

HTTR を用いた熱負荷変動試験 (非核加熱試験)

—温度過渡に対する高温ガス炉システム応答特性の確認—

HTTR Thermal Load Fluctuation Test (Non-nuclear Heating Test)

—Confirmation of HTGR System Response against Temperature Transient—

本多 友貴 梶尾 大輔 中川 繁昭 関田 健司
本間 史隆 澤畑 洋明 佐藤 博之 坂場 成昭
高田 昌二

Yuki HONDA, Daisuke TOCHIO, Shigeaki NAKAGAWA, Kenji SEKITA
Fumitaka HOMMA, Hiroaki SAWAHATA, Hiroyuki SATO, Nariaki SAKABA
and Shoji TAKADA

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

August 2016

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, 2016

HTTR を用いた熱負荷変動試験（非核加熱試験）
－温度過渡に対する高温ガス炉システム応答特性の確認－

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、栃尾 大輔、中川 繁昭⁺、関田 健司、本間 史隆、
澤畑 洋明、佐藤 博之⁺、坂場 成昭⁺、高田 昌二

(2016年3月31日 受理)

高温工学試験研究炉（HTTR）では、温度過渡に対する高温ガス炉システム全体の応答特性を明らかにしシステム解析コードに反映することを目的とし、非核加熱という理想的な条件において、熱負荷変動試験（非核加熱試験）を実施した。熱負荷変動試験（非核加熱試験）は、温度過渡に対する原子炉の応答特性を確認する核熱供給試験（非核加熱試験）と、中間熱交換器の応答特性を確認する熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）により成る。HTTRを用いた2つの非核加熱試験により、温度過渡に対する高温ガス炉システムの応答特性データを取得した。

HTTR Thermal Load Fluctuation Test
(Non-nuclear Heating Test)
— Confirmation of HTGR System Response against Temperature Transient —

Yuki HONDA, Daisuke TOCHIO, Shigeaki NAKAGAWA⁺, Kenji SEKITA,
Fumitaka HOMMA, Hiroaki SAWAHATA,
Hiroyuki SATO⁺, Nariaki SAKABA⁺ and Shoji TAKADA

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, 2016)

A system analysis code is validated with the thermal-load fluctuation absorption test with non-nuclear heating by using the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) to clarify the High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) system response against temperature transient. The thermal-load fluctuation test consists of the nuclear heat supply tests (non-nuclear heating) and heat application system abnormal simulating test (non-nuclear heating). The HTGR reactor response against temperature transient is clarified in the nuclear heat supply test (non-nuclear heating). The Intermediate Heat Exchanger (IHX) reactor response against temperature transient is clarified in the heat application system abnormal simulating test (non-nuclear heating). With the two HTTR non-nuclear heating tests, HTGR system response against temperature transient is obtained.

Keywords: HTGR, Heat Application System, HTTR, System Analysis Code, RELAP5

⁺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	2
2.1 原子炉および炉心	2
2.2 原子炉冷却系統施設	3
2.3 中間熱交換器(IHX)	3
3. 熱利用接続に関する HTTR 試験	8
4. 核熱供給試験(非核加熱試験)	9
4.1 試験目的	9
4.2 試験概要	9
4.3 試験データ	9
5. 熱利用系異常模擬試験(非核加熱試験)	12
5.1 試験目的	12
5.2 試験概要	12
5.3 試験データ	12
6. 結 論	15
謝 辞	16
参考文献	16

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of the HTTR	2
2.1 Reactor core	2
2.2 Reactor cooling system	3
2.3 Intermediate heat exchanger	3
3. HTTR test for HTGR coupling with heat application system	8
4. Nuclear heat supply test (non-nuclear heating)	9
4.1 Test purpose	9
4.2 Test condition	9
4.3 Test results	9
5. Heat application system abnormal simulating test (non-nuclear heating)	12
5.1 Test purpose	12
5.2 Test condition	12
5.3 Test results	12
6. Conclusion	15
Acknowledgements	16
References	16

図リスト

Fig 2.1	炉心断面図	4
Fig 2.2	燃料ブロック構造	4
Fig 2.3	炉心拘束機構	5
Fig 2.4	圧力容器下部でのヘリウム冷却材流路	5
Fig 2.5	主冷却設備の概要	6
Fig 2.6	中間熱交換器の概要	7
Fig 3.1	熱利用系接続に関する試験の概要	8
Fig 4.1	核熱供給試験(非核加熱試験)の概要	10
Fig 4.2	核熱供給試験(非核加熱試験)データ-1	10
Fig 4.3	核熱供給試験(非核加熱試験)データ-2	11
Fig 4.4	温度測定点(Fig.4.3 に対応)	11
Fig 5.1	熱利用系異常模擬試験(非核加熱試験)の概要	13
Fig 5.2	熱利用系異常模擬試験(非核加熱試験)データ-1	13
Fig 5.3	熱利用系異常模擬試験(非核加熱試験)データ-2	14
Fig 5.4	温度測定点(Fig.5.3 に対応)	14

Figure List

Fig 2.1	Cross section of core structure	4
Fig 2.2	Cross section of fuel block structure	4
Fig 2.3	Core restraint mechanism	5
Fig 2.4	Helium flow pass in bottom of reactor pressure vessel	5
Fig 2.5	Outline of HTTR main cooling system	6
Fig 2.6	Outline of intermediate heat exchanger (IHX)	7
Fig 3.1	Outline of HTTR test for HTGR coupling with heat application system ...	8
Fig 4.1	Outline of nuclear heat supply test (non-nuclear heating)	10
Fig 4.2	Results of nuclear heat supply test (non-nuclear heating)-1	10
Fig 4.3	Results of nuclear heat supply test (non-nuclear heating)-2	11
Fig 4.4	Measured point for Fig.4.3	11
Fig 5.1	Outline of heat application system abnormal simulating test (non-nuclear heating)	13
Fig 5.2	Results of heat application system abnormal simulating test (non-nuclear heating)-1	13
Fig 5.3	Results of heat application system abnormal simulating test (non-nuclear heating)-2	14
Fig 5.4	Measured point for Fig.5.3	14

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。加えて 900°C 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（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）¹⁾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、様々な試験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²⁾。

高温ガス炉から取り出される熱利用の実用化には、十分な安全確保が不可欠であるのはもちろんのこと、経済性の観点から熱利用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。そのためには、熱利用施設の異常に起因する原子炉施設での温度過渡が原子炉側に投入された場合においても原子炉がその変動を吸収し、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示す必要がある。

本条件を原子炉施設の設計が充足することを示すには、高温ガス炉システムの原子炉挙動評価への適用性が確認されたシステム解析コードを用いて、熱利用施設の異常に起因する温度過渡に対し、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。システム解析コードの適応性確認に際し、高温ガス炉特有の事象について HTTR を用いた試験データにより、RELAP5 コードについて適用性の確認を行っている³⁾。しかしながら、高温ガス炉の温度過渡の吸収特性を精度良く評価するためには、高温ガス炉内にある熱容量が大きな黒鉛構造物等により生じる温度過渡に対する大きな時定数を十分に考慮し、これらの黒鉛構造物等の温度解析モデルを構築し、その適応性を確認する必要があると考えた。さらに、複雑な構造であり高温ガス炉特有のヘリウムガス-ヘリウムガスの熱交換を行う中間熱交換器についても、同様の確認が必要と考えた。

