

HTTRを用いた崩壊熱最適評価手法の適用性確認試験 (非核加熱試験)

— 原子炉の残留熱除熱特性評価モデルの検証 —

Applicability Confirmation Test of Optimum Decay Heat Evaluation Method
for HTGR with HTTR (Non-nuclear Heating Test)
— Validation of Residual Heat Evaluation Model —

本多 友貴 稲葉 良知 中川 繁昭 山崎 和則
小林 正一 青野 哲也 柴田 大受 石塚 悦男

Yuki HONDA, Yoshitomo INABA, Shigeaki NAKAGAWA, Kazunori YAMAZAKI
Shoichi KOBAYASHI, Tetsuya AONO, Taiju SHIBATA and Etsuo ISHITSUKA

原子力科学研究部門
大洗研究開発センター
高温工学試験研究炉部

Department of HTTR
Oarai Research and Development Center
Sector of Nuclear Science Research

June 2017

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2017

HTTR を用いた崩壊熱最適評価手法の適用性確認試験（非核加熱試験）
－原子炉の残留熱除熱特性評価モデルの検証－

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 大洗研究開発センター
高温工学試験研究炉部

本多 友貴、稲葉 良知⁺、中川 繁昭⁺、
山崎 和則、小林 正一、青野 哲也、柴田 大受⁺、石塚 悦男

(2017年3月31日 受理)

ブロック型高温ガス炉の崩壊熱の研究の一環として、長期停止によって崩壊熱の影響がない高温工学試験研究炉を利用して原子炉の残留熱除熱特性データを取得するために、2017年2月に非核加熱試験を実施した。取得したデータと炉心部を改良した核・熱流動特性評価モデルで計算した値を比較した結果、本モデルは実験値を良く再現できることを確認した。

Applicability Confirmation Test of Optimum Decay Heat Evaluation Method
for HTGR with HTTR (Non-nuclear Heating Test)
— Validation of Residual Heat Evaluation Model —

Yuki HONDA, Yoshitomo INABA⁺, Shigeaki NAKAGAWA⁺,
Kazunori YAMAZAKI, Shoichi KOBAYASHI, Tetsuya AONO,
Taiju SHIBATA⁺ and Etsuo ISHITSUKA

Department of HTTR, Oarai Research and Development Center,
Sector of Nuclear Science Research
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received March 31, 2017)

As a study for the decay heat data of prismatic-type High Temperature Gas-cooled Reactor, non-nuclear heating test had carried out to get the residual heat removal characteristics data in February 2017 by using High Temperature engineering Test Reactor which had almost no decay heat due to a long-term stop. As a result of comparing the measured data with the calculated value from the revised reactor kinetic/thermal-fluids behavior evaluation model, it became clear that the calculated values show good agreement with experimental data.

Keywords: HTGR, Decay Heat, HTTR, Residual Heat, RELAP5-3D

⁺Small-sized HTGR Research and Development Division, HTGR Hydrogen and Heat Application Research Center

目 次

1. 序 論	1
2. HTTR の概要	3
2.1 原子炉及び炉心	3
2.2 原子炉冷却系統施設	3
3. HTTR の除熱データを用いた崩壊熱最適評価手法の適用性確認	7
4. 崩壊熱最適評価の適用性確認試験	9
4.1 試験概要	9
4.2 試験データ	9
5. システム解析コードの検証	12
5.1 システム解析コードの概要	12
5.2 計算モデルの概要	12
5.3 計算条件	13
5.4 計算結果	13
6. 結 論	18
謝 辞	18
参考文献	19

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of the HTTR	3
2.1 Reactor and Reactor Core	3
2.2 Reactor Cooling System	3
3. Applicability Confirmation of Optimum Decay Heat Evaluation Method Using Heat Removal Data of HTTR	7
4. Applicability Confirmation Test of Optimum Decay Heat Evaluation Method for HTGR (Non-nuclear Heating Test)	9
4.1 Outline of Test Program	9
4.2 Test Results	9
5. Validation of System Analysis Code	12
5.1 Outline of System Analysis Code	12
5.2 Outline of Model	12
5.3 Analysis Conditions.....	13
5.4 Analysis Results	13
6. Conclusion	18
Acknowledgements	18
References	19

1. 序論

高温ガス炉は、燃料に二酸化ウラン等の燃料核をセラミックス材により被覆した被覆燃料粒子、冷却材にヘリウム、減速材や原子炉内の主な構造材に黒鉛を用いた原子炉であり、優れた安全性を有している。日本原子力研究開発機構（原子力機構）では、これらの安全性を実証することを目的として、高温工学試験研究炉（High Temperature engineering Test Reactor : HTTR）¹⁾を用いてこれまで様々な安全性実証試験を実施しており、その1つとして、平成24年度に原子炉出力30%（9MW）からの強制循環喪失試験を実施した。本試験では、1次ヘリウム循環機3台を停止して強制循環機能を全喪失させるとともに制御棒を挿入しない状態における原子炉の挙動を確認した。試験開始後、大きな負のフィードバックにより直ちに出力はゼロまで低下するが、その後、Xe-135核種の崩壊及び炉内の温度低下により全反応度は正に転換し、試験開始8時間後に再臨界が発生する。このように、核・熱流動の挙動が再臨界発生時刻に大きく影響するため、この発生時刻は核・熱流動評価手法の検証に重要なデータとなっている。さらに、実用高温ガス炉において、減圧事故発生時の再臨界時刻は、敷地外公衆被ばく線量に影響を与えるという点から重要な要素と考えられている²⁾。

安全評価に使用する崩壊熱評価に関しては、これまでShureの式³⁾、米国原子力学会(ANS)標準式⁴⁾及びORIGENコード⁵⁾等を使用しており、これまで十分な検討がなされている⁶⁾。一方で、近年、高温ガス炉の確率論的安全評価手法の確立に向けて不確かさ評価の重要性が高まっているため、原子力機構では、高温ガス炉で再臨界が想定される代表的な事象である「減圧事故に制御棒挿入失敗が重畳した事象」を対象とした不確かさ評価手法の確立を目指している。対象とした事象の被ばく評価に影響を及ぼす重要因子の1つとして崩壊熱が挙げられる。重要因子の不確かさ分布設定には中央値が必要となることから、HTTRを用いた崩壊熱測定を行い、崩壊熱の不確かさ分布を検討する予定である。

これまでブロック型高温ガス炉を対象とした崩壊熱の試験データがなかったため、米国及び日本において崩壊熱データの取得及び本試験データを用いた崩壊熱最適評価手法の適用性の確認に向けた研究が開始された。米国においては、アイダホ国立研究所の照射試験炉での高温ガス炉燃料照射試験計画（AGR-1）から得られた核分裂生成物（FP）の組成データ⁷⁾を用いた国際ベンチマークが計画されている。この計画では、AGR-1のデータを用いることで詳細な高温ガス炉の核種の生成・消滅の評価手法及び崩壊熱評価手法の検証を実施し、解析コードまたは評価式が持つ不確かさを定量化する予定である。しかし、AGR-1は燃料の照射試験であり実際の炉心を模擬した体系ではないため、実炉の複雑さにより生じる不確かさ（運転履歴、制御棒位置、炉内の濃縮度、中性子の漏えい等）を評価することができない。このため、HTTRを利用して実炉体系の崩壊熱データを取得する研究を行うこととした。

HTTRの崩壊熱を求めるためには、原子炉の除熱量から残留熱量（黒鉛構造物等に蓄積

した熱量)を差し引くことで崩壊熱を評価する必要がある。しかし、HTTRは黒鉛減速材の熱容量が大きく、残留熱の影響が長時間に及ぶことから、まず始めに残留熱を評価する必要があった。そこで、長期間停止し、崩壊熱が無視できる理想的な条件にあるHTTRを利用して、平成29年2月に非核加熱条件での原子炉の残留熱除熱特性データを取得した。

