JAEA-Technology 2015-012 DOI:10.11484/jaea-technology-2015-012



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

Validation of System Analysis Code with HTTR Thermal Load Fluctuation Test Data (Non-nuclear Heating) and Evaluation of Reactor Temperature Behavior during Upsets in Hydrogen Production Plant

本多 友貴 佐藤 博之 中川 繁昭 高田 昌二 栃尾 大輔 坂場 成昭 沢 和弘

Yuki HONDA, Hiroyuki SATO, Shigeaki NAKAGAWA, Shoji TAKADA Daisuke TOCHIO, Nariaki SAKABA and Kazuhiro SAWA

> 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 2015

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(<u>http://www.jaea.go.jp</u>) 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, 2015

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

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、佐藤 博之⁺、中川 繁昭⁺、高田 昌二、栃尾 大輔、 坂場 成昭⁺、沢 和弘

(2015年3月23日 受理)

日本原子力研究開発機構(以下、原子力機構)では、水素製造等の高温ガス炉の多様な産 業利用に向けて、高温工学試験研究炉(HTTR)を中心とした研究開発を進めている。高温 ガス炉から取り出される熱を用いた水素製造の実用化には、十分な安全確保が不可欠である のはもちろんのこと、経済性の観点から水素製造施設を高圧ガス保安法等の一般産業法の下 で建設することが望ましい。そこで原子力機構では、これまでに原子炉施設の安全確保の要 件や水素製造施設の「一般産業化」の条件から成る、水素製造施設の接続に係る高温ガス炉 の安全設計方針案を作成し、水素製造施設の状態によらず原子炉施設の状態量が通常運転の 範囲を逸脱しないことを水素製造施設の一般産業化の条件として提案している。本報告では、 これらの条件が原子炉施設の設計を充足することを示すため、高温ガス炉システムを対象と したシステム解析コードを用いて平成27年1月にHTTRを用いて実施した核熱供給試験(コ ールド試験)の再現解析を行い、当該解析コードが冷却材強制循環条件下における原子炉温 度過渡挙動評価へ適用可能であることを明らかにした。また、HTTR に接続予定の水素製造 施設での異常時における原子炉挙動の予測解析を実施し、原子炉出力や原子炉出口冷却材温 度等の注目パラメータについて、過渡変化を吸収し通常運転時の許容変動幅内に制御する設 計が可能であることを示し、水素製造施設の一般産業化の条件を充足する設計が工学的に成 立する見通しを確認した。

大洗研究開発センター:〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 + 原子力水素・熱利用研究センター 小型高温ガス炉研究開発ユニット

Validation of System Analysis Code with HTTR Thermal Load Fluctuation Test Data (Non-nuclear Heating) and Evaluation of Reactor Temperature Behavior during Upsets in Hydrogen Production Plant

Yuki HONDA, Hiroyuki SATO⁺, Shigeaki NAKAGAWA⁺, Shoji TAKADA, Daisuke TOCHIO, Nariaki SAKABA⁺ and Kazuhiro SAWA

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 23, 2015)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has been conducting research and developments towards industrial utilization of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) such as hydrogen production centered on the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR). Towards the realization of nuclear hydrogen production, it is important to ensure reactor safety as well as not to treat hydrogen production plant (H_2 plant) as an extension of a nuclear plant from economical point of view. JAEA, therefore, proposed a draft safety requirement, which consists of the requirements for constructing a H₂ plant under conventional chemical plant regulations as well as the requirements for collocation of a nuclear facility and a H₂ plant. One of the key requirements is to maintain reactor normal operation condition during every possible condition in the H_2 plant. In order to show that the requirement can be reasonably achieved, a system analysis code is validated with the HTTR experimental data obtained in January 2015. The validated code is applied for the evaluation of a postulated abnormal event in the H_2 plant to be connected to the HTTR. The results showed that the evaluation items such as reactor power and reactor outlet coolant temperature do not exceed evaluation criteria. As a conclusion, a feasibility of H_2 plant construction under non-nuclear regulations is validated by showing that the stable reactor operation can be achieved against temperature transients induced by abnormal conditions in the H₂ plant.