そこで、HTTR では、温度変動以外の外乱要因が少ない非核加熱という理想的な条件において、温度過渡に対する高温ガス炉システムの応答特性を明らかにし、当該解析コードに反映することを目的とし、熱負荷変動試験（非核加熱試験）を実施した。ここで熱非核加熱試験とは、核出力を伴わずガス循環機からの入熱のみでシステムを昇温させて行う試験を指す。熱負荷変動試験（非核加熱試験）は、高温ガス炉の熱利用系接続に関する試験の 1 つであり、核熱供給試験（非核加熱試験）と、熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）により成る。試験の詳細な分類については 3 章にて述べる。核熱供給試験（非核加熱試験）は平成 26 年度に実施され、温度過渡に対する原子炉の応答特性に関するデータの取得を行った。熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）は平成 27 年度に実施され、温度過渡に対する中間熱交換器

(IHX : Intermediate Heat Exchanger) の応答特性に関するデータの取得を行った。これら 2 つの非核加熱試験により、温度過渡に対する高温ガス炉システムの応答特性データを取得した。

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°C の高温ガス炉である。以下に原子炉、炉心およ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 原子炉および炉心

原子炉本体の構造断面図を Fig.2.1 に示す。原子炉本体は、原子炉压力容器、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黒鉛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、炉心支持鋼構造物およ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、炭素ブロックおよ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から構成され、原子炉压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し、また炉心側部の鋼構造物の冷却およ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。

ヘリウム冷却材は Fig.2.4 に示すように、まず原子炉压力容器外から 1 次ヘリウムガイド管およ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および側部遮へい体と原子炉压力容器間の 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およ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、出口管の内側を通過して炉外へ導かれる。

2.2 原子炉冷却系統施設

原子炉冷却系統施設の概要を Fig.2.5 に示す。HTTR の原子炉主冷却設備は、1 次冷却設備として IHX 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。

HTTR の系統的な運転モードには、原子炉出力 30MW の時に PPWC のみで 30MW の除熱を行う単独運転モードと、原子炉出力 30MW の時に、PPWC で 20MW、IHX で 10MW の除熱を行う並列運転モードがある。

現在、IHX の 2 次冷却系は原子炉で発生した熱を大気へと放散する加圧水冷却系統へと接続されているが将来は IS プロセスによる水素製造設備へと接続することが計画されている。

2.3 中間熱交換器 (IHX)

IHX の構造図を Fig.2.6 に示す。IHX はたて置ヘリカルコイル向流型ガス-ガス熱交換器である。胴部は二重胴構造になっており、二重胴の内胴内側には、ライナにより表面を覆った断熱材が設けられている。IHX には 96 本の伝熱管が設けられており、6 層の積層構造で配置されている。さらに、IHX には 96 本の伝熱管が設けられており、6 層の積層伝熱促進板は IHX 内の伝熱管の間に取り付けられている。通常の熱交換器内の伝熱は熱伝達により行われているが、IHX では伝熱促進板が取り付けられることにより、熱輻射による伝熱も行われている。

炉心で加熱された高温の 1 次冷却材は二重管内管を通過して下部の 1 次冷却材二重ノズル内側より流入し、伝熱管の外側を上昇しながら 2 次冷却材により冷却されて 1 次冷却材出口ノズルより 1 次ヘリウム循環機 (PGC : Primary Gas Circulator) に導かれる。PGC で昇圧された 1 次冷却材は、1 次冷却材入口ノズルより内胴と外胴の間の環状部に流入して胴部を冷却しながら下降し、二重ノズル、二重外観と内観の間の環状部を得て原子炉圧力容器へと還流する。胴上部に設けられた二重外管から流入した低温の 2 次冷却材は、4 本の分配間に分配され、上部の 2 次冷却材入口ノズルに導かれる。2 次冷却材入口ノズルに流入した 2 次冷却材は、伝熱管内を下降しながら加熱されて IHX 下部の高温ヘッダ内に再び集められる。この高温の 2 次冷却材は内筒内を上昇し、IHX 上部の 2 次冷却材二重ノズルより二重管内管を得て SPWC へと還流する。