HTTRの残留熱除熱特性の解析には、これまでHTTRのデータを用いて検証を進めてきたシステム解析コードRELAP5-3Dを選定した^{8)・12)}。従来のRELAP5-3Dコード(または、RELAP5/MOD3¹³⁾)の原子炉モデルは燃料と減速材を均質にしたリングモデルを使用していたが、本解析においては、「減圧事故に制御棒挿入失敗が重畳した事象」を評価するために、異なるタイムスケールを持つ燃料と減速材の核的なフィードバックを高精度で評価できるモデルに改良を行った²⁾。

本報告書では、非核加熱条件でのHTTRの残留熱除熱特性データを用いて、改良したモデルの検証を行った結果について報告する。

2. HTTR の概要

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定格熱出力 30MW、原子炉入口冷却材温度 395°C の高温ガス炉である。以下に原子炉、炉心及び原子炉冷却施設の概要を示す¹⁾。

2.1 原子炉及び炉心

原子炉本体の構造断面図を Fig.2.1 に示す。原子炉本体は、原子炉圧力容器、燃料体、反射体、炉内構造物、制御棒等から構成される。Fig.2.2 で示すように、炉心は燃料カラム 30 カラムと制御棒案内カラム 7 カラムにより構成され、その外周を可動反射体 15 カラム、制御棒案内カラム 9 カラム及び大型の固定反射体ブロックにより囲まれている。燃料体は、ピン・イン・ブロック型であり、被覆燃料粒子を黒鉛粉末に分散して焼結した燃料コンパクトを黒鉛スリーブに収めた燃料棒を燃料ブロックの中の燃料棒挿入孔に挿入したものである。

炉内構造物は、炉心を支持するための炉心支持黒鉛構造物、炉心支持鋼構造物及び遮へい体等から構成される。炉心支持黒鉛構造物は、固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層等から構成される。炉床部断熱層は、高温プレナムの下部にあって、プレナム下部ブロック、炭素ブロック及び下端ブロックの積層構成である。また、炉床部断熱層には 1 次ヘリウム配管への冷却材出口孔を設けており、二重管の内管の開口端と接続されている。炉心鋼構造物は炉床部断熱層の下部に設ける炉心支持板、炉心支持格子、炉心支持黒鉛構造物の側部に設ける炉心拘束機構等から構成される。炉心拘束機構の概要を Fig.2.3 に示す。炉心拘束機構は、側部遮へい体の外面に設置するバンド支え、拘束バンド、レストレイントリング等の鋼構造物から構成され、原子炉圧力容器の内側に設置することで固定反射体を周方向に拘束するとともに、水平方向変位に対して炉心を拘束する。また、炉心側部の鋼構造物の冷却及び炉心の上部で各燃料体カラムへの流量配分を適正化するための 1 次冷却材流路を形成する。遮へい体は、上部可動反射体ブロックの上に配置した上部遮へい体ブロック、固定反射体ブロックの外側に配置した側部遮へい体ブロックから構成する。

2.2 原子炉冷却系統施設

原子炉冷却系統施設の概略系統図を Fig.2.4 に示す。HTTR の原子炉冷却系統施設は、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備、原子炉停止後に原子炉を冷却する助冷却設備、原子炉圧力容器の周囲に設置した水冷管により 1 次遮へい体を冷却するとともに補助冷却設備による炉心の冷却が期待できない減圧事故時に原子炉の残留熱を除去する炉容器冷却設

備で構成される。

HTTR の主冷却設備は、1 次冷却設備として中間熱交換器 (IHX : Intermediate Heat Exchanger) と 1 次加圧水冷却器 (PPWC : Primary Pressurized Water Cooler) の 2 種類の熱交換器を並列に配置しており、IHX の 2 次側に 2 次冷却設備として 2 次加圧水冷却器 (SPWC : Secondary Pressurized Water Cooler) を配置している。通常運転時、原子炉内で発生した熱はこれらの熱交換器を経由して最終的に加圧水冷却設備に配置されている加圧水空気冷却器 (ACL : Air-cooler) より大気へ放散する。

補助冷却設備は、1 次冷却設備、2 次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備の冷却能力喪失等の運転時の異常な過渡変化に伴う原子炉スクラム時及び事故時等において、強制循環による炉心の冷却が可能な場合に、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するためのものである。通常時には、補助冷却設備起動時の急激な温度上昇と熱衝撃を緩和するため、少量の 1 次冷却材を原子炉から補助冷却器に導く。過渡変化に伴う原子炉スクラム時及び事故時には、補助冷却設備起動信号により、補助ヘリウム循環機、補助冷却水空気冷却器のファン等が起動し、原子炉を冷却する。

炉容器冷却設備は、強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故及び 1 次冷却設備の二重管内管破損事故時等に、原子炉压力容器、炉内構造物、炉心構成要素等の健全性を維持し、燃料に過大な損傷を生じさせないように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するために設けるものであり、水冷管パネル、循環ポンプ等から構成する。炉容器冷却設備は、原子炉の通常運転時において、原子炉压力容器を取り囲む 1 次遮へい体のコンクリートを冷却するために稼動しており、事故が発生した場合には継続して運転する。

