

HTTRを用いた安全性実証試験の完遂

－炉心流量喪失試験（出力100%（30MW）で炉心冷却を停止）－

Achievement of Safety Demonstration Tests Using HTTR

－ Loss of Forced Cooling Test at 100% Reactor Power (30 MW) –

長住 達 長谷川 俊成 中川 繁昭 久保 真治
飯垣 和彦 篠原 正憲 七種 明雄 野尻 直喜
齋藤 賢司 古澤 孝之 茂木 利広 澤畑 洋明
本間 史隆 近藤 誠 関田 健司 川本 大樹
西原 哲夫 堀 直彦 篠崎 正幸

Satoru NAGASUMI, Toshinari HASEGAWA, Shigeaki NAKAGAWA, Shinji KUBO
Kazuhiko IIGAKI, Masanori SHINOHARA, Akio SAIKUSA, Naoki NOJIRI
Kenji SAITO, Takayuki FURUSAWA, Toshihiro MOTEGI, Hiroaki SAWAHATA
Fumitaka HOMMA, Makoto KONDO, Kenji SEKITA, Taiki KAWAMOTO
Tetsuo NISHIHARA, Naohiko HORI and Masayuki SHINOZAKI

大洗原子力工学研究所
高温工学試験研究炉部

Department of HTTR
Oarai Nuclear Engineering Institute

July 2025

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。本レポートはクリエイティブ・コモンズ 表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒 319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松 4 番地 49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.

This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).

Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section, Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan

E-mail: ird-support@jaea.go.jp

HTTR を用いた安全性実証試験の完遂

—炉心流量喪失試験（出力 100% (30 MW) で炉心冷却を停止)—

日本原子力研究開発機構 大洗原子力工学研究所
高温工学試験研究炉部

長住 達、長谷川 俊成、中川 繁昭、久保 真治、飯垣 和彦⁺¹、篠原 正憲、七種 明雄、
野尻 直喜、齋藤 賢司、古澤 孝之、茂木 利広、澤畑 洋明、本間 史隆、近藤 誠、
関田 健司、川本 大樹、西原 哲夫、堀 直彦、篠崎 正幸⁺²

(2025 年 5 月 19 日受理)

高温ガス炉の異常状態での安全性を示すため、HTTR を用いて安全性実証試験を行った。制御棒による停止操作の失敗事象を模擬した状態で、原子炉熱出力 100% (30 MW) での定常運転時に 1 次ヘリウムガス循環機を急停止させ、炉心の強制循環冷却機能が全喪失した後の原子炉出力および原子炉圧力容器まわり温度の経時変化データを取得した。事象発生（冷却材の流量がゼロ）後、炉心温度上昇に伴う負の反応度フィードバックにより原子炉熱出力は速やかに低下し、再臨界を経て低出力（約 1.2%）の安定な状態まで原子炉出力が自発的に移行することを確認した。また、原子炉圧力容器表面から、その周囲に設置されている炉容器冷却設備（水冷パネル）への放熱により、低出力状態で原子炉温度を一定化させるために必要な除熱量が確保されることを確認した。このように、出力 100% (30 MW) で炉心強制冷却を停止したケースにおいて、能動的停止操作をせずとも原子炉の状態が事象発生から安定的（安全）状態へ移行すること、すなわち高温ガス炉の固有の安全性を実証した。

Achievement of Safety Demonstration Tests Using HTTR
—Loss of Forced Cooling Test at 100% Reactor Power (30 MW)—

Satoru NAGASUMI, Toshinari HASEGAWA, Shigeaki NAKAGAWA, Shinji KUBO,
Kazuhiko IIGAKI⁺¹, Masanori SHINOHARA, Akio SAIKUSA, Naoki NOJIRI,
Kenji SAITO, Takayuki FURUSAWA, Toshihiro MOTEGI, Hiroaki SAWAHATA,
Fumitaka HOMMA, Makoto KONDO, Kenji SEKITA, Taiki KAWAMOTO,
Tetsuo NISHIHARA, Naohiko HORI and Masayuki SHINOZAKI⁺²

Department of HTTR, Oarai Nuclear Engineering Institute
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received May 19, 2025)

A safety demonstration test under abnormal operating conditions using the HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor) was conducted to demonstrate safety features of the HTGRs (High Temperature Gas-cooled Reactors). Under a simulation of a control rod shutdown failure, all primary helium gas circulators were intentionally stopped during a steady-state operation at 100% reactor thermal power (30 MW), temporal changes of the reactor power and temperatures around the reactor pressure vessel (RPV) were obtained after the complete loss of forced heat removal from the reactor core. After the event (primary coolant flow stopped), the reactor power quickly decreased due to the negative reactivity feedback associated with the core temperature rise, and then the reactor power spontaneously shifted to a stable state of low power (about 1.2%) even after a recriticality. Heat dissipation from RPV surface to a surrounding vessel cooling system (water-cooled panels) ensured the amount of heat removal required to maintain the reactor temperature constant in the low power state. In this way, the transition from the event occurrence to the stable and safety state, i.e., inherent safety features of HTGRs, were demonstrated in the case of core forced cooling loss without active shutdown operations.

Keywords: High Temperature Gas-cooled Reactor, Safety Demonstration, Anticipated Operational Occurrences, Primary Coolant Flow Rate, Reactivity Feedback

+1 HTGR Project Management Office, Nuclear Energy Research and Development Domain
+2 Tsuruga Head Office

目 次

1. 緒言	1
2. 高温工学試験研究炉 (HTTR) の概要	2
2.1 原子炉の構造と反応度制御	2
2.2 原子炉冷却設備	3
2.3 原子炉熱出力を用いた中性子検出器指示値の調整	6
2.4 HTTR の運転モード	7
3. HTTR を用いた高温ガス炉の安全性実証試験の概要	9
3.1 安全性実証試験の経緯	9
3.2 制御棒引抜き試験の成果の概要	11
4. 100%出力 (原子炉熱出力 30 MW) からの炉心流量喪失試験	14
4.1 試験の目的および概要	14
4.2 炉心流量喪失試験を実施するうえで考慮する事項	14
4.3 炉心流量喪失試験中に通常運転条件を超えないことの事前確認	15
4.4 試験手順	16
4.5 原子炉出力および圧力容器まわりの温度の挙動	16
4.5.1 炉心強制冷却の喪失に伴う原子炉出力の自発的低下	16
4.5.2 炉心強制冷却喪失後の原子炉状態の静定	18
5. 結言	19
参考文献	20
付録 炉心流量喪失試験 (出力 100% (30 MW) で炉心冷却を停止) に携わった方々	22

Contents

1. Introduction1

2. Overview of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)2

 2.1 Reactor structure and reactivity control system2

 2.2 Reactor cooling system3

 2.3 Adjustment of neutron detector indication using reactor thermal power6

 2.4 Operation modes of HTTR7

3. Outline of safety demonstration tests using HTTR9

 3.1 Program of safety demonstration tests9

 3.2 Major results of reactivity insertion test by control rod withdrawal 11

4. Loss of forced cooling test at 100% reactor power (30 MW) operation 14

 4.1 Outline and objective 14

 4.2 Technical considerations for conducting test 14

 4.3 Preliminary confirmation that conditions will not exceed the normal operating range
 during the loss-of-core-flow test 15

 4.4 Test procedure 16

 4.5 Temporal changes of reactor power and temperature around RPV 16

 4.5.1 Spontaneous reactor power reduction after loss of forced core cooling 16

 4.5.2 Stabilization of reactor state after loss of forced core cooling 18

5. Summary 19

References 20

Appendix Member list of participants of LOFC test in 100% reactor power (30 MW) 22

1. 緒言

高温ガス炉（HTGR：High Temperature Gas-cooled Reactor）は、減速材として黒鉛、1次冷却材としてヘリウムガスを用いた熱中性子炉である。多層のセラミックスで核燃料物質（二酸化ウラン等）を被覆した粒状燃料を用い、また黒鉛を炉内構造物に使用しており、炉心部の耐熱性が高い。このため、炉心が溶融に至らない設計が可能になるとともに、1次冷却材（ヘリウムガス）を1000°C近い高温まで加熱し、熱源として多様な用途に活用することができる。高温ガス炉は、炉心の出力密度が小さい、黒鉛等で構成された炉心の熱容量が大きく耐熱性が高い、反応度の温度係数が負かつ大きい、という特性を有している。これら特性を組み合わせることで、原子炉の冷却能力が異常に低下（除熱量が減少）した場合でも、燃料の耐熱温度以下に炉心部の温度上昇を抑えつつ出力を減少させるといった優れた安全性を高温ガス炉に持たせることができる。

高温工学試験研究炉（HTTR：High Temperature Engineering Test Reactor）は、高温ガス炉技術基盤の確立と高度化を目的として、日本原子力研究開発機構（JAEA）大洗原子力工学研究所に建設された、原子炉出力30 MW、原子炉出口ヘリウムガス温度最高950°Cの我が国初の高温ガス炉である^{1),2)}。HTTRは、1998年に初臨界に達した後、定格運転（出力30 MW、原子炉出口冷却材温度850°C）の実施を経て、2004年に原子炉出口冷却材温度950°Cを達成^{3),4)}し、950°Cで50日に亘る高温連続運転を2010年に達成⁵⁾⁻⁷⁾した。

2011年以降、東日本大震災に伴う新規規制基準対応を進め、2014年に新規規制基準の適合性確認を受けるための設置変更許可を申請し、2020年に許可を取得した。地震・津波に対する追加安全対策は不要とされ、竜巻・火災への軽微な対応が要求された。設計基準事故（DBA）を超える事故に対しては、DBAに停止機能/冷却機能/閉じ込め機能のいずれかを重ね合わせても燃料破損に進展しないという安全性が認められ、軽微な資機材の整備により対応⁸⁾⁻¹⁰⁾することができた。要求事項の対策工事を実施したのち、JAEAは2021年にHTTRの運転を再開した。