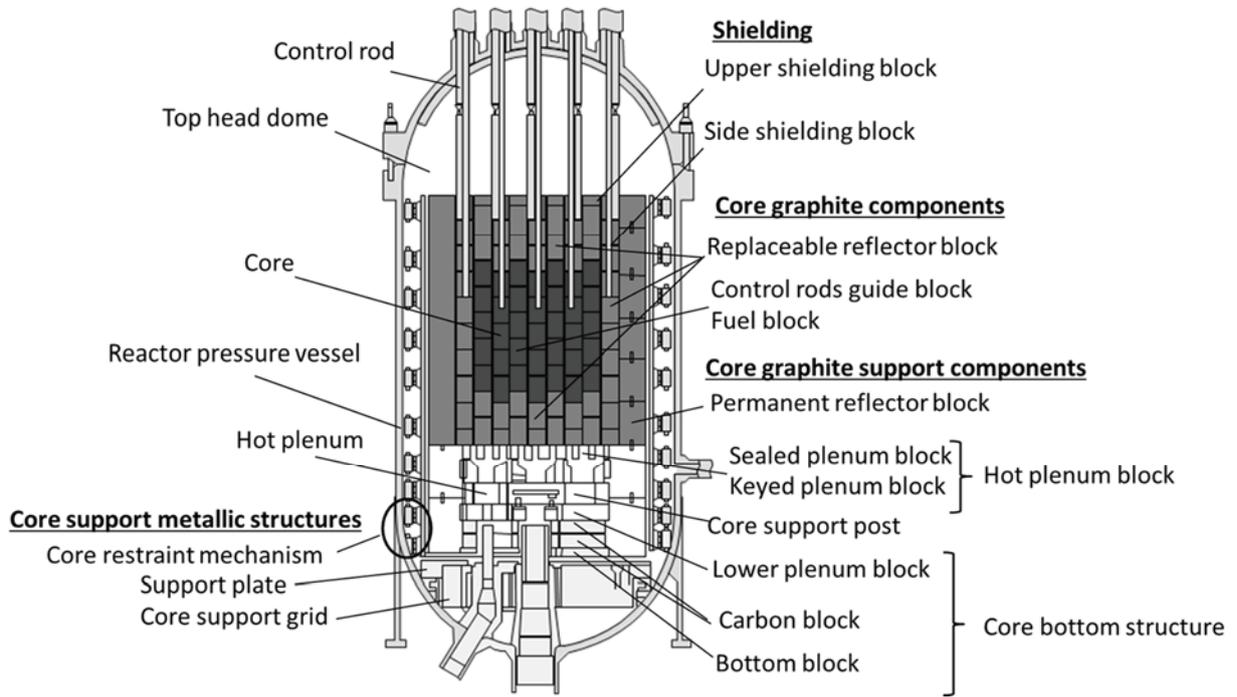


Fig.2.1 Cross section of core structure

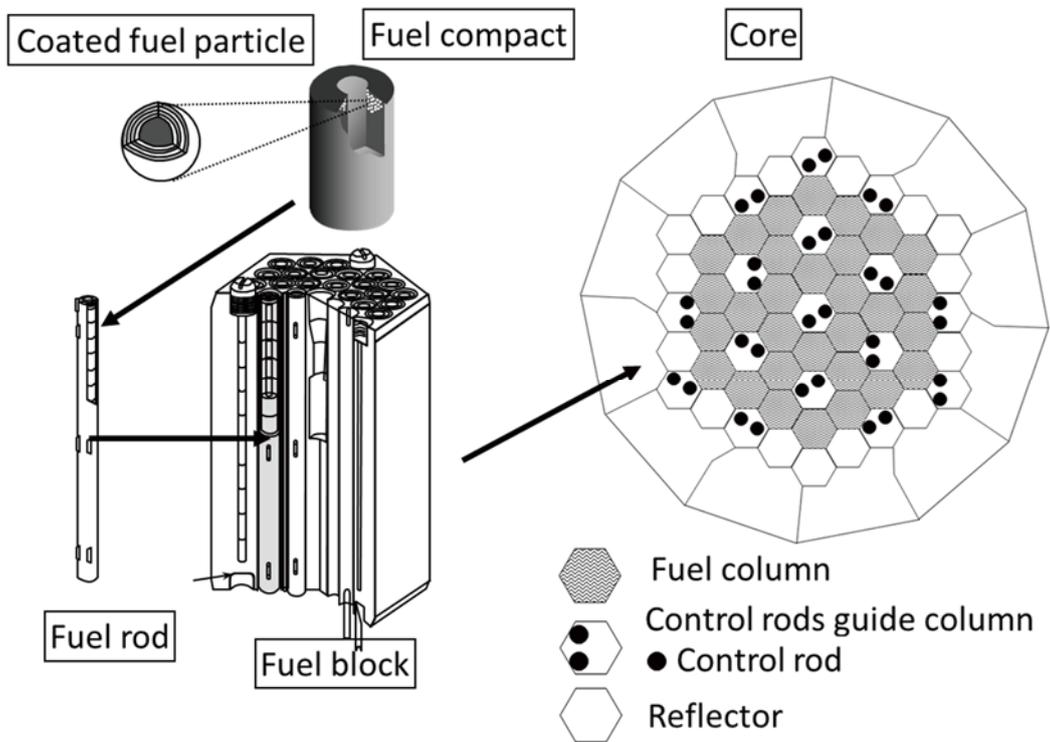


Fig.2.2 Cross section of fuel block structure

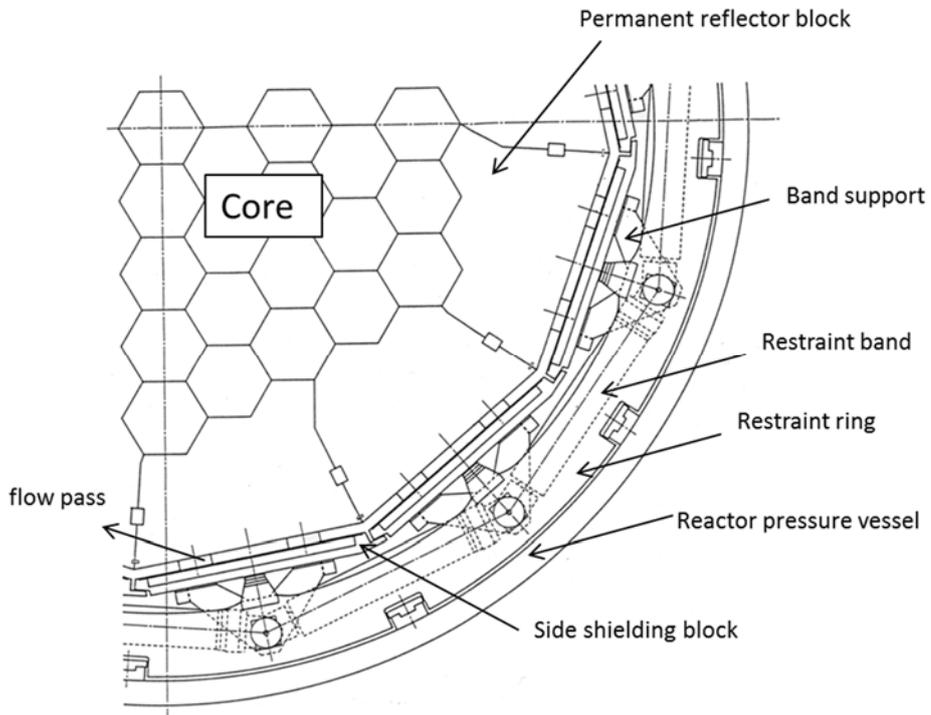


Fig.2.3 Core restraint mechanism