Keywords: HTGR, Hydrogen Production, HTTR, Safety Standard, System Analysis Code,

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

目 次

1. はじめに	1
2. HTTR の概要	2
2.1 原子炉及び炉心	2
2.2 原子炉冷却系統施設	3
3. 核熱供給試験の概要	6
3.1 核熱供給試験計画	6
3.2 核熱供給試験(コールド試験)	6
4. システム解析コードの検証	8
4.1 システム解析コード	8
4.2 計算モデルの概要	8
4.3 解析条件	13
4.4 解析結果	13
5. 水素製造施設の異常時における原子炉過渡挙動評価	14
5.1 計算モデル及び解析条件	14
5.2 解析結果	14
6. 結論	16
謝辞	16
参考文献	17

Contents

1.	Introduction	1
2.	Outline of the HTTR	2
	2.1 Reactor and core	2
	2.2 Reactor cooling system	3
3.	Outline of the thermal load fluctuation tests	6
	3.1 Outline of the test program	6
	3.2 Outline of the thermal load fluctuation tests (non-nuclear heating)	6
4.	Validation of the system analysis code	8
	4.1 Outline of the system analysis code	8
	4.2 Outline of the analysis model	8
	4.3 Analysis conditions	13
	4.4 Analysis results	13
5.	Reactor transient analysis for H ₂ plant coupling	14
	5.1 Analysis model and condition	14
	5.2 Analysis results	14
6.	Conclusion	16
Ac	knowledgement	16
Re	ferences	17

1. はじめに

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。加えて 900℃ を超える高温のヘリウムガスを供給できることから、 ガスタービンを用いた高効率発電のみならず、水素製造等、多様な熱利用が可能である。日 本原子力研究開発機構(以下、原子力機構)では、高温ガス炉の産業利用に向けて、高温工 学試験研究炉(HTTR: High Temperature Engineering Test Reactor)¹¹を中心とした研究開発を進 めており、1998 年 11 月に初臨界に達して以来、安全性実証試験²¹及び高温連続運転³¹などを 通して高温ガス炉技術の確証に必要なデータを蓄積してきた。これらの成果を踏まえ、HTTR に水素製造施設やヘリウムガスタービンからなる熱利用システムを接続し、世界で初めてと なる原子炉の熱を用いた水素製造、並びに、ヘリウムガスタービンによる発電の実証を目指 している⁴¹。

高温ガス炉から取り出される熱を用いた水素製造の実用化には、十分な安全確保が不可欠 であるのはもちろんのこと、経済性の観点から水素製造施設を高圧ガス保安法等の一般産業 法の下で建設することが望ましい。しかしながら、水素製造施設のような化学プラントが原 子炉施設に接続された例は世界にまだなく、水素製造施設の接続に係る原子炉施設の安全設 計方針の策定が必要である。

原子力機構では、これまでに安全確保の要件や水素製造施設の「一般産業化」の条件から 成る、水素製造施設の接続に係る高温ガス炉の安全設計方針案を作成している⁵⁾。本方針案 では、水素製造施設の状態によらず原子炉施設の状態量が通常運転の範囲を逸脱しないこと を水素製造施設の一般産業化の条件として提案している。このため、高温ガス炉システムの 原子炉挙動評価への適用性や挙動予測の性能が確認されたシステム解析コードを用いて、水 素製造施設の異常に起因する原子炉施設での熱流力的過渡変化を吸収し、原子炉出力や原子 炉出口冷却材温度等の注目パラメータを通常運転時の許容変動幅内に制御可能であることを 示す必要がある。

本報告書では、高温ガス炉システムを対象としたシステム解析コードを用いて平成27年1 月にHTTRを用いて実施した核熱供給試験(コールド試験)の再現解析を行い、当該解析コ ードの冷却材強制循環条件下における原子炉温度挙動評価への適用性や挙動予測の性能を評 価する。さらに、適用性を確認したシステム解析コードを用いて、HTTRに接続予定の水素 製造施設において、想定される最も大きい温度外乱発生時の原子炉挙動の予測解析を実施し、 水素製造施設の一般産業化の条件を充足する設計が工学的に成立することを確認する。

- 1 -

2. HTTR の概要

HTTR は燃料に被覆燃料、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℃ 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。なお、詳細については参考文献を参照されたい¹⁾。