HTTRを用いた安全性実証試験¹¹⁾⁻¹⁴⁾は、高温ガス炉の実用炉で想定される代表的な異常事象を模擬した状況で原子炉の過渡的挙動を実測することにより、高温ガス炉の安全性を実証するものであり、制御棒を引き抜く試験（2002年、2003年、2006年¹⁵⁾に実施）と1次冷却材流量低下（2010年と2021年に原子炉熱出力30%で実施^{16),17)}）を模擬した試験から成る。

本報では、1次冷却材流量喪失事象を模擬し、HTTR原子炉熱出力100%（30 MW）の状態、1次ヘリウムガス循環機の急停止により炉心の強制循環冷却機能を全喪失させる炉心流量喪失試験で取得したデータについて報告する。本試験は、HTTRを用いた安全性実証試験の最終試験であり、経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）原子力施設安全委員会のプロジェクトとして実施された。プロジェクト参加機関（JAEA（日本）、原子力規制委員会（米国）、原子力委員会および放射線防護原子力安全研究所（仏国）、施設・原子炉安全協会（独国）、韓国原子力研究所（韓国）、チェコ原子力研究所（チェコ）、KFKI原子力研究所（ハンガリー））は、JAEAが提供する試験データを自国の革新炉の安全規制に役立てることができる。

2. 高温工学試験研究炉 (HTTR) の概要

2.1 原子炉の構造と反応度制御

HTGR は、減速材として黒鉛、1 次冷却材としてヘリウムガスを用いた熱中性子炉である。HTTR は、高温ガス炉技術基盤の確立と高度化を目的として、JAEA が建設した。

HTTR の主要諸元を Table 1 に示す。HTTR は熱出力 30 MW、炉心の除熱を担う 1 次冷却材に高圧状態のヘリウムガス（化学的に安定的）を用いており、1 次冷却材（ヘリウムガス）の質量流量は定格運転時 12.4 kg/s、高温試験運転時 10.2 kg/s である。1 次冷却材の原子炉入口温度は約 400°C、原子炉出口冷却材温度は、定格運転時 850°C、高温試験運転時 950°C であり、1 次冷却材の流量を調整することで、定格運転と高温運転を行うことができる。原子炉圧力容器は定格運転時に約 400°C と高温になるため、主要材料には、軽水炉で使用されている Mn-Mo 鋼よりもクリープ温度領域において強度の優れた $2\frac{1}{4}\text{Cr-1Mo}$ 鋼を用いている。燃料は低濃縮ウラン（濃縮度が平均 6% の二酸化ウラン）を用い、構造材と減速材とを兼ねる黒鉛材料で炉心を形成する。炉心有効高さ 2.9 m、炉心等価直径 2.3 m であるので、出力密度は 2.5 MW/m³ となる。

Table 1 高温工学試験研究炉 (HTTR) の主要諸元

原子炉熱出力	30 MW
冷却材	ヘリウムガス
冷却材圧力	4 MPa
冷却材質量流量	12.4 kg/s (定格運転) 10.2 kg/s (高温試験運転)
原子炉入口冷却材温度	395°C
原子炉出口冷却材温度	850°C (定格運転) 950°C (高温試験運転)
原子炉圧力容器	2 1/4Cr-Mo鋼
燃料	二酸化ウラン
ウラン濃縮度	3~10% (平均6%)
炉心構造材・減速材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9 m
炉心等価直径	2.3 m
出力密度	2.5 MW/m ³

Figure 1 に HTTR における原子炉の構造を示す。原子炉本体は、原子炉圧力容器、炉心（燃料体など）、炉心構造物、スタンドパイプ（制御棒などが収められている）、二重管（1次冷却材を流すために原子炉圧力容器下部に取り付けられている）から構成される。炉心は六角柱状の黒鉛ブロックである燃料体ブロック・制御棒案内ブロックを5段積み上げ全体として円柱状に構成されている。炉心を構成する5段のブロックの上下に各2段ずつ可動反射体ブロックが配置されている。一段あたりのブロック数は、燃料体ブロック30体、制御棒案内ブロック7体であり、その周囲を、可動反射体ブロック15体、制御棒案内ブロック9体が囲み、その外側を大型の固定反射体ブロックが囲んでいる。

炉心支持鋼構造物は、炉心の荷重を支持するための炉心支持板と炉心支持格子、地震時に炉心の水平方向変異を拘束するための炉心拘束機構等から構成される。炉心支持黒鉛構造物は、炉心外周部固定反射体ブロック、炉心下部に設置され炉心の荷重を支持する高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層（黒鉛よりも熱伝導率が低い炭素材料）で構成される。

燃料には、二酸化ウランの燃料核を熱分解炭素および炭化ケイ素で四重に覆った直径約1mmの被覆燃料粒子が用いられ、粒子の被覆層が核分裂生成物を閉じ込める機能を担っている。燃料コンパクトは被覆燃料粒子と黒鉛粉末を混合・圧縮焼結し中空円筒形状に成形したもので、燃料棒は、黒鉛製スリーブに燃料コンパクトを挿入したものである。炉心を構成する六角柱状の黒鉛製ブロックのうち燃料体ブロックは、1次冷却材（ヘリウムガス）の流路孔に燃料棒を挿入したピン・イン・ブロック型で、この部位に形成される環状流路に1次冷却材が流れる。黒鉛ブロックに設けられているダウエルピン（およびダウエルソケット）はブロックを積み上げる際に水平方向の位置決め用に使われる。

原子炉の反応度は、炉心領域および可動反射体領域に挿入された合計16対の制御棒を、制御棒案内ブロックに設けた制御棒挿入孔内を上下に移動させることで制御する。制御棒は、1対ごとに制御棒スタンドパイプ内に収められており、同パイプ内の制御棒駆動装置にワイヤロープを介して連結されている。制御棒は、軸方向に10分割した二重円筒ベント型であり、各制御棒要素を連結棒を介して連結することで、全体として可とう性を持たせている。最下部には、ワイヤロープの万一の破断による制御棒の落下に備えて、ショックアブソーバが設置されている。制御棒の中性子吸収材は、炭化ほう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ている。原子炉スクラムの時に原子炉を停止する際には、制御棒は電磁クラッチを切り離すことで、重力によって制御棒案内ブロックの穴に落下挿入される。万一、制御棒の挿入に失敗した場合に備え、炭化ほう素と黒鉛を焼結した炭化ほう素ペレットを制御棒案内ブロックの後備停止系挿入孔に落下させる設備が設けられている。

2.2 原子炉冷却設備

Figure 2 に HTTR の原子炉冷却設備のフロー図を示す。原子炉冷却設備は、通常運転時に原子炉で発生する熱エネルギーを除熱する主冷却設備、原子炉スクラム時に原子炉の残留熱を除熱する補助冷却設備および炉容器冷却設備からなる。原子炉は原子炉格納容器内に設置されており、原子炉で発生した熱エネルギーはこれら冷却設備で同格納容器外へ輸送され最終的に大気へ放散される。

原子炉 (1) の圧力容器は上部および底部が半球状の縦置き円筒型であり、周囲にはコンクリート製 1 次遮へい体 (7) が設置されている。原子炉は、圧力容器スカート(円筒型) によりその荷重が支持されており、地震時に水平方向変位を拘束するため側部には 1 次遮へい体で支持されたスタビライザー (本図には図示していない) が設置されている。1 次冷却材は、原子炉圧力容器底部に設けた 1 次ヘリウム管台 (ノズル) と二重管 (6) の内管との間に形成された環状流路から原子炉圧力容器内に流入し、圧力容器を冷却しながらその内壁に沿って上昇する。上部で折り返した後、炉心へ流入し $\sim 950^{\circ}\text{C}$ まで加熱・昇温され、二重管の内管から圧力容器外部へ流出する。

主冷却設備は、1 次冷却設備、2 次ヘリウム冷却設備および加圧水冷却設備からなる。1 次冷却設備として中間熱交換器 (2) と 1 次加圧水冷却器 (3) の 2 つの熱交換器が T 状の高温二重配管を介して並列に設置されている。1 次ヘリウム循環機 (10) は、電動機をケーシング内に組み込んだ密閉型で動圧ガス軸受を有する縦型遠心式である。中間熱交換器の下流に 1 台、1 次加圧水冷却器の下流に 3 台が設置されている。原子炉で昇温された最高 950°C の 1 次冷却材は、高温二重管配管の内管内を通り中間熱交換器および 1 次加圧水冷却器に輸送され、約 400°C まで冷却された後、二重管の環状流路部を流れ再び原子炉へ戻される。2 次加圧水冷却器 (4) は中間熱交換器の 2 次側を流動する 2 次ヘリウムガスの除熱を担い、冷却用熱媒体である加圧水は 1 次加圧水冷却器と共用である。加圧水空気冷却器 (15) はフィン付伝熱管を有する強制押込通風式である。

補助冷却設備は、原子炉がスクラムしたときに炉心で生じる残留熱を除熱するための設備で、補助冷却器 (5) と補助冷却水空気冷却器 (14) で構成される。通常運転中には原子炉の除熱に寄与しないが、主として補助冷却器を予熱しておくため 1 次ヘリウムガスを流通させている (約 200 kg/h)。補助冷却器で冷却された 1 次冷却材は、1 次ヘリウム純化設備に導かれ、He ガス中の不純物 (H_2 , CO , H_2O , CO_2 , CH_4 , N_2 , O_2 など) が除去された後 1 次ヘリウム純化設備のガス循環機により補助冷却器を経て原子炉に戻される。炉心に使用される黒鉛構造材の酸化防止、低温域での還元による炭素析出防止等のため、この不純物除去により、He ガス中不純物の濃度管理 (不純物の体積濃度は ppm レベル) が行われる。

炉容器冷却設備は通常運転中に使用され、原子炉圧力容器まわりに設置されている水冷パネル (8) を用い、原子炉圧力容器表面温度と水冷パネル温度の差により駆動される自然対流や輻射伝熱により原子炉の除熱を行う。水冷パネルは、その外側に設置されている 1 次遮へい体コンクリートの昇温防止にも用いられる。水冷パネルで除熱された熱は、同パネル伝熱管内を流動する冷却水を熱媒体として横置 U 字管型熱交換器を介し補機冷却水空気冷却器にて大気へ放散される。