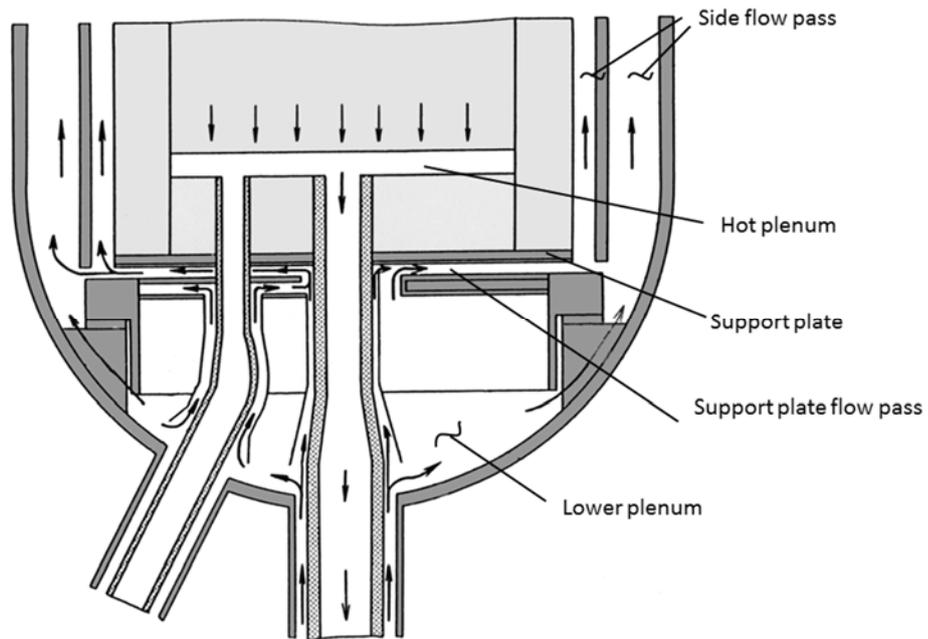


Fig.2.4 Helium flow pass in bottom of reactor pressure vessel

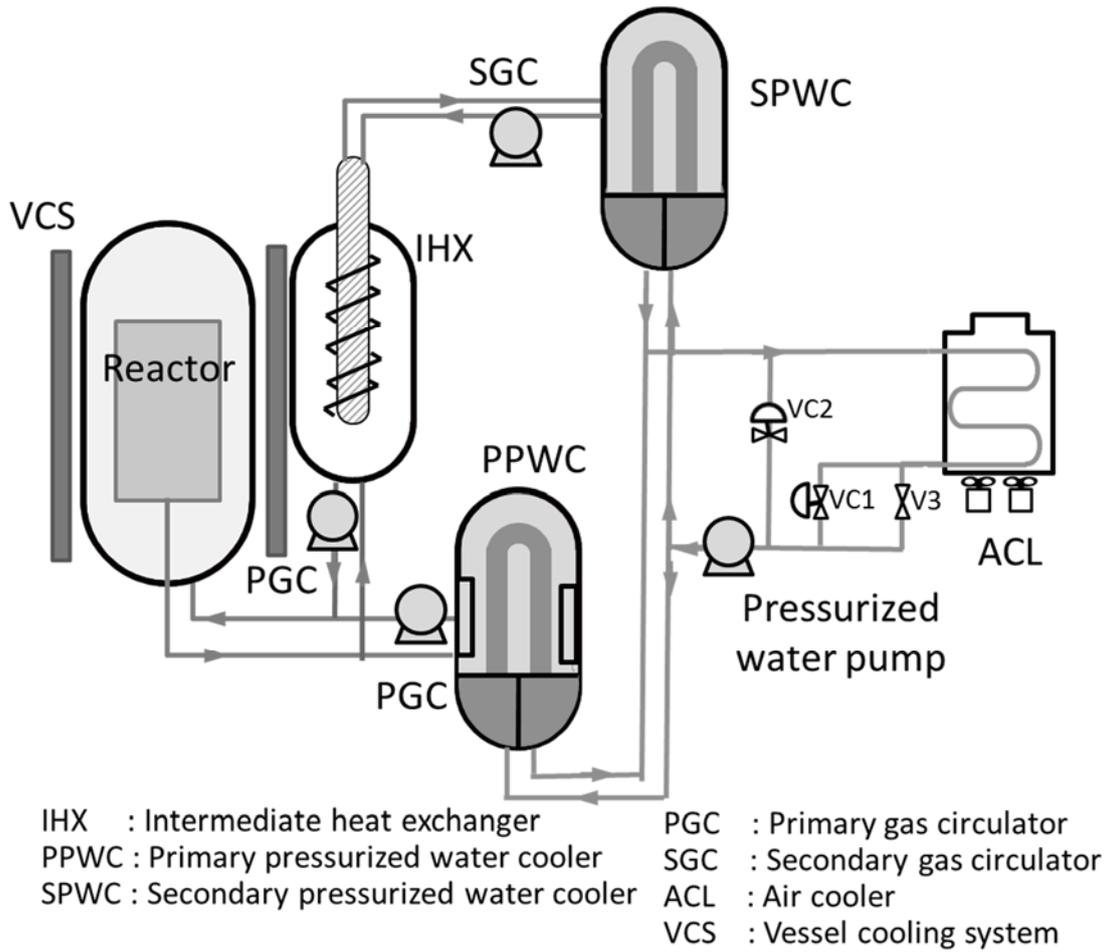


Fig.2.5 Outline of HTTR main cooling system

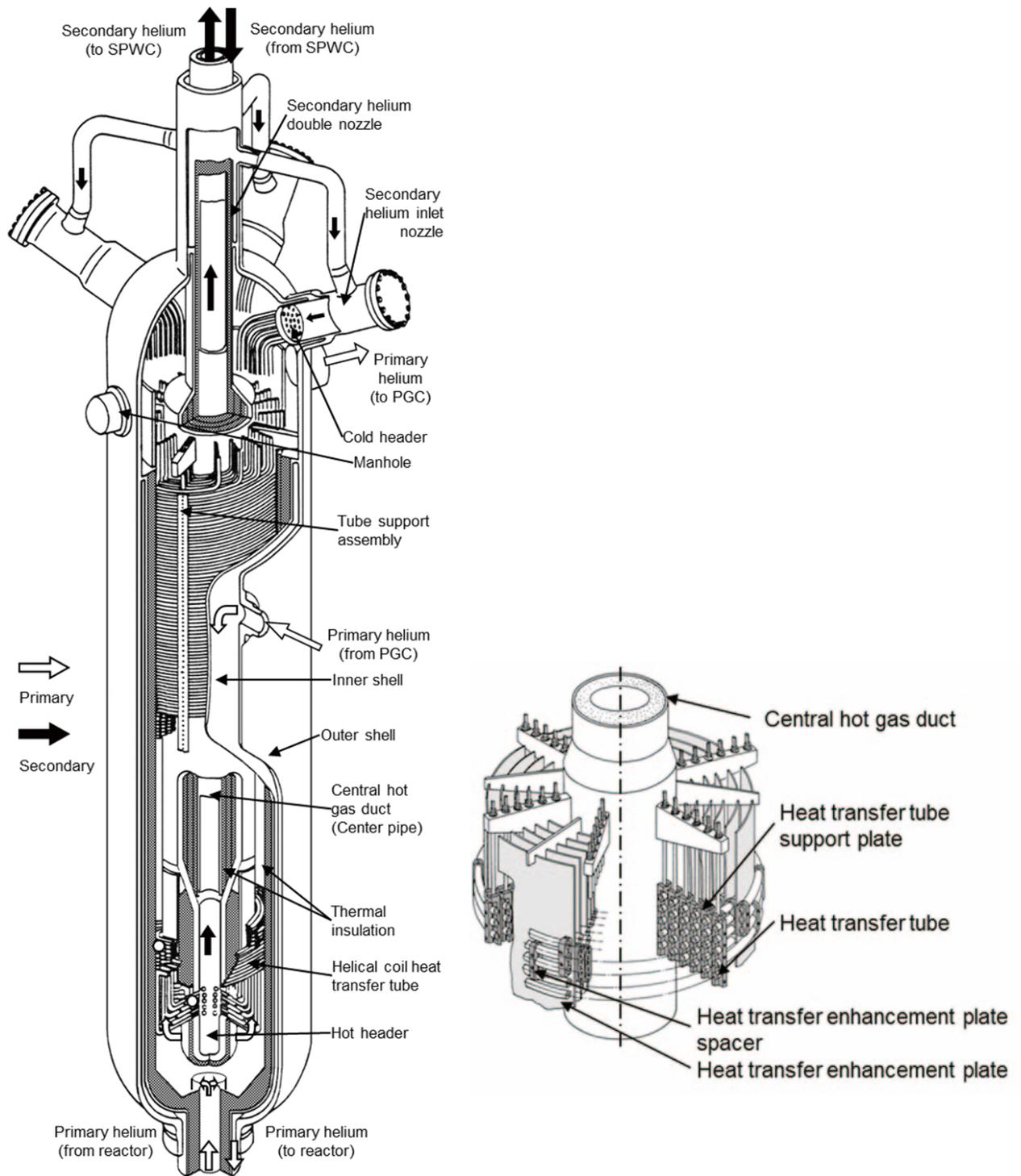


Fig.2.6 Outline of intermediate heat exchanger (IHX)

