

# 実用高温ガス炉の開発に必要なHTTRを用いた 試験の予備検討

Preliminary Study on HTTR Tests for Development of Commercial HTGRs

後藤 実 高松 邦吉 中川 繁昭 植田 祥平  
濱本 真平 大橋 弘史 古澤 孝之 齋藤 賢司  
島崎 洋祐 西原 哲夫

Minoru GOTO, Yoshikuni TAKAMATSU, Shigeaki NAKAGAWA, Shouhei UETA  
Shinpei HAMAMOTO, Hirofumi OHASHI, Takayuki FURUSAWA, Kenji SAITO  
Yosuke SHIMAZAKI and Tetsuo NISHIHARA

原子力基礎工学研究部門  
核熱応用工学ユニット

Nuclear Applied Heat Technology Division  
Nuclear Science and Engineering Directorate

October 2009

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政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。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 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  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency  
2-4 Shirakata Shirane, 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, 2009

## 実用高温ガス炉の開発に必要な HTTR を用いた試験の予備検討

日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門 核熱応用工学ユニット  
後藤 実、高松 邦吉、中川 繁昭、植田 祥平、濱本 真平<sup>+</sup>、  
大橋 弘史、古澤 孝之<sup>+</sup>、齋藤 賢司<sup>+</sup>、島崎 洋祐<sup>+</sup>、西原 哲夫<sup>+</sup>

(2009年 8月 20日受理)

実用高温ガス炉開発に必要な各種の特性・実証データを取得するため、高温工学試験研究炉 (HTTR : High Temperature engineering Test Reactor) を用いた試験について予備検討を行った。本検討では、核熱供給特性試験、燃焼炉心試験、制御棒引抜試験 (反応度投入試験)、安全性実証試験、燃料特性試験、環状炉心試験、燃料限界照射試験、トリチウム測定試験、高温機器の健全性確認試験を提案し、実用高温ガス炉に必要とされる諸要件とそれを確認・確証する方策についてとりまとめた。このうち、燃焼炉心試験、及び安全性実証試験については、実測データと比較するために事前解析を行って予測データを取得した。また、実用高温ガス炉の炉心として採用される環状炉心の試験については、HTTR の 2 次燃料を用いた 4 種類の環状炉心について炉心計算を行って核的な成立性を示した。

# Preliminary Study on HTTR Tests for Development of Commercial HTGRs

Minoru GOTO, Yoshikuni TAKAMATSU, Shigeaki NAKAGAWA, Shouhei UETA,  
Shinpei HAMAMOTO<sup>+</sup>, Hirofumi OHASHI, Takayuki FURUSAWA<sup>+</sup>, Kenji SAITO<sup>+</sup>,  
Yosuke SHIMAZAKI<sup>+</sup> and Tetsuo NISHIHARA<sup>+</sup>

Nuclear Applied Heat Technology Division, Nuclear Science and Engineering Directorate,  
Japan Atomic Energy Agency  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received August 20, 2009)

Preliminary studies on the HTTR (High Temperature engineering Test Reactor) tests were conducted to obtain characteristics and demonstration data which were required to develop commercial HTGRs (high temperature gas-cooled reactors). The tests proposed in this study are as follows: nuclear heat supply characteristics tests, burned core tests, reactivity insertion tests, safety demonstration tests, fuel characteristics tests, annular core tests, fuel failure tests, tritium measurement tests, and health confirmation tests of high temperature equipments. Requirements for a development of commercial HTGRs and confirmation methods of the requirements by the HTTR tests were summarized. Preliminary analyses were performed for the burned core test and the safety demonstration test to obtain prediction data, which is compared with experimental data. Additionally, a feasibility analysis was performed on four types annular cores, which is composed of the HTTR's fresh fuels, from the point of view of shutdown margin and excess reactivity.

Keywords : HTTR, HTGR, Nuclear Heat Supply, Burned Core, Reactivity Insertion,  
Safety Demonstration, Fuel Characteristics, Annular Core, Fuel-Failure, Tritium,  
High Temperature Equipment

---

<sup>+</sup> Department of HTTR, Oarai Research and Development Center

## 目 次

1. 緒言 .....	1
2. HTTR の概要 .....	3
2. 1 原子炉本体 .....	3
2. 2 主冷却設備 .....	4
2. 3 工学的安全施設 .....	4
2. 4 計測制御 .....	5
3. HTTR を用いた試験の検討 .....	11
3. 1 試験の概要 .....	11
3. 1. 1 次期中期計画（H22～H26 年度）に実施予定の試験 .....	11
3. 1. 2 次次期中期計画以降（H27 年度以降）に実施予定の試験 .....	12
3. 2 核熱供給特性試験 .....	14
3. 2. 1 核熱安定供給実証試験 .....	14
3. 2. 2 熱利用系負荷変動試験 .....	14
3. 3 燃焼炉心試験 .....	15
3. 3. 1 30MW 運転時の制御棒位置測定試験 .....	15
3. 3. 2 0MW 時の制御棒位置測定試験 .....	16
3. 3. 3 燃焼度分布測定試験 .....	17
3. 3. 4 温度係数測定試験 .....	17
3. 4 制御棒引抜試験（反応度投入試験） .....	18
3. 5 安全性実証試験 .....	18
3. 5. 1 炉心流量喪失試験（循環機 3 台停止試験） .....	18
3. 5. 2 炉心冷却喪失試験（炉容器冷却設備停止試験） .....	19
3. 6 燃料特性試験 .....	19
3. 7 環状炉心試験 .....	21
3. 8 燃料限界照射試験 .....	21
3. 9 トリチウム測定試験 .....	22
3. 10 高温機器の健全性確認試験 .....	22
4. 事前解析 .....	28
4. 1 燃焼炉心試験 .....	28
4. 1. 1 制御棒位置の燃焼挙動の解析 .....	28
4. 1. 2 反応度温度係数の燃焼変化の解析 .....	29
4. 2 安全性実証試験 .....	29

4. 2. 1	循環機 3 台停止試験 .....	29
4. 2. 2	炉容器冷却設備停止試験 .....	30
4. 3	環状炉心試験 .....	31
5.	結言 .....	43
	謝辞 .....	45
	参考文献 .....	45
	付録 .....	47

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Outline of HTTR .....	3
2.1 Reactor .....	3
2.2 Main cooling system .....	4
2.3 Engineered safety features .....	4
2.4 Instrumentation and control system .....	5
3. Study on HTTR Tests .....	11
3.1 Outline of tests .....	11
3.1.1 Test program in next medium term plan (FY 2010 – FY 2014) .....	11
3.1.2 Test program in after FY 2015 .....	12
3.2 Nuclear heat supply characteristics tests .....	14
3.2.1 Stable supply of nuclear heat demonstration tests .....	14
3.2.2 Change of heat load tests .....	14
3.3 Burned core tests .....	15
3.3.1 Control rods position measurement tests at 30MW .....	15
3.3.2 Control rods position measurement tests at 0MW .....	16
3.3.3 Burnup distribution measurement tests .....	17
3.3.4 Temperature coefficient of reactivity measurement tests .....	17
3.4 Control rod withdrawal tests (Reactivity insertion tests) .....	18
3.5 Safety demonstration tests .....	18
3.5.1 Loss of coolant flow tests .....	18
3.5.2 Vessel cooling system stop test .....	19
3.6 Fuel characteristics tests .....	19
3.7 Annular core tests .....	21
3.8 Fuel failure tests .....	21
3.9 Tritium measurement tests .....	22
3.10 Health confirmation tests of high temperature equipments .....	22
4. Previous analysis .....	28
4.1 Burned core tests .....	28
4.1.1 Burnup change in control rods position .....	28
4.1.2 Burnup change in temperature coefficient of reactivity .....	29
4.2 Safety demonstration tests .....	29

4.2.1 Loss of coolant flow tests .....	29
4.2.2 Vessel cooling system stop test .....	30
4.3 Annular core tests .....	31
5. Conclusion .....	43
Acknowledgement .....	45
References .....	45
Appendix .....	47



## 1. 緒言

原子力による水素製造技術の研究開発は、総合科学技術会議が「地球温暖化対策技術」として選定した「水素エネルギーシステム技術」<sup>1)</sup>の確立とともに、原子力委員会が同じ目的で定めた「地球温暖化対策に貢献する原子力の革新的技術開発ロードマップ」のうち、原子力の核熱利用の実現を目指す「原子力による革新的水素製造技術」<sup>2)</sup>の確立を目的として行うものである。このため、高温ガス炉を熱供給源とする水素製造システムの実用化に向け、HTTR（高温工学試験研究炉：High Temperature Engineering Test Reactor）等を活用し、高温ガス炉のシステム設計、高温ガス炉の高性能化、水の熱分解による革新的水素製造等に関する研究開発を行い、2020年頃に実用システムの原型を提示することを目指す。日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構という。）においては、HTTRを活用して、これら研究開発を推進する。

HTTRは、高温ガス炉技術基盤の確立と高度化を目的として原子力機構大洗研究開発センターに建設された日本初の高温ガス炉である<sup>3,4)</sup>。HTTRは1998年に初臨界達成後、定格運転（原子炉出口冷却材温度850℃）の出力上昇試験<sup>5,6)</sup>及び高温試験運転（原子炉出口冷却材温度950℃）の出力上昇試験<sup>7,8)</sup>を経て供用運転を開始し、高温ガス炉固有の安全性を確認するための安全性実証試験等を行っている<sup>9,10)</sup>。

現在設計研究が行われている実用高温ガス炉システムとして、発電システム（GTHTR300）<sup>11)</sup>及び発電システムと水素製造設備を併設した電力水素併産型システム（GTHTR300C）<sup>12)</sup>がある。GTHTR300Cにおいては、熱利用系である水素製造設備で熱負荷の変動が生じた場合にも電力が安定して供給されることが必要である。また、現在、HTTRを用いて水素製造を行うHTTR-ISシステムが計画されており<sup>13)</sup>、このシステムにおいても、水素製造設備で熱負荷の変動が生じた場合にも原子炉の運転に影響を及ぼさないことが必要である。そこで、GTHTR300Cでは水素製造設備で異常が発生した場合には、プロセス制御系の動作によりガスタービンで1次ヘリウムガスの冷却を継続し、原子炉に影響を与えずに安定な状態へ移行できるように設計している<sup>12)</sup>。一方、安全評価上の観点から、熱利用系の変動が原子炉側に与える影響を調べる必要がある。米国NGNP計画においても、熱利用系の変動が原子炉側に与える影響の重要性が指摘され、その挙動解析手法の高度化が望まれている<sup>14)</sup>。そこで、高温ガス炉システムで熱負荷が変動した場合の原子炉システムの応答挙動解析コードを開発する上で不可欠となるデータベースを作成するため、HTTRを利用した核熱供給特性試験について検討し、その予備検討を行った<sup>15)</sup>。

実用高温ガス炉は高燃焼度炉心を目指しており<sup>12)</sup>、その核設計では、燃焼の進んだ炉心についても、実効増倍率及び温度係数等の核特性を精度良く把握する必要がある。そのためには、燃焼炉心の核特性解析に用いる炉心燃焼計算手法の高精度化が必要である。そこで、その検証に必要なデータを取得するために、燃焼が進んだHTTRにおける制御棒位置測定試験、燃焼度分布測定試験、及び温度係数測定試験について検討を行った。

実用高温ガス炉の安全評価において反応度投入事故時の原子炉出力の過渡解析に用いる原子炉出力動特性計算手法（以下、動特性計算手法という。）の検証を、HTTRにおいて実施した制

御棒引抜試験（反応度投入試験）の結果を用いて行ってきた。しかしながら、安全評価で想定する投入反応度 1\$ に比べて、これまでに実施した試験での投入反応度は最大でも 8¢ であり、10 分の 1 以下の大きさである。そのため、動特性計算手法は、小さな投入反応度についての検証は行われているが、大きな投入反応度についての検証は十分とは言えない。そこで、動特性計算手法を、大きな投入反応度について検証するために、従来の試験よりも大きな 20¢ 程度の反応度を炉心に投入する反応度投入試験について検討を行った。

実用高温ガス炉の設計では、高温ガス炉の高い固有の安全性を利用した安全設備の簡素化による経済性の向上を図っている。一方、HTTR は安全設備として補助冷却設備と炉容器冷却設備を備えている。そこで、安全設備を簡素化した実用高温ガス炉の設計の妥当性を示すために、HTTR において全出力状態から冷却材流量を全喪失させ、更に上記の安全設備を停止させても安全上問題がないことを実証する安全性実証試験について検討を行った。

実用高温ガス炉の設計では環状炉心が採用され、減圧事故時等における炉心冷却性能の向上を図っている。そこで、環状炉心の核特性及び異常時における伝熱特性等を把握するため、HTTR における環状炉心の構築と、その炉心を用いた試験について検討を行った。

実用高温ガス炉の性能向上のためには、出力密度の向上及び燃料の高燃焼度化が必要であり、そのためには、燃料の安全性に関する保守的な判断基準の見直しが不可欠である。そこで、その判断基準の見直しに必要なデータを取得するために、燃料の限界性能を調べる燃料限界照射試験、及び燃料からの FP 放出挙動を調べる燃料特性試験について検討を行った。

電力水素併産型の実用高温ガス炉システムでは、1 次冷却系で生成されるトリチウムが製品水素にどの程度移行するかが重要なテーマとなる。そこで、トリチウム挙動評価手法の高度化に必要なデータを取得するために、HTTR の運転中におけるトリチウム測定試験について検討を行った。

電力水素併産型の実用高温ガス炉システムでは、原子炉で発生する核熱を水素製造設備に供給する中間熱交換器等の高温機器の健全性は、使用環境（温度、圧力、冷却材中の不純物等）に依存する。そこで、HTTR を用いた高温機器の健全性に関連する運転データの取得について検討するとともに、高温機器の健全性確認試験について検討を行った。

本報告書では、実用高温ガス炉の開発に必要な HTTR を用いた試験の予備検討として、核熱供給特性試験、燃焼炉心試験、制御棒引抜試験、安全性実証試験、環状炉心試験、燃料限界照射試験、燃料特性試験、トリチウム測定試験、高温機器の健全性確認試験を提案し、それらの目的及び内容と、事前解析の結果をとりまとめた。

## 2. HTTR の概要

HTTR は熱出力 30MW、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（定格運転時と高温試験運転時では 1 次冷却材流量が異なる）のブロック型高温ガス炉である<sup>3,4)</sup>。HTTR の基本仕様を第 2.1 表に示す。

1991 年 3 月に原子力機構大洗研究開発センター（旧日本原子力研究所大洗研究所）において HTTR の建設を開始し、1996 年 3 月に原子炉建家の工事、機器の製作、据え付け工事が終了した。1998 年 7 月から燃料装荷を開始し、同年 11 月に初臨界に達した。1999 年 9 月から出力上昇試験を開始し、2001 年 12 月に原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850°C を達成した<sup>5,6)</sup>。2002 年 3 月には定格運転（原子炉出口冷却材温度 850°C までの運転）の使用前検査合格証を取得した。2003 年 3 月からは高温ガス炉の安全性を実証する目的で安全性実証試験が行われている<sup>9,10)</sup>。さらに、2004 年 3 月から原子炉出口冷却材温度が 950°C となる高温試験運転の出力上昇試験を開始し、2004 年 4 月には原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C を達成した<sup>7,8)</sup>。高温ガス炉による冷却材温度については、過去に独国の高温ガス実験炉（AVR）により原子炉圧力容器内において 950°C が達成されているが、HTTR で行われた運転では 950°C の冷却材を原子炉圧力容器外部に取り出したもので、HTTR が世界で初めて成功したものである。その後、2004 年 6 月には高温試験運転（原子炉出口冷却材温度 950°C までの運転）の使用前検査合格証を取得した。

### 2. 1 原子炉本体

第 2.1 図に示すように燃料体はピン・イン・ブロック型であり、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。燃料棒は被覆燃料粒子を黒鉛と炭素の混合物からなる素地に分散して焼結させた円筒形状の燃料コンパクトを黒鉛スリーブに収めたもので、被覆燃料粒子は二酸化ウランの燃料核を熱分解炭素及び炭化ケイ素の薄い層で 4 重に被覆したものである。原子炉本体の構造断面を第 2.2 図に示す。原子炉本体は、原子炉圧力容器（RPV）、燃料体、反射体、炉内構造物、制御棒等から構成される。炉心は、30 燃料カラム（ブロックを積み上げた鉛直方向の 1 列をカラムと呼ぶ）と 7 制御棒案内カラムにより構成され、その外周は制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック及び大型の固定反射体ブロックにより囲まれる。

原子炉の反応度制御は、炉心領域及び可動反射体領域の合計 16 対の制御棒を操作して行う。制御棒は、1 対ごとにスタンドパイプ内に設置された制御棒駆動装置の電動機駆動により上下に移動し、炉心上部から炉心に挿入される。原子炉スクラム時には、制御棒は電磁クラッチの切り離しにより、重力によって制御棒案内ブロックの 1 対の穴に落下挿入され、原子炉を安全に停止することができる。万一、制御棒の挿入に失敗した場合には、炭化ホウ素と黒鉛を焼結した炭化ホウ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て原子炉を停止することができる。

## 2. 2 主冷却設備

HTTR の冷却設備系統を第 2.3 図に示す。HTTR の原子炉冷却設備は、以下の 3 つの冷却設備で構成される。

- ① 通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備
- ② 原子炉停止後に原子炉の残留熱を除去する補助冷却設備
- ③ 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ような事故時にも原子炉の残留熱を除去する炉容器冷却設備