上述したように、原子炉で発生する熱エネルギーは 1 次冷却材および 2 次冷却材から加圧水へ伝えられ、加圧水空気冷却器で大気へ放散される。試験目的 (原子炉の特性試験、IHX の特性試験等) に応じて、1 次加圧水冷却器と中間熱交換器を併用する並列運転 (1 次加圧水冷却器と中間熱交換器で原子炉の除熱を行う) と 1 次加圧水冷却器だけを使用する単独運転 (1 次加圧水冷却器のみで原子炉の除熱を行う。IHX 用 He ガス循環機は稼動しない) を選択することができる。単独運転の場合、中間熱交換器 1 次側の He 入口ライン (二重管の内管) と He 出

ロライン（二重管の環状流路）を接続するバイパスラインの止め弁を開とし、He ガスを出口ラインに導き入口ラインから He ガスを流出させることで、原子炉からの高温 He ガスが IHX に流入することを防止する。

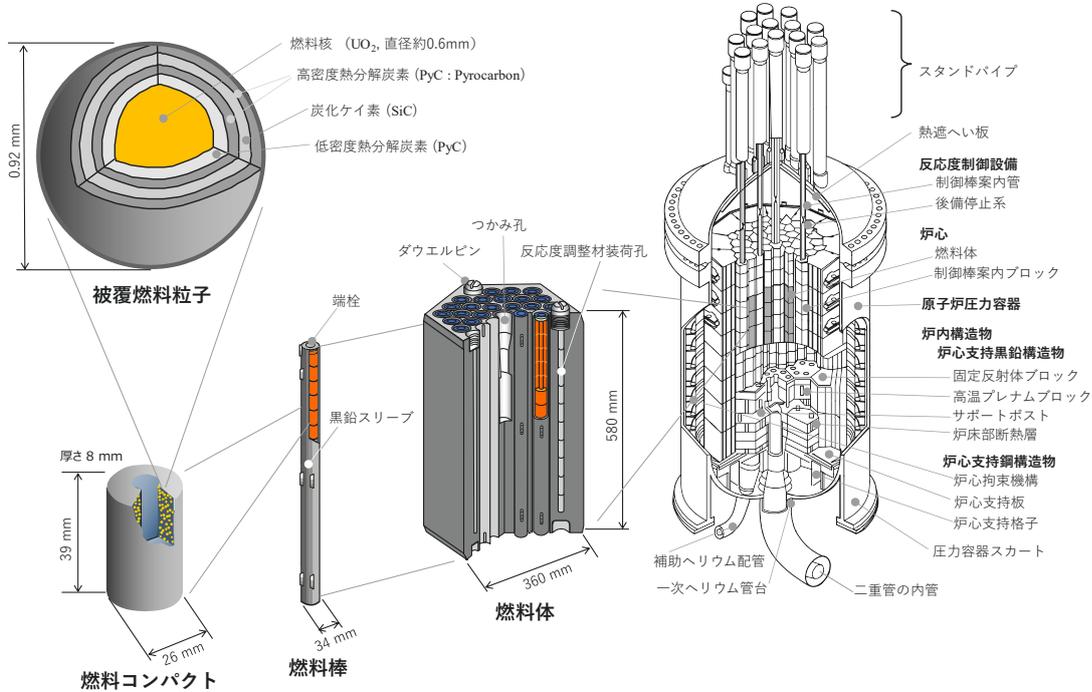


Figure 1 高温工学試験研究炉 (HTTR) の原子炉および燃料の構造

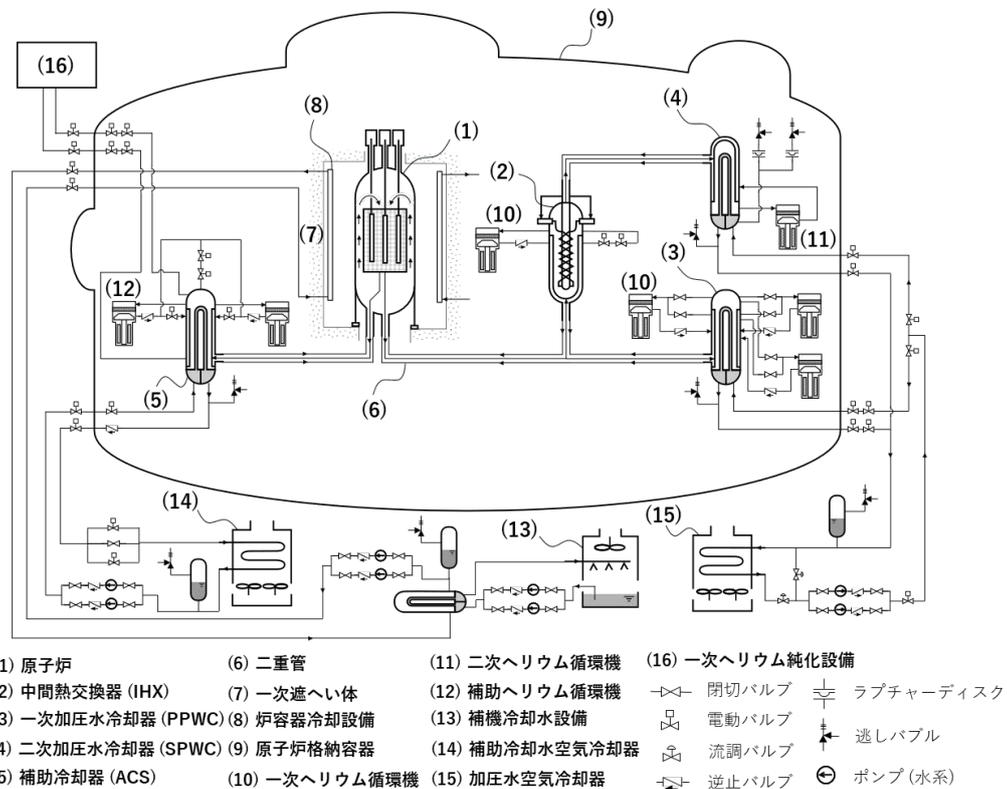


Figure 2 高温工学試験研究炉 (HTTR) の原子炉冷却設備のフロー図

2.3 原子炉熱出力を用いた中性子検出器指示値の調整

HTTR では核分裂によって生じる中性子束を中性子検出器で測定し、この値を原子炉熱出力へ変換している。HTTR の中性子計装は、広領域中性子計装と出力領域中性子計装によって構成されている。これら計装はそれぞれ 3 チャンネルの検出器を有しており、原子炉停止状態から定格出力の 120% までの中性子束レベルを監視する。

広領域中性子検出器には核分裂電離箱を使用しており、原子炉の停止状態から定格出力の 30% (9MW) までの中性子束を計測する。この検出器は、原子炉出力の低い起動領域では核分裂計数管としてパルス計数法で、原子炉出力の比較的高い領域では電流のゆらぎを利用したキャンベル法で中性子を計測するワイドレンジモニタである。HTTR は炉内温度が高いため、広領域中性子検出器は炉心内ではなく固定反射体ブロックの上部に設置されている。

出力領域中性子束検出器にはガンマ線非補償型電離箱を用いている。原子炉出力 0.1% から定格出力の 120% までを測定するもので、原子炉圧力容器を取り囲む 1 次遮へい体内に設置されている。

HTTR では、核反応による原子炉熱出力値を速やかに得るため、原子炉の熱出力を中性子検出器の指示値を用いて間接測定している。Figure 3 に中性子検出器を用いた原子炉熱出力の測定方法の概要を示す。原子炉内で発生する熱エネルギー P_{th} は核分裂発熱、ガンマ線発熱等の総和である。また、電動機を用いたヘリウムガス循環機では、加えた動力がヘリウムガスのエンタルピーを増加させる。これら発生する熱エネルギーとヘリウムガス循環機がヘリウムガスへ与えるエネルギー Q_{GC} は、冷却設備の熱交換器を介し熱媒体により格納容器外へ運ばれ、最終的には大気へ放散される。よって、原子炉および周辺機器が定常状態の場合、原子炉熱出力 (原子炉内で発生する熱エネルギー量) は、格納容器内で生成するエネルギー量と冷却設備による除熱量の釣り合い、すなわち、図中に示した熱収支式を用いて求めることができる。

ヘリウムガス配管や熱交換器の保温材表面からの放熱量 Q_c は、格納容器再循環冷却装置での除熱量を用いて求めている。格納容器再循環冷却装置は、原子炉格納容器内の空気を循環・冷却することによって雰囲気温度を適切に維持する空調装置である。原子炉起動前の同冷却装置による除熱量と、原子炉が起動し配管等の温度が上昇した時の除熱量との差を Q_c とした。本装置に内蔵の冷却コイルに使用する熱媒体 (冷却水) の原子格納容器の出入口温度差および流量の測定値から算出できる熱媒体の熱量変化を除熱量とした。

1 次加圧水冷却器 (PPWC) と 2 次加圧水冷却器 (SPWC) からの除熱量 Q_{SPWC} , Q_{PPWC} は、熱媒体 (加圧水) の熱交換器での出入口温度差および流量の測定値から算出できる熱媒体の熱量変化から求めている。定格運転 (原子炉熱出力 30 MW) において、 $Q_{SPWC} + Q_{PPWC}$ は全除熱量の約 95% を占める。

補助冷却器による除熱量 Q_{ACS} は、1 次側流体であるヘリウムガスの熱交換器での出入口温度差および流量の測定値から算出できるヘリウムガスの熱量変化から求めている。補助冷却設備は、原子炉スクラム時の崩壊熱などの除熱を行うための設備であるため、原子炉の通常運転時には待機状態 (ヘリウムガス循環機出口にあるヘリウムガス戻し弁が閉) にある。原子炉から補助冷却器へ流入する 1 次ヘリウムガスは 1 次ヘリウム純化設備に導かれ、ヘリウムガス中の不純物が除去されたヘリウムガスが原子炉へ戻される。戻りラインは 2 つあり、補助冷却器