3. 熱利用系接続に関する HTTR 試験

熱利用系施設の接続に必要なデータ取得を目指し、Fig.3.1 に示す HTTR を用いた試験を実施している。

熱利用系接続に関する試験は核熱安定供給試験と熱負荷変動試験により成る。核熱安定供給試験は、核熱を熱利用施設に長期安定供給することを実証する試験であり、HTTR を用いた長期連続運転⁴⁾および高温連続運転⁵⁾によりデータ取得を行う。熱負荷変動試験は、高温ガス炉の特徴である温度過渡の吸収特性に関するデータ取得を目的とし、温度過渡に対する高温ガス炉システムの応答特性を確認する非核加熱試験と高温ガス炉の温度過渡の吸収特性を実証する出力試験により成る。

熱負荷変動試験（非核加熱試験）は、温度過渡に対する原子炉の応答特性を確認する核熱供給試験（非核加熱試験）と、IHX の応答特性を確認する熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）により成る。核熱供給試験（非核加熱試験）は平成 26 年度に実施され、熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）は平成 27 年度に実施された。

熱負荷変動試験（核加熱試験）は、原子炉入口冷却材に温度過渡を与え原子炉の過渡吸収特性を実証する核熱供給試験と、2 次ヘリウムに熱過渡（温度過渡または圧力過渡）を与えより過酷な状態での原子炉システムの過渡吸収特性を実証する熱利用系異常模擬試験により成る。今後実施予定としている。

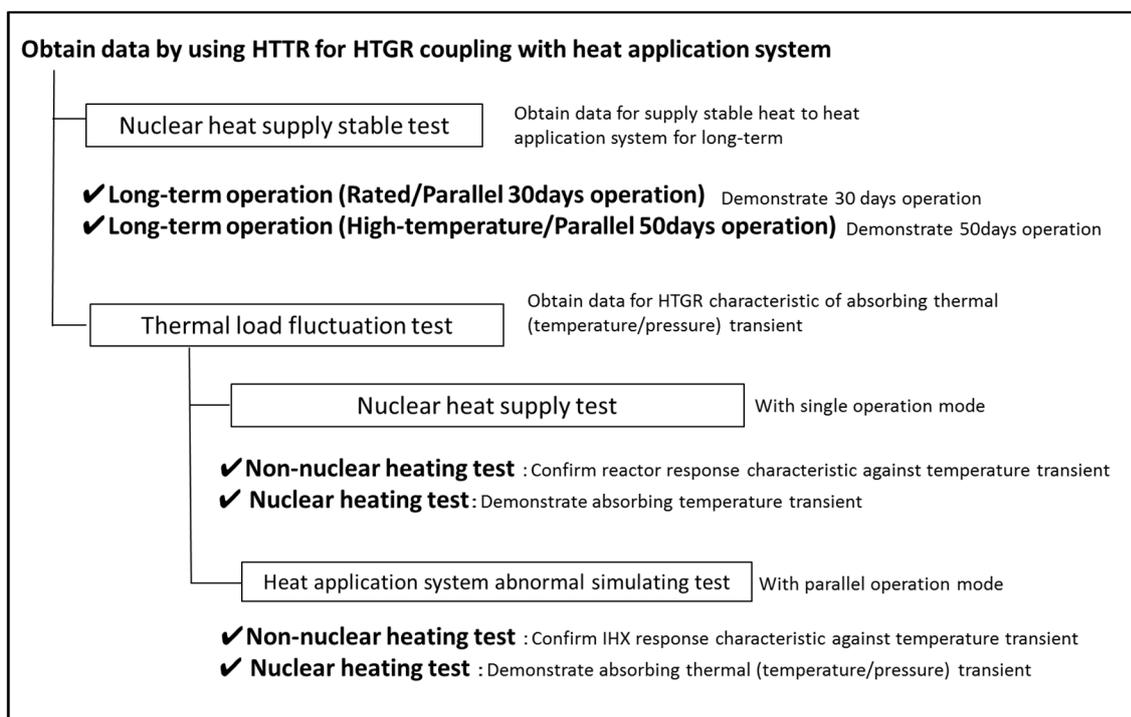


Fig.3.1 Outline of HTTR test for HTGR coupling with heat application system

4. 核熱供給試験（非核加熱試験）

4.1 試験目的

本試験は、温度過渡に対する原子炉の応答特性の確認を目的とする。そのためには、原子炉入口冷却材温度の変動に対する純粋な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、原子炉入口冷却材温度以外の変動要因がより少ないと考えられる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（非核加熱試験）を実施した。核熱供給試験（非核加熱試験）の試験概要図を Fig.4.1 に示す。詳細については参考文献を参照されたい⁶⁾。

4.2 試験概要

非核加熱状態で、PGC の入熱により、原子炉入口冷却材温度を約 120°C に保持した状態から、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試験を実施し、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過渡等のデータを取得した。

4.3 試験データ

試験データを Fig.4.2 および Fig.4.3 に示す。温度測定点については Fig.4.4 に示す通りである。原子炉入口冷却材温度の変動に伴い原子炉出口冷却材温度は大きな時定数を伴いながら徐々に原子炉入口冷却材温度に近接した。また、これらの時間遅れは原子炉内に入る前の側部流路で発生していることが分かる。この時定数は、従来の解析では予測できない現象であった。そのため、Fig.4.2 で示した挙動を再現するようにシステム解析コードの HTTR 原子炉モデルの改良を行った。その詳細は参考文献を参照されたい⁶⁾。

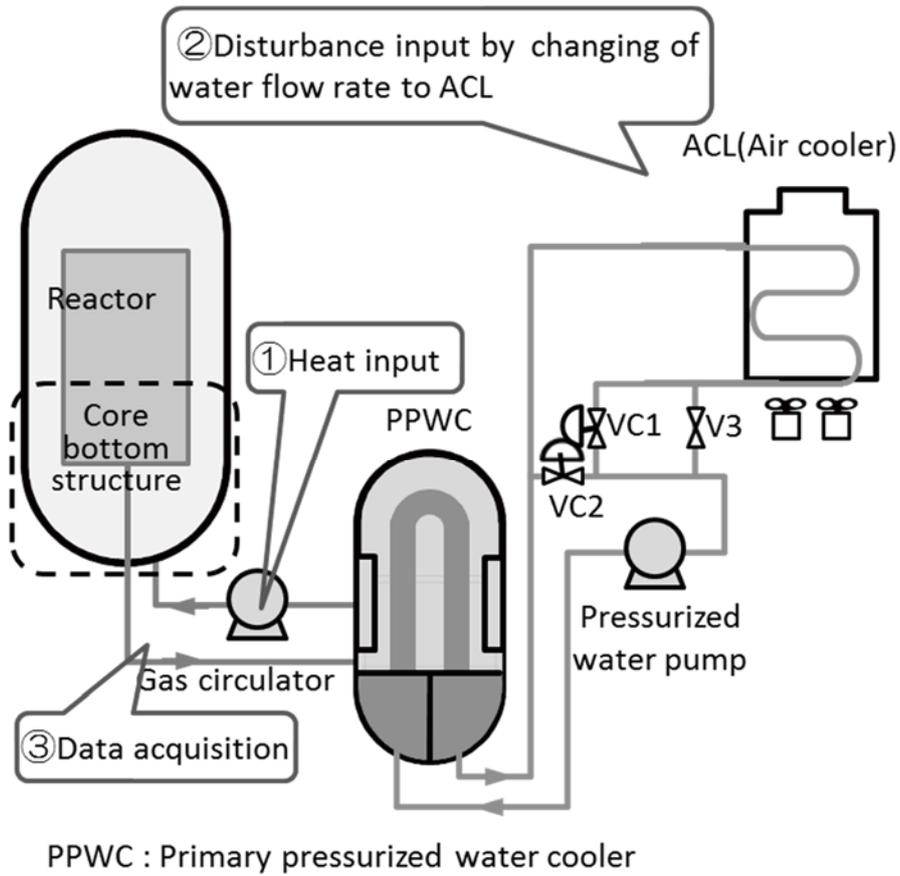


Fig.4.1 Outline of nuclear heat supply test (non-nuclear heating)

