JAEA-Technology 2010-038



HTTR長期連続運転の結果の概要 - 高温・並列50日運転-

Result of Long-term Operation of HTTR

- High-temperature/Parallel-loaded 50-days Operation -

栃尾 大輔	濱本 真平	猪井 宏幸	島崎 洋祐
関田 健司	近藤 雅明	七種 明雄	亀山 恭彦
齋藤 賢司	江森 恒一	西原 哲夫	

Daisuke TOCHIO, Shimpei HAMAMOTO, Hiroyuki INOI, Yosuke SHIMAZAKI Kenji SEKITA, Masaaki KONDO, Akio SAIKUSA, Yasuhiko KAMEYAMA Kenji SAITO, Koichi EMORI and Tetsuo NISHIHARA

> 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

December 2010

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(<u>http://www.jaea.go.jp</u>) 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, 2010

HTTR長期連続運転の結果の概要

-高温·並列50日運転-

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター

高温工学試験研究炉部

栃尾 大輔・濱本 真平・猪井 宏幸・島崎 洋祐・関田 健司・近藤 雅明 七種 明雄・亀山 恭彦・齋藤 賢司・江森 恒一・西原 哲夫

(2010年9月17日受理)

HTTRは平成 10 年の初臨界達成後、定格運転及び高温試験運転の出力上昇試験を経て、現 在、供用運転を行っている。

高温ガス炉を実用化するにあたり、高温ガス炉システムが長期にわたって熱利用系に安定な熱 供給ができることを実証しなければならない。そこで、HTTRでは、平成22年1月より高温・ 並列運転で50日連続運転を行い、HTTRは長期にわたって熱利用系に安定な熱供給ができる ことを確認した。また、高温試験運転での長期連続運転に伴うデータを取得することができた。 本報は、HTTRの高温試験運転での長期連続運転で得られた高温ガス炉の特性をまとめたもの である。

Result of Long-term Operation of HTTR High-temperature/Parallel-loaded 50-days Operation

Daisuke TOCHIO, Shimpei HAMAMOTO, Hiroyuki INOI, Yosuke SHIMAZAKI Kenji SEKITA, Masaaki KONDO, Akio SAIKUSA, Yasuhiko KAMEYAMA, Kenji SAITO Koichi EMORI and Tetsuo NISHIHARA

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

> > (Received September 17, 2010)

In HTTR, in-service operation is conducted through the rise-to power operation with rated operation or high-temperature test operation from achievement of first criticality at 1998.

To make practical use HTGR system, it must be demonstrated to supply stable heat to heat utilization system for long-term. In HTTR, High-temperature/Parallel-loaded long-term operation had been performed from January 2010. As the result, it was demonstrated to supply stable heat to heat utilization system for 50 days with HTTR, moreover, various long-term operation data were gained. This paper reports the characteristics of HTGR obtained through the high-temperature long-term operation with HTTR.

Keywords : HTTR, Long-term Operation, 50 Days, High-temperature/Parallel-loaded Operation

目次

1. 緒言	1
 HTTR施設の概要 	2
 HTTRの主要諸元及びこれまでの運転履歴 	2
2.2 原子炉	3
2.3 燃料	5
2.4 主冷却設備	7
2.4.1 設備概要	7
2.4.2 熱交換器	9
2.5 ヘリウム純化設備及びヘリウム貯蔵供給設備	15
2.5.1 1次ヘリウム純化設備及び1次ヘリウム貯蔵供給設備	15
2.5.2 2次ヘリウム純化設備及び2次ヘリウム貯蔵供給設備	17
2.6 炉心出入口冷却材温度計装及び燃料破損検出装置	19
3. 高温連続運転より得られた知見	. 21
3.1 運転履歴及び着目したパラメータ	21
3.1.1 運転履歴	21
3.1.2 着目したパラメータ	22
3.2 特性について得られた知見	23
3.2.1 燃焼による反応度変化	23
3.2.2 圧力容器及び炉内構造物の温度挙動	24
3.2.3 高温プレナム部の温度挙動	27
3.2.4 燃料の挙動	29
3.2.5 核出力と熱出力の挙動	33
3.2.6 熱交換器の除熱性能	36
3.2.7 冷却材の不純物挙動	41
3.3 技術的課題に対して得られた知見	44
3.3.1 ガス循環機・圧縮機の性能	44
3.3.2 1次上部遮へい体温度の昇温防止対策	47
3.3.3 1次・2次ヘリウム純化設備の純化性能	50
3.3.4 1次冷却材漏えい率の挙動	54
4. 結言	56
謝辞	56
参考文献	56