を通過して原子炉に戻るライン（ヘリウムガス流量 90 kg/h）とスタンドパイプを通過して原子炉に戻るライン（スタンドパイプ内の制御棒駆動装置を冷却するパージガス、110 kg/h）である。

炉容器冷却設備の水冷パネルからの除熱量 Q_{VCS} は熱媒体（冷却水）の同パネルの冷却管での出入口温度差および流量の測定値から算出できる熱媒体の熱量変化から求めている。

ヘリウムガス循環機がヘリウムガスへ与えるエネルギー量は、ヘリウムガス循環機の電動機の駆動動力に基づき求めている。

HTTR における熱出力校正¹⁸⁾は、原子炉熱出力を用いて中性子検出器の指示値を調整するために行うものである。校正手順は、まず、原子炉を所定の出力の定常状態に到達させる（原子炉プラント全体の定常状態の目安は原子炉出口冷却材温度の変化率が $1\text{ }^{\circ}\text{C/h}$ ）。HTTR プラント計算機に入力された各計測値（各熱交換器出入口における熱媒体の温度差や流量など）が演算され、Figure 3 に示した熱収支式に基づき原子炉熱出力 P_{th} が算出される。中性子検出器の指示値 N が原子炉熱出力に比例するとし、熱出力が 30 MW のときに指示値が 100% を示すように中性子検出器のゲインを調整する。

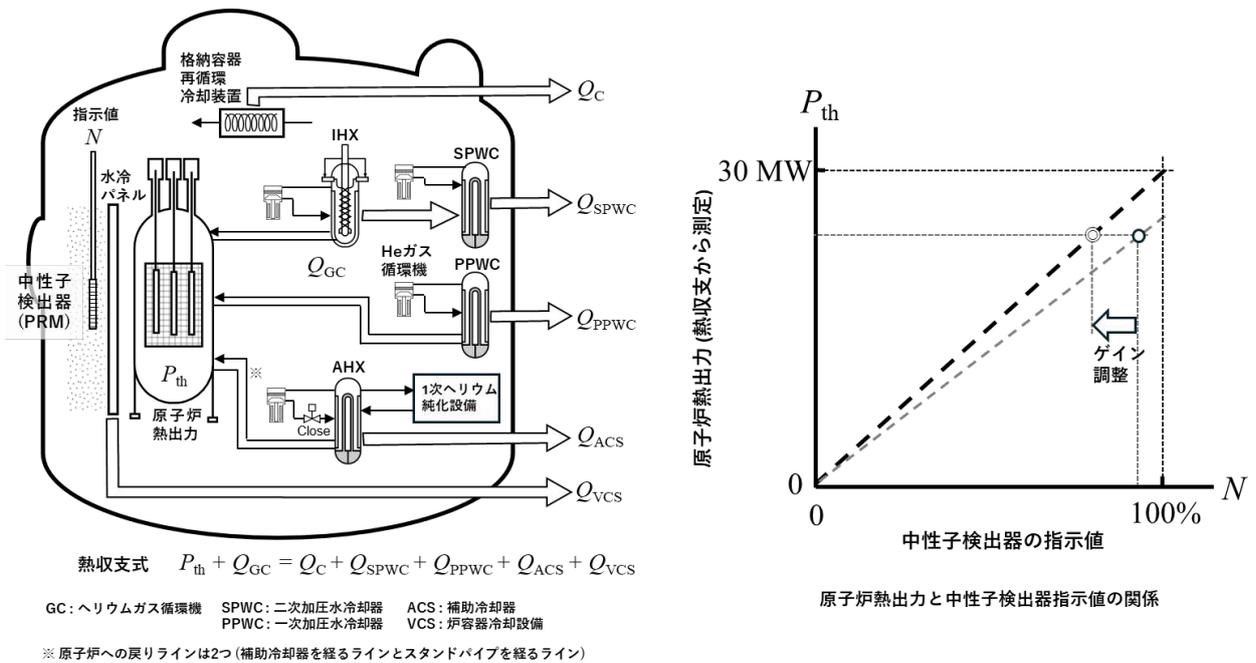


Figure 3 原子炉熱出力を用いた中性子検出器指示値の調整

2.4 HTTR の運転モード

Table 2 に HTTR の運転モードの概要を示す。HTTR には通常運転や安全性実証試験を行うための複数の運転モードがあり、運転モード選択装置のスイッチ操作によりこれら運転モードを選択することで主として運転員の誤操作防止を図っている。通常運転には、原子炉の除熱系統構成について、単独運転モード（1 次加圧水冷却器のみで原子炉の除熱を行う）と、並列運転モード（1 次加圧水冷却器と中間熱交換器を併用して原子炉の除熱を行う）があり、原子炉出口冷却材温度に関し、定格運転モード（原子炉出口冷却材温度を $850\text{ }^{\circ}\text{C}$ とする）と高温試験

運転モード（原子炉出口冷却材温度を 950℃とする）がある。

安全性実証試験（HTTR を用いて原子炉の異常状態を模擬した状態で原子炉挙動データを取得）のための特殊運転を行うモードには、原子炉出力の異常を模擬する制御棒引抜き試験モード、原子炉の冷却能力の異常を模擬するための循環機停止試験モード・流量部分喪失試験モード・循環機 3 台停止試験モード・炉容器冷却設備停止試験モードがある。HTTR の原子炉制御システムは通常運転時には、原子炉出力などが一定になるよう自動制御する。安全性実証試験は、異常状態を模擬した状況で原子炉の過渡的挙動を実測する必要があるため、これら制御システムを使用しない特殊運転として行う。通常運転モードから特殊運転モードに切り替えることで、原子炉出力制御などが働かないよう設定されるとともに、試験実施に必要な機器操作の制限や原子炉スクラム信号の変更が行われる。

Table 2 HTTR の運転モードとその概要

		運転モード		モードの概要
通常運転	単独運転モード	定格運転モード		・原子炉出口冷却材（ヘリウムガス）温度を 850℃
	並列運転モード			
	単独運転モード	高温試験運転モード		・原子炉出口冷却材（ヘリウムガス）温度を 950℃ （定格運転よりも 1 次冷却材流量が小さい）
	並列運転モード			
特殊運転	単独運転モード	定格運転モード	制御棒引抜き試験モード	・原子炉出力制御系を切り離す ・炉心中央位置の制棒（C制棒）を引抜くことにより炉心に反応度を加える
			循環機停止試験モード	・原子炉出力制御系を切り離す ・1次ヘリウム循環機 3 台のうち 1 台または 2 台を停止し炉心冷却材流量を減少させる
			流量部分喪失試験モード	・原子炉出力制御系は作動 ・1次ヘリウム循環機の循環機回転数を低下させ炉心冷却材流量の部分喪失を生じさせる
			循環機 3 台停止試験モード	・原子炉出力制御系を切り離す ・1次ヘリウム循環機 3 台のうち 3 台を停止し炉心冷却材流量をゼロにする
			炉容器冷却設備停止試験モード	・原子炉出力制御系を切り離す ・1次ヘリウム循環機 3 台のうち 3 台を停止し炉心冷却材流量をゼロにする ・炉容器冷却設備 2 系統のうち 1 系統または 2 系統を停止

単独運転：1次加圧水冷却器のみで原子炉の除熱を行う

並列運転：1次加圧水冷却器と中間熱交換器を併用して原子炉の除熱を行う

3 HTTR を用いた高温ガス炉の安全性実証試験の概要

3.1 安全性実証試験の経緯

安全性実証試験は、HTTR を用いて原子炉の異常状態を模擬した状態で原子炉挙動データを取得し、高温ガス炉の安全性を実験的に示すことを目的とし、2002 年から実施してきた。Figure 4 に HTTR を用いた高温ガス炉の安全性実証試験の全体概要を、Figure 5 に試験条件を示す。安全性実証試験で模擬する原子炉の異常状態は、出力の異常（炉心から制御棒を引き抜く試験）と冷却能力の異常（He ガス循環機の操作により原子炉の除熱を担う 1 次冷却材の流量を低下させる試験）から成る。

前半（2002～2006 年）は、反応度投入事象を模擬した「制御棒引抜き試験」および 1 次冷却材流量低下事象を模擬した「炉心流量低下試験」（流量を低下させるがゼロにはしない）を実施した。「炉心流量低下試験」で得られた実測データを用いて、原子炉温度-炉心動特性解析コード（TAC-BLOOST）の妥当性を検証¹⁹⁾した。TAC/BLOOST コードは、HTTR 建設（許認可）時の安全解析で使用された TAC-NC²⁰⁾ コードと BLOOST-J2²¹⁾ コードを組み合わせたものである。HTTR において、反応度、冷却材流量、原子炉入口冷却材温度等が変化した場合の炉心動特性に加え、原子炉圧力容器表面での伝熱を考慮することで原子炉内構造物など原子炉全体の温度の非定常解析が可能である。

後半（2010～2024 年）の試験は、前半の試験結果に基づいて安全評価・原子炉設置変更許可申請等を行い、規制の許可を取得した後に実施してきた。後半の試験は、単独運転（1 次加圧水冷却器のみで原子炉の除熱を行う）において原子炉の除熱を担う 1 次ヘリウムガスの流量をゼロ（1 次ヘリウム循環機 3 台中 3 台停止）にするもので、低出力条件（原子炉出力 30%（9 MW））で 1 次ヘリウム循環機を 3 台停止（流量がゼロ）に加え、炉容器冷却設備（VCS）を停止し、原子炉を冷却する設備が全て作動しない事象模擬する「炉心冷却喪失試験」と、出力 30%（9 MW）および 100%（30 MW）で 1 次冷却材を循環させている 3 台全ての 1 次ヘリウム循環機を停止し、1 次冷却材流量喪失事象を模擬する「炉心流量喪失試験」からなる。本報告の「炉心流量喪失試験」（原子炉出力 100%の状態 で He ガス循環機を停止）が安全性実証試験の最終試験である。