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。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設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 の運転には、2 つの原子炉出口冷却材温度運転モードと 2 つの系統的な運転モードがある。原子炉出口冷却材温度運転モードには、原子炉出力 30MW で原子炉出口冷却材温度が 850℃となる「定格運転モード」と、原子炉出口冷却材温度が 950℃となる「高温試験運転モード」がある。これらの運転モードは、1 次冷却材流量を変化させることで原子炉出口冷却材温度を変化させている。また系統的な運転モードには、原子炉出力 30MW 運転時に PPWC のみで 30MW の除熱を行う「単独運転」と、PPWC で 20MW、IHX で 10MW の除熱を行う「並列運転」がある。HTTR ではこれら 2 つの運転モードが組み合わせられており、運転モードは通常「定格／単独運転モード」等のように呼ばれている。

## 2. 3 工学的安全施設

工学的安全施設は、第 2.3 図に示す補助冷却設備と炉容器冷却設備及び原子炉格納施設から構成される。補助冷却設備は、原子炉がスクラム時に自動起動し、残留熱を除去する。炉容器冷却設備は、配管破断事故 (減圧事故) のような主冷却設備及び補助冷却設備の循環経路が確保できない事故の場合に、RPV の外部の自然対流及び熱放射により炉心の冷却を行うために用いる。また、炉容器冷却設備は、通常運転時の生体遮へい体コンクリートの冷却にも用いる。

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、サービスエリア及び非常用空気浄化設備から構成される。原子炉格納容器は、第 2.3 図に示すように 1 次冷却設備、補助ヘリウム冷却系等の 1 次冷却材を内包する主要な設備・機器を格納しており、HTTR において想定される最も厳しい条件である減圧事故時に、外部へ放出される核分裂生成物 (FP) の量を低減する役目を担っている。サービスエリア (容積約 23000m<sup>3</sup>) は、原子炉格納容器を取り囲み、原子炉建家内の実験設備等の炉外設備を収納する。非常用空気浄化設備は、排風機と排気フィルタユニット等で構成され、サービスエリア内の放射能濃度が上昇するおそれのある場合及び放射能濃度が上昇した場合に自動起動し、サービスエリア内を負圧に維持し、サービスエリア内の空気を浄化する役目を担っている。

## 2. 4 計測制御

原子炉制御装置は、原子炉出力、原子炉出口冷却材温度、1次冷却材流量等を制御するもので、原子炉出力制御装置、プラント制御装置等から構成される。原子炉制御装置の基本構成を第2.4図に示す。原子炉出力制御装置は、原子炉出力を制御する原子炉出力制御系（出力30%以上で原子炉出力は自動制御され、30%以下では手動で制御される。）と、原子炉出口冷却材温度を一定に制御する原子炉出口温度制御系より構成される。プラント制御装置は、主冷却設備の起動・停止及び通常運転に係わる制御を行うとともに、通常運転時に起こり得る外乱に対して、温度、流量、差圧等のプロセス量を制御する原子炉入口温度制御系、1次冷却材流量制御系（中間熱交換器流量制御系及び1次加圧水冷却器流量制御系）、1次冷却材圧力制御系、1次・2次ヘリウム差圧制御系、加圧水温度制御系、1次冷却材・加圧水差圧制御系により構成される。

原子炉出口温度制御系は、原子炉出力制御系の上位の制御系であり、原子炉出力を調節することによって原子炉出口の冷却材温度を設定値に制御するものである。原子炉出口の冷却材温度に偏差が生じた場合には、その偏差を演算処理し、原子炉出力偏差として原子炉出力制御系に原子炉出力の設定値を与える。原子炉出口温度制御系は、定格出力近傍（定格出力の90%以上）で使用することができる。原子炉出力制御系は、制御棒の引抜・挿入により原子炉出力を設定値に制御するもので、原子炉出力に偏差が生じた場合には、出力偏差に比例した制御棒駆動速度信号を制御棒駆動装置に与える。

原子炉入口温度制御系は、加圧水温度制御系の上位の制御系であり、加圧水温度を調節することによって原子炉入口の冷却材温度を原子炉出力に応じた原子炉入口温度設定値に制御するものである。原子炉入口の冷却材温度に偏差が生じた場合には、その偏差を演算処理して加圧水温度制御系に加圧水温度の設定値を与える。加圧水温度制御系は、加圧水空気冷却器の空気冷却器出口流量調節弁及びバイパス流量調節弁の開度を調節することにより、1次加圧水冷却器及び2次加圧水冷却器の入口加圧水温度を原子炉入口温度制御系から与えられた設定値に制御する。

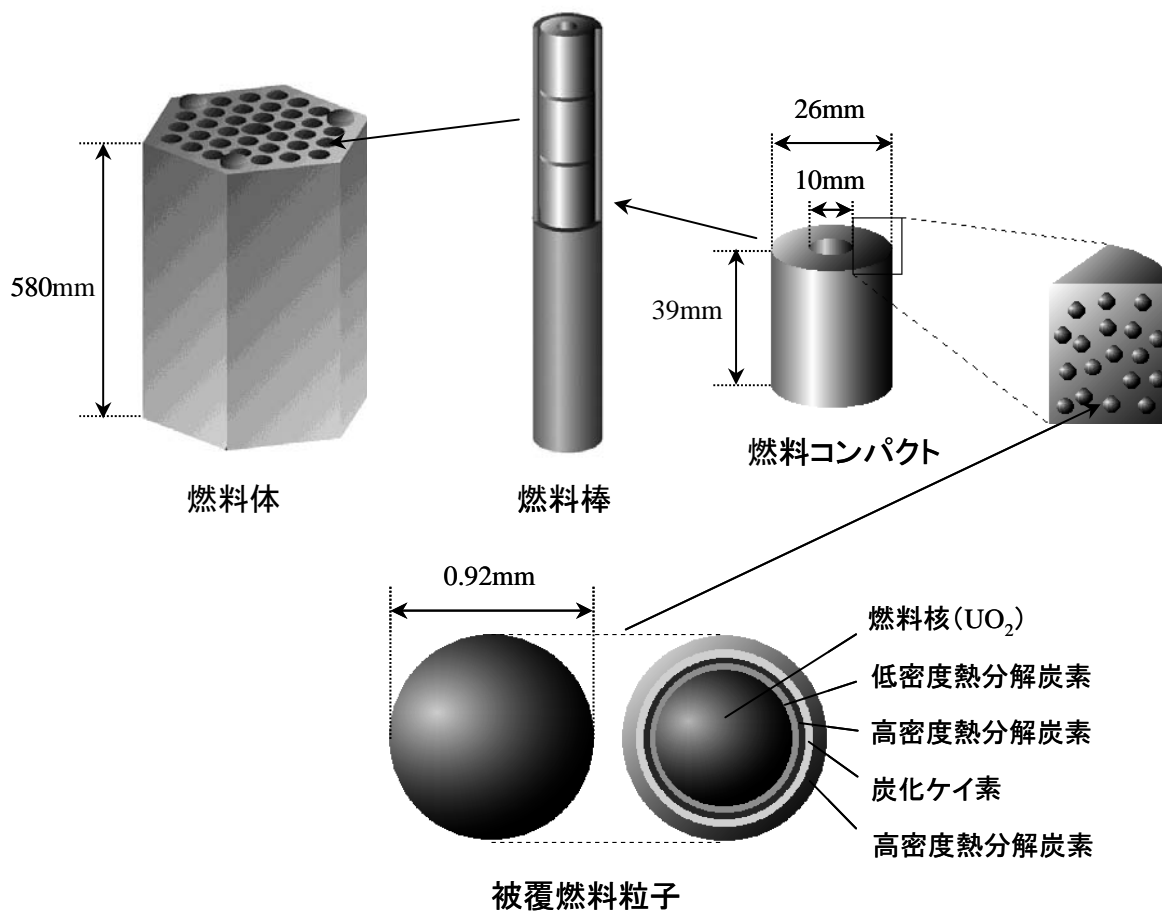
1次冷却材流量制御系は、1次加圧水冷却器流量制御系及び中間熱交換器流量制御系からなる。これらの制御系は、1次加圧水冷却器及び中間熱交換器用に設けた1次ヘリウム循環機の回転数を調節して流量を制御する。

1次冷却材圧力制御系は、1次冷却材の供給弁あるいは排出弁を開閉し、1次冷却材の圧力を所定の圧力に制御する。

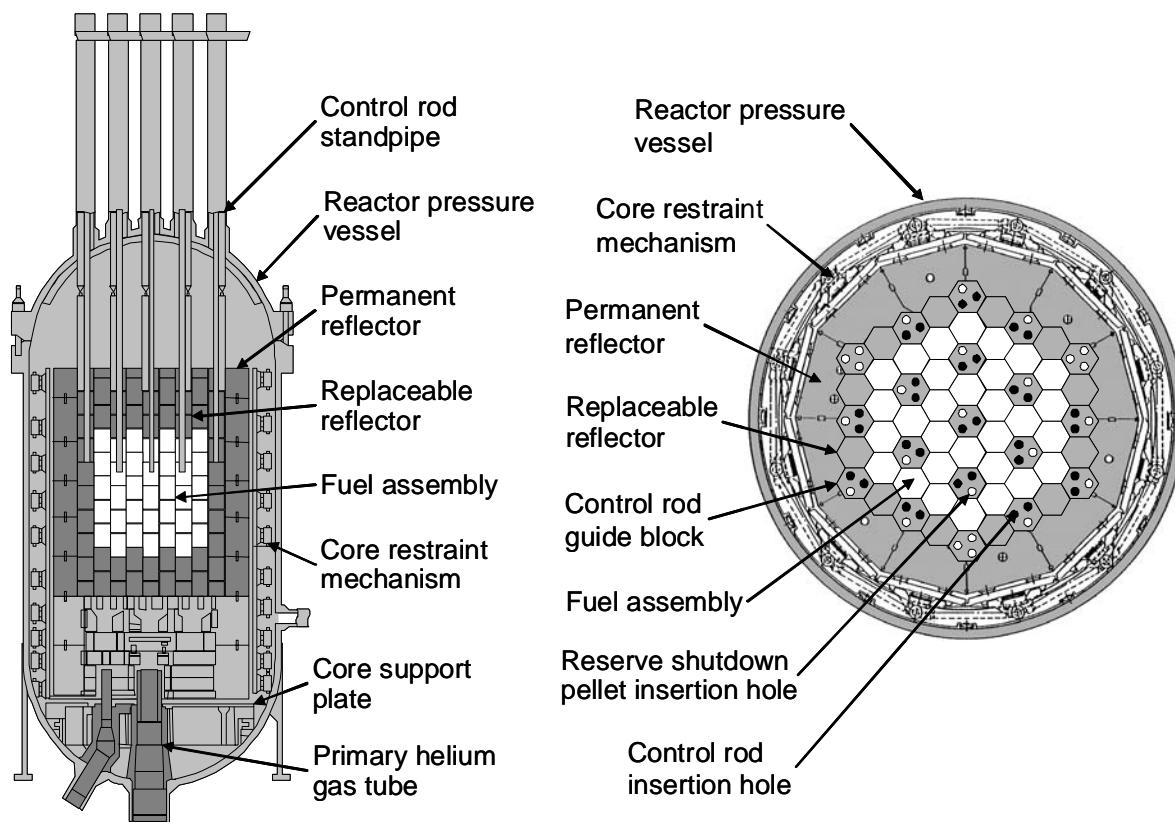
1次・2次ヘリウム差圧制御系は、1次冷却材の2次冷却材（ヘリウム）中への侵入を防止するため、2次冷却材の供給弁あるいは排出弁を開閉することにより、2次冷却材の圧力を1次冷却材の圧力より高い所定の圧力に制御する。

第 2.1 表 HTTR の仕様

熱出力	30MW
燃料	UO <sub>2</sub> 被覆粒子/黒鉛分散型
燃料体形式	ブロック型
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9m
炉心等価直径	2.3m
出力密度	2.5MW/M <sup>3</sup>
ウラン濃縮度	3-10% (平均 6%)
冷却材	ヘリウムガス
冷却ループ数	1 ループ (中間熱交換器及び加圧水冷却器)
原子炉圧力容器	鋼製 (2.25Cr-1Mo 鋼 NT 材)
1 次冷却材圧力	4MPa
原子炉入口冷却材温度	395°C
原子炉出口冷却材温度	定格運転            850°C
	高温試験運転       950°C