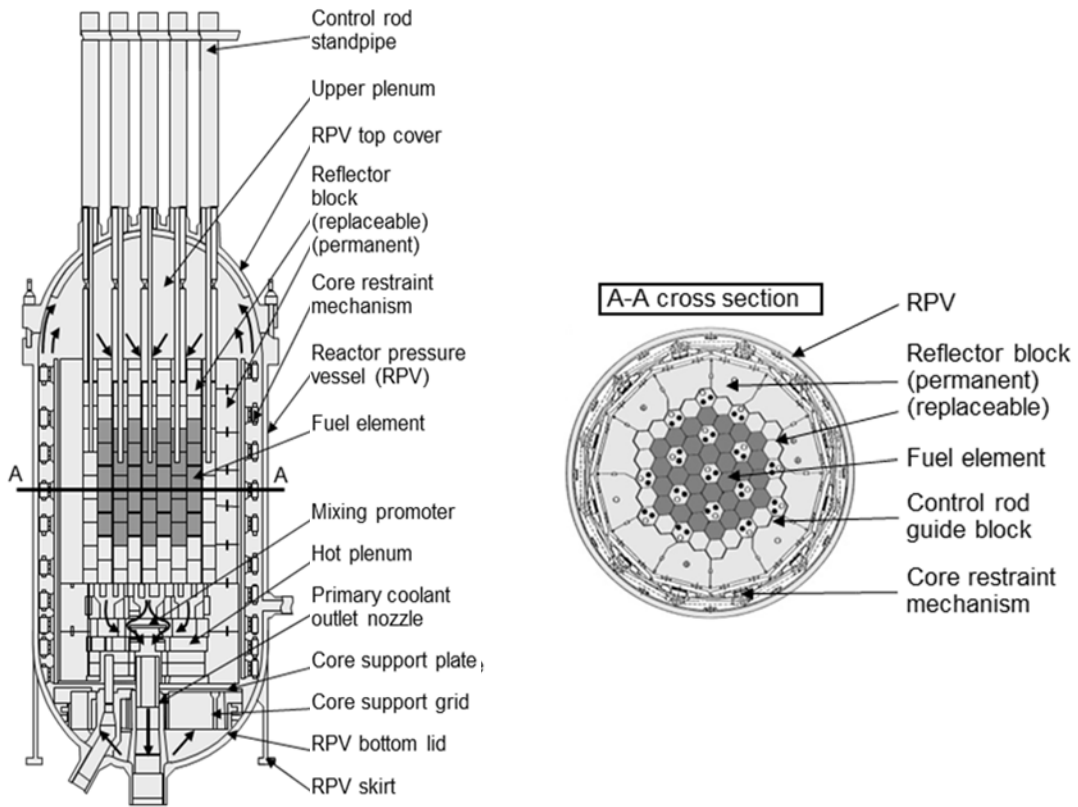


Fig.2.1 Cross section of core structure

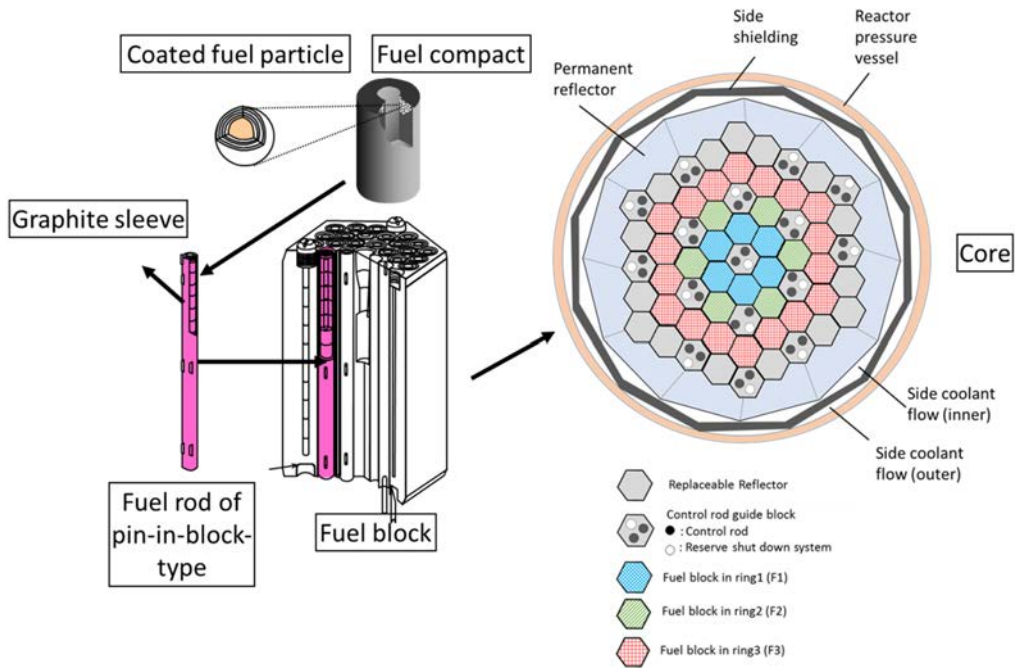


Fig.2.2 Cross section of fuel block structure

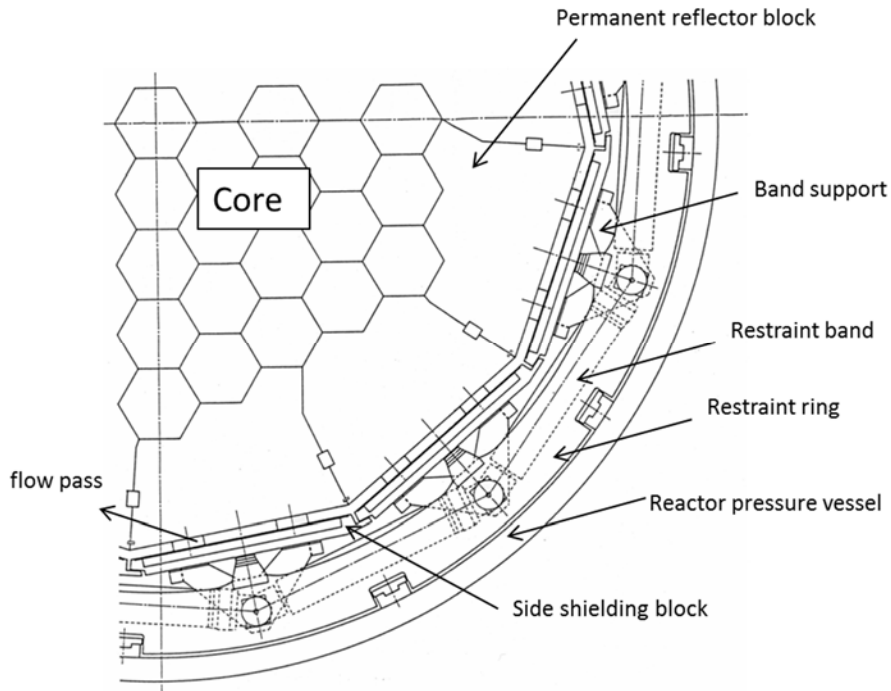


Fig.2.3 Core restraint mechanism

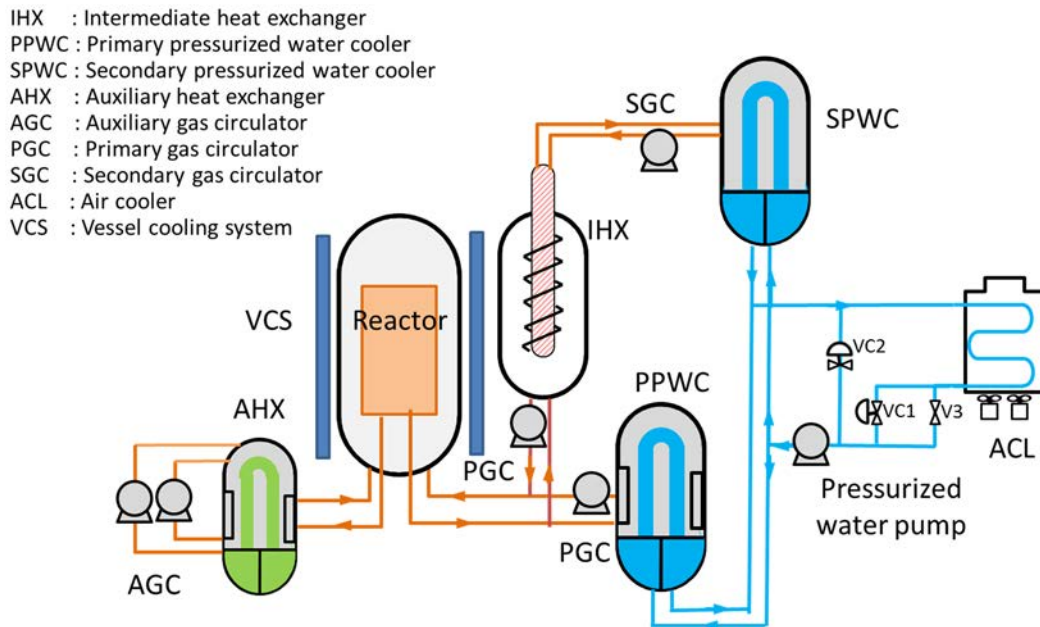


Fig.2.4 Outline of HTTR main cooling system

3. HTTR の除熱データを用いた崩壊熱最適評価手法の適用性確認

従来高温ガス炉の崩壊熱評価に用いている Shure の式、米国原子力学会（ANS）標準式及び ORIGEN コードの適用性確認（以後、「崩壊熱最適評価手法の適用性確認」と記載する。）について、HTTR の除熱データ及び残留熱データを用いて以下の 2 つのステップに分けて実施する。

ステップ 1 残留熱除熱特性評価モデルの検証

最初のステップとして、Fig.3.1 に示すように原子炉の除熱量は残留熱と崩壊熱から構成されることから、まず、原子炉の残留熱除熱特性データを取得し、データを用いて残留熱除熱特性評価モデルの検証を行う。残留熱除熱特性データの取得に関しては、原子炉の長期間の停止により崩壊熱がほとんど無い理想的な条件を利用してデータを取得する。残留熱除熱特性評価モデルの検証に関しては、取得した残留熱除熱特性データを用いて、5 章に示す残留熱除熱特性評価モデルを用いて検証を行う。検証した残留熱除熱特性評価モデルはステップ 2 の崩壊熱最適評価手法の適用性確認に利用する。

ステップ 2 崩壊熱最適評価手法の適用性確認

ステップ 2 の概要を Fig.3.2 に示す。ステップ 1 において検証した原子炉の残留熱除熱特性モデルに崩壊熱最適評価手法により求めた崩壊熱量を追加し、原子炉の除熱量を評価する（計算値）。また、原子炉熱出力 9MW の核加熱を伴う試験データから原子炉の除熱量を算出する（測定値）。原子炉除熱量の計算値と測定値を比較し、その差を崩壊熱最適評価手法に起因する誤差とする。なお、測定誤差の評価に関しても誤算伝搬を考慮して評価する。