試験内容		2002	2003	2004	2005	2006	2010	2022	2024
出力の異常を模擬	制御棒引抜試験 反応度投入事象を模擬 ・炉心中央位置の制御棒を引抜き	9 MW 15 MW	18 MW			24 MW 9 MW			
冷却能力の異常を模擬	炉心流量低下試験 一次冷却材流量の低下を模擬 ・Heガス循環機3台中 1台停止または2台停止	9 MW 流量 2/3	9 MW 流量 1/3 18 MW 流量 2/3 18 MW 流量 1/3			24 MW 流量 1/3 30 MW 流量 1/3 9 MW 流量 1/3			
	炉心流量喪失試験 一次冷却材流量がゼロとなる事象を模擬 ・Heガス循環機3台中 3台停止						9 MW 流量 0/3		30 MW 流量 0/3
	炉心冷却喪失試験 原子炉を冷却する設備が作動しない事象を模擬 ・Heガス循環機3台中 3台停止 ・炉容器冷却設備 (VCS) の停止						9 MW 流量 0/3 VCS 1/2	9 MW 流量 0/3 VCS 0/2	

試験条件 異常事象を模擬する前の原子炉出力 : 9 MW (30%) | 15 MW | 18 MW | 24 MW | 30 MW (100%)
 模擬した異常事象 (一次冷却材による炉心の冷却) : Heガス循環機の3台中、1台停止 (流量 2/3) | 2台停止 (流量 1/3) | 3台停止 (流量 0/3)
 模擬した異常事象 (原子炉圧力容器の冷却) : 炉容器冷却設備 (VCS) の2系統中、1系統停止 (VCS 1/2) | 2系統停止 (VCS 0/2)

Figure 4 HTTR を用いた高温ガス炉の安全性実証試験の全体概要

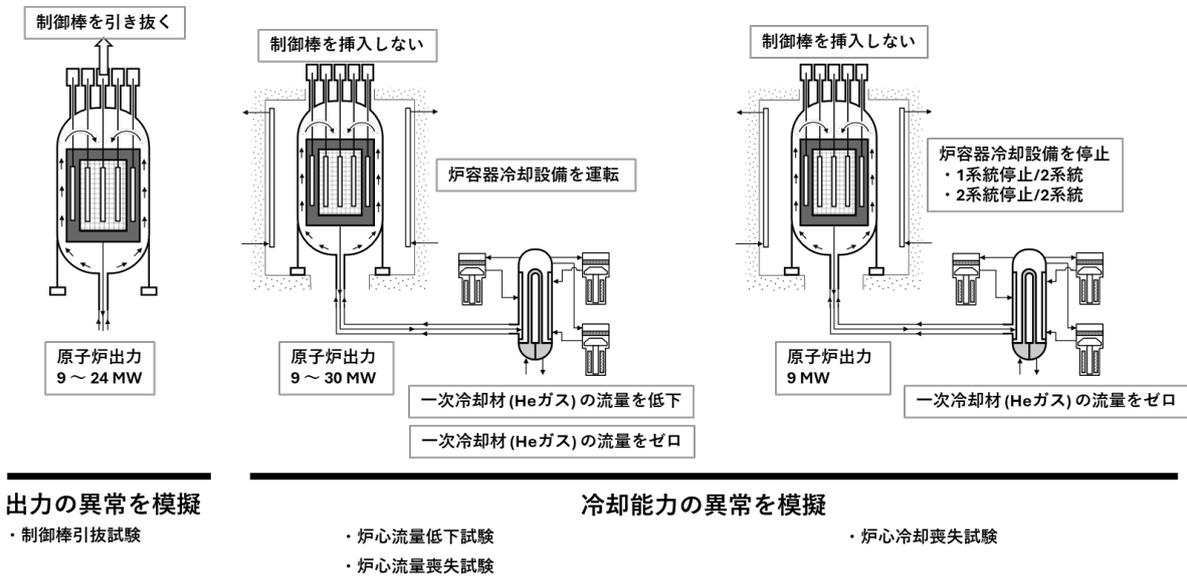


Figure 5 HTTR を用いた高温ガス炉の安全性実証試験の試験条件

3.2 制御棒引抜き試験の成果の概要

これまでの安全性実証試験の主な成果として、原子炉出力の異常を模擬した制御棒引抜き試験¹⁵⁾の結果について述べる。

高温ガス炉は、黒鉛ブロックで構成された炉心の熱容量が大きく、かつ、炉心の温度上昇に伴い核分裂反応が自発的に減少するため、万一制御棒が異常に引き抜かれるような事象が生じても緩やかに安定な状態に落ち着くといった優れた安全性を有している。制御棒引抜き試験は、運転状態にある HTTR の制御棒を意図的に引き抜くことで反応度投入事象を模擬し、自発的に（すなわち、制御棒の自動操作による原子炉出力の制御が行われなくとも）原子炉出力が安定的な状態に移行することを実証したものである。

Figure 6 に HTTR の制御棒の構成を示す。HTTR の炉心には全部で 16 対（32 本）の制御棒が配置されている。原子炉出力 30～100 %（9～30MW）の通常運転時には、外周部の R-3 制御棒 3 対を燃料領域の上面まで引き抜き、残りの 13 対の制御棒位置を揃えた状態で出力領域中性子検出器の測定値を用いて原子炉出力（設定値）が一定になるよう制御棒位置を自動制御している。本試験では、この原子炉出力自動制御の状態を「手動」に切り替え、炉心中央の C 制御棒 1 対を手動操作で引き抜くことにより反応度を添加した。この切替えの際、C 制御棒以外の 15 対の制御棒の操作を不可（制御棒駆動電源を遮断）にするためこれら制御棒の位置が変化することはない。

制御棒引抜き試験は、炉心冷却材流量 44.6 ton/h にて、原子炉出力30%（9MW）から出力を段階的に上昇させ、原子炉出力30%(9MW)、50%（15 MW）、60%（18 MW）、80%(24MW)の4つの出力レベルに対して、C 制御棒の引抜き速度（各 2 ケース：1 mm/sec, 5 mm/sec）と引抜き量（各 3 ケース：20 mm、30 mm、40 mm）をパラメーターとして実施した。ここでは、最終段階として実施した出力80%（24MW、制御棒引抜き試験において許可されている HTTR の最大出力条件）での試験結果について述べる。

Figure 7 に、制御棒を引き抜く前の原子炉出力が 80%（24 MW）のケースの制御棒引き抜き試験における出力領域中性子検出器（PRM）指示値の経時変化を示す。出力領域中性子検出器の指示値は、2.3 節で述べた熱出力校正により、PRM の指示値 100%が原子炉出力 30 MW に対応するように調整した。全てのケースで、定常状態で運転している原子炉から制御棒を引き抜くと、直ちに原子炉出力が上昇しピークに達した後、減少して一定値になっている。引き抜き速度が 5 mm/s 条件と 1 mm/s のいずれのケースでも、引き抜き量の増加（20 → 30 → 40 mm）に応じて、出力の増加量が大きくなっている。引き抜き速度 5 mm/s に比して 1 mm/s の方が出力の上昇勾配は緩やかである。引き抜き量が同じ条件（例えば 40 mm のケース）では、引き抜き速度 1 mm/s の出力ピークよりも 5 mm/s での出力ピークが大きい。これは、炉心の熱容量により、出力増加速度に炉心温度上昇速度が追従できないため、十分な負の反応度フィードバック（炉心温度上昇に伴う反応度低下）効果が生じるまで出力上昇傾向が継続するためである。引き抜き速度が 1 mm/s の場合、出力増加速度が緩やか（5 mm/s のケースに比して）なため出力に炉心温度が追従しやすい。よって、負の反応度のフィードバックにより出力上昇が抑制され、引き抜き速度 5 mm/s よりも 1 mm/s のケースの出力ピークが小さくなる。

制御棒の引き抜きにより原子炉出力が上昇しピークに達した後出力は減少に転じて一定値になり静定する。全てのケースで、引き抜き前の原子炉出力より引き抜き後に静定した原子炉出力が大きい。引き抜き前の原子炉出力から静定時出力への増加量は、引き抜き速度 (5 mm/s、1 mm/s) に依存せず、引き抜き量の増加 (20 → 30 → 40 mm) に応じて大きくなっている。引き抜き後の静定時を臨界状態とみなすと、制御棒引き抜きで原子炉に加えられた反応度 (正) と釣り合う分の反応度 (負) が生じるように炉心は温度が上昇した状態になる。すると炉心と1次冷却材 (ヘリウムガス) との温度差も増加し伝熱量が増える。定常状態である臨界状態では、これら伝熱量の増加分、原子炉出力は上昇する。