2.1 原子炉及び炉心

原子炉本体の構造断面を 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 に示すように、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、反射体領域制御棒案 内カラムおよ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、被覆燃料粒子と黒鉛粉末が分散して焼結された燃料コンパクトを黒鉛スリ ーブに収めて燃料棒とし、その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次へ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。

炉心支持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。

炉心拘束機構は、側部遮へい体ブロック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。

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される。炉心拘束機構の概要を Fig.2.3 に示す。

ヘリウム冷却材は Fig.2.4 に示すように、まず原子炉圧力容器外から1次ヘリウムガイド管 及び補助ヘリウムガイド管部に流れ込んだ後、炉心支持格子と整流板で形成される空間(炉 心支持板冷却材流路)を通り炉心側部に流れる流路と、炉心下部プレナムから炉心側部に流 れる流路に分かれる。その後、固定反射体ブロックと側部遮へい体ブロック間及び側部遮へ い体と原子炉圧力容器間の2つの流路を上向きに流れ、上部プレナムにおいて混合される。 そして、逆転して下降流れとなり、燃料体、制御棒案内ブロックの冷却材流路及び黒鉛ブロ ック間ギャップの流れに分配される。燃料カラムに配分された冷却材は、燃料要素により加 熱されながら下向きに流れ、高温プレナムにおいて他の流路から流出する冷却材と混合した 後、出口管の内側を通って炉外へ導かれる。なお、HTTR において、全冷却材流量に対する 燃料体の冷却材流路を流れる流量の割合である炉心有効流量割合は、約95%と評価されている。

2.2 原子炉冷却系統施設

HTTR の原子炉冷却施設のうち、核熱供給試験(コールド試験)に使用する主な冷却設備 の概要を Fig.2.5 に示す。核熱供給試験(コールド試験)においては、1 次加圧水冷却器用へ リウム循環機のヘリウムガスの圧縮熱による入熱は1 次加圧水冷却器を経由して加圧水冷却 設備に配置されている加圧水空気冷却器より大気へ放散される。また、1 次へリウム循環機 の入熱に対して、空気冷却器出口流量調節弁 135VC1 及びバイパス流量調節弁 135VC2 の調 整により加圧水空気冷却器への加圧水流量割合を変更することができ、本試験では、加圧水 流量を極力絞って大気への放熱量を抑えることで HTTR の原子炉冷却施設の冷却材温度を上 昇させ所定の温度に保持して試験の初期条件を設定する。

なお、HTTR の核熱を伴う通常の運転には、2 つの原子炉出口冷却材温度の運転モードがある。すなわち、原子炉出力 30MW で原子炉出口冷却材温度が 850°C となる【定格運転モード】と、原子炉出口冷却材温度が 950°C となる【高温試験運転モード】がある。これらの運転モードについては、原子炉出力を 30MW、原子炉入口冷却材温度を 395°C に固定して、異なる冷却材流量の定格値を設定することで、所定の原子炉出口冷却材温度(850°C または 950°C) を実現している。



Fig.2.1 炉内構造物の構造断面



Fig.2.2 燃料ブロック構造と炉心水平断面



Fig.2.3 炉心拘束機構







3. 核熱供給試験の概要

3.1 核熱供給試験計画

核熱供給試験⁶⁷⁷は、水素製造施設の異常に起因する原子炉施設での熱流力的過渡変化に対し、原子炉状態量が通常運転の範囲を逸脱しないことを確証するとともに、設計で使用する システム解析コードの検証用データを取得することを目的とする。

3.2 核熱供給試験 (コールド試験)

3.2.1 試験目的

本試験では、冷却材強制循環条件下におけるシステム解析コードの原子炉温度過渡挙動評価への適用性や挙動予測の性能の評価のためのデータ取得を目的とする。そのためには、原子炉入口冷却材温度の変動に対して、他の原因による影響が少ない条件下での原子炉出口冷却材温度の応答のデータの取得が必要であり、出力による熱変動の影響がない非核加熱条件下でのデータの取得を目指し、核熱供給試験(コールド試験)を実施した。