本報告書では、ステップ 1 について実施した試験及び検証結果について述べ、ステップ 2 については今後実施する計画である。

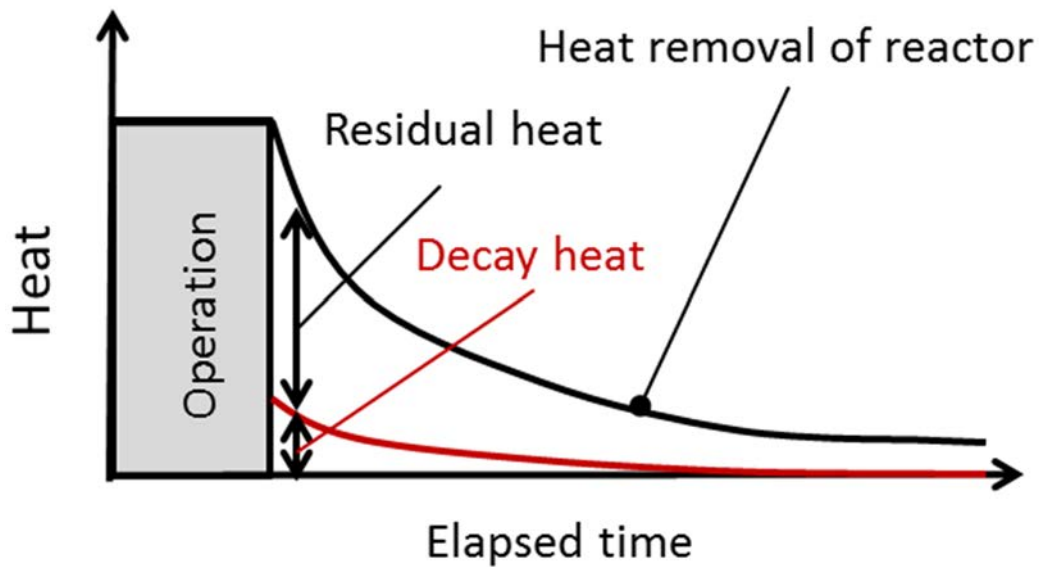


Fig.3.1 Residual heat and decay heat

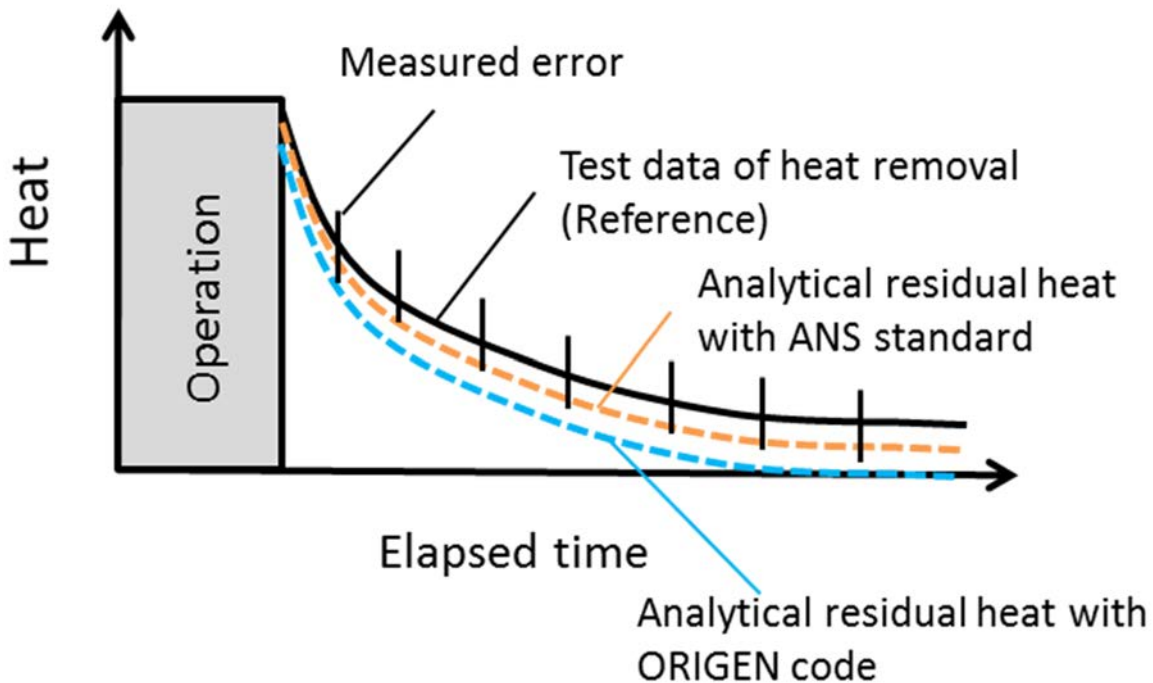


Fig.3.2 Example of applicability confirmation of decay heat evaluation method

4. 崩壊熱最適評価の適用性確認試験

4.1 試験概要

崩壊熱最適評価の適用性確認試験を行うために、原子炉の長期間の停止により崩壊熱がほとんど無い理想的な条件を利用して原子炉の残留熱除熱特性データを取得した。なお、3章で述べたステップ2の核加熱時の原子炉入口冷却材温度は約180°Cであるため、今回の試験ではステップ2の条件に近づけるため、1次ヘリウム循環機3台の抵抗加熱により上げられる温度150°Cを初期条件とした。

試験の概要をFig.4.1に示す。原子炉の残留熱除熱特性データは以下の方法での取得を試みた。

- (1) 制御棒を挿入した状態で単独運転モードにより、冷却設備を起動する。
- (2) 1次ヘリウム循環機3台の抵抗加熱により冷却系及び炉心部を加熱する。
- (3) 1次ヘリウム循環機の加熱により、原子炉入口冷却材温度約150°C、1次系圧力約2.4MPaに保持する。
- (4) 1次ヘリウム循環機3台を停止させた後、速やかに補助ヘリウム循環機を起動させ、補助冷却設備のヘリウムガス温度及び流量データを取得して原子炉の残留熱除熱特性データを評価する。

しかし、1次ヘリウム循環機1台が設備トラブルの発生により停止したため、原子炉冷却材入口温度100°C及び1次系圧力1.06MPaに変更し試験を実施した。

4.2 試験データ

原子炉の残留熱を評価するために必要となる補助冷却設備の温度、流量、圧力のデータをFig.4.2に示す。ヘリウムガス温度の挙動及び構造材温度の挙動をFig.4.3及びFig.4.4に示す。これらのデータから、2年前の非核加熱試験結果¹⁴⁾と同様に、原子炉側部流路において温度変化の時間遅れが生じていること、炉心の出入口温度の時間遅れに大きな違いは見られないことが確認できた。このため残留熱除熱特性を精度よく評価するためには、原子炉側部の熱伝達モデルが重要な因子であることが明らかになった。

2年前の非核加熱試験では、原子炉側部の熱伝達モデルを改良することにより、温度外乱に対する応答特性を精度良く評価できたことから¹⁴⁾、今回の残留熱除熱特性の評価においても改良した熱伝達モデルを使用することにした。