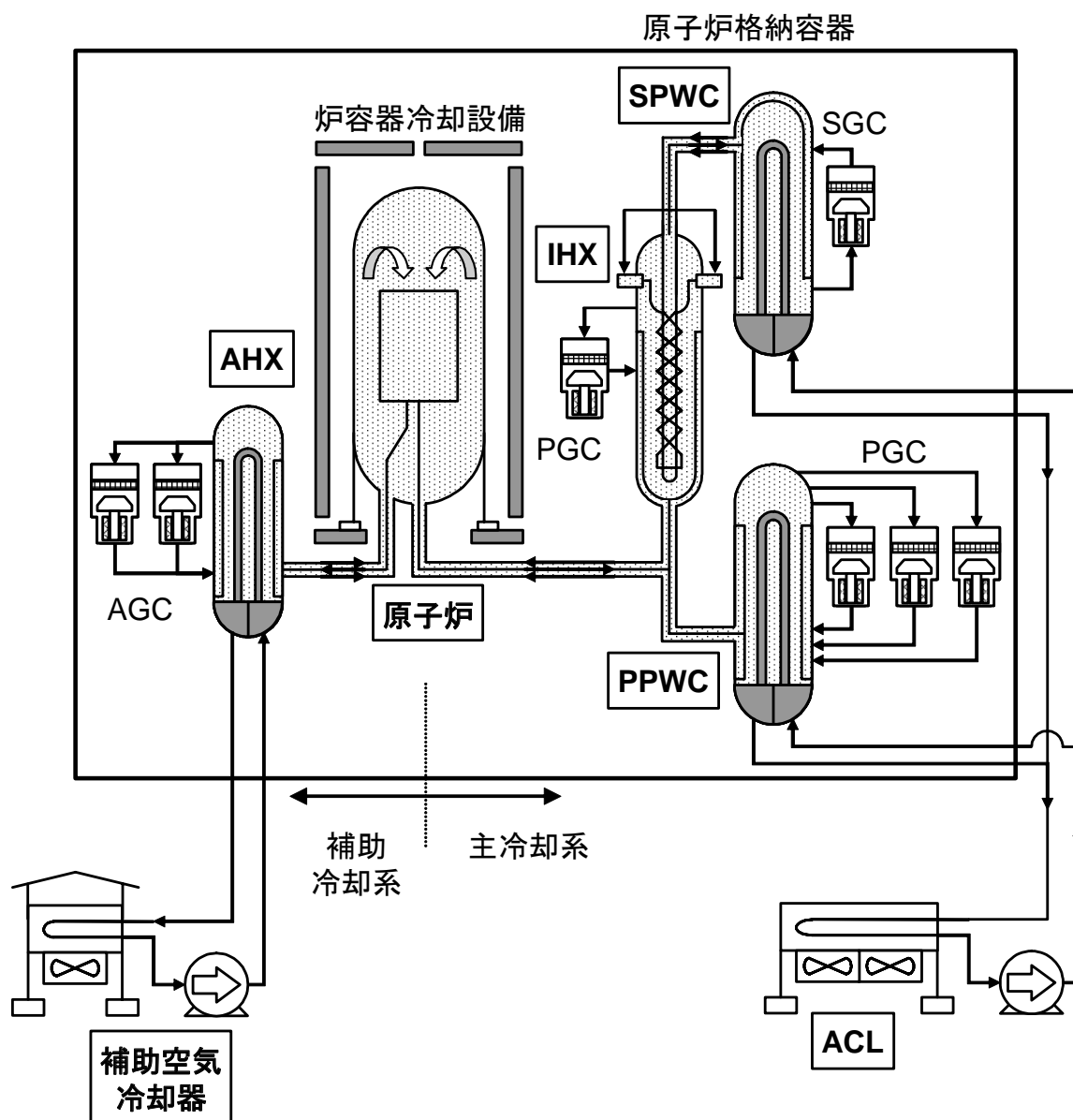


第 2.1 図 HTTR の燃料体の構造



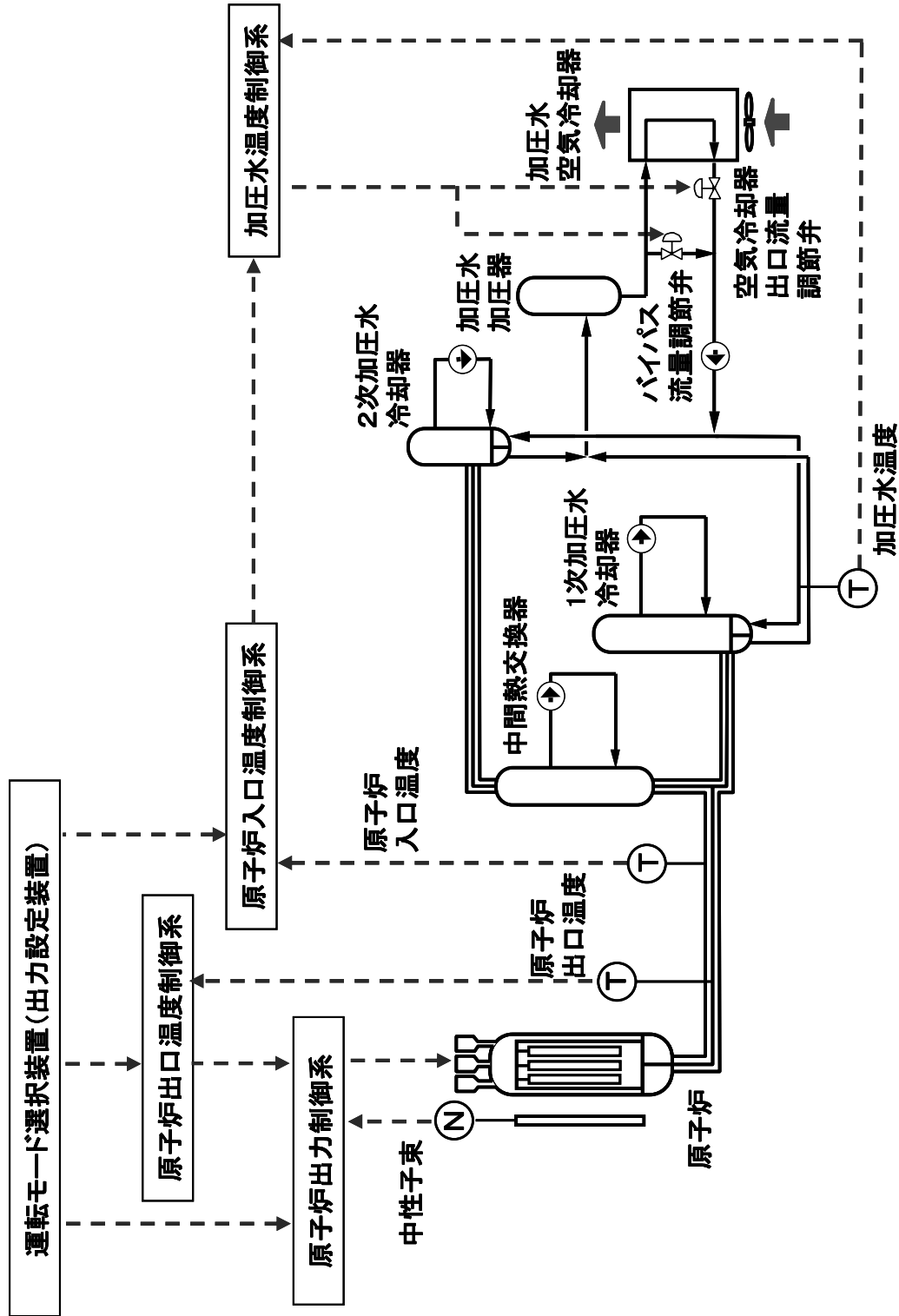
第 2.2 図 HTTR 原子炉本体の構造断面図





- IHX : 中間熱交換器
- PPWC: 1次加圧水冷却器
- PGC : 1次ヘリウム循環機
- SPWC: 2次加圧水冷却器
- SGC : 2次ヘリウム循環機
- AHX : 補助冷却器
- AGC : 補助ヘリウムガス循環機

第 2.3 図 HTTR の冷却設備系統



第 2.4 図 HTTR 原子炉制御設備の構成

### 3. HTTR を用いた試験の検討

#### 3. 1 試験の概要

実用高温ガス炉の研究開発課題と HTTR の試験計画を第 3.1 表に示す。ここでは、表中の「1. 炉特性・安全性」及び「2. 機器信頼性」に関する試験を提案し、それらの概要を次期中期計画（H22～H26 年度）に実施予定の試験と、次次期中期計画以降（H27 年度以降）に実施予定の試験に分けて以下に述べる。各試験の目的及び内容については第 3. 2 項以下で述べる。なお、「3. 運転保守技術」に関しては付録に記載する。

#### 3. 1. 1 次期中期計画（H22～H26 年度）に実施予定の試験

##### （1）核熱供給特性試験

実用高温ガス炉<sup>12,16)</sup>を用いて水素を一定量連続して製造するためには、高温の熱を多量に安定して供給する必要があることから、原子炉出口冷却材温度の制御特性を調べ、高温ガス供給特性の確認・定量化を行う。また、実用高温ガス炉の設計において、水素製造システムの異常等による負荷変動が原子炉側に与える影響を評価する必要があることから、熱利用系の負荷変動が原子炉に与える影響を調べる。

原子炉出口冷却材温度の制御特性試験により、通常時は温度一定のガスを熱利用系に安定して供給できることが示される。また熱利用系の負荷変動を模擬した試験で得られるデータは、実用高温ガス炉の原子炉の過渡出力解析に用いる動特性計算手法の高度化に役立つ。

##### （2）燃焼炉心試験

実用高温ガス炉の核設計では、通常運転時の燃料最高温度を制限値以下に保つために、複数の濃縮度の燃料を用いる等して出力分布を最適化するとともに、可燃性毒物（BP）を用いて制御棒の炉心への挿入量を燃焼期間にわたり浅く保つことで、最適化した出力分布を燃焼期間にわたりできるだけ保つ必要がある。そこで、核設計に用いる炉心燃焼計算手法を検証するために、制御棒位置の燃焼に伴う変化を測定するとともに、燃料ブロックから放出されるガンマ線のエネルギースペクトルを測定して出力分布の燃焼に伴う変化を調べる。

実用高温ガス炉の設計においてより合理的な設計を行うためには、安全評価に用いる動特性計算手法を高精度化する必要がある、そのための 1 つの方法として動特性計算で用いる炉心の温度係数の高精度化が挙げられる。そこで、温度係数の算出に用いる炉心燃焼計算手法を検証するために、温度係数を測定する。

本試験により、炉心燃焼計算手法、及び燃焼炉心にも対応した動特性計算手法の高精度化が可能となり、それらは実用高温ガス炉のより合理的な設計に寄与する。

## (3) 制御棒引抜試験（反応度投入試験）

実用高温ガス炉の安全評価は、動特性計算による、想定した反応度事故の解析結果を用いて行われる。HTTR で実施した制御棒引抜による反応度投入試験の結果を用いて、動特性計算手法の検証および解析誤差の評価がこれまでに行われてきたが、試験での投入反応度は最大でも 8¢ であり、安全評価で想定する投入反応度 1\$ に比べると 10 分の 1 以下であり、小さい。そこで、投入反応度 1\$ での、解析誤差をより適切に評価するために、従来よりも大きな投入反応度（20¢ 程度）による反応度投入試験を行って、動特性計算手法の検証および解析誤差の評価に必要な原子炉の過渡出力データを取得する。

本試験により、投入反応度 1\$ の場合の原子炉出力の過渡解析において、より適切な解析誤差の評価が可能となり、それは実用高温ガス炉のより合理的な設計に寄与する。

## (4) 安全性実証試験

実用高温ガス炉の設計では、HTTR で設置されている安全設備（補助冷却設備及び炉容器冷却設備）を簡素化して経済性向上を図っている。そこで、その成立性を実証するために、全出力運転の状態から冷却材の流量を喪失させた試験、及び冷却材喪失状態で炉容器冷却設備も停止させた試験を行う。

本試験により、HTTR の安全設備が作動しなくても安全上問題の無いこと（高温ガス炉の高い固有の安全性）を示して、実用高温ガス炉の設計における安全設備の簡素化の妥当性を実証する。また、本試験で取得されるデータは、動特性計算手法の検証にも用いることができる。

## (5) 燃料特性試験

現在の HTTR の被ばく評価設計については、燃料の製造実績並びに運転実績により十分担保されるものである事が裏付けられてきているが、高燃焼度を目指す実用高温ガス炉の事故時被ばく評価のためには、運転時の破損率や FP 放出量の一部データが不足している。そこで、燃焼が進んだ状態で、希ガス等の FP を測定し運転時の追加破損の有無を確認するとともに、安全評価上重要であるが殆どデータの無いヨウ素の放出挙動を、原子炉の急速停止状態等からの Xe 等の希ガス測定により調べる。

以上の試験により、運転時の追加破損が認められないことが示されるとともに、ヨウ素の現実的な放出式が作成でき、実用炉の事故時被ばく評価の信頼性が向上する。

## 3. 1. 2 次次期中期計画以降（H27 年度以降）に実施予定の試験

## (1) 環状炉心試験

実用高温ガス炉では環状炉心の採用が検討されているが、その核特性解析に用いる炉心計算手法を検証するためのデータは少ない。そこで、HTTR で環状炉心を構築して、制御棒位置測定試験及び温度係数測定試験等の核特性試験を行い、環状炉心の炉心計算手法の検証に必要なデータを取得する。また、環状炉心の原子炉出力の過渡解析に用いる動特性計算手法についても、核特性解析の場合と同様に、検証に用いることのできるデータは少な

い。そこで、環状炉心で冷却材喪失試験等を行い、動特性計算手法の検証に必要なデータを取得する。

本試験により、環状炉心の設計に用いる炉心計算手法及び動特性計算手法の検証が可能となり、それらは実用高温ガス炉の合理的な設計に寄与する。

## (2) 燃料限界照射試験

燃料の安全性に関する判断基準では、事故時においても燃料温度は 1600°C 以下に制限されているが、この制限値 (1600°C) は保守的に設定された値である。実用高温ガス炉において出力密度の向上を目指すためには、燃料温度が 1600°C を超える照射条件下において燃料の限界性能を把握した上で、この制限値を緩和する必要がある。そこで、高温の照射条件下において、多量の燃料を用いて燃料破損に関するデータを燃料限界照射試験により取得する。

本試験により、高温ガス炉燃料の限界が究明され、実用高温ガス炉における燃料制限温度を 1600°C 以下に緩和することが可能となり、出力密度を向上させることができる。

## (3) トリチウム測定試験

原子炉の炉心では、核分裂反応、ならびに、黒鉛中の不純物 (ホウ素、リチウム)、制御棒及び反応度調整材中のホウ素、ヘリウム中の  $^3\text{He}$  の中性子吸収反応によりトリチウムが生成し、その一部が冷却材中に放出される。高温ガス炉の熱で水素を製造する GTHT300C では、トリチウムが中間熱交換器及び化学反応器の伝熱管を透過して製品水素中に移行する量を、経済的にも優れる手法によって許容されるレベル以下に抑制する必要がある。そこで、純化設備の大型化に替わる経済的なトリチウム移行量低減技術として、トリチウムをトリチウム水に変化させることをねらいとした 2 次ヘリウム (2 次冷却材) への水注入法を確立する<sup>17)</sup>。

本試験により、トリチウム移行量低減効果が示され、実用高温ガス炉の設計において、合理的な純化設備の設計が可能となるとともに、トリチウム挙動評価手法の高度化により、実用高温ガス炉の設計の信頼性が向上する。

## (4) 高温機器の健全性確認試験

原子炉の熱を水素製造システムに供給する中間熱交換器は、実用高温ガス炉でも不可欠である。中間熱交換器等の高温機器の健全性は温度、圧力、不純物濃度分布などの環境条件に依存し、このうち不純物濃度は運転日数とともに変化することが実測値により確認されている。そこで、1 次及び 2 次冷却材中の不純物濃度を測定するとともに、炉停止中に高温機器の構造健全性を非破壊的に調べる (炉停止中の非破壊試験)。

本試験により、高温機器の強度計算や寿命評価を精度良く行うことが可能となり、実用高温ガス炉での高温機器の長寿命化や構造設計の信頼性が向上する。

### 3. 2 核熱供給特性試験

原子力を用いて温室効果ガスを排出しない水素製造技術を確立させ原子力の利用を拡大することは、地球温暖化対策とエネルギー安定供給を両立させるものであり、現在、原子力機構では、高温ガス炉により得られる 1000°Cに近い高温の熱を用いて、熱化学法 IS プロセスにより温室効果ガスを排出することなく安価で大量の水素を製造する技術開発を進めている。

安価で大量の水素を製造するためには、「高温ガス炉により高温の熱を安定に供給できること」、「水素製造設備は、原子炉施設から切り離し一般産業設備として位置づけられること」の要件を満たすことが求められる。水素製造設備の通常時外乱に限らず、設備の異常や事故時の外乱は、原子炉にとっては通常時外乱と位置づけられる。そのため、後者の要件を満たすためには、これらの外乱に対して原子炉が安定に運転継続できることが要求される。原子力機構が研究開発を進めている電力水素併産型システム (GTHTR300C)<sup>12)</sup>、及び HTTR を用いた水素製造システム HTTR-IS<sup>13)</sup>においても、上記の2つの要件を満たす必要がある。そこで、HTTR を用いて前者の要件を実証するとともに、後者の要件の解析に用いる動特性計算手法の検証に必要なデータを取得する。

#### 3. 2. 1 核熱安定供給実証試験

##### (1) 試験の目的

HTTR で外乱を模擬した試験を行って、原子炉出口温度制御系を動作させることで、外乱に対して原子炉出口冷却材温度が一定値に制御できることを実証する。

##### (2) 試験の内容

運転モード：定格・並列運転、原子炉出力：95%程度（外乱に対する制御余裕を考慮）、原子炉出口温度制御系：ON の状態で、50 日程度の原子炉出口温度制御の連続運転を実施する。なお、1 次冷却材流量については、原子炉出力 100%での原子炉出口冷却材温度が 850°Cとなる定格運転モードの設定値とする。これは2つある HTTR の運転モード（定格運転モードおよび高温試験運転モード）のうち、定格運転モードの方が試験を実施する上で制約が少ないこと、これまでの運転実績から原子炉出口冷却材温度が 850°C の場合と 950°C の場合の間で原子炉の核的および熱的な応答の違いが小さいことが分かっているため、原子炉出口冷却材温度 850°Cで安定供給の実証ができれば、水素製造に必要な原子炉出口冷却材温度 950°Cの安定供給の可否について判断できることによる。

#### 3. 2. 2 熱利用系負荷変動試験

##### (1) 試験の目的

高温ガス炉を用いた水素製造システムの安全評価では、熱利用系である水素製造設備の外乱が原子炉出力に及ぼす影響を解析する必要がある。そこで、その解析に用いる動特性計算手法を検証するために必要なデータを取得する。

## (2) 試験の内容

以下の試験を実施し、熱利用系の外乱（模擬）に対する原子炉挙動のデータを取得する。試験では、原子炉出口温度制御の有無が原子炉の挙動に及ぼす影響の違いを確認する。予備検討の結果は、別途、参考文献<sup>15)</sup>に示す。

- ① 加圧水空気冷却器ファンの停止
- ② 2次ヘリウム冷却設備流量の可変調整
- ③ 2次ヘリウム冷却設備循環機停止

### 3. 3 燃焼炉心試験

高温ガス炉の核特性解析に用いる炉心計算手法の検証は、未燃焼の HTTR の試験結果を用いて、各国（機関）により行われてきた<sup>18)</sup>。しかしながら、燃焼特性解析に用いる炉心燃焼計算手法については、高温ガス炉の燃焼特性を表す試験データがほとんど無かったため、その検証は行われていない。また、原子炉出力の過渡解析に用いる動特性計算手法の検証についても同様に、燃焼の浅い HTTR の試験結果を用いて行われてきたが、燃焼の進んだ炉心データを用いた検証は行われていない。

より合理的な実用高温ガス炉の設計を行うためには、未燃焼炉心（または燃焼が浅い炉心）だけでなく、燃焼が進んだ炉心についても核特性解析及び原子炉出力の過渡解析を精度良く行う必要がある。そこで、それらの解析に用いる炉心計算手法（炉心燃焼計算手法）及び動特性計算手法を検証するために、HTTR を用いてブロック型高温ガス炉の燃焼特性データを取得する。

#### 3. 3. 1 30MW 運転時の制御棒位置測定試験

##### (1) 試験の目的

HTTR では、炉心に BP を装荷して運転時の制御棒の炉心への挿入深さを燃焼期間にわたりできるだけ浅く保ち、制御棒の炉心への挿入による出力分布の歪みを防ぐことで燃料への温度負荷の低減を図っている。温度負荷の低減はより高い出力密度を可能とし、この手法は実用高温ガス炉にも適用できる。

BP の設計は、炉心燃焼計算による運転時の制御棒位置の解析結果を用いて行われる。そこで、BP の最適設計による実用高温ガス炉の出力密度の向上に資するために、炉心燃焼計算手法の検証に用いるデータとして、HTTR の 30MW 運転時の制御棒位置を測定する。

##### (2) 試験の内容

定格運転モードによる 30MW 出力時の制御棒位置を測定する。現在、HTTR の燃焼日数は約 300EFPD (Effective full power day) で、今中期計画 (H17～H21 年度) 中に高温試験運転モードによる定検運転及び連続運転を、それぞれ約 25EFPD 及び約 60EFPD の運転を行う予定であり、定格運転の予定はない。したがって、定格運転モードによる 30MW 出力時の制御棒位置の測定は、次期中期計画 (H22～H26 年度) 中に行い、約 385EFPD 以降の燃焼データが取得できる。

これまでに取得した 30MW 出力時の制御棒位置の実測値は、燃焼初期から現在の燃焼日数（約 300EFPD）において、燃焼とともに低くなっており（制御棒の炉心への挿入量が増加している）、炉心燃焼計算による解析結果も同様の傾向を示している（第 4.1.1 図参照）。解析結果は、燃焼に伴う制御棒位置の変化の方向が、今後 350EFPD 辺りで反転して、燃焼末期に向けて燃焼とともに高くなる（制御棒の炉心への挿入量が減少する）ことを示している。この解析結果と測定値を以下に着目して比較し、炉心燃焼計算手法を検証する。