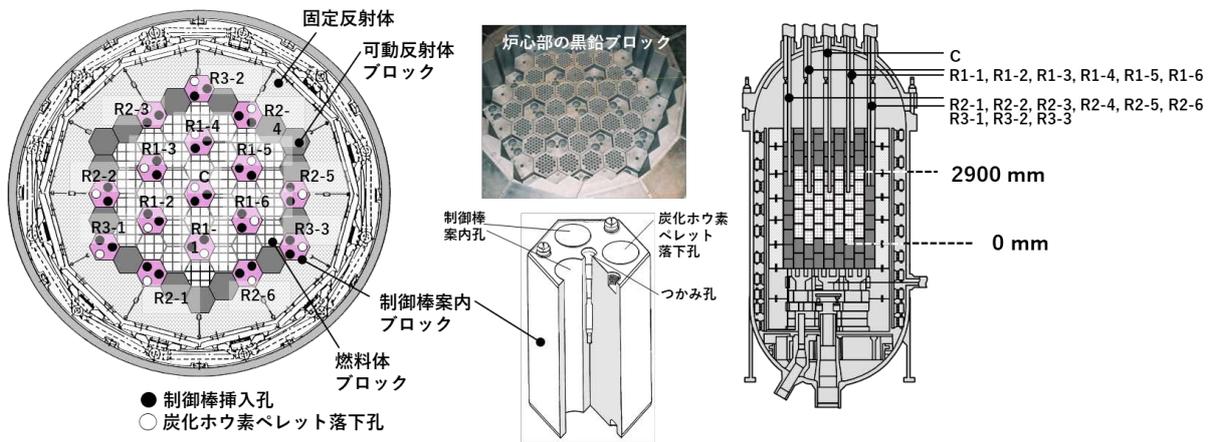


Figure 6 HTTR の制御棒の構成

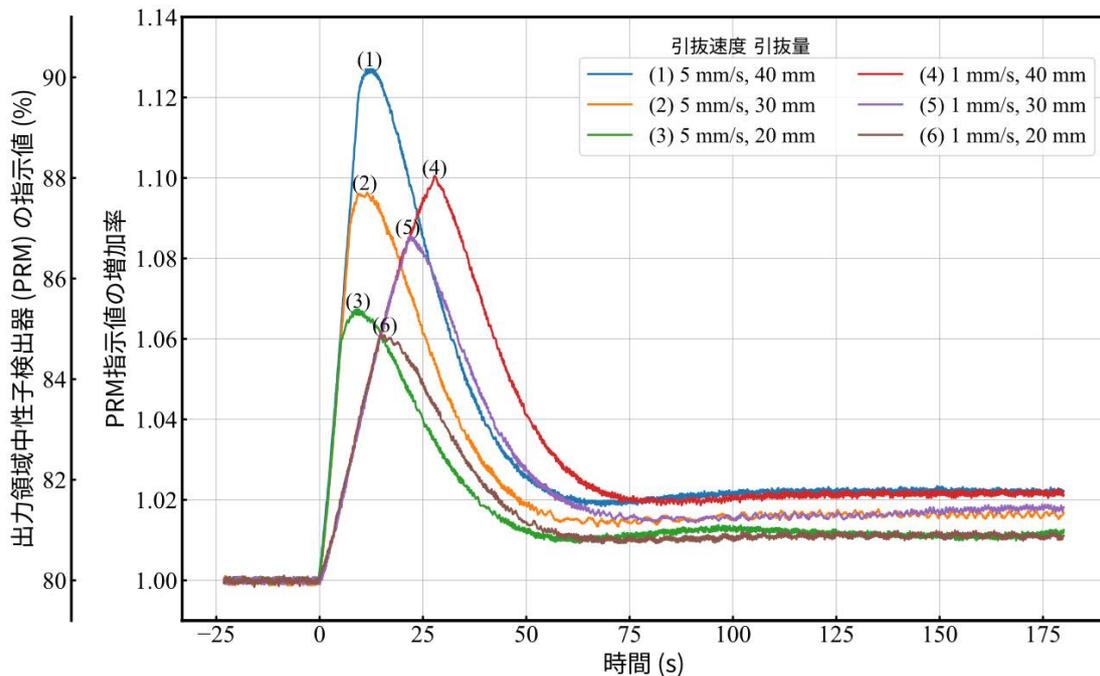


Figure 7 原子炉出力が 80% (24 MW) での制御棒引き抜き試験における原子炉出力の変化

上述のように、制御棒誤引抜きにより過剰臨界反応が発生した際の高温ガス炉の挙動を、制御棒を意図的に引き抜く試験により模擬し、炉心に正の反応度が急激に投入された状態において、原子炉の安全保護機能が働かなくても（原子炉のスクラム操作（制御棒挿入操作）なし）、原子炉の負の反応度フィードバック特性のみにより、原子炉出力の急激な上昇が抑制され、原子炉が安定に所定の出力で静定することを実証した。

4. 100%出力（原子炉熱出力 30 MW）からの炉心流量喪失試験

4.1 試験の目的および概要

HTTR の 100%出力（原子炉熱出力 30 MW）における炉心流量喪失試験は、原子炉の除熱を担う 1 次ヘリウムガスの流量を意図的にゼロ（1 次ヘリウムガス循環機 3 台中 3 台停止）にした状況で原子炉および周辺設備の挙動データを取得し、このような冷却能力の異常に対する高温ガス炉に固有の安全性を実験的に示すことを目的とする。本試験は、2002 年から実施してきた HTTR を用いた高温ガス炉の安全性実証試験（Figure 4, Figure 5）の最終試験である。

炉心流量喪失試験では、原子炉の安全保護機能が働かない状況を想定し、原子炉のスクラム操作（制御棒挿入操作）を行わない状態で、100%出力（原子炉熱出力 30 MW）で定常運転状態にある HTTR の 1 次ヘリウムガス循環機を 3 台中 3 台を停止して炉心に流れる 1 次冷却材（ヘリウムガス）の強制循環による炉心冷却機能（除熱機能）を全喪失させる。炉心冷却機能喪失は炉心温度の一時的な上昇を招くが、高温ガス炉が有する炉心温度上昇に伴う負の反応度フィードバック特性が発揮されることで、原子炉出力が直ちに低下し、その後安全性が保たれるレベルの低出力に静定することを実証する。

4.2 炉心流量喪失試験を実施するうえで考慮する事項

循環機 3 台停止試験（炉心に流れる 1 次冷却材（ヘリウムガス）のガス循環機において 3 台中 3 台を停止し炉心強制冷却を喪失させる試験）である炉心流量喪失試験および炉心冷却喪失試験（Figure 4, Figure 5）は、これまで実施してきた制御棒引き抜き試験および炉心流量低下試験¹⁵⁾に続き HTTR を用いた安全性実証試験の一環として実施された。安全性実証試験を実施するうえで考慮する事項¹⁴⁾を以下に示す。

(1) 試験を実施する上での制限

- (a) A 型燃料体（Figure 1 中に図示した HTTR における標準的な燃料体）のみで構成された炉心で試験を行う。運転条件は、循環機 3 台停止試験については 原子炉出力 30 MW 以下、原子炉出口冷却材温度 850°C 以下とする。
- (b) 1 次冷却設備は、単独運転（1 次加圧水冷却器による最大約 30 MW の除熱）とする。
- (c) 同試験期間を通して、原子炉の出力、温度、圧力等が通常運転（原子炉出力 30MW で原子炉出口冷却材温度が 950°C になる高温試験運転）時の運転条件を超えない範囲とする。

(2) 試験中に原子炉の安全性を確保する方針

HTTR は通常運転時に、原子炉出力および 1 次冷却材の原子炉入口温度が一定になるよう自動制御されている。炉心流量喪失試験は、異常状態を模擬した状況で原子炉の過渡的挙動が実測できるように、これら制御システムを使用しない特殊運転モードに切り替え、試験を実施するために必要な機器操作の制限と原子炉スクラム信号の変更を行う。

試験モード（Table 2）への移行および試験終了後の通常運転への復帰は、運転モード選択装置により選択して行う。循環機 3 台停止試験の運転モード選択装置の投入条件（スイッチ操

作が可能になる運転条件)、投入後得られる機能および解除条件（スイッチ操作により解除が可能になる原子炉の状態）を Table 3 に示す。

- (a) 制御棒を位置変更する操作ができなくなる。これにより制御棒の挿入できない状況が模擬される（能動的な負の反応度が印加されない）
- (b) 1次系のヘリウムガスのインベントリーが変化にしないよう 1 冷却材の供給弁および排出弁が閉止される。これにより、1 次冷却材流量をゼロにする以外の外乱が入らないようにする。
- (c) 運転員による誤操作を防止するため、一旦停止した 1 次ヘリウム循環機の再起動ができなくなる。
- (d) 1 次ヘリウムガス循環機の停止操作によりヘリウムガスの流量が低下していく過程で、一時的に 1 次ヘリウムガスの原子炉出口温度が上昇する可能性がある。この原子炉スクラム信号によりデータ取得が中断されないよう「原子炉出口冷却材温度高」信号のスクラム設定値が変更される。
- (e) 1 次冷却材流量をゼロにした後予め定めたデータ取得期間（1 次ヘリウムガス循環機を停止した後の 17 時間）は模擬異常状態が継続するよう「1 次加圧水冷却器の 1 次冷却材流量低」、「炉心差圧低」の原子炉スクラム信号が遅延される。データ取得期間を超えた場合には、「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」および「炉心差圧低」のスクラム信号が発信される。

Table 3 循環機 3 台停止モードで働く機能

運転モード	投入条件※1	投入により働く機能	解除条件※2
循環機3台停止試験	(1) 定格運転であること (2) 単独運転であること	(1) 制御棒(16対)の駆動が防止される。 (2) 1次冷却材の供給弁及び排出弁を閉とする。 (3) 1次ヘリウム循環機の起動が防止される。 (4) 「原子炉出口冷却材温度高」信号のスクラム設定値が変更される。 (5) 「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差圧低」信号は、17時間、遅延される。	原子炉出力制御系の設定値と原子炉出力の計測値との偏差が許容範囲内であること

※1 投入操作が可能になる運転条件

※2 解除操作が可能になる原子炉の状態

(3) 試験実施上の配慮

試験の実施前に予備解析を十分に行い、安全を確認した上で試験を実施する。

4.3 炉心流量喪失試験中に通常運転条件を超えないことの事前確認

これまでの安全性実証試験の一環として実施した炉心流量低下試験¹⁵⁾（循環機停止試験）で取得した実測データにより検証済みの HTTR 用炉心動特性解析コード TAC/BLOOST¹⁹⁾を用

いて、循環機 3 台停止試験（100%出力）を実施した場合の原子炉の挙動について事前解析し、通常運転時の制限値を超えない範囲であることを確認した。主な解析結果を以下に示す。