Contents

1 . Introdu	iction	1
2. Outline	e of HTTR Facility	
2.1 Majo	or Specification and Previous Operation in HTTR	2
2.2 Read	ctor	3
2.3 Fuel	ls	5
2.4 Main	n Cooling System	7
2.4.1	Outline of the Facility	7
2.4.2	Heat Exchanger	9
2.5 Heli	ium Purification Facility and Helium Storage/Supply	
F	acility	15
2.5.1	Primary Helium Purification Facility and Helium	
	Storage/Supply Facility	15
2.5.2	Secondary Helium Purification Facility and Helium	
	Storage/Supply Facility	17
2.6 Core	e Inlet/Outlet Coolant Temperature Measurement	
Ir	nstrument and Fuel Failure Detector	19
3. Insight	Gained from High-temperature Continuous Operation	21
3.1 Ope:	ration History and Focused Parameter	21
3.1.1	Operation History	21
3.1.2	Focused Parameter	22
3.2 Gair	ned Insights on Characteristics	23
3.2.1	Reactivity Variation with Burn-up	23
3.2.2	Reactor Pressure Vessel Temperature Behavior and Core	
	Internal Structure Temperature Behavior	24
3.2.3	Hot Plenum Temperature Behavior	27
3.2.4	Fuel Behavior	29
3.2.5	Nuclear Power Behavior and Thermal Power Behavior	33
3.2.6	Heat Removal Performance of Heat Exchanger	36
3.2.7	Coolant Inpurity Behavior	41
3.3 Gair	ned Insights on Technical Theme	44
3.3.1	Performance of Gas circulator and Compressor	44
3.3.2	Countermeasure of Prevention of Primary Upper	
	Shielding Temperature Rising	47
3.3.3	Purification Performance of Primary/Secondary Helium	
	Purification Facility	50

JAEA-Technology 2010-038

3.3.4 Primary Coolant Leak Rate Behavior	54
4. Conclusion	56
Acknowledgements	56
References	56

This is a blank page.

1. 緒言

日本原子力研究開発機構のHTTR(高温工学試験研究炉: 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^{1),2)}。

HTTRは平成 10 年に初臨界達成後、定格運転及び高温試験運転の出力上昇試験を経て、現 在、供用運転を行っている。これまでの運転において、原子炉出口冷却材温度 850℃までの定格 運転で 30 日連続の運転を行っている。高温ガス炉が発電や水素製造を行う商用炉として稼動す るにあたって、高温ガス炉システムが長期にわたって安定に高温の熱を供給できる原子炉システ ムであることを実証しなければならない。

そこでHTTRでは、高温試験運転/並列運転モードでの50日連続運転(以下、「高温連続運転」という。)を第1期中期計画で計画した。それを受けて、平成22年に第11サイクル運転(以下、「HP-11」という。)として高温連続運転を遂行し、HTTRが長期にわたって安定に熱を供給できる原子炉システムが長期にわたって安定に熱を供給できる原子炉システムとなりうることを実証した。

本報はその高温連続運転で得られた高温ガス炉の特性をまとめたものである。

2. HTTR施設の概要

2.1 HTTRの主要諸元及びこれまでの運転履歴

HTTRの主要諸元を第2.1-1表に示す。HTTRは燃料に被覆粒子燃料、減速材に黒鉛、冷却材にヘリウムガスを使用する定格熱出力30MW、原子炉入口冷却材温度395℃の高温ガス炉である。HTTRの運転には、原子炉出口冷却材温度が850℃までの定格運転と、950℃までの高温試験運転がある。

HTTRは平成10年11月10日に初臨界に達した後、平成11年9月から出力上昇試験を開始 し、平成13年12月7日に原子炉出力30MW、原子炉出口冷却材温度850℃を達成した^{3),4)}。平 成14年3月6日には定格運転(原子炉出口冷却材温度850℃までの運転)の使用前検査合格証 を取得した。平成15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^{5),6)}。

さらに、平成16年3月31日から原子炉出口冷却材温度が950℃となる高温試験運転の出力上 昇試験を開始し⁷、平成16年4月19日には原子炉出力30MW、原子炉出口冷却材温度950℃を 達成し^{8),9)}、平成16年6月24日に高温試験運転(原子炉出口冷却材温度950℃までの運転)の 使用前検査合格証を取得した。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(以下、「圧力容器」という。)内において950℃が達成 されているが、HTTRで行われた運転では950℃の冷却材を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、平成19年3月19日~5月3日に初の長期連続運転となる定格/並列運転モードでの 連続運転(以下、「RP-10」という。)を実施し、定格運転モードでの長期連続運転を実証した。