- ① 制御棒位置の変化の方向が反転する時期（燃焼日数）
- ② 上記①と燃焼末期の中間地点での制御棒位置
- ③ 燃焼末期の制御棒位置

①は可能な限り能な最も早い時期として約 400EFPD、③は約 600EFPD、②は①と③の中間の燃焼日数として約 500EFPD で、定格運転モードによる 30MW 出力時の制御棒位置をそれぞれ測定する。制御棒位置の測定にあたっては、30MW 出力到達後に毒物を飽和させるため、30MW 出力の状態を少なくとも 2 日間維持した後に測定することに留意する。

### 3. 3. 2 0MW 時の制御棒位置測定試験

#### (1) 試験の目的

これまでに得られた HTTR の試験結果では、30MW 運転時の制御棒の炉心への挿入量は、燃焼初期から燃焼中期に向かって増加している（第 4.1.1 図参照）。これは、過剰反応度が燃焼とともに増加する可能性があることを示している。過剰反応度の燃焼に伴う変化は、BP の燃焼特性に影響を受け、その影響の大きさは毒物密度や BP ペレットの形状に依存する。したがって、実用高温ガス炉においても、BP の設計によっては、0MW 時の過剰反応度が燃焼初期よりも燃焼中期または末期で大きくなり、結果として炉停止余裕が、燃焼初期よりも燃焼中期または末期で小さくなる（厳しくなる）可能性がある。そのため、実用高温ガス炉の設計では、炉停止余裕を燃焼期間にわたり評価する必要がある。GTHTR300C の場合、炉停止余裕が数% $\Delta k/k$  と小さく設計されている<sup>19)</sup>ため（HTTR の炉停止余裕は 40% $\Delta k/k$  以上（全制御棒挿入時）<sup>20)</sup>）、炉停止余裕を精度良く評価することは、特に重要である。また、実用高温ガス炉の設計において、適切な炉停止余裕を燃焼期間にわたり確保することは、制御装置の合理化を可能とし、経済性向上にも寄与する。

炉停止余裕の評価は、低温時の過剰反応度の解析結果を用いて行われ、それを燃焼期間にわたり精度良く解析するためには、低温時の制御棒位置の燃焼に伴う変化を精度良く解析する必要がある。そこで、実用高温ガス炉の設計において、低温時の過剰反応度を燃焼期間にわたり精度良く解析することを目的として、炉心燃焼計算手法の検証に必要な低温時の制御棒位置の燃焼データを HTTR で継続的に測定する。

#### (2) 試験の内容

低温時の制御棒位置データとして、120°C 臨界時の制御棒位置を測定する。測定は、30MW 出力時の場合と同じ、400EFPD、500EFPD、600EFPD で行う。120°C 臨界時の制御棒位置の確認は、HTTR の起動時の手順に含まれるため、第 3. 3. 1 項に記述した試験



の実施の中で、必ず行われる。また、炉心の温度（120°C）は核熱ではなく、ガス循環機からの入熱で達成されるため、30MWの場合と異なり毒物の飽和に留意する必要はない。

### 3. 3. 3 燃焼度分布測定試験

#### (1) 試験の意義と目的

HTTR では、運転時の燃料最高温度を制限値以下に抑えて、必要な出力密度を得るために、複数の濃縮度の燃料を炉心に配置して出力分布を最適化している。そして、制御棒の挿入深さを燃焼期間にわたり浅く保つことで、最適化した出力分布の形が燃焼期間にわたり大きく変わらないようにするために、炉心に BP を装荷し、燃焼に伴い低下する燃料の反応度を補償する設計となっている。これらの設計方法は、実用高温ガス炉にも用いられ、燃焼期間にわたる出力分布の最適化は、実用高温ガス炉における出力密度の向上に寄与する。

燃焼期間にわたる出力分布の最適化のための、燃料の配置及び BP の設計は、炉心燃焼計算による出力分布の解析結果を用いて行われる。そこで、炉心燃焼計算手法を出力分布の積分である燃焼度分布を用いて検証するために、燃料ブロックから放出されるガンマ線のエネルギースペクトルを測定する。

#### (2) 試験の内容

燃焼末期において、燃料交換機を用いて炉心から燃料体を取り出し、燃料体から放出されるガンマ線のエネルギースペクトルを測定して、比較的半減期の長い  $^{137}\text{Cs}$ - $^{137\text{m}}\text{Ba}$  (E=660keV:T<sub>1/2</sub>=30year) からの放出ガンマ線の測定値等を用いて燃料ブロックの燃焼度を評価する。

### 3. 3. 4 温度係数測定試験

#### (1) 試験の目的

HTTR の設計では、出力密度の設定や、補助冷却設備及び炉容器冷却設等の安全設備の設置は、異常時における燃料温度の過渡変化の解析結果に安全裕度を加味して決められている。燃料温度の過渡変化の解析は、原子炉出力の動特性計算結果を用いて行われる。実用高温ガス炉の設計においても、出力密度の設定や、安全設備の設置は、HTTR の場合と同様の考え方にに基づき行われる。したがって、実用高温ガス炉の設計において、より高い出力密度や安全設備の合理化のためには、適切な安全裕度の設定を可能とする動特性計算手法の高精度化が必要である。その一つの方法として、動特性計算に用いる炉心の温度係数の高精度化が挙げられる。

温度係数は、燃焼に伴う燃料の組成変化の影響を受ける。したがって、今後、燃焼の進んだ HTTR で取得されるデータを用いて、動特性計算手法を検証するためには、温度係数の燃焼依存性を精度良く解析する必要がある。そのためには、その解析に用いる炉心燃焼計算手法を高精度化する必要がある。そこで、実用高温ガス炉の設計において、温度係数の燃焼依存性を精度良く解析することを目的として、炉心燃焼計算手法の検証に必要な温

度係数の燃焼データを HTTR で測定する。

## (2) 試験の内容

温度係数の燃焼依存性を把握するためには、各出力について、燃焼初期、中期および末期の最低3点の温度係数の測定値が必要である。これまでに、燃焼日数 0EFPD において原子炉出力 0MW 及び 9MW 時の温度係数を測定し、燃焼日数 8EFPD において原子炉出力 20MW 時の温度係数を測定した。また、温度係数測定試験は、次期中期計画（H22～H26年度）中に予定しているため、測定できるデータの燃焼日数は約 385EFPD 以降である。そこで、燃焼中期のデータとして 400EFPD、及び燃焼末期のデータとして 600EFPD で、温度係数測定試験を行う。温度係数の測定試験は、これまでに実施した温度係数測定試験<sup>21)</sup>と同様に、空気冷却器の冷却効率を変化させて、原子炉入口における冷却材温度を調節して行う。

## 3. 4 制御棒引抜試験（反応度投入試験）

### (1) 試験の目的

実用高温ガス炉の安全評価では、炉心に反応度 1\$ が投入された場合の原子炉出力の過渡解析結果に、解析誤差を加味した値を用いる。これまでに、HTTR において、最大投入反応度が 8¢ の反応度投入試験を実施し、解析誤差を評価した。しかしながら、この解析誤差（投入反応度 8¢ 時の解析誤差）を、10 倍以上の大きさの投入反応度を想定する安全評価の解析誤差として、そのまま適用することには問題が残る。この問題を解決する方法として、従来の試験に比べてより 1\$ に近い大きな投入反応度による試験の解析誤差と、従来の試験の解析誤差を用いた外挿により、投入反応度 1\$ の場合の解析誤差を評価する方法が考えられる。そこで、従来よりも大きな投入反応度（20¢ 程度）による反応度投入試験を行い、解析誤差の評価に必要な原子炉の過渡出力を測定する。

### (2) 試験の内容

原子炉出力 9MW の状態から、最大 200mm まで制御棒を引抜くことで、20¢ 程度の投入反応度による反応度投入試験を実施して、原子炉出力の過渡変化を測定する。また、上記試験終了後、制御棒を高速で挿入して負の反応度による反応度投入試験を実施して、原子炉出力の過渡変化を測定し、動特性計算手法の検証に用いる。

## 3. 5 安全性実証試験

### 3. 5. 1 炉心流量喪失試験（循環機 3 台停止試験）

#### (1) 試験の目的

循環機 3 台停止試験<sup>22)</sup>は、1 次冷却材流量が喪失するような場合にも、炉心熱容量が大きく、負の反応度フィードバック特性に優れている高温ガス炉の固有の安全性を量的に実証し、高温ガス炉技術の高度化に資するために行う。

## (2) 試験の内容

原子炉出力 9MW で原子炉出力制御系を切り離し、全ての制御棒位置を試験開始時の位置に保持した状態で、1次ヘリウム循環機を3台停止して強制循環冷却機能の全喪失を生じさせる。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下することを実証する。また、これに伴う炉心温度の低下、または Xe 濃度の低下による正の反応度添加が生じ、一時的に原子炉出力が急上昇（再臨界）しても、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低下することを実証する。さらに、これらの状況において、原子炉が案税に所定の状態に落ち着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

### 3. 5. 2 炉心冷却喪失試験（炉容器冷却設備停止試験）

#### (1) 試験の目的

炉容器冷却設備停止試験は、全交流電源が喪失して原子炉を冷却する機器が全て停止してしまった場合にも、炉心熱容量が大きく、負の反応度フィードバック特性に優れている高温ガス炉の固有の安全性を定量的に実証し、高温ガス炉技術の高度化に資するために行う。

#### (2) 試験の内容

原子炉出力 9MW で原子炉出力制御系を切離し、全ての制御棒位置を試験開始時の位置に保持した状態で、1次ヘリウム循環機を3台停止して強制循環冷却機能の全喪失を生じさせるとともに炉容器冷却設備を停止させ、原子炉圧力容器表面からの熱を強制的に除去する機能を部分喪失又は全喪失させる。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合に重ねて炉容器冷却設備による冷却機能が部分喪失又は全喪失した場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下することを実証する。また、これに伴う炉心温度の低下又は Xe 濃度の低下による正の反応度添加が生じ、一時的に原子炉出力が急上昇（再臨界）しても、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低下することを実証する。さらに、これらの状況において、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

### 3. 6 燃料特性試験

#### (1) 試験の目的

GTHT300C では、事故時被ばく評価に基づく設計により、原子炉格納容器を簡素化しコンファイメント形式（耐圧、密封機能を要しない形式）を採用している。事故時被ばく評価では、燃料の破損率を十分低減し、燃料からの FP 放出量を現実的な値で評価することが重要となる。前者については、現在の HTTR 用燃料の製造において、被覆燃料粒子の連続被覆法及び燃料コンパクト製造条件の改良により、燃料設計方針に定める初期破損率（0.2%以下）に対して十分低い実績（約  $8 \times 10^{-5}$ ）を達成した。また、後者については、HTTR 燃料の設計方針において通常運転中の追加破損は十分許容しうる小さな値に制限す

ることとしているが、これまでに HTTR の運転を通じて FP ガス放出挙動の測定評価手法を開発してきており、その評価結果から有意な追加破損が生じていないことが示されている。以上のように、現在の HTTR の被ばく評価設計については、燃料の製造実績並びに運転実績により十分担保されるものである事が裏付けられてきている。一方、高燃焼度を目指す実用高温ガス炉の事故時被ばく評価のためには、運転時の破損率や FP 放出量の一部データは不足している。そこで、燃焼が進んだ状態においても、希ガス等の FP を測定し運転時の追加破損の有無を確認するとともに、安全評価上重要であるが殆どデータの無いヨウ素の放出挙動を、原子炉の急速停止状態等からの Xe 等の希ガス測定により調べる。

## (2) 試験の内容

本試験は、通常運転時及び原子炉手動停止前における 1 次冷却材サンプリング測定により実施する。その際、サンプリング測定の対象となる Xe 核種を十分な飽和状態とするため、定常出力状態での運転期間を十分に得た上で実施する（理想的には、Xe 核種の半減期 (Xe-133 (5.3 日) 及び Xe-135 (9.1 時間)) の 5 倍時間以上の運転期間とする)。

本試験で評価するヨウ素の放出率  $(R/B)_I$  は、サンプリング測定で得られた Xe 核種の濃度からヨウ素核種の放出速度  $R_I$ 、原子炉出力から生成速度  $B_I$  をそれぞれ算出し、以下の式で表される。

$$(R/B)_I = \frac{R_I}{B_I}$$

Xe 核種は、親核種であるヨウ素の崩壊及び核分裂により生成する。これを考慮し、原子炉手動停止直前におけるヨウ素核種の飽和放射能濃度  $I_\infty(v)$  を、以下の式により求める。

$$I_\infty(v) = \frac{(\lambda_1 - \lambda_x)\{X(v,t) - X_\infty(v)\exp(-\lambda_x t)\}}{\lambda_1\{\exp(-\lambda_x t) - \exp(-\lambda_1 t)\}}$$

ここで、 $\lambda_1$ 、 $\lambda_x$  はヨウ素、Xe 核種の崩壊定数、 $t$  は原子炉手動停止後からの時間、 $X_\infty(v)$  は手動停止前のサンプリング測定で取得した Xe の飽和放射能濃度、 $X(v,t)$  は原子炉手動停止後時間  $t$  でのサンプリング測定で取得した Xe の放射能濃度である。これより、原子炉手動停止時点 ( $t=0$ ) における燃料からのヨウ素核種の放出速度  $R_I$  は、次のように表される。

$$\frac{dA_I(t)}{dt} = \lambda_1 I_\infty(v) e^{-\lambda_1 t}$$

$$R_I = \frac{dA_I(0)}{dt} = \lambda_1 I_\infty(v)$$

また、ヨウ素核種の生成速度  $B_I$  は、原子炉手動停止前の原子炉出力  $W_{op}$  から次のように表される。

$$B_I = \lambda_I N_f Y_I = \lambda_I \frac{W_{op}}{3.2 \times 10^{11}} Y_I$$

ここで、 $B_I$  はヨウ素核種の放射能の生成速度、 $N_f$  は出力  $W_{op}$  における核分裂個数、 $Y_I$  はヨウ素核種の核分裂収率である。なお、核分裂による放出エネルギーは 200MeV とする。

本試験は、FP 希ガス核種の半減期を考慮した試験工程により実施する。測定 1 日目は、原子炉手動停止前データ取得、及び短半減期希ガスのデータを取得することを目的とし、主要 FP 核種である Kr-88 の半減期（2.8 時間）を基準として、原子炉手動停止前、3 時間後、6 時間後に 2 回ずつ、計 6 回測定を行うとともに、短半減期希ガスのデータにより、測定が適切に行われたことを確認する。2 日目以降の測定は、長半減期核種の Xe-133（5.3 日）及び Xe-135（9.1 時間）のデータ取得を目的として、ある時間間隔を置いて数回／日ずつ行う。

### 3. 7 環状炉心試験

#### (1) 試験の目的

HTTR は中実炉心であるが、GTHTR300C は環状炉心である。中実炉心と環状炉心は炉心の形状が大きく異なるため、それらの核特性に大きな影響を及ぼす中性子分布が異なり、核特性が異なると考えられる。そのため、GTHTR300C の核設計に用いる炉心計算手法の高精度化のためには、その検証に用いる環状炉心の核特性データが必要である。

1998 年に実施された HTTR の臨界近接試験において環状炉心が構成され、室温条件での過剰反応度が試験結果に基づき評価された。これが、唯一の環状炉心の核特性データであり、出力運転時の核特性や燃焼特性を示すデータは無い。そこで、HTTR で環状炉心を構築し、GTHTR300C の核特性解析に用いる炉心計算手法の検証に必要な、環状炉心の核特性データを取得する。

#### (2) 試験の内容

1 次燃料を装荷した HTTR の運転の終了後（約 600EFPD まで運転の予定）、HTTR において環状炉心を構築して、環状炉心の過剰反応度等の核特性データを取得するために、低温状態での最小臨界燃料カラム数や臨界制御棒位置を測定する。その後、出力運転を実施して、燃焼の進んだ環状炉心の核特性データを取得するために、低温及び運転状態での臨界制御棒位置や炉心の温度係数の燃焼に伴う変化を測定する。

### 3. 8 燃料限界照射試験

#### (1) 試験の意義と目的

高温ガス炉燃料の安全性に関する判断基準は、事故時においても燃料温度は 1600°C に制

限されている。この条件を合理的に緩和することで、実用高温ガス炉において出力密度の向上が可能となる。そのためには、より事故条件に近い状態（照射下かつ高温で保持された条件）において燃料破損に関するデータを取得する必要がある。すなわち、燃料粒子に内圧と相変態がある状態でどのように壊れるか把握する必要がある。そこで、被覆燃料粒子を用いた試験燃料体（6燃料ピン）を用いて、燃料限界照射試験を行う。

## (2) 試験の内容

被覆燃料粒子の燃焼により様々な内圧上昇挙動を調べるため、核サイズ、バッファ層厚さ、濃縮度等が異なる粒子を作製し、燃料コンパクトとした後、試験燃料体に装荷する。試験燃料体は、これを通過する1次冷却材の流量を制限し冷却能力を低下させることで燃料試料温度を上昇させるため、通常のドライバー燃料体の燃料ピン数（33本又は31本）より少ない6燃料ピンを装荷可能な構造とする。