循環機 3 台を停止させると炉心温度が上昇し、炉心温度上昇に伴う負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は直ちに 0 MW（0%）まで低下したのち、十数時間後、再臨界が生じ、その後出力 1%以下で静定する。燃料温度（通常運転時における温度制限値 1495°C）は、1 次ヘリウムガス循環機 3 台停止後、定常状態（出力 100%（30 MW））での燃料温度から最高で数十°C上昇するが、制限温度を超えない。原子炉圧力容器最高温度（通常運転時における温度制限値 440°C）は定常状態での約 350°Cから、循環機 3 台停止後徐々に低下する。

4.4 試験手順

炉心流量喪失試験の手順を以下に示す。最大試験継続時間（循環機 3 台停止後 17 時間）は、通常運転（設置許可で認められた）時の燃料の熱的制限値 1495°Cを超えないよう解析コード TAC/BLOOST による計算値に基づき定めた¹⁴⁾ものである。17 時間以降、崩壊熱などの影響で炉心温度は徐々に上昇すると予想されるが、同じく TAC/BLOOST により 1600°C（燃料設計温度限界）は超えないとの評価が得られている。

- (1) 定格運転および単独運転により原子炉を出力 100%（30 MW）の定常状態にする
- (2) 運転モード選択装置で循環機 3 台停止試験モードを選択し設定する
- (3) 手動で 1 次ヘリウムガス循環機 3 台の停止操作を行う（停止にあたり急速制動停止は行わない）
- (4) 原子炉出力（中性子検出器）、原子炉および周辺設備の温度等を監視し、経時変化を計測する
- (5) 最大試験継続時間（循環機 3 台停止試験においては 17 時間）に到達する前に、手動スクラムにて制御棒を挿入する。なお、手動スクラムを行わなわず 17 時間経過した場合、遅延させていた「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差圧低」信号により、原子炉は自動停止する。

4.5 原子炉出力および圧力容器まわりの温度の挙動

4.5.1 炉心強制冷却の喪失に伴う原子炉出力の自発的低下

炉心流量喪失試験を 2024 年 3 月 28 日から 3 月 29 日にかけて約 17 時間に亘り実施した。Figure 8 に同試験中における原子炉出力および 1 次冷却材流量の経時変化を、Figure 9 に定格出力状態から安定的状態（低出力）への移行の様子を示す。1 次ヘリウム循環機の停止操作を行った時点を時刻ゼロと表示している。時刻ゼロまでは原子炉出力 100%（熱出力 30 MW）の定常状態である。制御棒による停止操作の失敗（ATWS）事象を模擬するため、これら制御棒の位置（定常状態 30 MW での位置）は試験中固定され、制御棒の手動スクラム操作（時間 16.5 h）をもって試験の終了とした。

(a) 定常状態では、原子炉で発生している熱量が 1 次冷却材（ヘリウムガス）の強制対流により除熱され、これらの熱量が釣り合っているため、原子炉炉心の温度は上昇することなく一

定に保たれている。原子炉の除熱を担う1次冷却材の強制対流の喪失を模擬するため、電気モーターを動力源とする1次ヘリウムガス循環機の停止操作を手動で行うと、1次冷却材の流量は直ちに0 t/hまで減少し、この状態を試験終了まで継続した。

(b) 除熱を担う1次冷却材の流量が減少すると原子炉出力は急速に低下する。これは、炉心での発熱と除熱のバランスが崩れる（除熱量が減少）ことで炉心温度が上昇するため、核出力に負の反応度フィードバックが働くためである。同循環機の停止操作後13分程度で原子炉出力は、1%以下まで低下した。その後しばらく出力1%以下の状態が継続した。

(c) 循環機停止操作の約14時間後に再臨界となり、出力は約2.5%のピークに達した後低下し、出力約1.2%の低出力の安定状態になった。このように、運転員による能動的な操作（試験中に制御棒を一定位置に維持し制御棒による負の反応度を印加しない）がなくても、事象発生（1次冷却材の流量がゼロ）後、低出力（約1.2%）で安定な状態まで原子炉が自発的に移行した。

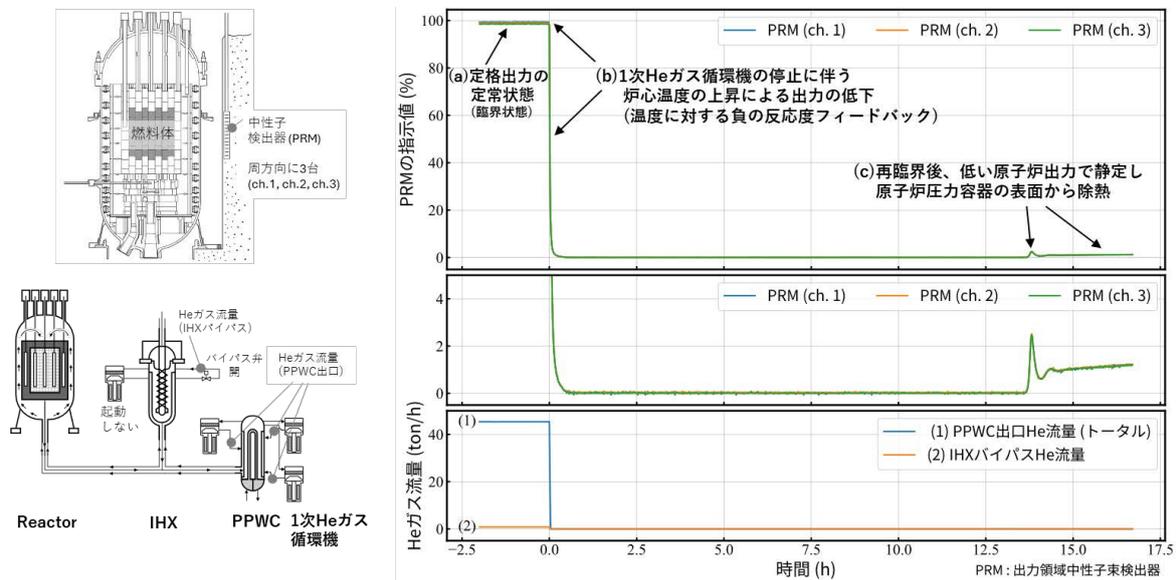


Figure 8 1次ヘリウムガス循環機の停止に伴う原子炉出力および1次冷却材流量の経時変化

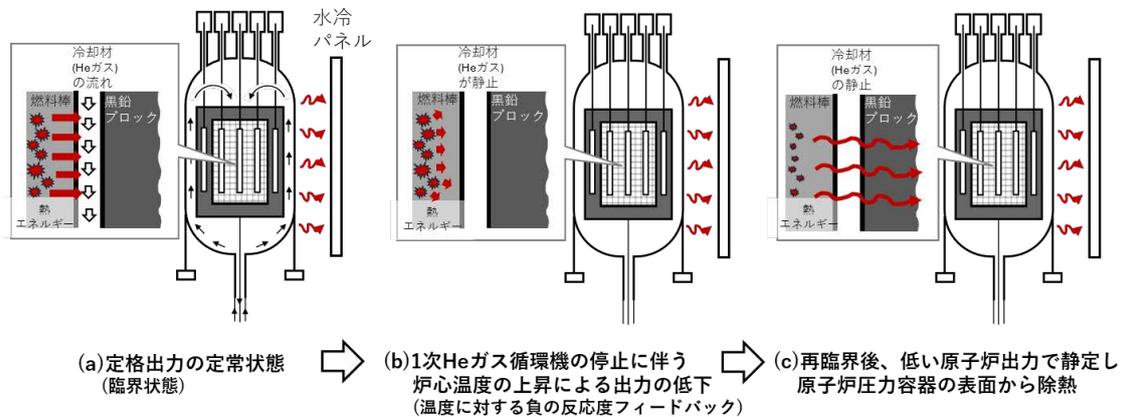


Figure 9 1次ヘリウムガス循環機の停止に伴う定格出力状態から安定的状態（低出力）への移行

4.5.2 炉心強制冷却喪失後の原子炉状態の静定

1次冷却材の流量がゼロになり炉心からヘリウムガスの強制対流による除熱がされなくなると、原子炉圧力容器の表面から対向する位置に置かれた冷却パネル（VCS）への自然対流およびふく射による熱伝達が除熱手段になる（Figure 9 (c)）。事象発生（1次冷却材の流量がゼロ）後、原子炉出力は急速に1%以下まで低下し再臨界後も1.2%と出力は低い状態で推移する。このため、圧力容器表面から除熱すべき熱量は1次冷却材強制対流のそれに比して小さいが、再臨界後継続的に生じる原子炉出力（1.2%）に応じた除熱を担い、炉心温度を一定に維持するために機能する。

圧力容器表面温度、水冷パネル表面温度、1次遮へい体（コンクリート）温度および水冷パネルによる除熱量の測定結果をFigure 10に示す。事象発生（1次冷却材の流量がゼロ）直後、1次冷却材による除熱がなくなるため原子炉炉心温度が一時的に上昇したと推定されるが、その影響は圧力容器表面へ及んでおらず、金属材料製圧力容器の表面温度は事象発生後（1次冷却材の流量がゼロ）から低下し、その使用最高温度である440°Cを超えることはなかった。300~350°Cの圧力容器表面温度と20~40°Cの水冷パネル表面との温度差により、自然対流熱伝達とふく射熱伝達が生じ約0.7 MWが圧力容器を取り囲んで設置されている水冷パネルにて除熱されていることが分かる。事象発生後（1次冷却材の流量がゼロ）直ちに原子炉出力がほぼゼロになるため、水冷パネルによる除熱により、原子炉の温度は低下し、これに応じて圧力容器表面温度も低下する。再臨界後の原子炉出力1.2%（0.36 MW）に比して水冷パネルでの除熱量は大きく、圧力容器表面からの除熱により原子炉の温度は上昇することなく安定的な状態が維持されることが考えられる。このように、事象発生後（1次冷却材の流量がゼロ）、金属製圧力容器の表面温度は使用最高温度を超えることなく、圧力容器表面からの放熱に必要な温度レベルで水冷パネルとの温度差が確保され、低出力状態（1.2%）において安定的状態を維持するために必須の原子炉温度を一定化させる除熱機能を発揮していた。