3.2.2 試験方法および条件

本試験は非核加熱状態で実施された。試験は原子炉入口冷却材温度を約 120°C、1 次ヘリ ウム圧力を約 2.4MPa に保持した状態から開始された。この状態は 1 次加圧水冷却器用ヘリ ウム循環機及び加圧水循環ポンプによる入熱により達成される。この際には圧水空気冷却器 出口流量調節弁 135VC1 は全閉としている。試験は初期状態から加圧水空気冷却器出口流量 調節弁 135VC1 を開とし、加圧水温度を低下させて原子炉入口冷却材温度に外乱を与える事 により実施し、原子炉入口冷却材温度の外乱に対する原子炉出口冷却材温度変化等のデータ を取得する。試験は加圧水温度変化をパラメータとした 3 ケースを行い、各試験においては Table 3.1 に示す加圧水温度変化を目標とした。

3.2.3 試験手順

核熱供給試験(コールド試験)の加圧水温度変化目標値を Table3.1、試験手順を Fig.3.1 に 示す。まず、加圧水空気冷却器出口流量調節弁を開け空気冷却器を流れる加圧水の割合を変 更することで加圧水温度を目標値まで降温した。これにより原子炉入口冷却材温度が降温し、 それに伴う原子炉出口冷却材温度の時間変化を計測した。

	加圧水温度変化目標値
Test 1	10°C
Test 2	15°C
Test 3	40°C

Table 3.1 加圧水温度変化目標值



Fig.3.1 核熱供給試験(コールド試験)の試験手順

4. 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を用いて核熱供給試験(コ ールド試験)の再現解析を行った。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。

4.1 システム解析コード

4.1.1 概要

本報告書では、米国原子力規制委員会及びアイダホ国立研究所により開発された RELAP5/MOD3⁸⁾をベースに高温ガス炉システムへ評価対象の拡張を図ったシステム解析コ ードを用いて解析を行った。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、流体の過渡熱流動状態を求める。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 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、燃料温度 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設計に より得られる値を用いる。RELAP5 の詳細については参考文献を参照されたい⁸⁾。

本コードのベースである RELAP5 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、動特性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。また、高温ガス炉の過渡熱流力挙動解析に適用するため、原子力機構においてヘリウム熱流動に係る物理モデルを付加している⁹。

4.2 計算モデルの概要

HTTRの原子炉の計算ノードは、上部プレナム、炉側部流路、固定反射体、側部遮蔽体、 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 部プレナムおよび炉心で構成する。

従来計算モデルの計算ノードを Fig.4.1 に示す。従来の計算モデルでは、炉心はホットチャンネルおよび平均チャンネルから構成され、それぞれ冷却材流路、燃料及び黒鉛ブロックから構成される。炉心における径方向の熱伝導および輻射伝熱については、平均チャンネルの 燃料から圧力容器方向への熱移動が考慮されている。また、従来の計算モデルは安全解析を 目的としており、燃料温度等の注目パラメータを保守的に評価する観点から炉床部や炉側部 等の黒鉛構造物を簡略化している。

しかしながら、従来の計算モデルでは模擬できなかった径方向の熱移動を考慮するため、 Fig.4.2 に示すように炉心をリング状にモデル化する。 Fig.4.3 に炉心のモデル化の方法を示す。燃料ブロックおよび可動反射体ブロックの領域は、 リング毎に分割し、ひとつのリングを厚さの等しい二つのメッシュに分割する。燃料チャン ネル流路は、各リングにおける流路断面積と等価な流路としてモデル化する。また各リング は軸方向に等間隔で15分割とし、そのうち燃料領域は10分割領域とする。

また、本試験結果から原子炉出口冷却材温度は原子炉側部の構造材温度に追従して変化する事が明らかになっている。この特性に注目して、以下の改良を行う。

- 炉心支持黒鉛構造物(高温プレナムブロック、炉床部断熱層、高温プレナム側部 ブロック)のモデル化
- 炉側部流路における炉心拘束機構による熱伝達の促進効果の考慮
- 炉心レストレイントリング熱容量の考慮

ヘリウムには RELAP5 コード内蔵の物性値を使用する。構造材の物性値は熱伝導率及び熱容量、輻射率を入力データで任意に与えることが可能である。本評価では、黒鉛の熱伝導率に IG-110のデータベース¹⁰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¹¹⁾を用いた。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した。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¹²⁾を用いた。また、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¹¹⁾を用いた。