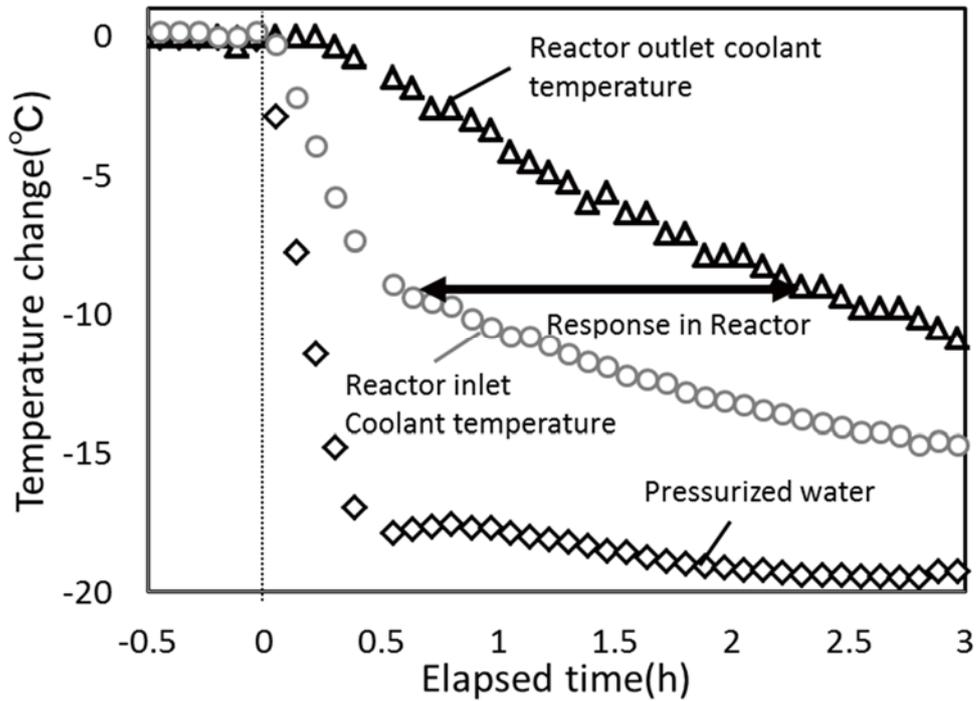


Fig.4.2 Results of nuclear heat supply test (non-nuclear heating)-1

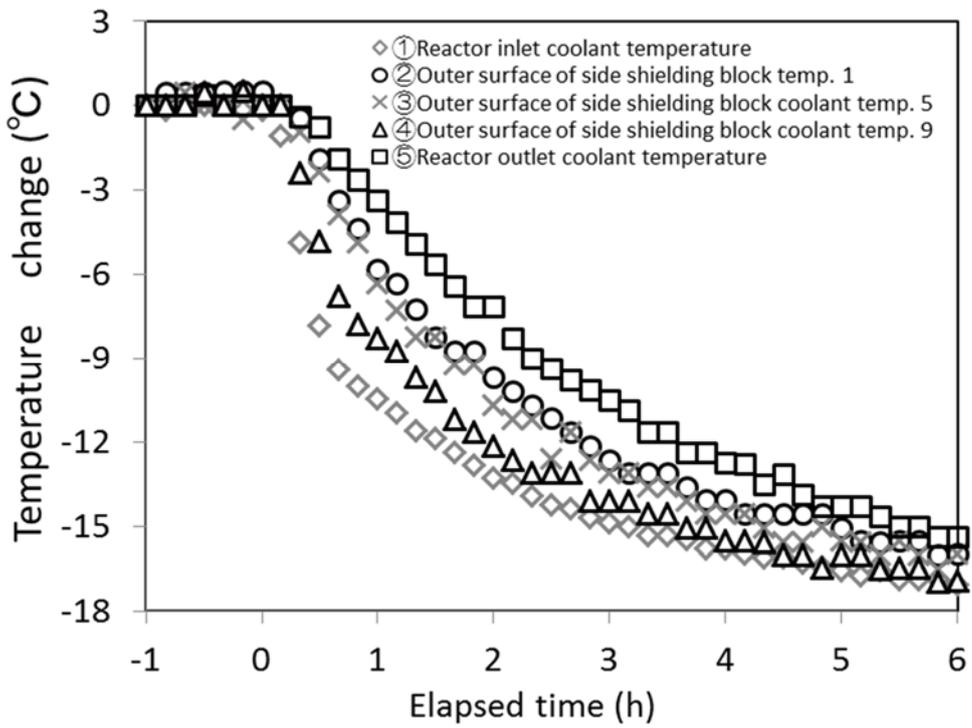


Fig.4.3 Results of nuclear heat supply test (non-nuclear heating)-2

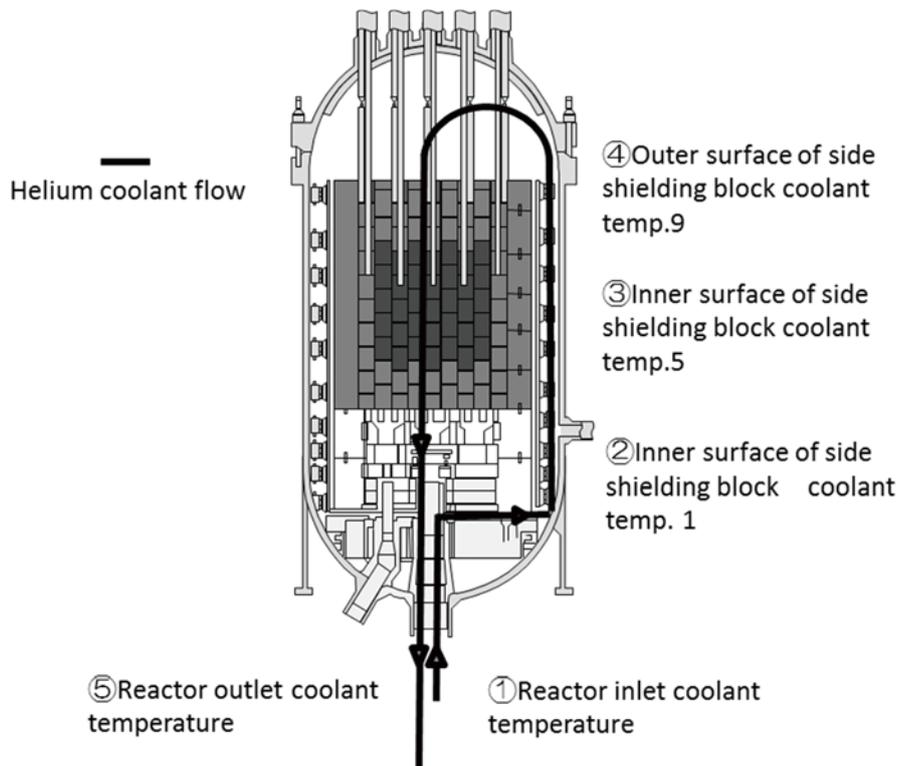


Fig.4.4 Measured point for Fig.4.3

5. 熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）

5.1 試験目的

本試験は、温度過渡に対する IHX の応答特性の確認を目的とする。そのためには、IHX 入口 2 次冷却材温度の変動に対する純粋な IHX 出口 1 次冷却材温度の応答のデータの取得が必要であり、IHX 入口 2 次冷却材温度以外の変動要因がより少ないと考えられる非核加熱条件下でのデータの取得を目指し、熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）を実施した。

