動の評価（その 1 20MWまでの結果）” (2002).
- [13] 足利谷好信他: JAERI-Tech 2001-092, “HTTR 出力上昇試験における放射線モニタリングデータ（原子炉出力 20MWまでの結果）” (2002).
- [14] 足利谷好信他: “JAERI-Tech 2002-004, “HTTR 出力上昇試験における放射線モニタリングデータ（定格運転モード 30MWまでの結果）” (2002).
- [15] 野尻直喜他: “グロスガンマ測定による HTTR 燃料の出力分布評価”, 日本原子力学会 2001 年秋の大会, G38, (2001).
- [16] 植田祥平他: “HTTR 出力上昇試験(8) 燃料及び FP の評価に関する試験”, 日本原子力学会 2002 年秋の大会, M12, (2002).

付録 1 軸方向出力分布に関するシステムティック因子 4%を削除することの補足説明

燃料棒端部黒鉛によるスパイク効果（黒鉛による中性子の減速効果により出力が盛り上ることが）については、燃料体の γ 線測定の結果によると、Figure 2.17 に前述したとおり燃料棒端部での出力の盛り上がりは観測されていない。燃料体の γ 線測定における走査幅は、付図 1.1 に示すように 24mm である。

燃料温度評価においては、燃料コンパクトの軸方向長さを 546mm とした均質モデルにより燃料温度を計算している。このため、原子炉設置許可申請においては、軸方向長さ 23mm の燃料コンパクトに対する燃料棒端部黒鉛（軸方向長さ 17mm）によるスパイク効果を拡散計算により評価し、その結果得られた燃料棒端部での出力の盛り上がり 4%をシステムティック因子として考慮して、燃料最高温度評価に反映させている。

測定走査幅から考えて燃料棒端部における局所的な範囲（数 mm 幅程度）で、出力の盛り上がりが生じる可能性を否定することはできない。しかし、原子炉設置許可申請時には、スパイク効果を 23mm 幅の燃料コンパクトに対して定義している。したがって、今回の γ 線測定において走査幅 24mm で燃料棒端部における出力の盛り上がりが観測されないことを考慮して、燃料最高温度評価におけるスパイク効果のシステムティック因子を削除する。



付図 1.1 燃料体 γ 線測定における走査幅

付録 2 HTTR 初装荷燃料の先行照射試験について

HTTR 初装荷燃料は、これまでの研究開発成果に基づく製造方法により製作し、製造過程及び最終製品での試験検査を実施して品質を確認している。さらに万全を期すため、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 のヘリウムガススウェーブキャプセルに封入して、照射試験を実施した。

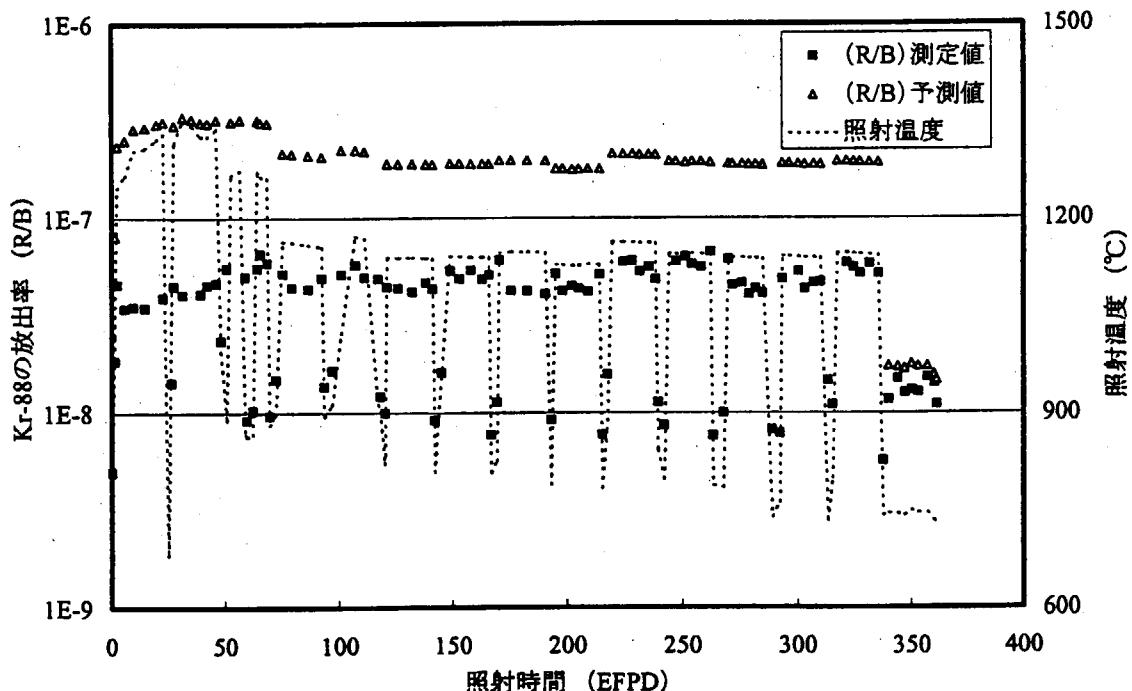
照射試験用燃料は、HTTR 初装荷燃料の製造ロットより抜き取った被覆燃料粒子をコンパクトに加工したものである。これを HTTR 燃料の照射下の雰囲気を模擬できるガススウェーブキャプセル（キャプセル名 94F-9A）に上下段各 2 コンパクトずつ封入して照射した。94F-9A キャプセルの照射条件を付表 2.1 に示す。試験では、燃料コンパクト表面に取り付けた熱電対による温度測定及び、スウェーブガスのサンプリングによる核分裂生成物希ガス濃度測定を実施した。

試験中のスウェーブガス中の核分裂生成物ガス濃度測定に基づき放出率 (R/B) 値を算出した。全照射期間中の定常状態における ^{88}Kr の (R/B) 値を付図 2.1 に示す。その結果、燃料コンパクト温度 1300°Cまでの上昇に対して (R/B) 値の異常な上昇ではなく、1 粒子破損を仮定した予測値よりも小さいことから、燃料破損はないと考えられる。

参考文献: 沢和弘、角田淳弥、植田祥平他, JAERI-Research 2002-012, “高温工学試験研究炉 (HTTR) 初装荷燃料の先行高燃焼度照射試験 (共同研究)”, (2002).

付表 2.1 94F-9A キャプセルの照射条件

濃縮度 (wt%)	7.833
ウラン量 ($\text{g} \cdot ^{235}\text{U}/\text{cm}^3$)	0.189
JMTR 照射サイクル数	16 (JMTR 第 120~135 サイクル)
積算照射時間	8733 時間
目標照射温度	1100~1300°C
高速中性子束 ($E > 0.18\text{MeV}$)	$2.3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$
燃焼度	5.5%FIMA (最大 7.0%FIMA)

付図 2.1 ^{88}Kr の (R/B) 測定値および予測値の比較 (予測値は 1 粒子破損を仮定)

This is a blank page.

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
光强度	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 ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
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
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
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	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	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)

- 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。
- 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。
- 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。
- EC閣僚理事会指令では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 ⁵ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

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

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

圧力	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
0.0980665	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
0.101325	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
1.33322 × 10 ⁻⁴	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
6.89476 × 10 ⁻³	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

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

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹⁰
3.7 × 10 ¹⁰	1	

吸収線量	Gy	rad
	1	100
0.01	1	

照射線量	C/kg	R
	1	3876
2.58 × 10 ⁻⁴	1	

線量当量	Sv	rem
	1	100
0.01	1	

R100
古紙配合率100%再生紙を使用しています