本試験の概略図を**第3.1図**に示す。試験燃料体は、中央カラム2段目に装荷され、燃焼によりある程度内圧が上昇するまで予備照射を行った後、高温で照射を行う。その際、燃料温度の上昇に伴う粒子内圧並びに被覆層に働く応力を変化させるため、試験燃料体温度を温度1600℃付近から段階的に上昇させる、または温度2000℃まで急速に上昇させる等の照射モードにより行う。照射中の燃料健全性は、FFDによる連続監視及びガスサンプリングによる定期的監視により行う。十分な燃料破損が検出された場合は試験を終了し、**第3.2図**に示す照射後試験により、破損率測定、金相・SEM+EPMA観察やXRDによるSiC層の熱分解等劣化の有無、燃焼度測定に基づく粒子内圧の評価等を行う。

## 3.9 トリチウム測定試験

### (1) 試験の目的

GTHT300Cでは、炉心で生成したトリチウムが中間熱交換器及び化学反応器の伝熱管を透過して製品水素中に移行する量を、経済的な手法によって許容されるレベル以下に抑制する必要がある。しかし、このためには、純化設備の容量を、化学的不純物濃度管理の観点から要求される容量よりも、大型化しなければならないことが危惧される。

そこで、純化設備の大型化に替わる経済的なトリチウム移行量低減技術として、トリチウムをトリチウム水に変化させることをねらいとした2次ヘリウムへの水注入法を確立するとともに、トリチウム挙動評価手法を検証する。

### (2) 試験の内容

並列運転モードの定格運転中に、2次ヘリウムに水を注入し、1次、2次ヘリウム及び加圧水中のトリチウム濃度（HT及びHTO）を測定する。

## 3.10 高温機器の健全性確認試験

### (1) 試験の目的

高温ガス炉システムを実用化するには、経済性の更なる向上が必要である。そのために

は、高温機器の長寿命化、特に、高温で伝熱部が荷重を受ける中間熱交換器や再生熱交換器の長寿命化が不可欠である。これらの高温機器は、現行の技術では耐熱金属（主としてNi基耐熱合金）で製作せざるを得ず、冷却材（ヘリウムガス）中の微量不純物（ $H_2O$ 、 $CO$ 、 $CO_2$ 等）の組成により劣化が支配される問題がある。すなわち、高温機器の構成材料の高温時クリープ強度や酸化、脱浸炭の進行による健全性の低下が冷却材の化学状態に強く影響を受ける。これに対し、冷却材中の不純物組成は炉心での放射線分解等も含め複雑に変化することから、高温機器の材料劣化等を抑制できる制御方式は確立されておらず、HTTRも含めこれまで世界で開発されてきた高温ガス炉は炉内黒鉛の酸化防止を主眼として不純物濃度を上限値以下に抑える単純な制御方式を採用しているのが実情である。そこで、JAEAでは、高温機器の長寿命化、すなわち、長期間にわたる高温機器の信頼性向上に資するため、従来の単純精製式ヘリウム化学管理を、不純物組成を積極的に制御し、最適条件を保つシステムに高度化する技術開発を行っている<sup>23)</sup>。その中で、高温機器の材料劣化及び低温部の機器表面での炭素析出の評価手法の開発、不純物濃度最適制御技術の成立性の検証に必要なデータを取得するために、HTTRを用いた、①高温機器の材料劣化状況の確認試験、②低温部の機器表面での炭素析出状況の確認試験、③不純物濃度最適制御システムの成立性検証試験を行う。

## （2）試験の内容

### （2-1）高温機器の材料劣化状況の確認試験

これまでの運転による高温機器の材料劣化状況を確認する試料として、原子炉出口冷却材とほぼ同じ条件下にさらされているハステロイXRの監視試験片を用い、試料の分析（組織観察、強度試験）を実施することで、材料劣化状況を確認する。なお、監視試験片は中間熱交換器（IHX）製作ロットから加工し、1次加圧水冷却器（PPWC）内の最も高温にさらされる箇所に設置している。

試料の分析のうち、組織観察は、光学式顕微鏡、硬度試験装置及び走査型電子顕微鏡等を用いて行い、表面マクロ観察及び断面ミクロ観察を実施することで、結晶粒径や析出物の組成分析等のデータを取得する。また、強度試験は、シャルピー衝撃試験機並びに改造及び移設が必要なクリープ試験機を用いて行い、衝撃試験及びクリープ試験を実施することで、衝撃データやクリープ強度データを取得する。

### （2-2）低温部の機器表面での炭素析出状況の確認試験

これまでの運転による低温部の機器表面での炭素析出状況を確認する試料として、原子炉入口冷却材とほぼ同じ条件下にさらされている1次冷却設備ヘリウム循環機用フィルタに捕集されたダストの組織観察を実施することで、炭素析出の確認を行う。

試料の分析（組織観察）は、光学式顕微鏡及び走査型電子顕微鏡等を用いて行い、表面マクロ観察及び断面ミクロ観察を実施することで、ダスト量やダストの組成分析等のデータを取得する。

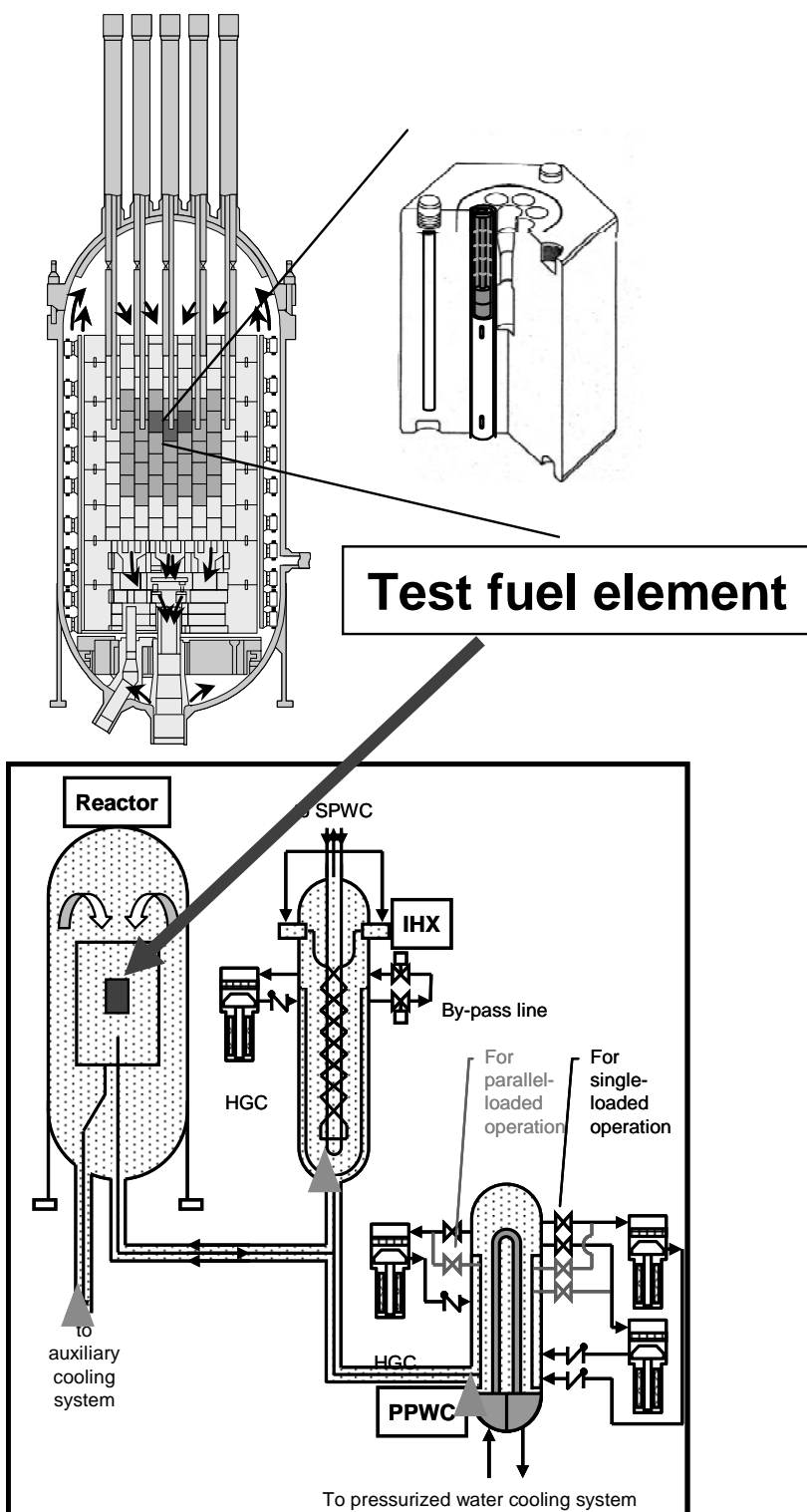
(2-3) 不純物濃度最適制御システムの成立性検証試験

不純物濃度の最適制御技術を HTTR に適用した場合の不純物濃度制御方式の検討、及びヘリウム純化設備等の改良の後、定格運転中の HTTR において冷却材中の不純物濃度を積極的に制御する。冷却材中の不純物 ( $\text{H}_2\text{O}$ 、 $\text{CO}$ 、 $\text{CO}_2$  等) 濃度を測定し、それらが最適値に保たれていることを確認することで不純物濃度最適制御システムの成立性を検証する。

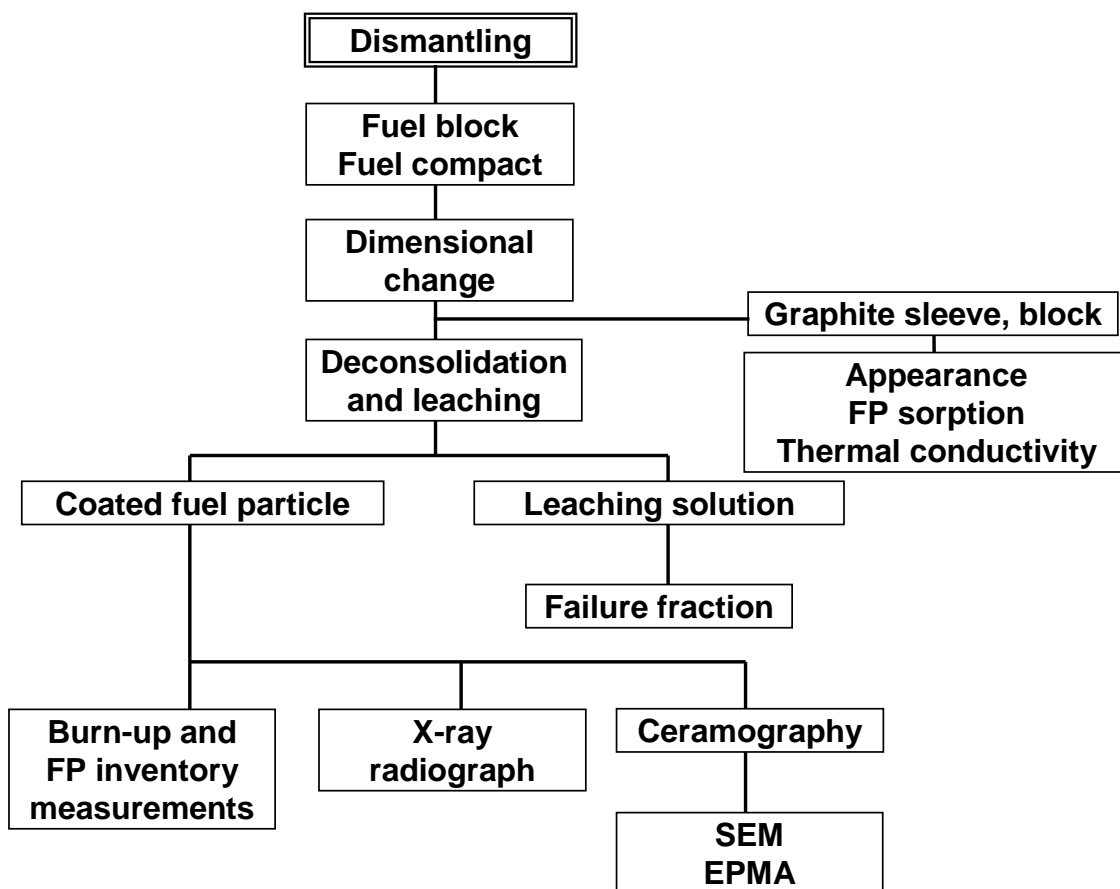


第3.1表 高温ガス炉の研究開発課題とHTTR試験

技術開発分野	本中期計画(H17～H21年度) 基礎性能試験 (基本性能を調べる)	次中期計画(H22～H26年度) 限界性能試験 (使いやすさと限界を調べる)	次次中期計画以降(H27年度以降) 核熱利用試験/限界性能試験 (原子力水素製造を実証する)
1. 炉特性・安全性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高温連続運転(950°C/50日運転)                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 炉心の燃焼特性</li> <li>- 高温機器性能</li> <li>- 炉内構造物強度特性</li> </ul> </li> <li>・ 安全性実証試験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 反応度付加、冷却機能低下</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 核熱供給特性試験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 核熱安定供給実証試験</li> <li>- 熱利用系負荷変動試験</li> </ul> </li> <li>・ 燃焼炉心試験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 30MW運転時の制御棒位置測定試験</li> <li>- 0MW時の制御棒位置測定試験</li> <li>- 燃焼度分布測定試験</li> <li>- 温度係数測定試験</li> </ul> </li> <li>・ 制御棒引抜試験</li> <li>・ 安全性実証試験                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 炉心流量喪失試験</li> <li>- 炉心冷却喪失試験</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ HTTR-IS水素製造試験</li> </ul> <p>「使いやすさと限界を調べる」の継続</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 環状炉心試験</li> </ul>
2. 機器信頼性	燃料データ取得(燃料限界照射試験、燃料特性試験、燃焼特性試験、トリチウム測定試験)、高温機器の健全性確認試験(IHX 伝熱管等)、炉心黒鉛ブロック(使用済み)の非破壊測定		
3. 運転保守技術	1次系不純物・漏洩管理、機器・設備性能管理(1次系フィルタ管理、シーリング性能向上等)、保守技術開発(ISIを含む試験・検査技術の確立、保守作業の効率化)		



第 3.1 図 燃料限界照射試験



第 3.2 図 照射後試験

## 4. 事前解析

### 4. 1 燃焼炉心試験

#### 4. 1. 1 制御棒位置の燃焼挙動の解析

##### (1) 目的

HTTR における制御棒位置の燃焼挙動の予測データを取得するために、SRAC を用いた全炉心燃焼計算を行って、制御棒位置の燃焼挙動について事前解析を実施する。

##### (2) 方法

SRAC を用いて 30MW 及び 0MW (炉内温度 393K) の HTTR の炉心燃焼計算を行って、燃焼日数に対する臨界制御棒位置を各出力について解析し、現在までに取得した測定値と比較した。SRAC による炉心燃焼計算は 2 段階で行った。まず、衝突確率法に基づく SRAC/PIJ コードを用いて格子燃焼計算を行い、少数群定数を作成した。次に、作成した少数群定数と SRAC/COREBN コードを用いて 3 次元拡散計算を行い、燃焼度別に実効増倍率を求めた。格子燃焼計算では、被覆燃料粒子に起因する二重非均質効果を考慮した。3 次拡散計算では、BENOIST の非等方拡散係数を用いて、制御棒案内ブロック等における鉛直方向の中性子ストリーミング効果を考慮した。なお、本解析では、SRAC2006<sup>24)</sup> をベースにして、二重非均質効果を考慮した燃焼計算が可能とする改造を施したものをを用いた。

##### (3) 結果

第 4.1.1 図に、30MW 及び 0MW 時の制御棒位置 (C-CR、R1-CRs 及び R2-CRs の平均値) の解析値と、現在 (約 300EFPD) までに取得された測定値を示した。30MW の測定値は、制御棒の炉心への挿入量が燃焼とともに増加 (制御棒位置が燃焼とともに減少) することを示している。これに対して、0MW の測定値は、制御棒の炉心への挿入量が燃焼日数に対してほぼ一定であることを示している。解析値は、これまでに取得した制御棒位置の燃焼変化の傾向を、30MW 及び 0MW の両方について再現できている。

30MW の解析値は、制御棒位置の燃焼に伴う変化の傾向が、これまでの炉心への挿入から、今後 (約 300EFPD 以降) は、引抜へと大きく変化することを示している。一方、0MW の解析値は、今後、制御棒の炉心への挿入量が燃焼とともに僅かに減少 (制御棒位置が燃焼とともに僅かに増加) することを示している。

制御棒位置の 0MW と 30MW の差は、炉心出力を 0MW から 30MW へ上昇させた場合に生じる反応度の温度欠損に起因するものである。測定値は、この制御棒位置の差が燃焼とともに減少すること、すなわち、反応度の温度欠損が減少することを示している。この原因として、燃焼に伴う Pu の蓄積が挙げられる。

#### 4. 1. 2 反応度温度係数の燃焼変化の解析

##### (1) 目的

HTTRにおける反応度の等温温度係数（以下、温度係数と言う。）の予測データを取得するために、SRACを用いた全炉心燃焼計算を行って、温度係数の燃焼変化について事前解析を実施する。