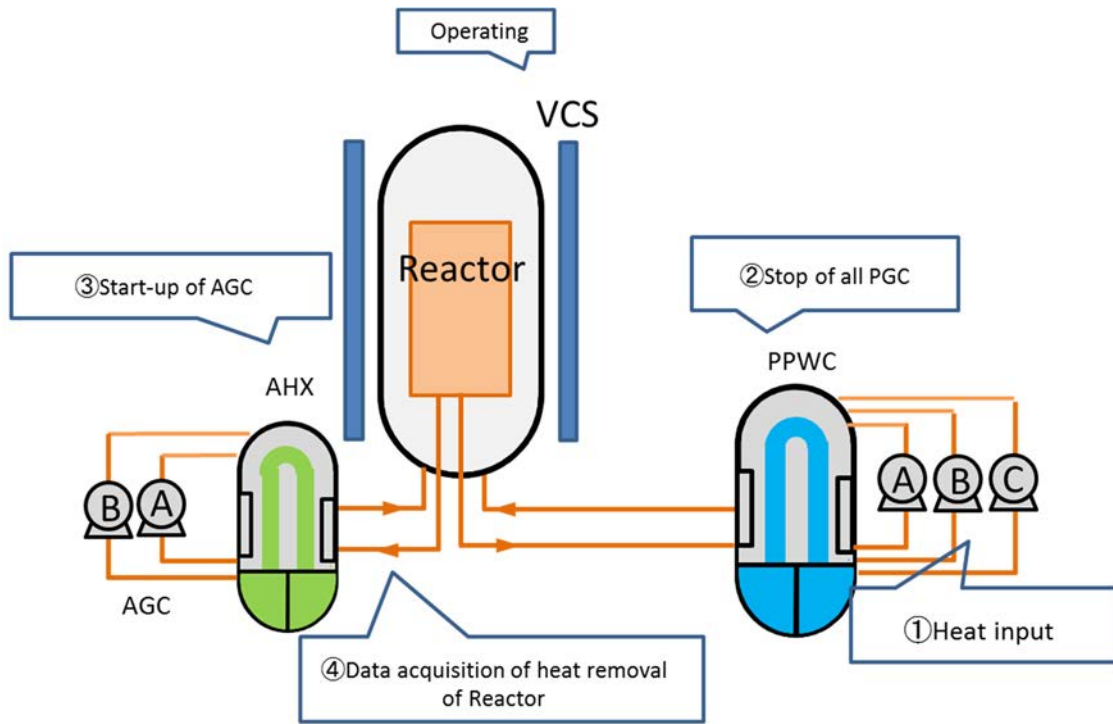


Fig.4.1 Applicability test of decay heat analysis method for HTGR (Non-nuclear Heating Test)

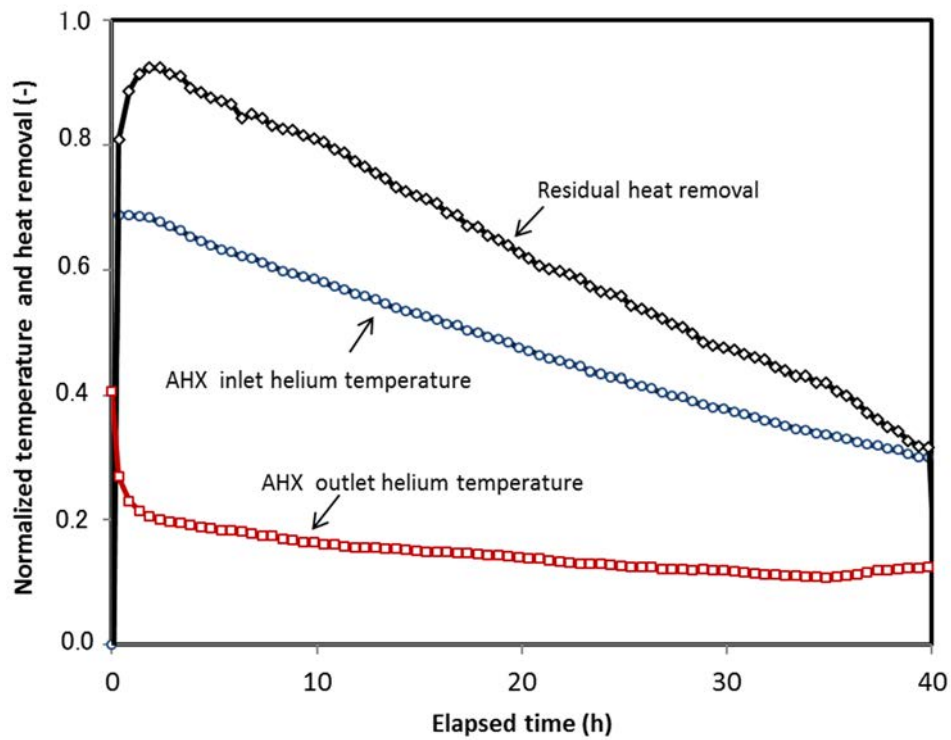


Fig.4.2 Test data of AHX inlet He temperature, AHX outlet He temperature and AHX He flow rate, and evaluated data of Heat removal