さらに、熱利用施設の異常に起因する原子炉施設での温度過渡に対する原子炉システム全体の応答への IHX の応答の影響を評価するため、核熱供給試験（非核加熱試験）と同様の温度過渡を加圧水温度に与えることとした。

5.2 試験概要

並列運転モードにより、非核加熱状態で、PGC の入熱により、システムを約 120°C に保持した状態から、加圧水空気冷却器出口流量調節弁 135VC1 の開度調整により加圧水温度を操作することで IHX 入口 2 次冷却材温度に変動を与え、それに伴う IHX の応答データを取得する試験である。加圧水温度挙動が Fig.4.2 に示す平成 26 年度に実施した核熱供給試験（非核加熱）の試験データに近い値を再現するように、加圧水空気冷却器出口流量調節弁 135VC1 および必要に応じてバイパス弁 135V3 を操作した。IHX 入口 2 次冷却材温度外乱に対する、IHX 出口 1 次冷却材温度応答データの取得をした。熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）の試験概要図を Fig.5.1 に示す。

5.3 試験データ

試験データを Fig.5.2 に示す。Fig.4.2 で示した温度過渡に対する原子炉の応答と比較し、Fig.5.2 で示すように IHX の時定数が十分大きいことが明らかとなった。このため、原子炉システム全体の応答を評価するためには、IHX を含む原子炉システムモデルを考慮する必要性があると考えられる。

また、Fig.5.3 に IHX 内の冷却材および伝熱管の温度挙動を示す。温度測定点については Fig.5.4 に示す通りである。1 次冷却材温度は伝熱管温度に 10 分程度の時間遅れを伴い追従していることが確認でき、これらは伝熱管の熱容量による影響と考えられる。IHX 出口 2 次冷却材温度は 1 次冷却材との熱交換により、1 次冷却材の影響を受け大きな時定数を持ち IHX 出口から SPWC へと還流することが確認できる。中間熱交換器は複雑な形状であり、また高温ガス炉特有のヘリウムガス-ヘリウムガスの熱交換を行うため、本試験により、1 次および 2 次冷却材温度挙動を精度良く再現できるよう、IHX の解析モデルの適応性確認および必要な点について改良を行う必要がある。

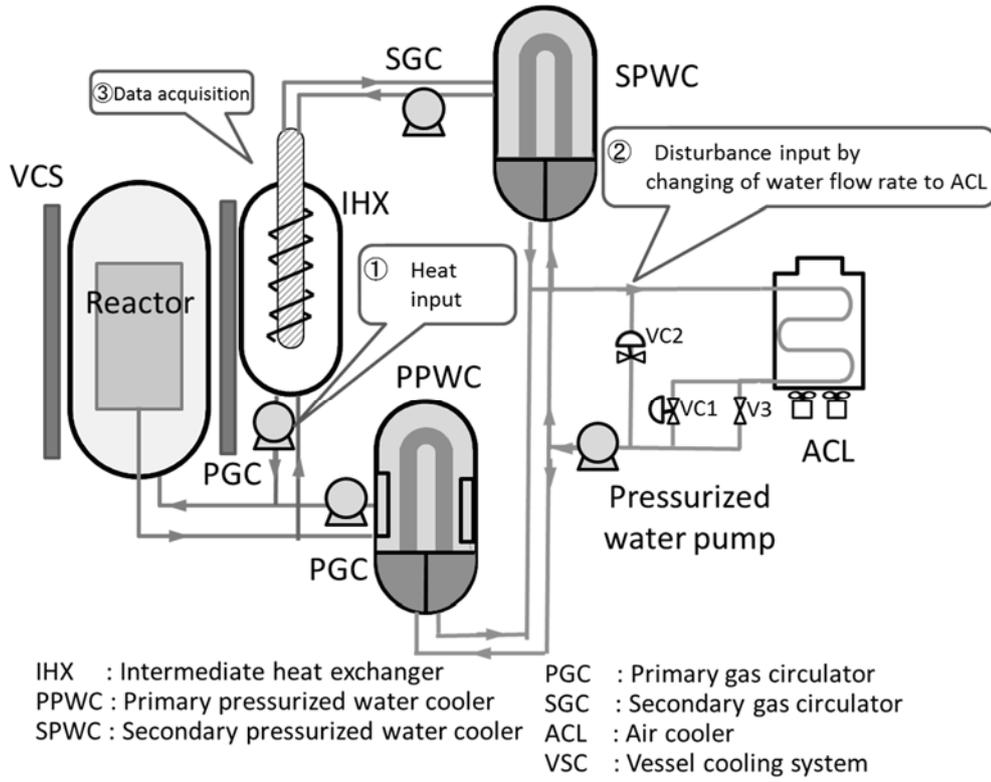


Fig.5.1 Outline of heat application system abnormal simulating test (non-nuclear heating)

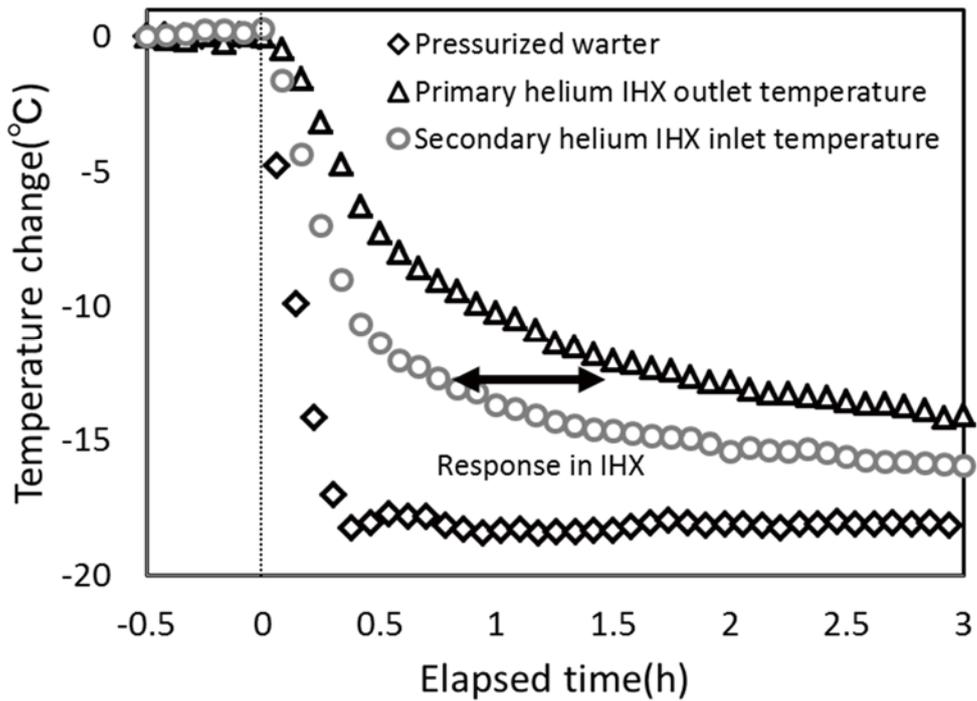


Fig.5.2 Results of heat application system abnormal simulating test (non-nuclear heating) -1