##### (2) 方法

SRACを用いてHTTRの炉心燃焼計算を、0MW（炉心温度393K）、9MW、20MW、30MW炉心についてそれぞれ行い、実効増倍率を燃焼日数ごとに求めた。また、各出力の炉内温度を一律に60°C上昇させた条件で炉心燃焼計算を行い、実効増倍率を同様に燃焼日数ごとに求めた。これらの計算で得られた実効増倍率と以下の式を用いて、各燃焼日数の等温温度係数を求めた。炉心燃焼計算は、SRAC2006<sup>24)</sup>をベースにして、二重非均質効果を考慮した燃焼計算が可能とするための改造を施したものをを用いて行った。

$$TC_{p,t} = \frac{k1_{p,t} - k2_{p,t}}{k1_{p,t} \times k2_{p,t}} \times 100 / 60$$

$TC_{p,t}$  %Δk/k/K : 出力  $p$  MW、燃焼日数  $t$  EFPD における温度係数

$k1_{p,t}$  : 出力  $p$  MW、燃焼日数  $t$  EFPD における実効増倍率

$k2_{p,t}$  : 出力  $p$  MW +60 K、燃焼日数  $t$  EFPD における実効増倍率

##### (3) 結果

第4.1.2図に温度係数の解析結果と試験結果に基づく評価値（0MW、9MW及び20MW）を示す。ここで、試験結果に基づく評価値（第4.1.1表参照）は、等温温度係数測定試験の結果<sup>21,25)</sup>と、SRACによる炉心計算を行って作成した出力別の制御棒価値曲線を用いて評価した値である。

解析結果は、各出力の温度係数の絶対値は燃焼とともに減少し、現在（約300EFPD）の温度係数の絶対値は、0EFPD時の約0.45倍から0.65倍に減少していることを示す（第4.1.2表参照）。また、現在から燃焼末期においては、20MWの温度係数はほとんど変化しないが、9MW及び0MWについては、比較的大きく変化することを示している。解析結果と試験結果に基づく評価値は比較的良く一致している。

#### 4. 2 安全性実証試験

##### 4. 2. 1 循環機3台停止試験

##### (1) 目的

循環機3台停止試験<sup>22)</sup>により得られる原子炉挙動の実測データと比較するため、事前解析を実施し、試験時の時の原子炉出力、原子炉压力容器温度等の挙動についての予測データを取得する。

(2) 方法

循環機 3 台停止試験時の、原子炉の挙動を TAC/BLOOST コード<sup>26)</sup>により解析する。TAC/BLOOST コードは、HTTR の設置許可（安全解析）で使用した TAC-NC コードと BLOOST-J2 コードを組み合わせたものであり、反応度、冷却材流量、原子炉入口冷却材温度が変化した場合の原子炉の核熱挙動、原子炉圧力容器等の温度の過渡変化を解析するコードである。

(3) 結果

原子炉出力 30MW からの循環機 3 台停止試験の原子炉の挙動は、**第 4.2.1 図**、**第 4.2.2 図** 及び**第 4.2.3 図**に示すとおりである。循環機 3 台が停止すると 1 次冷却材の強制循環が喪失し、1 次冷却材流量の低下に伴って原子炉出力は低下する。再臨界は、試験開始から約 5 時間後に現れ、原子炉出力のピーク値は約 8%となるが、その後は低下しながら約 2%の原子炉出力に収束する。

試験開始前（原子炉出力 30MW）の燃料最高温度は 1420℃であり、循環機停止直後、約 1452℃まで上昇する。その後は炉内温度と均一になるまで低下し安定状態に落ち着くが、再臨界後は再び上昇し、試験開始から 17 時間で約 1324℃となる。

原子炉圧力容器温度については 1 次冷却材の強制循環が喪失することにより、炉心から原子炉圧力容器への熱移動量が増加するが、約 406℃までの上昇に留まる。

反応度については、燃料及び減速材ともに負の反応度フィードバック効果を有していることから、それぞれの温度変化に対応して温度が上昇すると反応度は低下し、温度が低下すると反応度は上昇するように変化している。また、原子炉出力が低下することで、Xe の蓄積及び崩壊により反応度は循環機停止後下降し約 5 時間後に最小値となった後上昇する。試験中の各々の反応度変化を加算した全反応度は、試験開始から負の値となるが、約 3 時間後には零となり、原子炉は再び臨界となる。約 5 時間後に原子炉出力の急激な上昇が生じるが、負の反応度フィードバック効果により原子炉出力の上昇は抑制される。その後、原子炉出力は減衰振動の変化を示して約 17 時間後には定格出力の約 0.8%に落ち着く。

#### 4. 2. 2 炉容器冷却設備停止試験

(1) 目的

炉容器冷却設備停止試験により得られる原子炉挙動の実測データと比較するため、事前解析を実施し、試験時の原子炉出力、原子炉圧力容器温度、側部遮へい体コンクリート温度等の挙動についての予測データを取得する。

(2) 方法

炉容器冷却設備停止試験時の、原子炉の挙動を TAC/BLOOST コードにより解析する。

(3) 結果

原子炉出力 9MW からの炉容器冷却設備停止試験（2 系統停止）時の原子炉出力及び燃

料最高温度の挙動は、**第 4.2.4 図**に示すとおりである。炉容器冷却設備停止試験では循環機 3 台を停止させるので、原子炉の挙動は循環機 3 台停止試験時とほぼ同様となる。図に示すように原子炉出力は、1 次冷却材流量の低下に伴って低下し、燃料最高温度は、初期値 446°C から約 551°C まで上昇する。原子炉圧力容器温度は、**第 4.2.5 図**に示すように初期値 173°C から約 186°C まで上昇する。循環機の停止と同時に炉容器冷却設備の 2 系統を停止させるので、原子炉圧力容器温度の上昇に伴い、周囲の 1 次側部遮へい体温度は、試験開始から 7 時間（予め定められた試験継続時間）で約 64°C まで上昇する。

#### 4. 3 環状炉心試験

##### (1) 目的

HTTR の 2 次燃料体を用いた、HTTR 環状炉心の核的な成立性を、過剰反応度と炉停止余裕に着目して解析的に検証する。

##### (2) 方法

**第 4.3.1 表**に示す HTTR の燃料濃縮度の配置を、**第 4.3.2 表**から**第 4.3.4 表**と**第 4.3.1 図**に示す配置に組み替えた環状炉心について、300K での過剰反応度とワンロードスタックを考慮した炉停止余裕を計算した。環状炉心の平均出力密度は、HTTR と同じ 2.5W/cm<sup>3</sup> と仮定し、出力運転が可能か否かを検討した。**第 4.3.2 表**から**第 4.3.4 表**に示す燃料濃縮度の配置は、現行の HTTR 炉心の場合と同様に、炉心の上段及び外側で高くなるようにし、径方向については濃縮度の対象性が成り立つようにした。検討した環状炉心の構造・燃料の配置について、以下に述べる。

##### (A 案)

現行 HTTR 炉心の R1-CR 制御棒案内カラム（ブロックを積み上げたものをカラムと呼ぶ）を、燃料領域 1 の燃料カラムに置き換える（**第 4.3.2 図**参照）。現行 HTTR に比べて、燃料カラム数は 30 カラムで同じだが、制御棒は 6 対少ない。

##### (B1 案)

現行 HTTR 炉心の燃料領域 1 の燃料カラムを可動反射体に置き換える。燃料カラム数は 24 カラムで、現行 HTTR 炉心に比べて 6 カラム少ない。

##### (B2 案)

現行 HTTR 炉心の燃料領域 1 の燃料カラムを可動反射体に置き換え、更に、R1-CR 制御棒案内カラムを可動反射体に置き換える。現行 HTTR 炉心に比べて、燃料カラム数は 6 カラム少なく（24 カラム）、制御棒は 6 対少ない。

##### (C 案)

現行 HTTR 炉心の燃料領域 1 及び 2 の燃料カラムを可動反射体に置き換え、更に、R1-CR 制御棒案内カラムを可動反射体に置き換える。燃料領域 3 及び 4 で環状炉心を構成するが、このままの燃料濃縮度の配置では、臨界に達しないことが、HTTR の臨界近接試験結果より明らかである<sup>27)</sup>。そこで、臨界が得られるようにするために、可動反射体に置き換えた燃料領域 1 及び 2 の燃料ブロックの一部を、燃料領域 3 及び 4

の燃料ブロックと置き換え、炉心全体の平均濃縮度を高くする。C 案の環状炉心は、現行 HTTR 炉心に比べて、燃料カラム数は 12 カラム少なく（18 カラム）、制御棒は 6 対少ない。

(D 案)

現行 HTTR 炉心の全ての燃料カラムを可動反射体に置き換え、固定反射体と接する R2 及び R3 制御棒案内カラム、照射カラム、及び可動反射体を、燃料ブロックに置き換える。しかしながら、2 次燃料を用いることが前提であるので、この方法では、炉心の径方向について燃料濃縮度の対象性が確保できない。

上記の A 案、B1 案、B2 案、及び C 案の環状炉心について、過剰反応度及び炉停止余裕を、MVP による全炉心計算を行って算出した。炉心温度は、300K 均一とし、被覆燃料粒子に起因する二重非均質効果は、MVP に内蔵された STG モデルを用いて考慮した。なお、D 案の環状炉心については、炉心の径方向について燃料濃縮度の対称性が確保できないため、計算は行わなかった。

(3) 結果

第 4.3.5 表に、過剰反応度と炉停止余裕の計算結果を示す。表中の括弧内の数値は統計誤差 ( $1\sigma$ ) を示す。過剰反応度は、全てのケースについてゼロ以上なので、300K での臨界は確保できる。炉停止余裕については、A 案は確保できない。B2 案は、炉停止余裕が  $3\sigma$  とほぼ同じ大きさである。B1 案、C 案については炉停止余裕が十分確保できる。

(A 案)

炉停止余裕が確保できないので核的に成立しない。しかしながら、燃料ブロックに装荷する燃料棒数を減らして炉停止余裕を確保することで、成立する可能性はある。

(B1 案)

炉停止余裕は  $49.89\% \Delta k/k$  で十分確保され、過剰反応度は  $9.89\% \Delta k/k$  で HTTR の 30MW 時の反応度の温度欠損  $6.4\% \Delta k/k$ <sup>4)</sup> より大きい。したがって、HTTR と同程度の出力密度での運転、すなわち 24MW 出力での運転が可能と考えられる。しかしながら、過剰反応度から温度欠損を引いた 24MW 時の過剰反応度は約  $2\% \Delta k/k$  であり、これは HTTR の燃焼補償反応度  $4.3\% \Delta k/k$ <sup>4)</sup> に比べて半分以下の大きさなので、HTTR と同程度の期間 (660day) の運転はできない。B1 案の炉心の 24MW 出力での運転期間は、300day 程度と予測される。

(B2 案)

炉停止余裕が計算誤差と同程度であることから、安全性の観点から核的に成立しないと考えるのが妥当である。しかしながら、A 案の場合と同様に、燃料ブロックに装荷する燃料棒数を減らして炉停止余裕を確保することで、成立する可能性はある。

(C 案)

過剰反応度が約  $5\% \Delta k/k$  であるが、この値は、HTTR の 30MW 運転時の反応度温度欠損  $6.4\% \Delta k/k$ <sup>4)</sup> に比べて小さいため、HTTR と同程度の出力密度での運転、すなわち



18MW 出力での運転はできないと考えられる。

(4) まとめ

未照射の HTTR の 2 次燃料を用いた HTTR 環状炉心の核的な成立性を、過剰反応度及び炉停止余裕（ワンロードスタック）に着目して検討した。その結果、B1 案の環状炉心が核的に成立し、現行 HTTR の出力密度と同程度である 24MW 出力で 300day 程度の運転が可能である。A 案及び B2 案の環状炉心は、炉停止余裕が確保できないため成立しない。C 案は現行 HTTR と同程度の出力密度での運転である 24MW 出力時において、過剰反応度が確保できないため成立しない。D 案の炉心は、炉心の径方向について燃料濃縮度の対象性が確保できないため成立しない。

A 案及び B2 案の炉心については、燃料ブロックに装荷する燃料棒数を適切に減らすことで、運転に必要な過剰反応度と炉停止余裕を確保し、30MW 及び 24MW 出力運転を一定期間、それぞれ行える可能性がある。

第 4.1.1 表 温度係数の評価値

出力 (MW)	燃焼日数 (EFPD)	評価値 (% $\Delta k/k/K$ )
20	8	-0.0076
9	0	-0.0122
0 (393K)	0	-0.0154

第 4.1.2 表 0EFPD と 300EFPD における各出力の温度係数の比較

出力 (MW)	0EFPD (% $\Delta k/k/K$ )	300EFPD (% $\Delta k/k/K$ )	Ratio (= 300EFPD / 0EFPD)
30	-0.0077	-0.0035	0.45
20	-0.0088	-0.0040	0.45
9	-0.0117	-0.0057	0.49
0 (393K)	-0.0146	-0.0094	0.65

第 4.3.1 表 現行 HTTR の燃料濃縮度の配置 (wt%)

Layer	Region-1	Region-2	Region-3	Region-4
1	6.7	7.9	9.4	9.9
2	5.2	6.3	7.2	7.9
3	4.3	5.2	5.9	6.3
4	3.4	3.9	4.3	4.8
5	3.4	3.9	4.3	4.8

第 4.3.2 表 HTTR 環状炉心 (A 案、30 カラム炉心) の燃料濃縮度の配置 (wt%)

Layer	Region-A*	Region-2	Region-3	Region-4
1	6.7	7.9	9.4	9.9
2	5.2	6.3	7.2	7.9
3	4.3	5.2	5.9	6.3
4	3.4	3.9	4.3	4.8
5	3.4	3.9	4.3	4.8

\* Region-A は現行 HTTR の R1-CR

第 4.3.3 表 HTTR 環状炉心 (B1 案及び B2 案、24 カラム炉心) の燃料濃縮度の配置 (wt%)

Layer	Region-1	Region-2	Region-3	Region-4
1	Reflector	7.9	9.4	9.9
2	Reflector	6.3	7.2	7.9
3	Reflector	5.2	5.9	6.3
4	Reflector	3.9	4.3	4.8
5	Reflector	3.9	4.3	4.8

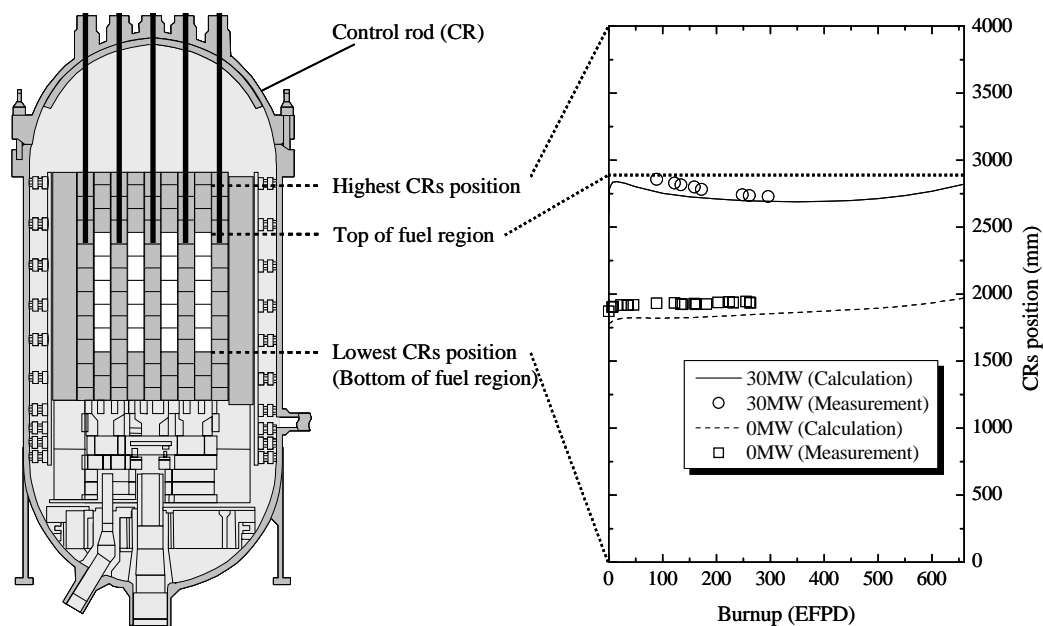
第 4.3.4 表 HTTR 環状炉心 (C 案、18 カラム炉心) の燃料濃縮度の配置 (wt%)

Layer	Region-1	Region-2	Region-3	Region-4
1	Reflector	Reflector	9.4	9.9
2	Reflector	Reflector	7.2	7.9
3	Reflector	Reflector	6.3	7.9
4	Reflector	Reflector	5.9	6.7
5	Reflector	Reflector	4.8	5.2

第 4.3.5 表 解析結果

炉型	過剰反応度 % $\Delta k/k$ (1 $\sigma$ )	炉停止余裕 % $\Delta k/k$ (1 $\sigma$ )
A 案	10.50 (0.03)	0.32 (0.03)
B1 案	9.89 (0.02)	-49.89 (0.07)
B2 案	11.03 (0.03)	-0.10 (0.03)
C 案	4.81 (0.03)	-16.89 (0.04)