炉心リングモデルに関して、等価熱伝導率はリング毎に均質化された燃料体ブロック、制 御棒案内ブロック及び可動反射体ブロックの個数に応じて、各々ブロックの等価熱伝導率を 体積平均することにより求めた。また、体積熱容量についても、上記の個々の材料の物性値 を均質化領域で体積平均することにより求めた。また、実機とモデルの形状の違いを考慮す るため熱構造物と冷却材との伝熱面積を補正した。これにより生じる熱構造物の体積のずれ は、体積熱容量を補正することで調整した。

従来の計算モデルは、主に安全解析に用いられ、体積熱容量や熱伝導率に不確かさを考慮 した値を用いているが、本解析で用いた改良した計算モデルは、核熱供給試験(コールド試 験)のデータを用いた解析コードの検証を目的としているため、改良した計算モデルの物性 値にはノミナル値を用いる。

輻射については、可動反射体ブロックから炉容器冷却設備の構造物間において、各構造物 間の輻射による熱移動を計算している。なお、本評価では、冷却材強制循環条件下を対象と しており、かつ、構造物間の温度差が小さいことから、構造材から冷却材への熱伝達に比べ 熱移動量がわずかな炉心領域での構造物間の輻射は、考慮しないこととする。



Fig.4.1 従来の計算モデルのノード概要



Fig.4.2 改良した計算モデルのノード概要



Fig.4.3 改良した計算モデル概要

4.3 解析条件

原子炉入口冷却材温度、原子炉出口圧力及び1次冷却材流量の境界条件には核熱供給試験 (コールド試験)のデータを用いた。本評価では、核熱供給試験(コールド試験)として実 施された3つの試験の中で最も原子炉入口冷却材温度の変動に対する原子炉出口冷却材温度 の応答が顕著であり、さらに、原子炉入口冷却材温度の変動以外の外乱がなく、解析コード の検証に適しているTest2の試験データを用いた。また、原子炉は非核加熱状態とし、制御 系は不作動とした。炉容器冷却設備による原子炉からの除熱量は、原子炉の熱収支に関する 試験データに基づき設定した。

4.4 解析結果

原子炉出口冷却材温度の試験結果と解析結果の比較を Fig.4.4 に示す。試験開始と同時に加 圧水温度の降温に伴い原子炉入口冷却材温度は徐々に降温し約5時間で安定した。原子炉出 口冷却材温度は原子炉入口冷却材温度の変動に従い、時間遅れを伴いながら徐々に原子炉入 口冷却材温度に近接した。

従来の計算モデルを用いた解析結果では、原子炉出口冷却材温度の応答は試験結果と比較 して急速であり、原子炉入口冷却材温度とほぼ同時に変化した。これに対し、改良モデルに よる解析では、試験結果を良く再現している。これは、改良モデルでは、炉心領域をリング 状にモデル化するとともに、原子炉出口冷却材温度の応答が遅くなる項目に着目し、今まで 考慮されていなかった炉心支持黒鉛構造物のモデル化による熱容量の考慮や炉側部流路にお ける炉心拘束機構による熱伝達の促進効果の考慮を行ったためと考えられる。

これらの改良により原子炉入口冷却材温度変動に対する原子炉出口冷却材温度の応答が良 く一致することが示された。以上から、冷却材強制循環条件下においてシステム解析コード は原子炉の温度過渡挙動解析に適用可能であることが示された。



Fig.4.4 原子炉出入口冷却材温度の核熱供給試験(コールド試験)の結果と解析結果

5. 水素製造施設の異常時における原子炉過渡挙動評価

本章では、適用性が確認されたシステム解析コードを用いて、HTTR に接続予定の水素製 造施設の異常時における原子炉挙動の予想評価を実施した。評価に用いた計算モデルや解析 条件、解析結果を以下に示す。

5.1 計算モデル及び解析条件

本評価では、Fig.4.2 に示した改良した計算モデルを使用する。出力状態での解析を行うに 当たり、燃料コンパクトと黒鉛ブロックの平均物質からなる熱構造物内の発熱量を与えてい る。反応度は、これらの平均物質の温度変化に伴う反応度変化を考慮した。また、制御系は 不作動とした。

解析は HTTR 高温試験運転モードの原子炉運転条件から開始し、原子炉入口における温度 境界条件を1秒間で上昇させることで開始する。温度上昇幅は、HTTR に接続予定の水素製 造施設での異常時に想定される原子炉への最も大きい温度外乱である+10°C とした。