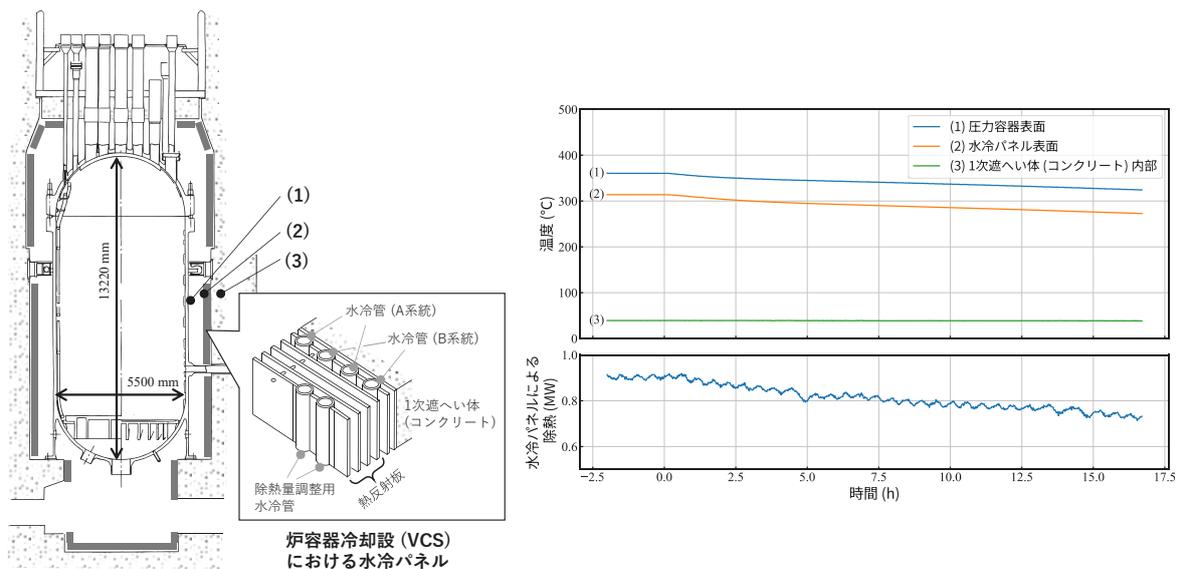


Figure 10 1次ヘリウムガス循環機の停止に伴う原子炉圧力容器まわりの温度および炉容器冷却設備による除熱量の経時変化

5. 結言

HTTR を用いた安全性実証試験は、高温ガス炉の異常状態を模擬した状態で原子炉挙動データを取得し、高温ガス炉に固有の安全性を実験的に示すことを目的としている。その最終試験として、100%出力（原子炉熱出力 30 MW）における炉心流量喪失試験を行った。本試験は、経済協力開発機構/原子力機関（OECD/NEA）のプロジェクトとして実施された。本試験では、原子炉の安全保護機能が働かない状況を想定し、原子炉のスクラム操作（制御棒挿入操作）を行わない状態で、100%出力（原子炉熱出力 30 MW）で定常運転状態にある HTTR の 1 次ヘリウムガス循環機を 3 台中 3 台停止して炉心に流れる 1 次冷却材（ヘリウムガス）の強制循環による炉心冷却機能（除熱機能）を全喪失させた。原子炉の除熱を担う 1 次ヘリウムガスの流量を意図的にゼロにした状況で、原子炉および周辺設備の経時変化データを取得した。

事象発生（1 次冷却材の流量がゼロ）後運転員による能動的操作（制御棒を一定位置に維持し制御棒による負の反応度を印加しない）がなくても、炉心温度上昇に伴う負の反応度フィードバックにより原子炉熱出力は速やかに低下し、再臨界を経て低出力（約 1.2%）で安定な状態まで原子炉が自発的に移行した。また、事象発生後、金属製原子炉圧力容器の表面温度は使用最高温度を超えることなく、圧力容器表面からの放熱に必要な温度レベルで水冷パネル（炉容器冷却設備）との温度差が確保され、低出力状態（1.2%）において安定的状態を維持するために必須の原子炉温度を一定化させる除熱機能を発揮した。このように、出力 100%（30 MW）で炉心除熱を停止したケースにおいて、事象発生から安定的（安全）状態への自発的な移行、すなわち高温ガス炉に固有の安全性を実証した。

参考文献

- 1) 日本原子力研究所, 日本原子力研究所 大洗研究所 原子炉設置変更許可申請書 [HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置], 1989.
- 2) 斎藤 伸三, 田中 利幸, 数土 幸夫他, Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), JAERI 1332, 1994, 247p.
- 3) Fujikawa, S., Hayashi, H., Nakazawa, T., et al., Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.41, no.12, 2004, pp. 1245–1254.
- 4) 高松 邦吉, 中川 繁昭, 坂場 成昭他, 高温工学試験研究炉の出力上昇試験, 高温試験運転; 試験方法及び結果の概要, JAERI-Tech 2004-063, 2004, 61p.
- 5) 高松 邦吉, 沢 和弘, 國富 一彦他, 高温工学試験研究炉(HTTR)の高温連続運転, 日本原子力学会和文論文誌, vol.10, no.4, 2011, pp. 290–300.
- 6) Goto, M., Shinohara, M., Tochio, D., et al. Long-term high-temperature operation of the HTTR, Nuclear Engineering and Design, vol.251, 2012, pp. 181–190.
- 7) 栃尾 大輔, 濱本 真平, 猪井 宏幸他, 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.
- 8) 高温工学試験研究炉部, HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発(2020 年度), JAEA-Review 2022-018, 2022, 90p.
- 9) 高温工学試験研究炉部, HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発(2021 年度), JAEA-Review 2023-016, 2023, 82p.
- 10) Hamamoto, S., Shimizu, A., Inoi, H., et al., Improving the safety of the high temperature gas-cooled reactor “HTTR” based on Japan’s new regulatory requirements, Nuclear Engineering and Design, vol.388, 2022, 111642.
- 11) 國富 一彦, 丸山 創, 新藤 雅美他, 高温工学試験研究炉(HTTR)の安全性実証試験計画及び試験時の安全評価, JAERI-M 90-070, 1990, 46p.
- 12) 橘 幸男, 中川 繁昭, 竹田 武司他, 高温工学試験研究炉(HTTR)の安全性実証試験計画, JAERI-Tech 2002-059, 2002, 42p.
- 13) 中川 繁昭, 坂場 成昭, 高田 英治他, HTTR 安全性実証試験(SR-1/S1C-1)の試験計画(受託調査), JAERI-Tech 2003-049, 2003, 22p.
- 14) 中川 繁昭, 高松 邦吉, 栃尾 大輔他, 高温工学試験研究炉(HTTR)における強制冷却喪失試験の検討(受託研究), JAEA-Technology 2007-056, 2007, 51p.
- 15) 高温工学試験研究炉部, HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発(2006 年度), JAEA-Review 2008-018, 2008, 68p.
- 16) 高温工学試験研究炉部, HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発(2010 年度), JAEA-Review 2011-036, 2011, 88p.
- 17) 高温工学試験研究炉部, HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発(2021 年度), JAEA-Review 2023-016, 2023, 82p.

- 18) 中川 繁昭, 篠崎 正幸, 橘 幸男他, HTTR の熱出力校正試験計画, JAERI-Tech 2000-038, 2000, 39p.
- 19) 高松 邦吉, 中川 繁昭, TAC/BLOOST コードの検証(受託研究), JAERI-Data/Code 2005-003, 2005, 31p.
- 20) 國富 一彦, 中川 繁昭, 鈴木 勝男他, 高温工学試験研究炉の炉内 2 次元温度分布解析コード TAC-NC とその検証, JAERI-M 89-001, 1989, 34p.
- 21) 中川 繁昭, 三竹 晋, 大橋 一孝他, 高温ガス炉の炉心動特性解析コード"BLOOST-J2", JAERI-M 89-013, 1989, 44p.

付録 炉心流量喪失試験（出力 100%（30 MW）で炉心冷却を停止）に携わった方々
（所属は 2024 年 3 月当時）

西原哲夫（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター）
篠崎正幸（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部）
堀直彦（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部）
齋藤賢司（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
飯垣和彦（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 技術課）
七種明雄（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 計画課）
野尻直喜（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 計画課）
石塚悦男（大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 計画課）
猪井宏幸（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 技術課）
長住 達（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 技術課）
島崎洋祐（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 技術課）
石井俊晃（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 技術課）
長谷川俊成（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 技術課）
中嶋國弘（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 技術課）
中川繁昭（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部水素・熱利用研究開発グループ）
古澤孝之（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
茂木利広（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
渡辺周二（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
関田健司（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
本間史隆（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
澤畑洋明（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
近藤 誠（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
川本大樹（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
小林正一（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
山崎和則（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
上坂貴洋（大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
平戸洋次（大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター 高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
鈴木 尚（大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター 高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
根本隆弘（大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター 高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
早川雅人（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
小澤太教（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
藤原佑輔（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
荒川了紀（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
岡本 亮（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）
菅沼拓朗（大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 H T T R 運転管理課）

西條友章 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
長山侑矢 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
後藤優太 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
高佐和希 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
高島玲也 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
川上 悟 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
小田垣悠貴 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
篠原正憲 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 技術課)
小野正人 (エネルギー研究開発領域高温ガス炉プロジェクト推進室高温ガス炉水素利用推進グループ)
若山 博 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
小菌井 務 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
長谷川貞司 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
大和田博之 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
根本真澄 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
田山祐司 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
杉山 充 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
渡邊翔吾 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
中村圭佑 (大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部H T T R 運転管理課)
押切雅幸 (原子力エンジニアリング株式会社)
照沼智久 (株式会社アトックス)
佐藤圭汰 (大洗研究所放射線管理部放射線管理第2課)
井上雄貴 (大洗研究所放射線管理部放射線管理第2課)
遠藤達也 (大洗研究所放射線管理部放射線管理第2課)

This is a blank page.