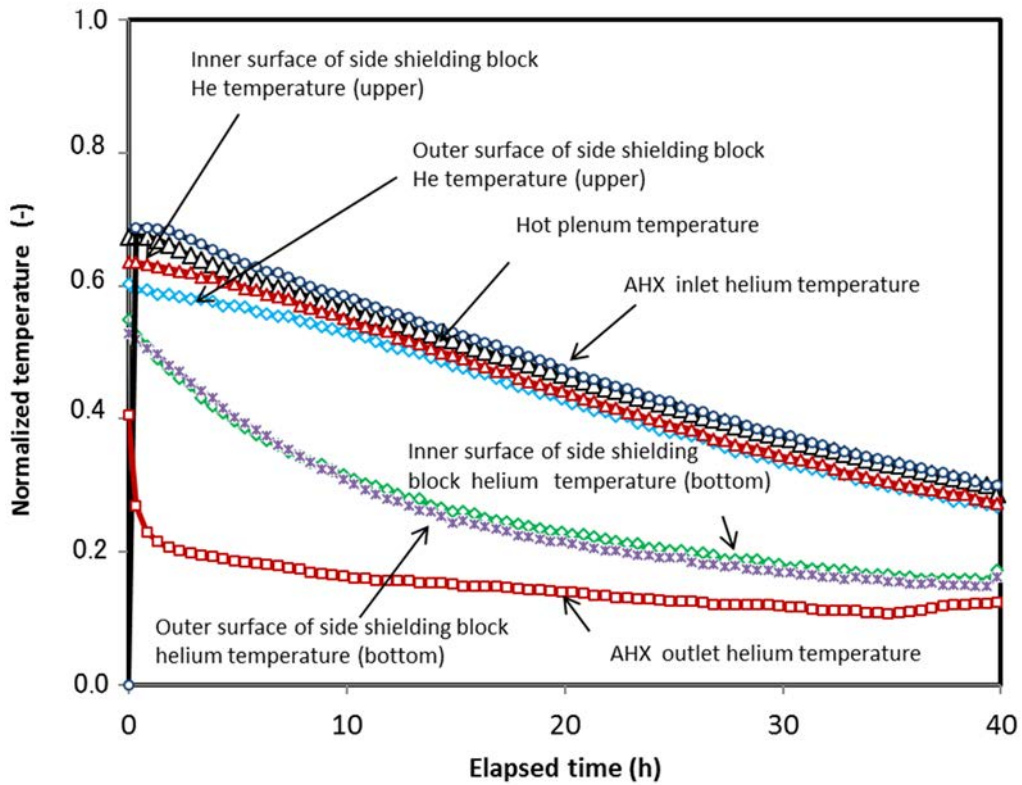


Fig.4.3 Test data of He temperature

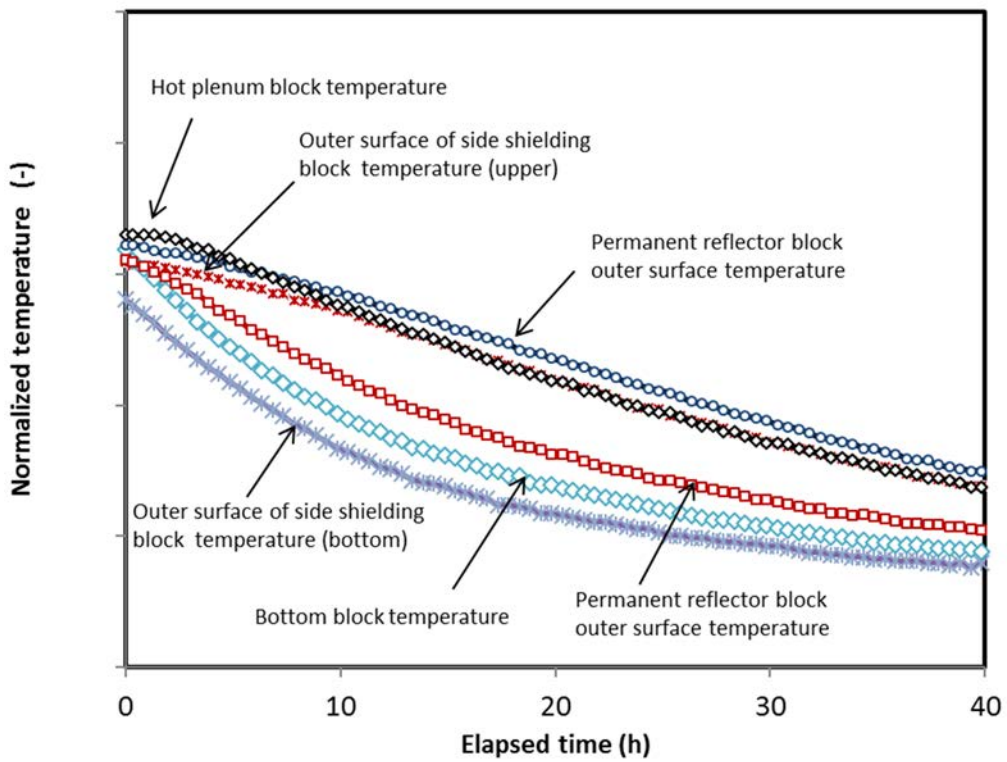


Fig.4.4 Experimental data of structure temperature

5. システム解析コードの検証

本章では、高温ガス炉システムを対象としたシステム解析コード RELAP5-3D⁸⁾¹²⁾を用いて残留熱除熱特性評価モデルの検証を行った。システム解析コードや計算モデルの概要、解析条件及び解析結果を以下に示す。

5.1 システム解析コードの概要

本報告書では、アイダホ国立研究所により開発された RELAP5-3D を用いて解析を行った。RELAP5-3D は、軽水炉の安全解析を目的として開発されており、基礎方程式やその解法、軽水炉の過渡挙動評価に必要な物理モデルや機器モデルを対象とした多くの検証作業が実施されている。

本解析コードは炉心を含む機器系統をいくつかのボリュームとそれらを連結するジャンクションとで構成する流体回路網で表し、ヘリウム及び水の質量、運動量及びエネルギー保存式を解き、流体の過渡熱流式状態を求める。また、炉心、熱交換器等における熱移動については一次元の熱伝導方程式を解くことで温度分布を計算する。また、原子炉内では燃料体から原子力圧力容器への軸方向や径方向への熱伝導及び輻射による熱移動についても考慮する。原子炉動特性の評価には RELAP5-3D コードに組み込まれた遅発中性子 6 群の 1 点炉動特性方程式を用いる。即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、ドプラ係数、減速材温度係数、スクラム反応度曲線及び出力分布は解析対象とする炉心の核計算により得られた値を用いる。

5.2 計算モデルの概要

(1) ノード

HTTR の計算モデルのノード図を Fig.5.1 に示す。ノードは、上部プレナム、炉側部流路、固定反射体、側部遮へい体、原子炉圧力容器、炉容器冷却設備、炉心バイパス流路、シール用ブロック部流路、キー結合用ブロック部流路、高温プレナム、炉床部断熱層及び炉心支持板、炉心支持板冷却流路、下部プレナム及び炉心で構成する。

(2) 原子炉モデル

HTTR の原子炉モデルの概要を Fig.5.2 に示す。原子炉モデルは 2 種類のモデルからなり、側部可動反射体より内側は、C 制御棒案内ブロック、R1 燃料ブロック、R2 燃料ブロック、R2 制御棒案内ブロック、R3 燃料ブロック及び可動反射体ブロックのユニットセルモデル¹⁵⁾で構成されている。側部可動反射体より外側は、径方向の熱移動を考慮するため、固定反射対、側部遮へい体、圧力容器をそれぞれリング状にモデル化している。ユニット

セルモデルは、ブロック毎に燃料コンパクト、ヘリウムギャップ、黒鉛スリーブ、冷却材流路、黒鉛ブロックで構成されるチャンネルモデルである。なお、被覆燃料粒子を含む燃料コンパクトは1つの均質領域としてモデル化している。

燃料領域及び制御棒案内ブロックのユニットセルモデルは以下のようにモデル化している。

- ・各ユニットセルの軸方向の高さは実機の形状に従い、軸方向に等間隔で 15 分割とし、そのうち燃料領域は 1 燃料体を 2 分割として 10 分割とする。
- ・黒鉛ブロック領域の体積が保存されるようにユニットセルモデルの黒鉛領域の直径を決める。
- ・熱移動については、軸方向の熱伝導、構造材間の径方向の輻射、構造材と冷却材間の熱伝達を考慮する。
- ・燃料コンパクト、ヘリウムギャップ及び黒鉛スリーブ間の距離は実際の HTTR の設計データを用いており、熱移動距離が保存されるようにモデル化する。

(3) 物性値

ヘリウムは RELAP5-3D コード内臓の物性値を使用する。黒鉛の熱伝導率には IG-110 のデータベース¹⁶⁾を、体積熱容量には IG-110 のカタログ値に各黒鉛ブロック中の冷却材流路空間等の空隙率を考慮した値を、輻射率には HTTR の安全審査において使用されたデータを用いる。なお、黒鉛熱伝導率の計算には照射効果を考慮しており、照射温度には定常計算での黒鉛ブロック温度を使用する。燃料コンパクトの熱伝導率には HTTR の安全審査において使用されたデータを用いる。原子炉圧力容器などの金属材料の熱伝導率及び体積熱容量には HTTR 安全審査において使用されたデータ⁶⁾を用いる。

5.3 計算条件

計算の境界条件の概要を Fig.5.3 に示す。計算の境界条件には、補助冷却器出口ヘリウム温度、補助冷却器ヘリウム流量、補助冷却器出口ヘリウム圧力及び原子炉圧力容器胴内壁温度の試験データを使用する。なお、原子炉圧力容器胴内温度の軸方向温度分布は大きな変化がないため、代表点の試験データを用いる。原子炉の除熱量の評価は、補助冷却器入口ヘリウム温度に RELAP5-3D コードを用いた計算結果、補助冷却器出口ヘリウム温度の試験データ及び補助冷却器ヘリウム流量に試験データを用いて算出する。

5.4 計算結果

補助冷却器入口ヘリウム温度の試験データと解析結果の比較を Fig.5.4 に示す。補助冷却

器の起動に伴い補助冷却器入口ヘリウム温度は時間遅れを伴いながら徐々に補助冷却器出口温度に近接する。補助冷却器入口のヘリウム温度の解析結果は、最大 3°C 程度の差で試験データと一致した。また、原子炉の残留熱除熱量の解析結果は、約 5%程度の差で試験データと一致した。以上の結果から、除熱特性(除熱速度)はほぼ試験データと一致しており、原子炉の残留熱除熱特性評価モデルが妥当であることが明らかになった。