動特性パラメータは、高温試験運転モードでの温度分布/燃焼日数385日の計算条件において HTTR 試験データで検証済みの核特性評価コードを用いて導出した。¹³⁾¹⁴⁾高温試験運転モー ドの原子炉運転条件を Table 5.1 に示す。

原子炉入口冷却材温度	395°C
原子炉出口冷却材温度	950°C
1 次冷却材流量	10.2 kg/s
1 次冷却材圧力	約 4MPa

Table 5.1 高温試験運転モードの原子炉運転条件

5.2 解析結果

解析結果を Fig.5.1 に示す。原子炉入口冷却材温度に+10℃の変動を与えると、原子炉出口 冷却材温度が徐々に上昇を始めるが、負のフィードバック反応度が投入され、原子炉出力が わずかに低下するため、原子炉出口冷却材温度は初期よりも低い温度で安定する。このとき、 原子炉出口冷却材温度の最大上昇幅は 0.15℃ であるが、通常運転時の許容変動幅+7℃ を超 えることはない。また、原子炉出力は定格値を超えることはない。以上から、水素製造施設 の異常に起因する原子炉施設での熱流力的過渡変化に対し、原子炉出力や出口冷却材温度等 の注目パラメータを通常運転時の許容変動幅内に制御する設計が可能であることが示された。



Fig.5.1 出力状態での過渡挙動評価結果

6. 結論

原子力機構が提案する水素製造施設の一般産業化には、水素製造施設の状態によらず原子 炉施設の状態量が通常運転の範囲を逸脱しないことを確証する必要がある。本報告では、高 温ガス炉システムを対象としたシステム解析コードの原子炉挙動評価への適用性を確認する ため、核熱供給試験(コールド試験)データを用いた検証を実施した。

原子炉温度過渡挙動に用いる計算モデルについて、原子炉入口冷却材温度変動に対する原 子炉出口冷却材温度の応答が原子炉内の構造物熱容量や構造物と冷却材間の熱伝達に依存す ることに注目し、炉心領域をリング状にモデル化するとともに、炉心支持鋼構造物や炉心支 持黒鉛構造物のモデル化を行った。改良した計算モデルを用いて核熱供給試験(コールド試 験)の再現解析を行ったところ、原子炉出口冷却材温度の解析結果は試験結果とよく一致す ることが示され、システム解析コードが冷却材強制循環条件下での原子炉の温度過渡挙動評 価へ適用可能であることを明らかにした。

また、適用性が確認されたシステム解析コードを用いて、HTTR に接続予定の水素製造施 設での異常時における原子炉挙動の予想解析を実施した結果、水素製造施設の異常に起因す る原子炉施設での熱流力的過渡変化を吸収し、原子炉出力や出口冷却材温度等の注目パラメ ータを通常運転時の許容変動幅内に制御する設計が可能であることが示された。以上から、 水素製造施設の一般産業化の条件を充足する設計が工学的に成立する見通しを確認した。

今後は、HTTR を用いて核加熱条件下での核熱供給試験を実施し、温度外乱に対する原子 炉の安定運転を確証するとともに、システム解析コードを用いて HTTR への水素製造施設の 接続に伴う安全評価を進める予定である。

謝 辞

核熱供給試験(コールド試験)の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の石原部長、藤本研究主席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