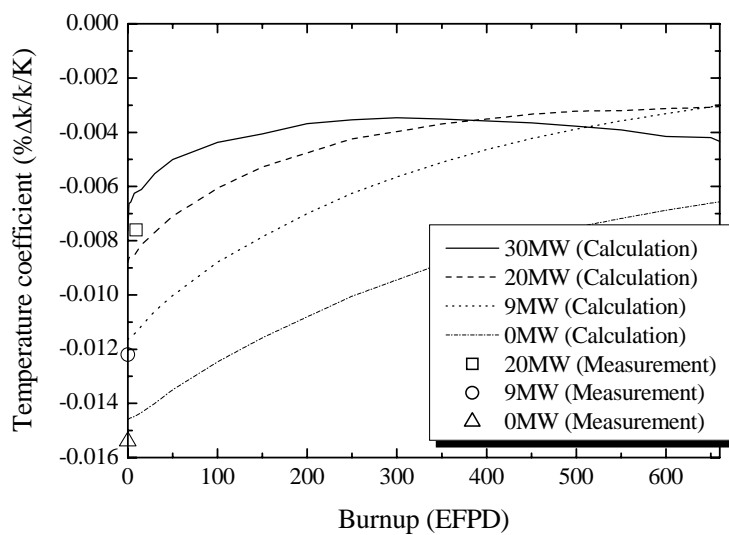
炉停止余裕はワンロッドスタックを考慮



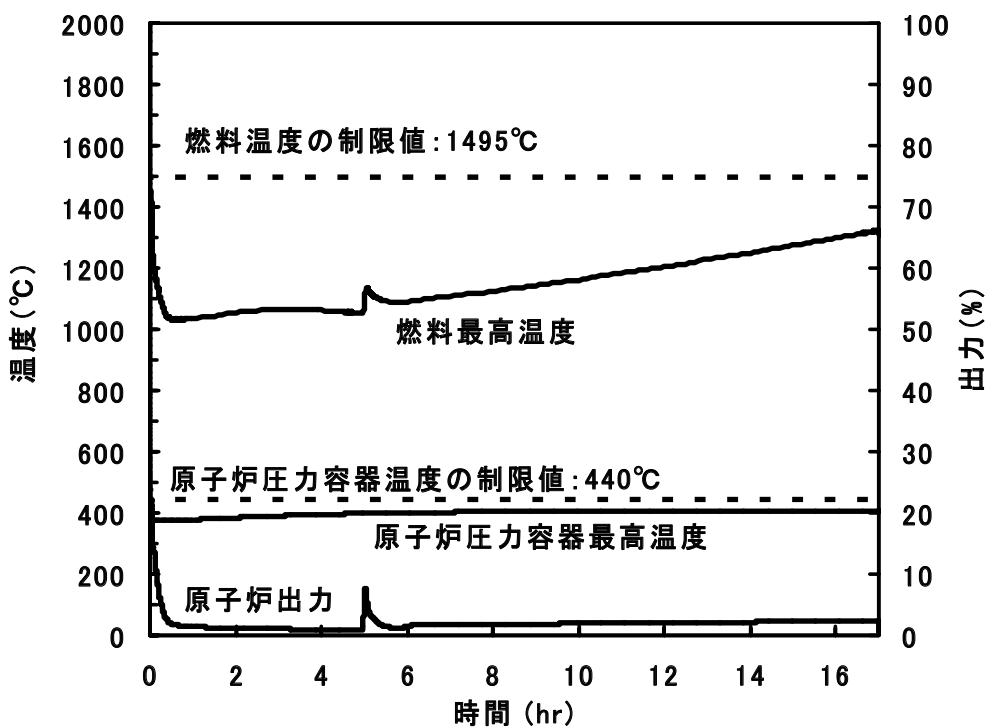
Vertical cross sectional view of HTTR pressure vessel

Change of control rods position with burnup

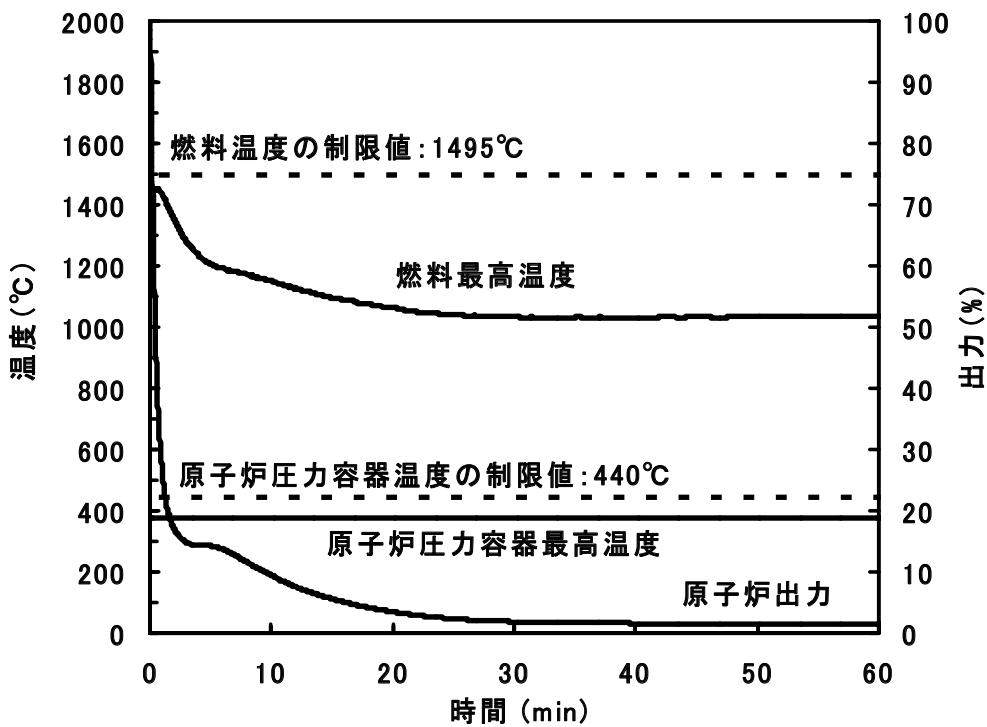
第 4.1.1 図 臨界制御棒位置の燃焼挙動



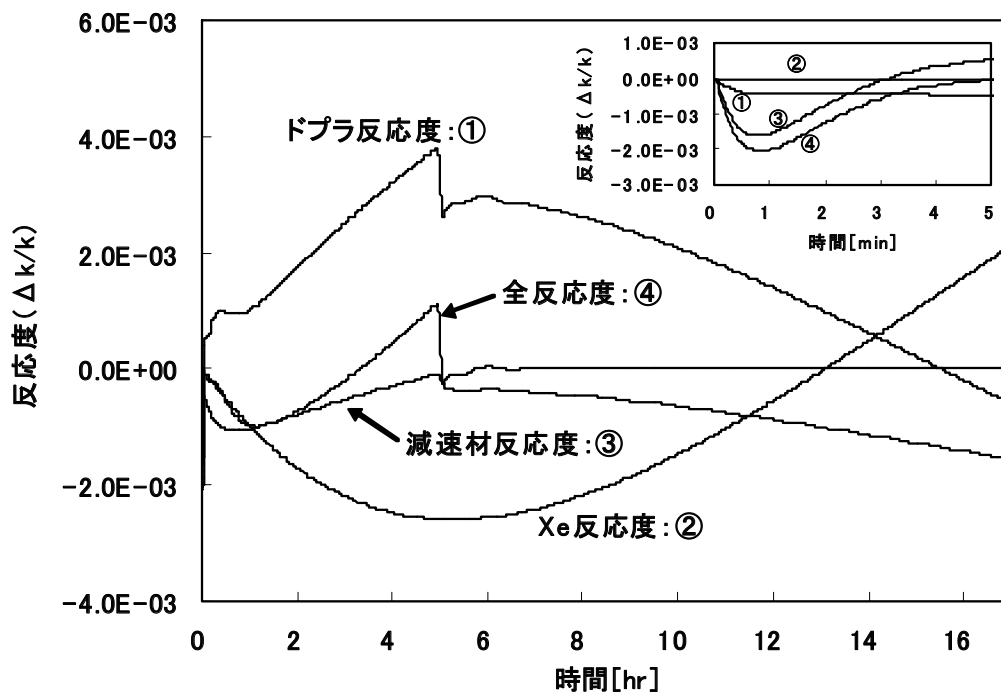
第 4.1.2 図 各出力における温度係数の燃焼依存性



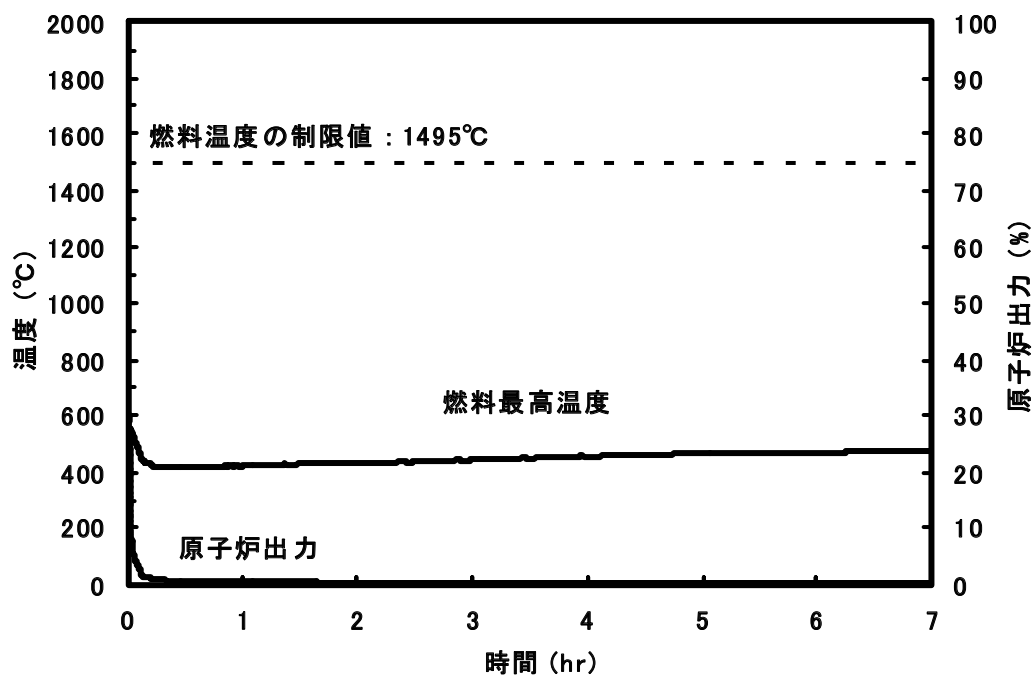
第 4.2.1 図 初期出力 30MW での循環機 3 台停止試験時の原子炉の挙動(1)



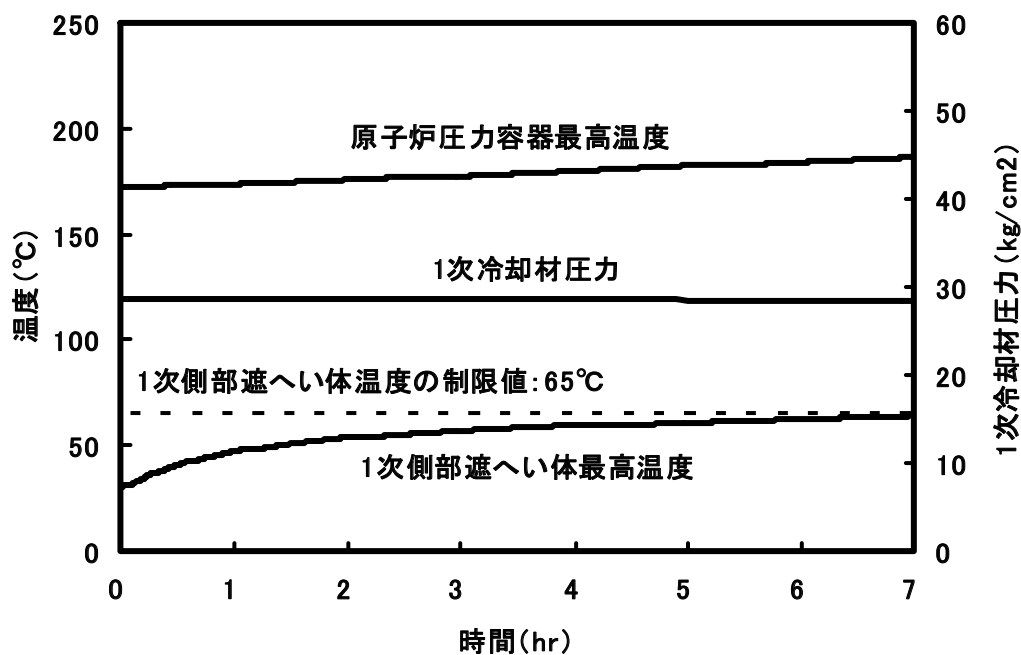
第 4.2.2 図 初期出力 30MW での循環機 3 台停止試験時の原子炉の挙動(2)



第 4.2.3 図 初期出力 30MW での循環機 3 台停止試験時の原子炉の挙動(3)

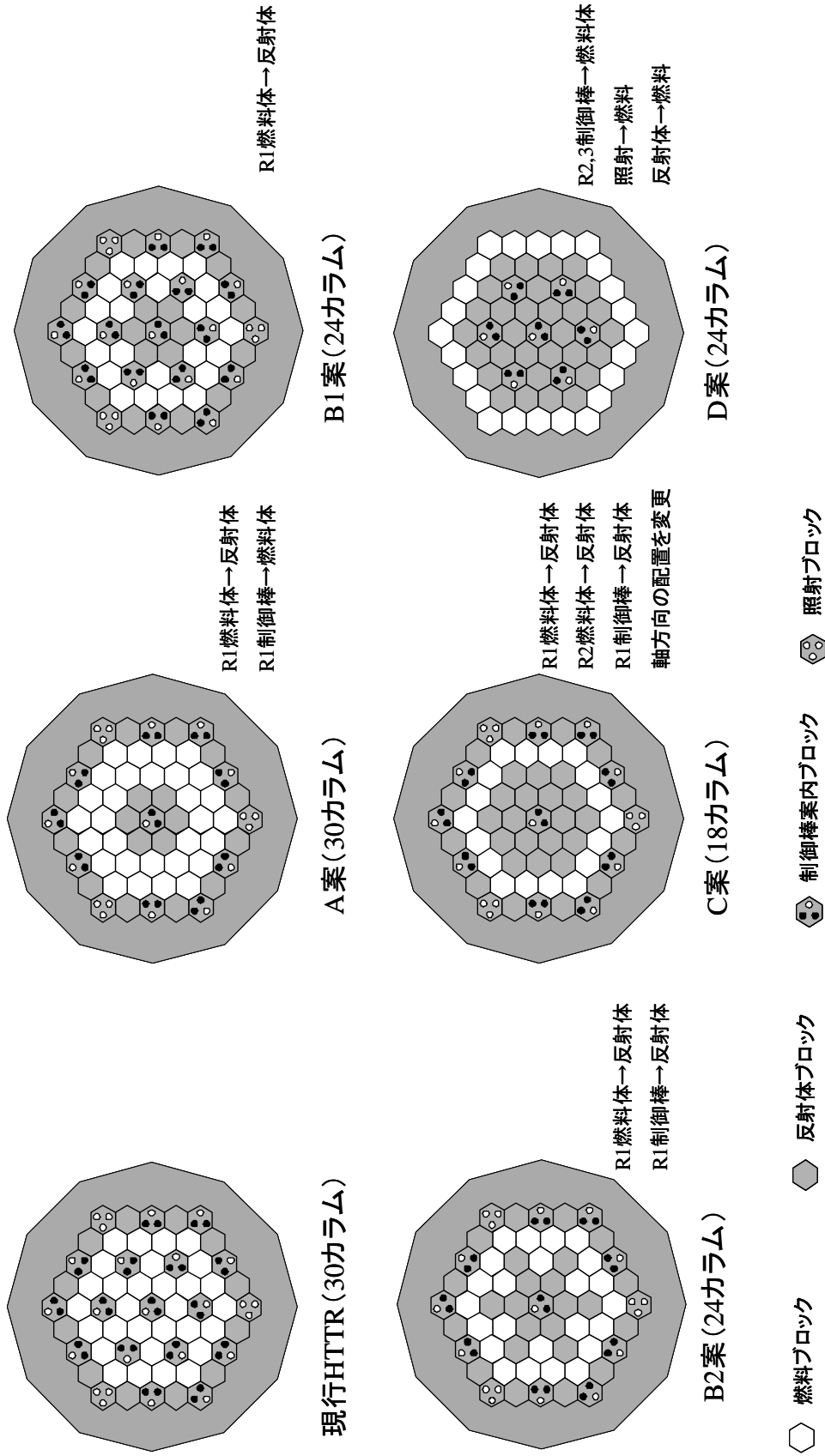


第 4.2.4 図 初期出力 9MW での炉容器冷却設備停止試験時の原子炉の挙動(1)