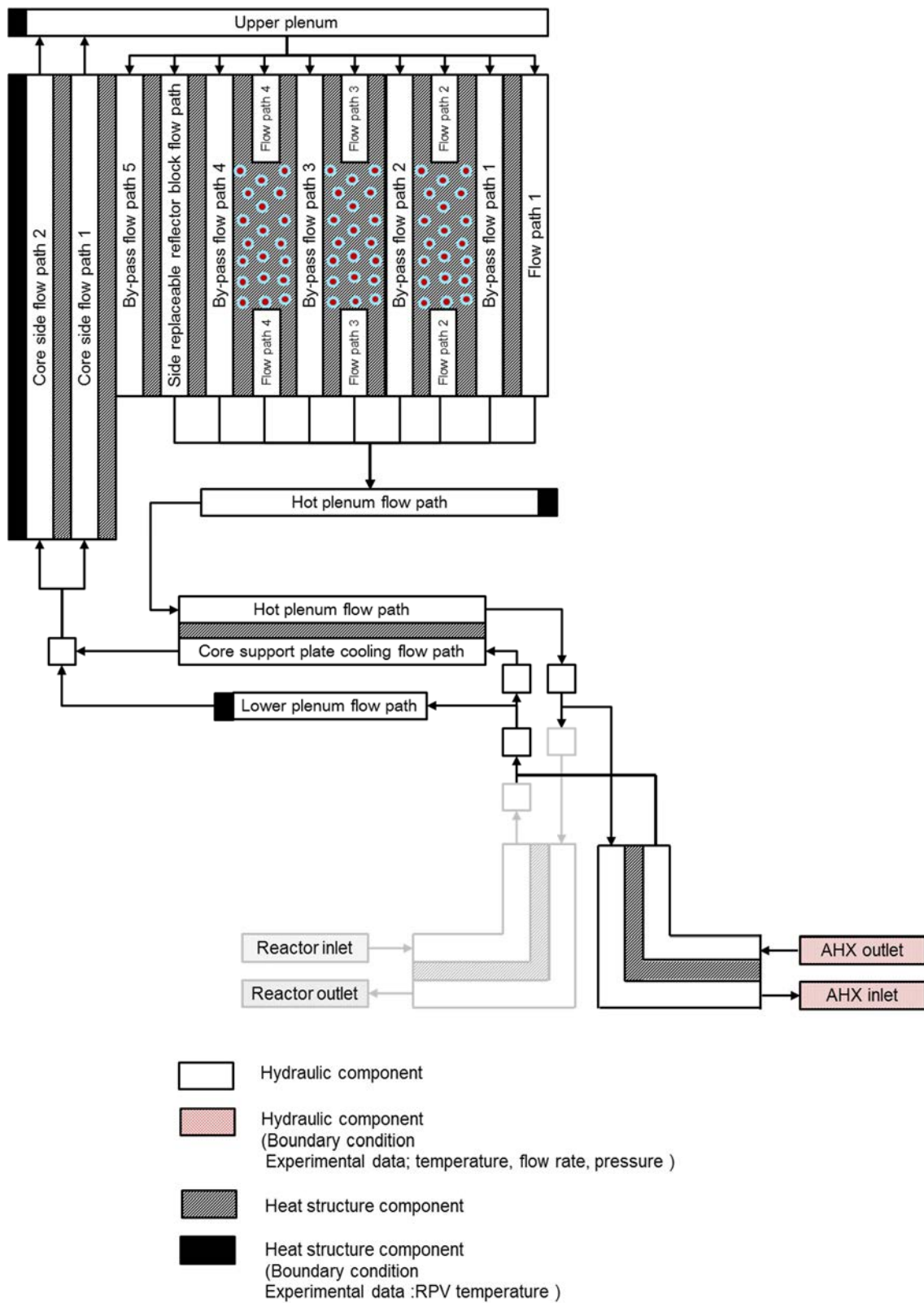


Fig.5.1 Node diagram for the RELAP5-3D model of HTTR

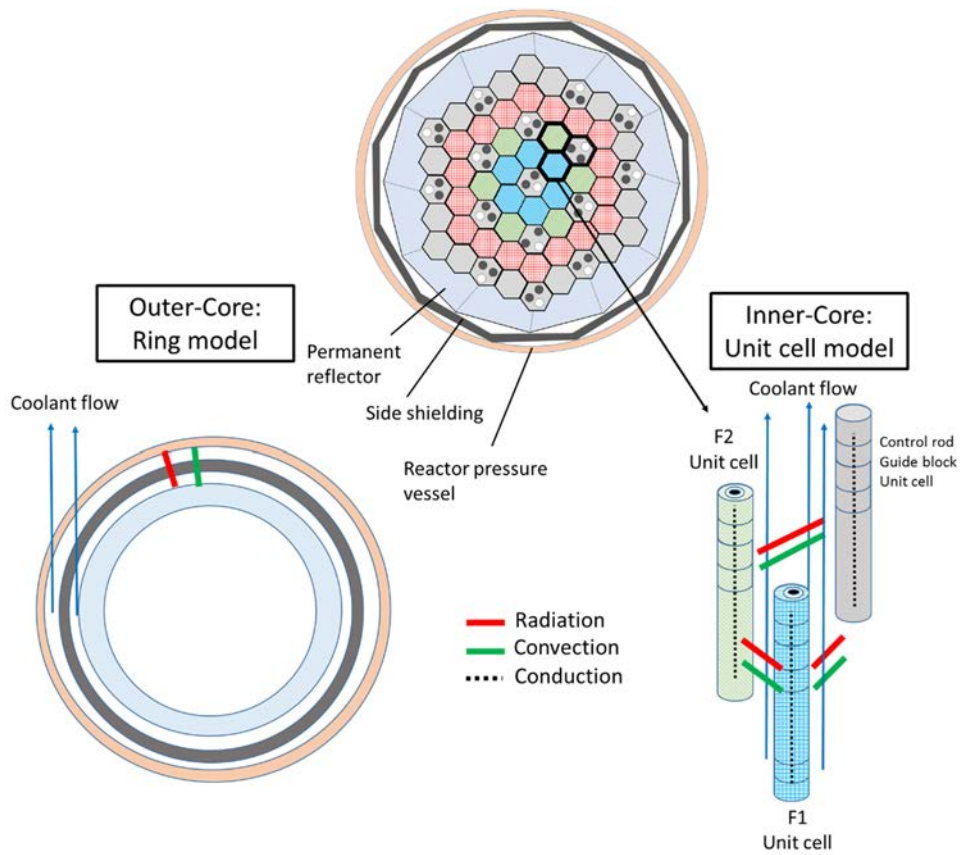


Fig.5.2 Outline of modeling

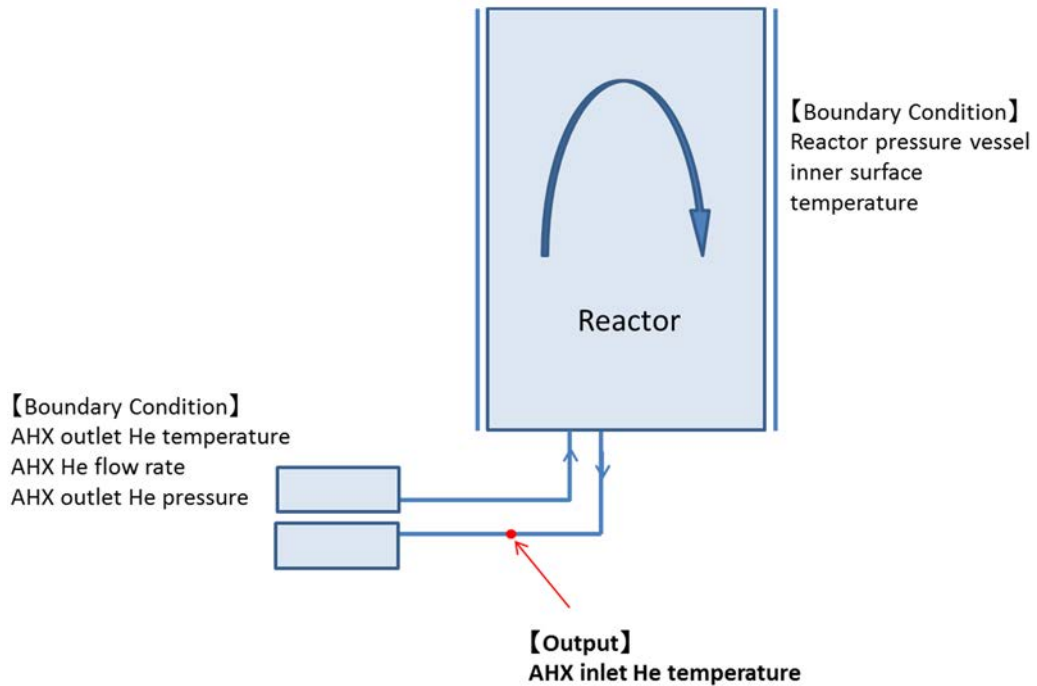


Fig.5.3 Outline of calculation condition

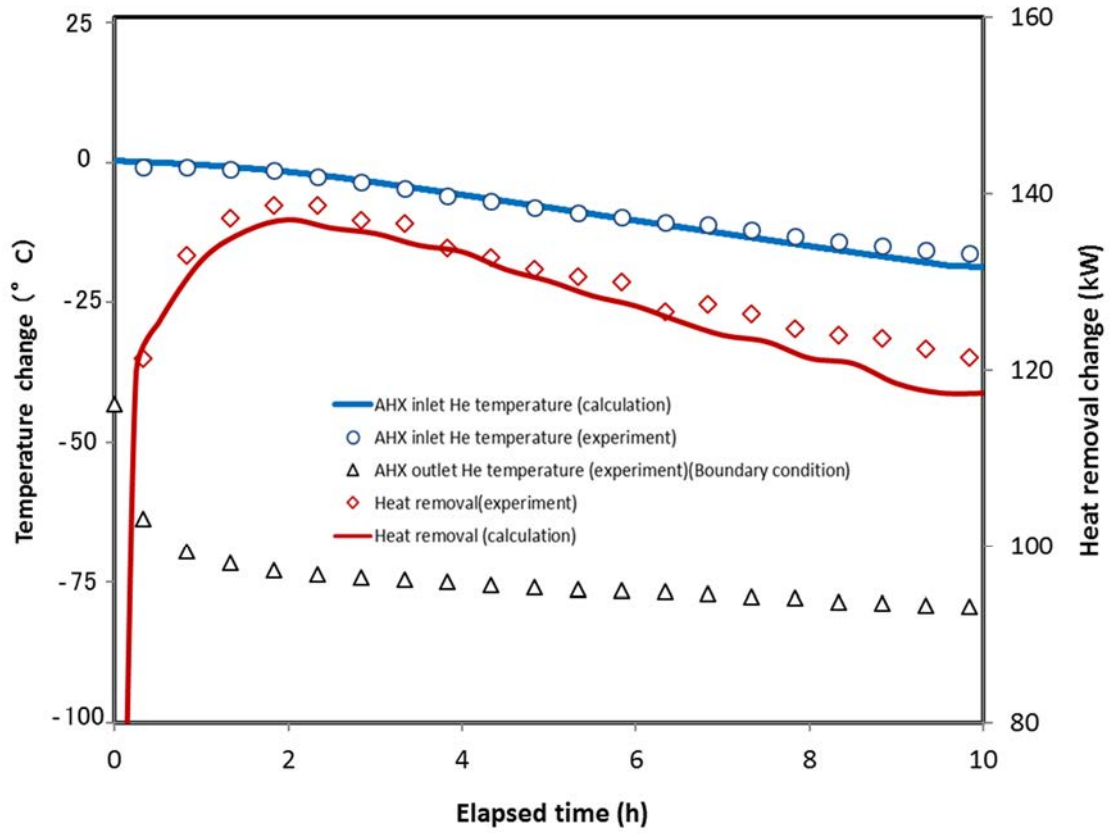


Fig.5.4 Test data and analytical results of heat removal

6. 結論

炉心部を改良した核・熱流動特性評価モデルを作成し、取得した炉心部の残留熱除熱特性データと改良したモデルによる計算値を比較した結果、以下を明らかにした。

- ・ 補助冷却器入口のヘリウム温度の解析結果は、最大 3°C 程度の差で試験データと一致した。
- ・ 原子炉の残留熱除熱量の解析結果は、約 5%程度の差で試験データと一致した。
- ・ 除熱特性（除熱速度）は、ほぼ試験データと一致しており原子炉の残留熱除熱特性評価モデルが妥当であることが明らかになった。

以上の結果から、改良した核・熱流動特性評価モデルは、非核加熱での原子炉の残留熱除熱特性を高精度に評価できるものと考えられる。今後は、検証した原子炉の残留熱除熱特性モデルに崩壊熱最適評価手法により求めた崩壊熱量を追加し、原子炉の除熱量を評価すると共に、本評価結果と核加熱を伴う試験の原子炉除熱量データを比較し、その差を崩壊熱最適評価手法に起因する誤差として、崩壊熱最適評価手法の適用性の確認を行う予定である。

なお、これらの結果は、「高温ガス炉の核熱流動特性に係る不確実さ評価手法」の研究を進める上でも有用なデータとなる。

謝 辞

崩壊熱評価の適用性確認試験（非核加熱試験）の立案、試験データを用いたシステム解析コードの検証にあたり、高温工学試験研究炉部 沢和弘部長、高温ガス炉水素・熱利用研究センター 國富一彦センター長、西原哲夫副センター長、大橋弘史安全設計グループリーダー、佐藤博之研究副主幹には貴重なご助言を頂きました。また、HTTR 運転管理課の皆様には試験データの取得にあたりご協力いただきました。ここに深く感謝申し上げます。

参考文献

- 1) Saito, S., Tanaka, T., Sudo, Y., et al., Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), 1994, JAERI 1332, 247p.
- 2) Honda, Y., Fukaya, Y., Nakagawa, S., et al., Sensitivity analysis of xenon reactivity temperature dependency for HTTR LOFC test by using RELAP5-3D code, 2016 International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR2016), Las Vegas, USA, 2016, 18365, in USB.
- 3) Shure, K., Fission-Product Decay Energy, WAPD-BT-24, 1961, pp. 1-17.
- 4) Decay Heat Power in Light Water Reactors ANSI/ANS-5.1, American Nuclear Society, 2005, 38p.