- Saito, S., Tanaka, T., Sudo, Y. et al., Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), 1994, JAERI 1332, 247p.
- Tachibana, Y., Nakagawa, S., Takeda, T., et al., Plan for first phase of safety demonstration tests of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), Nucl. Eng. Des., vol.224, No.2,2003, pp.179-197.
- 3) 栃尾大輔, 濱本真平, 猪井宏幸 ほか,HTTR 長期連続運転の結果の概要 -高温・並列 50 日運転-, JAEA-Technology 2010-038, 2010, 57p.
- 佐藤博之,大橋弘史,Yan,X.L., ほか,高温ガス炉の多様な産業利用に向けた HTTR 熱利 用試験計画, JAEA-Technology 2014-031, 2014, 30p.
- 5) 佐藤博之, 大橋弘史, 田澤勇次郎 ほか, 水素製造施設の接続に係る高温ガス炉の安全設 計方針の検討, JAEA-Technology 2013-015, 2013, 68p.
- 6) 栃尾大輔,齋藤賢司,島崎洋祐 ほか,HTTR の熱利用系負荷変動試験の予備検討, JAEA-Technology 2011-018, (2011), 43p.
- 7) Honda, Y., Saito, K., Tochio, D. et al., Establishment of control technology of the HTTR and future test plan, J. Nucl.Sci.Technol., vol.51, No.5, 2014, pp.645-655.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. RELAP5/MOD3 Code Manuals. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. 1995, NUREG/CR-5535.
- Sato, H., Ohashi, H., Nakagawa, S. et al., Validation and application of thermal hydraulic system code for analysis of helically coiled heat exchanger in high-temperature environment, J. Nucl.Sci.Technol., vol.51, No.11-12,2014, pp.1324-1335.
- 10) 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.
- 11) 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.
- 12) 中川繁昭, 三竹普, 大橋一孝, ほか, 高温ガス炉の炉心動特性解析コード"BLOOST-J2", JAERI-M 89-013, 1989, 44p.
- 13) 藤本望, 野尻直喜, 高田英治 ほか., 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, JAERI-Tech 2000-091, 2000, 49p.
- 14) 小野正人,後藤実,篠原正憲 ほか,高温工学試験研究炉(HTTR)の温度係数測定試験;原 子炉出力 9MW 及び 30kW の温度係数の燃焼度依存性,JAEA-Technology 2013-001, 2013, 35p.

This is a blank page.

表 1. SI 基本単位			
甘大昌	SI 基本ì	単位	
盔半里	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	А	
熱力学温度	ケルビン	Κ	
物質量	モル	mol	
光度	カンデラ	cd	

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例				
SI 組立単位				
相立単 名称	記号			
面 積 平方メートル	m ²			
体 積 立方メートル	m ³			
速 さ , 速 度 メートル毎秒	m/s			
加 速 度メートル毎秒毎秒	m/s^2			
波 数 毎メートル	m ⁻¹			
密度, 質量密度 キログラム毎立方メートル	kg/m ³			
面 積 密 度 キログラム毎平方メートル	kg/m ²			
比体積 立方メートル毎キログラム	m ³ /kg			
電 流 密 度 アンペア毎平方メートル	A/m ²			
磁 界 の 強 さアンペア毎メートル	A/m			
量 濃 度 ^(a) , 濃 度 モル毎立方メートル	mol/m ⁸			
質量濃度 キログラム毎立方メートル	kg/m ³			
輝 度 カンデラ毎平方メートル	cd/m ²			
屈 折 率 ^(b) (数字の) 1	1			
比 透 磁 率 ^(b) (数字の) 1	1			
(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度				

(substance concentration)ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

			SI 租工单位	
組立量	名称	記号	他のSI単位による 表し方	SI基本単位による 表し方
平 面 1	自 ラジアン ^(b)	rad	1 (в)	m/m
立体 1	自ステラジアン ^(b)	$sr^{(c)}$	1 ^(b)	m^2/m^2
周 波 教	女ヘルツ ^(d)	Hz	-	s ⁻¹
力	ニュートン	Ν		m kg s ⁻²
圧力,応2	リパスカル	Pa	N/m ²	$m^{-1} kg s^{-2}$
エネルギー,仕事,熱力	± ジュール	J	N m	$m^2 kg s^2$
仕事率, 工率, 放射]	ミワット	W	J/s	$m^2 kg s^{-3}$
電荷,電気	量クーロン	С		s A
電位差(電圧),起電力	ゴボルト	V	W/A	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 1}$
静電容	量 ファラド	F	C/V	$m^{-2} kg^{-1} s^4 A^2$
電気抵打	1オーム	Ω	V/A	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 2}$
コンダクタンン	マジーメンス	s	A/V	$m^{-2} kg^{-1} s^3 A^2$
磁 〕	ē ウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^2 A^1$
磁束密加	まテスラ	Т	Wb/m ²	$\text{kg s}^{2} \text{A}^{1}$
インダクタンン	ペーンリー	Н	Wb/A	$m^2 kg s^{\cdot 2} A^{\cdot 2}$
セルシウス温度	まセルシウス度 ^(e)	°C		K
光 〕	ミルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照	モルクス	lx	lm/m^2	m ⁻² cd
放射性核種の放射能 ^{(f}	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量,比エネルギー分与 カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^{2} s^{-2}$
線量当量,周辺線量当量, 方向性線量当量,個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	$m^2 s^{\cdot 2}$
酸素活	主カタール	kat		s ⁻¹ mol