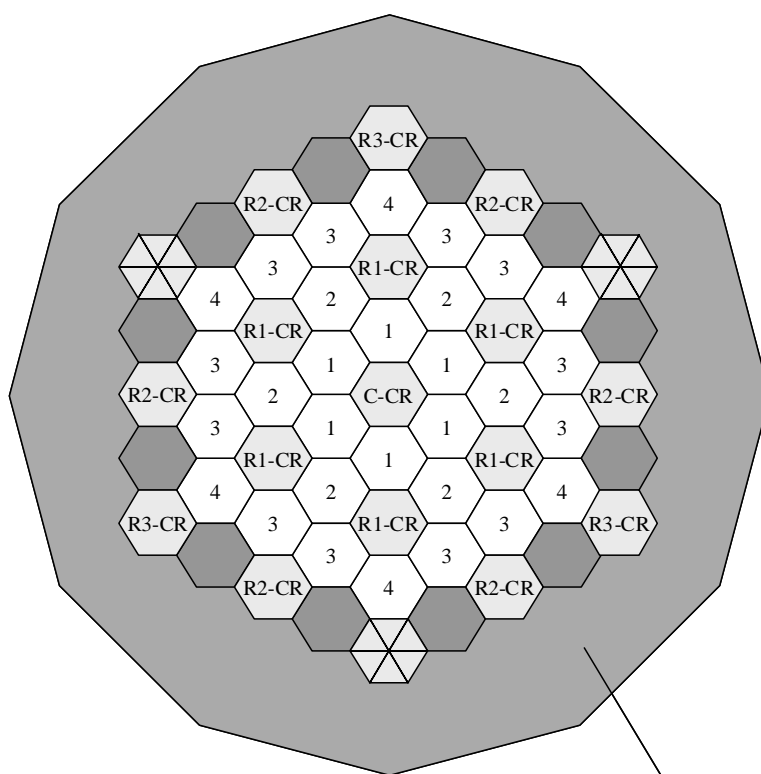






第 4.2.5 図 初期出力 9MW での炉容器冷却設備停止試験時の原子炉の挙動(2)





第 4.3.1 図 現行 HTTR 炉心と HTTR 環状炉心の案



-  燃料ブロック
  -  制御棒案内ブロック
  -  可動反射体ブロック
  -  照射ブロック
- N (= 1-4)      燃料領域番号
- Rn-CR (n = 1-3)      リングn制御棒案内カラム
- 固定反射体

第 4.3.2 図 現行 HTTR 炉心の断面図

## 5. 結言

実用高温ガス炉の開発に資する HTTR を用いた試験を提案し、試験内容について予備検討を行った。得られた成果は以下のとおり。

- (1) 実用高温ガス炉システムに向けた研究課題から、HTTR を用いた試験として核熱供給特性試験、燃焼炉心試験、反応度投入試験、安全性実証試験、燃料特性試験、環状炉心試験、燃料限界照射試験、トリチウム測定試験、高温機器の健全性確認試験を選定し、試験内容の概要を提案した。
- (2) SRAC を用いた HTTR の炉心燃焼解析を行い、30MW 時の制御棒位置の燃焼挙動が、これまでの炉心への挿入方向から、今後（約 300EFPD 以降）、引き抜き方向へと、大きく変わること示した。この変化を解析で再現できることの確認は、HTTR の燃焼計算手法の検証を進める上で重要であることから、30MW 時の臨界制御棒位置の燃焼挙動に特に注目した制御棒位置測定は不可欠である。
- (3) SRAC を用いた HTTR の炉心燃焼計算結果は、温度係数の絶対値（0MW、9MW、20MW 及び 30MW）は燃焼とともに減少し、300EFPD での絶対値は 0EFPD での値の 0.45 倍から 0.65 倍となり、比較的大きく変化すること示した。この変化を解析で再現できることの確認は、HTTR の燃焼計算手法の検証を進める上で重要であることから、燃焼に伴う変化に着目した温度係数の測定は不可欠である。
- (4) 原子炉出力 30MW からの循環機 3 台停止試験の事前解析を実施し、以下の点を明らかにした。
  - ・ 原子炉出力は、試験実施後低下するが、約 5 時間後に再臨界によるピーク値約 8% をとり、その後、低下して約 2% の原子炉出力に収束する。
  - ・ 燃料温度は、試験実施後 1452°C まで上昇し、その後、低下し安定状態に落ち着くが、再臨界後は再び上昇し、試験開始から 17 時間で約 1324°C となる。
  - ・ 原子炉圧力容器温度は、約 406°C までの上昇に留まる。
  - ・ 試験中の全反応度は、試験開始から負の値となるが、約 3 時間後からは正の値となり、約 5 時間後からは負の値をとる。
- (5) 原子炉出力 9MW からの炉容器冷却設備停止試験の事前解析を実施し、以下の点を明らかにした。
  - ・ 炉容器冷却設備停止試験では循環機 3 台を停止させるので、原子炉の挙動は循環機 3 台停止試験時とほぼ同様となる。
  - ・ 燃料最高温度は、初期値 446°C から約 551°C まで上昇する。
  - ・ 原子炉圧力容器温度は、初期値 173°C から約 186°C まで上昇する。
  - ・ 1 次側部遮へい体温度は、試験開始から 7 時間（予め定められた試験継続時間）で約 64°C まで上昇する。
- (6) HTTR の 2 次燃料を用いた HTTR 環状炉心の核的な成立性を、MVP による全炉心計算を行って、過剰反応度と炉停止余裕二着目して解析的に検証し、以下の点を明らかにし

た。

- ・ HTTR の 2 次燃料を用いた 24 燃料カラムによる環状炉心が核的に成立する。
- ・ 上記の環状炉心は、燃料ブロックの出力密度を HTTR と同程度と仮定して、24MW 出力で 300day 程度の運転が可能である。

## 謝 辞

本検討を行うにあたり、小森芳廣 高温工学試験研究炉部長、中澤利雄 同部次長、伊与久達夫 同部研究主席及び藤本望 HTTR 計画課長に御指導、御助言頂きました。さらに、HTTR の運転保守等の検討に際しては HTTR 運転管理課各位にご協力をいただきました。ここに深く感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) 総合科学技術会議、<http://www8.cao.go.jp/cstp/project/warming/index.htm>
- 2) 原子力委員会、<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2008/siryo31/siryo31-2-1.pdf>
- 3) 日本原子力研究所、“日本原子力研究所大洗研究所設置変更許可申請書（完本）〔別冊 3 HTTR〕”、(2001)
- 4) S. Saito et al., “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)”, JAERI-1332 (1994).
- 5) 藤川正剛 他：“HTTR（高温工学試験研究炉）の出力上昇試験”、日本原子力学会和文論文誌、1[4]、p.361 (2002).
- 6) 中川繁昭 他、“高温工学試験研究炉の出力上昇試験 —試験経過及び結果の概要—”、JAERI-Tech 2002-069 (2002)
- 7) 高松邦吉 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)
- 8) S. Fujikawa et al., “Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950 °C in HTTR”, Nucl. Sci. Tech., 41[12], p.1245 (2004).
- 9) Y. Tachibana et al., “Plan for first phase of safety demonstration tests of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)”, Nucl. Eng. Des., p.224, 179 (2003).
- 10) N. Sakaba et al. : “Safety Demonstration Test Plan of HTTR - Overall Program and Result of Coolant Flow Reduction Test “, Proc. of GLOBAL 2003, New Orleans, Nov. 16-20, 2003, p.293 (2003).
- 11) 国富一彦 他、“高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の設計研究”、日本原子力学会和文論文誌、1[4]、p.352 (2002).
- 12) 西原哲夫 他、“電力水素併産型高温ガス炉（GTHTR300C）の安全設計方針”、日本原子力学会和文論文誌、5[4]、p.325 (2006).
- 13) 坂場成昭 他、“HTTR-IS 水素製造システムにおける化学反応器の概念設計”、日本原子力学会和文論文誌、7[3]、p.242 (2008).
- 14) U.S.NRC, Next Generation Nuclear Plant Phenomena Identification and Ranking Tables (PIRTs)

Volume 1:Main Report, NUREG/CR-6944

- 15) 栃尾大輔 他、“HTTR の熱負荷変動試験の予備検討”、JAEA-Technology (投稿中)
- 16) N. Sakaba, et al., "Examination on Small-Sized Cogeneration HTGR for Development Countries", JAEA-Technology 2008-019 (2008)
- 17) 大橋弘史 他、“次世代原子力プラントにおけるトリチウム挙動の評価およびトリチウム濃度低減対策の検討”、日本原子力学会和文論文誌、7[4]、p.239 (2008)
- 18) IAEA, "Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance : Benchmark analysis related to initial testing of the HTTR and HTR-10", IAEA-TECDOC-1382 (2003)
- 19) 中田哲夫 他、“高温ガス炉タービン発電システム (GTHTR300) 制御棒反応度価値の詳細評価”、JAERI-Tech 2002-087 (2002)
- 20) N. Nojiri et al., “Characteristic test of initial HTTR core “, Nucl. Eng. Des., 233, p.283 (2004).
- 21) 藤本望 他、“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 (2001)
- 22) 中川繁昭 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)
- 23) 坂場成昭、“化学的不純物アクティブ制御による原子炉材料長寿命化の研究開発”、第 3 回原子力システム研究開発事業平成 20 年度成果報告会資料集 (2009)
- 24) K. Okumura, T. Kugo, K Kaneko, K. Dobashi, "SRAC2006 : A Comprehensive Neutronics Calculation Code System", JAEA-Data/Code 2007-004 (2007)
- 25) 藤本望、私信
- 26) 高松邦吉 他、“TAC/BLOOST コードの検証 (受託研究)”、JAERI-Data/Code 2005-003 (2005)
- 27) 後藤実 他、“高温工学試験研究炉 (HTTR) の核特性の概要”、高温学会誌、32[1]、p.11 (2006)

## 付録

実用炉の高い稼働率で運用するためには、効率的で信頼性の高い運転保守管理に係わる技術の確立が必要不可欠である。そこで、実用炉の運転保守管理に係わる技術のうち、高温ガス炉特有のヘリウム系機器、黒鉛構造物等の運転保守に係る技術を、HTTR の運転・保守経験に基づき確立する（運転経験の蓄積、保守経験の蓄積）。具体的には、運転経験の蓄積により、ヘリウムの純度管理、漏えい管理等の技術が確立できる。また、保守経験の蓄積により、ガス圧縮機等のシール性能向上、反応度制御設備の健全性監視技術、原子炉冷却材圧力バンドリを構成する機器・配管の供用期間中検査技術等が確立できる。

ここでは、高温ガス炉特有の運転保守管理に係わる技術項目の例として、既に HTTR の運転・保守経験に基づく検討が行われ、HTTR の稼働率に大きな影響を及ぼすとともに実用炉にも十分に転用可能な、1次ヘリウム循環機フィルタの交換、及び冷却材であるヘリウムガスの圧縮機（第 A.1 図参照）等のシール性能向上について述べる。

### A 1 1次ヘリウム循環機フィルタの交換

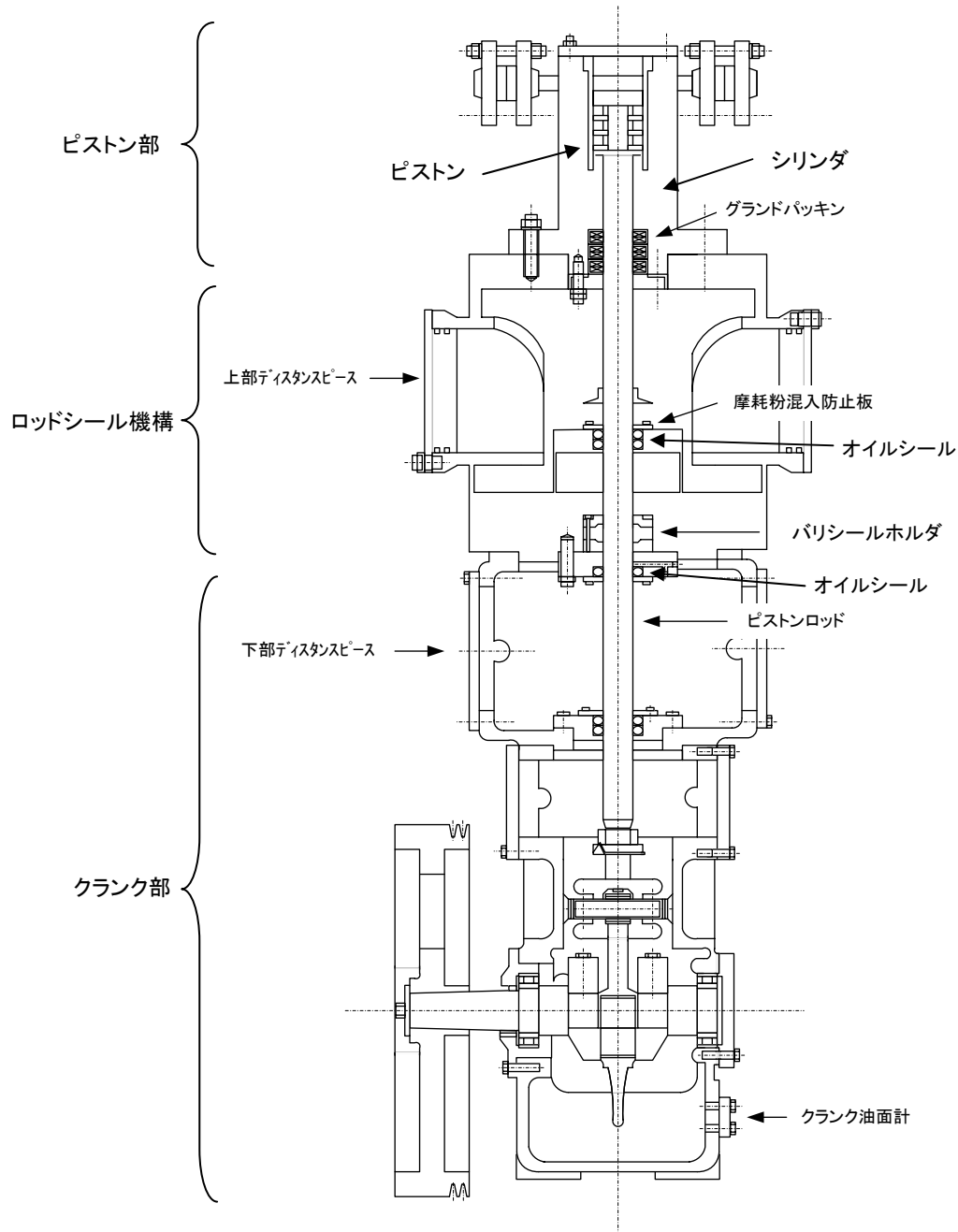
運転中に1次ヘリウム循環機フィルタの差圧を常時監視して、その上昇程度からフィルタ交換時期を予測した。フィルタ交換の実作業では、被ばくの低減、汚染の拡大防止を図り、1次系を開放して行う作業の手順を確立した<sup>a)</sup>。

### A 2 ヘリウムガス圧縮機等のシール性能の向上

クランク部からピストン部へのクランク潤滑油混入防止及びピストン部からクランク部への冷却材ヘリウムガス漏えい防止のため、ピストンロッドの中間位置に、バリシール、オイルシール等で構成しているロッドシール機構を設置している。運転中にこのロッドシール機構のうちバリシールの変形、摩耗が原因と考えられるシールオイル漏れが、通常分解点検周期より短い圧縮機の運転時間で発生したため、この対策としてバリシールの材質を変更することとして、圧縮機製作メーカーでの試験及び実機での実証試験を行い対策の妥当性を確認した。このことから材質は、ポリウレタンから耐熱性が優れるテフロンとした<sup>b)</sup>。しかしながら、この対策後においてもシールオイル漏れが発生することがあるため、その対策として、シールオイル粘度の変更、バリシールホルダ高さの変更などが現在考えられており、これらについても実証試験を行いさらなるシール性能向上を図る計画である。

a) 古澤孝之 他、“HTTR の1次ヘリウム循環機フィルタ交換”、JAERI-Tech 2004-024 (2004)

b) 小山直 他、“HTTR におけるガス圧縮機のシールオイル漏れに関する改善”、JAEA-Technology 2007-047 (2007)



第 A.1 図 圧縮機断面図



# 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
物質の量	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

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立方メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比体積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(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 <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(e)</sup>	1 <sup>(b)</sup>	m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz	s <sup>-1</sup>	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N		m kg s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
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 <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup>
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光照度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(e)</sup>	cd
放射線量	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> cd
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq	s <sup>-1</sup>	s <sup>-1</sup>
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
線量当量, 周辺線量当量, 方向線量当量, 個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性	カタール	kat	s <sup>-1</sup> mol	s <sup>-1</sup> 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、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 <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
表面張力	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>	m m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> =s <sup>-2</sup>
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ジュール	J/K	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/(kg K)	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
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 <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電荷密度	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
表面電荷	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>3</sup> s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>2</sup> s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>2</sup> s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m <sup>3</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>
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 <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>-1</sup>
吸収線量	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> s A
放射強度	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> s <sup>-3</sup>
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>4</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> sr)	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>
	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>-18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>-21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>-24</sup>	ヨクト	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=60s
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/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1 t=10 <sup>3</sup> 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 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> 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 <sup>11</sup> 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=0.1 MPa=100 kPa=10 <sup>5</sup> Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm <sup>2</sup> =(10 <sup>-15</sup> cm) <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーバ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベール	B	
デジベル	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 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> cd m <sup>-2</sup>
フォトル	ph	1 ph=1 cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm <sup>2</sup> =10 <sup>-8</sup> Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> T
エルステッド <sup>(c)</sup>	Oe	1 Oe ≐ (10 <sup>3</sup> /4π) A m <sup>-1</sup>

(c) 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 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1 f=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリー	cal	1 cal=4.1868 J (「15°C」カロリー), 4.1868 J (「IT」カロリー), 4.184 J (「熱化学」カロリー)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 <sup>-6</sup> m