- 5) Croff, A.G., A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code, ORNL/TM-7175 (CCC-371), Oak Ridge National Laboratory, 1980, 189p.
- 6) 國富一彦, 中川繁昭、板倉洋文、高温工学試験研究炉の減圧事故時の温度分布解析, JAERI-M 91-163, 1991. 88p.
- 7) Sterbentz, J., Harp, J., Demkowicz, P., et al, Validation of the Physics Analysis used to Characterize the AGR-1 TRISO Fuel Irradiation Test, Proceeding of International Congress on Advance in Nuclear Power Plants (ICAPP 2015), Nice, France, 2015.
- 8) The RELAP5-3D Code Development Team, RELAP5-3D© Code Manual Volume I: Code Structure, System Modes, and Solution Methods, INL/MIS-15-36723 Revision 4.3, 2015, 662p.
- 9) The RELAP5-3D Code Development Team, RELAP5-3D© Code Manual Volume II: User's Guide and Input Requirements, INL/MIS-15-36723 Revision 4.3, 2015, 662p.
- 10) The RELAP5-3D Code Development Team, RELAP5-3D© Code Manual Volume III: Developmental Assessment, INL/MIS-15-36723 Revision 4.3, 2015, 458p.
- 11) The RELAP5-3D Code Development Team, RELAP5-3D© Code Manual Volume IV: Models and Correlations, INL/MIS-15-36723 Revision 4.3, 2015, 592p.
- 12) The RELAP5-3D Code Development Team, RELAP5-3D© Code Manual Volume V: User's guidelines, INL/MIS-15-36723 Revision 4.3, 2015, 620p.
- 13) U.S. Nuclear Regulatory Commission, RELAP5/MOD3 Code Manuals. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1995, NUREG/CR-5535.
- 14) 本多友貴, 佐藤博之, 中川繁昭 ほか, HTTR 核熱供給試験 (コールド試験) データによるシステム解析コードの検証及び水素製造施設異常時の原子炉挙動予測評価, JAEA-Technology 2015-012, 2015, 17p.

- 15) Strydom, G., Organization for Economic Cooperation and Development /NEA MHTGR 350 Benchmark: PHISICS/RELAP5 3D Results for Phase II Ex. 1-3, 2015.
- 16) 石原正博, 伊与久達夫, 豊田純二 ほか, 高温工学試験研究炉・炉心黒鉛構造設計方針における設計用データの解説, JAERI-M 91-153, 1991, 51p.