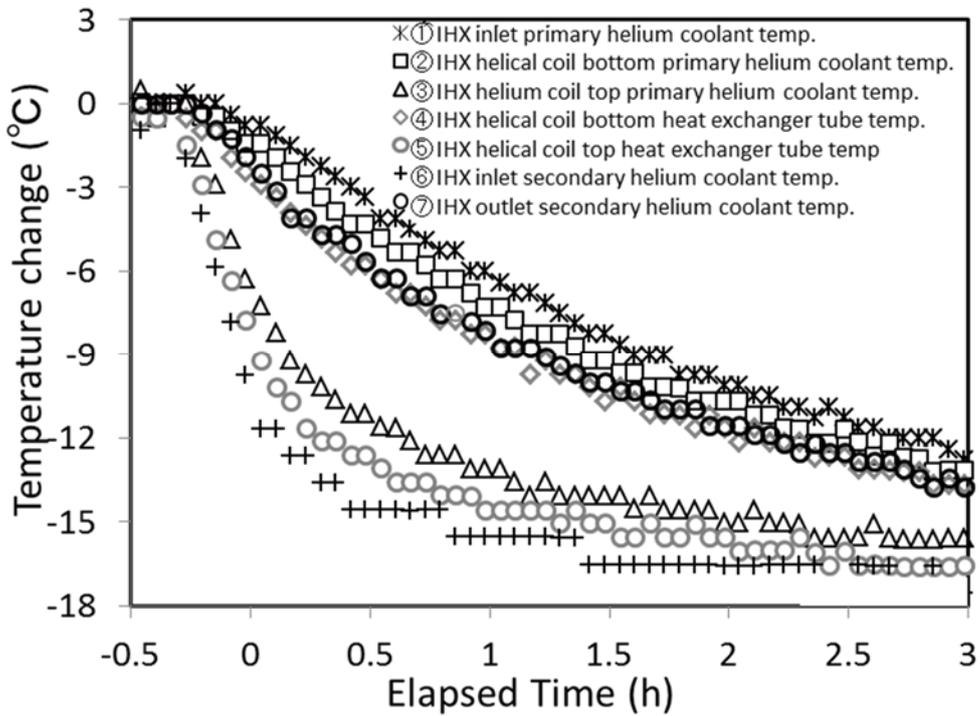


Fig.5.3 Results of heat application system abnormal simulating test (non-nuclear heating) -2

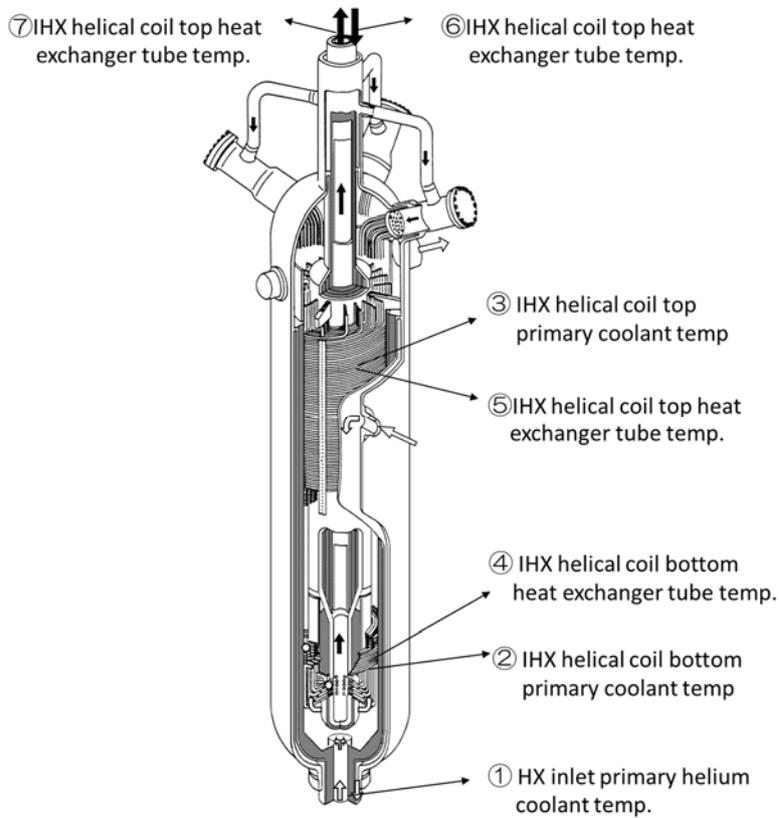


Fig.5.4 Measured point for Fig.5.3

6. 結論

HTTR を用いた 2 つの非核熱試験により、熱利用接続に係るシステム解析コードの適応性確認に必要となる、温度過渡に対する高温ガス炉システムの応答特性データの取得を行った。

- 核熱供給試験（非核加熱試験）
単独運転モードにより、加圧水温度に温度変動を与え、原子炉入口冷却材温度変動に対する原子炉冷却材温度の時定数のデータ取得により、応答特性を明らかにした。
- 熱利用系異常模擬試験（非核加熱試験）
並列運転モードにより、加圧水温度に温度変動を与え、IHX 入口 2 次冷却温度変動に対する IHX 出口 1 次冷却材温度の時定数のデータ取得により、IHX の応答特性を明らかにした。

今後、本試験データを用いた高温ガス炉を対象としたシステム解析コードの適応性確認を行う。また、適応性が確認された当該コードにより、出力状態での温度過渡に対する高温ガス炉の吸収特性を明らかにする予定である。

謝 辞

熱負荷変動試験（非核加熱試験）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沢部長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.
- 2) 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.
- 3) 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.
- 4) 栃尾大輔, 野尻直喜, 濱本真平 ほか, HTTR 長期連続運転の結果の概要 一定格・並列 30 日運転-, JAEA-Technology 2009-005, 2009, 47p.
- 5) 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 一定格・並列 50 日運転-, JAEA-Technology 2010-038, 2010, 57p.
- 6) 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.

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	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량	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

組立量	SI 組立単位	
	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 ³
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
比透磁率 ^(b)	(数字の)	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

組立量	SI 組立単位			
	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
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	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	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
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 ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ 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コ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) ヘルツは周期現象についてのみ、ベク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) セル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。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどち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

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角加速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加減	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ = s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² = s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ 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
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
放射線強度	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
放射線輝度	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
酵素活性濃度	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹

表5. SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	zepto	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	yocto	y

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, l	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	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ¹² cm ²) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
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	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π)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

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