酸素活性(カタール) kat [s¹ mol
 (a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはや ュヒーレントではない。
 (b)ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明 示されない。
 (c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d)へルツは周頻現象についてのみ、ペラレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e)センシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。やレシウス度とケルビンの
 (d)ペルジは周頻現象についてのみ、ペラレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e)センシウス度はケルビンの特別な名称で、1、組定差で建度問題を表す数値はどもらの単位で表しても同じである。
 (f)放射性核種の放射能(activity referred to a radionuclide)は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g)単位シーベルト(PV,2002,70,205)についてはCIPM勧告2(CI-2002)を参照。

表4.単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

	SI 組立単位			
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方	
粘度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹	
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²	
表 面 張 九	コニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²	
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹	
角 加 速 度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	$m m^{-1} s^{-2} = s^{-2}$	
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	kg s ⁻³	
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 kg s^2 K^1$	
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2 s^{-2} K^{-1}$	
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^{2} s^{2}$	
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹	
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²	
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹	
電 荷 密 度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A	
表 面 電 荷	「クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A	
電 束 密 度 , 電 気 変 位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A	
誘 電 卒	コァラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$	
透 磁 率	ペンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²	
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 kg s^2 mol^1$	
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2 kg s^{-2} K^{-1} mol^{-1}$	
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A	
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^{2} s^{-3}$	
放 射 強 度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 m^{-2} kg s^{-3} = m^2 kg s^{-3}$	
放 射 輝 度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³	
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	$m^{-3} s^{-1} mol$	

表 5. SI 接頭語					
乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10^{24}	э 9	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	с
10^{18}	エクサ	Е	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	Р	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	Т	10 ⁻⁹	ナノ	n
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	р
10^{6}	メガ	М	10^{-15}	フェムト	f
10^{3}	+ 1	k	10^{-18}	アト	а
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^{1}	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	v

表6.SIに属さないが、SIと併用される単位				
名称	記号	SI 単位による値		
分	min	1 min=60 s		
時	h	1 h =60 min=3600 s		
日	d	1 d=24 h=86 400 s		
度	•	1°=(π/180) rad		
分	,	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad		
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad		
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²		
リットル	L, 1	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³		
トン	t	$1 t = 10^3 kg$		

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で

表される数値が実験的に得られるもの				
名称	記号	SI 単位で表される数値		
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J		
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg		
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da		
天 文 単 位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m		

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海 里	М	1 M=1852m
バーン	b	$1 \text{ b}=100 \text{ fm}^2=(10^{\cdot 12} \text{ cm})^2=10^{\cdot 28} \text{ m}^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	の単位しの教徒的な問題は
ベル	В	31単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
デシベル	dB -	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値			
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J			
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N			
ポアズ	Р	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s			
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{\cdot 1} = 10^{\cdot 4} \text{ m}^2 \text{ s}^{\cdot 1}$			
スチルブ	sb	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd cm}^{-2} = 10^4 \text{ cd m}^{-2}$			
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx			
ガル	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²			
マクスウエル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{ G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$			
ガウス	G	$1 \text{ G} = 1 \text{Mx cm}^{-2} = 10^{-4} \text{T}$			
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe ≙ (10 ³ /4 π)A m ⁻¹			
(a) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≦ 」					

は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例						
	4	名利	5		記号	SI 単位で表される数値
キ	ユ		IJ	-	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
$\scriptstyle u$	\sim	ŀ	ゲ	\sim	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラ				ĸ	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
$\scriptstyle u$				ム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガ		$\boldsymbol{\mathcal{V}}$		7	γ	$1 \gamma = 1 \text{ nT} = 10^{-9} \text{T}$
フ	T.		N	Ξ		1フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メー	ートル	/系	カラゞ	ット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10 ⁻⁴ kg
ŀ				N	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
力			IJ	-	cal	1 cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J (「IT」カロリー), 4.184J(「熱化学」カロリー)
3	ク			~	ц	$1 \mu = 1 \mu m = 10^{-6} m$