熱出力	約 30MW
燃料	UO2被覆粒子
燃料体形式	ブロック型
炉心構造材	黒鉛
冷却材	ヘリウムガス
冷却ループ数	1ループ(加圧水冷却器及び中間熱交換器)
原子炉入口冷却材温度	約 395℃
原子炉出口冷却材温度	約 850℃/約 950℃*

第2.1-1表 HTTRの主要諸元

* 定格運転/高温試験運転

2.2 原子炉

第2.2-1 図にHTTRの原子炉構造図を示す。HTTRの原子炉及び炉心は、炉心を構成する 要素(炉心構成要素)、炉内構造物、圧力容器及び反応度制御設備で構成されている。

炉心は六角柱状の黒鉛ブロックである、燃料体、制御棒案内ブロック、及び可動反射体ブロッ クで構成されており、これらの炉心構成要素を円柱状に積み上げたものである。ブロックを積み 上げた軸方向の1列を「1カラム」と称している。HTTRの炉心は合計 61 カラムからなり、 燃料体を含む燃料領域及びその外側を囲む可動反射体領域に分けられる。各々の領域には制御棒 を挿入するための制御棒案内ブロックからなるカラムを設けている。

炉内構造物は固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト及び炉床部断熱層 等からなる炉心支持黒鉛構造物、炉心支持板、炉心支持格子及び炉心拘束機構等からなる炉心支 持鋼構造物ならびに遮へい体で構成される。固定反射体ブロックは、積層ブロックからなる炉心 の水平方向の変位を拘束して炉心を所定の位置に配置している。また、固定反射体ブロックは炉 心拘束機構により半径方向に締め付けられており、固定反射体ブロックの水平方向の変位が拘束 されている。高温プレナムブロック、サポートポスト、炉心支持板、炉心支持格子及び炉床部断 熱層等は、炉心からの荷重を支持し、その荷重を圧力容器へ伝える。遮へい体は上部遮へい体ブ ロック及び側部遮へい体ブロックで構成されており、主に熱中性子遮へい機能を有している。炉 内構造物は更に原子炉内での流路の形成、炉心の流量配分、断熱等の機能を有する。

1次冷却材は、圧力容器下部に設けた1次ヘリウムノズルと二重管の内管の間の環状流路から 圧力容器内に入り、圧力容器の内壁に沿って上方向に流れ、炉心上部のプレナムに至る。その後、 1次冷却材は炉心内を下降しながら高温となり、炉心下部の高温プレナムで混合した後、二重管 の内管へ送られる。なお、二重管の内管は1次ヘリウムノズルを通って高温プレナムまで配管さ れている。



第 2.2-1 図 HTTR原子炉本体構造図

2.3 燃料

第2.3-1 図にHTTRの燃料体の概要を示す。HTTRの燃料体は、燃料棒を黒鉛ブロック内 に挿入したピン・イン・ブロック型である。燃料棒は、被覆燃料粒子を黒鉛素地に分散させた燃 料コンパクトを黒鉛スリーブに挿入し、上端または上下端を黒鉛端栓で閉じたものである。黒鉛 ブロックの材料には原子炉級微粒等方性黒鉛(IG-110 黒鉛)を使用している。

被覆燃料粒子は燃料核を熱分解炭素等で四重に被覆したものである。被覆層は内側から順に低 密度熱分解炭素(第1層)、高密度熱分解炭素(第2層)炭化ケイ素(第3層)、高密度熱分解炭 素(第4層)で構成されており、燃料核で発生する核分裂生成物の放出を防止する。

燃料コンパクトは被覆燃料粒子を黒鉛素地に分散させた中空の円柱形状である。黒鉛素地は、 天然黒鉛粉末及び人造黒鉛粉末をそれぞれ約 80%及び 20%の割合で混合し、バインダのフェノ ール樹脂を添加して焼成したものであり、バインダの一部は炭素化する。

黒鉛スリーブには、構造健全性を確保するために高い強度を有するとともに、照射に対する寸 法変化が少ないことが要求される。また、黒鉛材料の酸化による減肉を少なくするために耐食性 に優れているとともに、核的には高純度であることが要求される、そのため、黒鉛スリーブの材 料には、機械的性質、照射特性及び腐食特性に優れた高純度の原子炉級微粒等方性黒鉛(IG-110 黒鉛)を使用している。黒鉛スリーブには、上部に周り止め用のリブ、側部に偏心防止用のスペ ーサを設けている。側部最下部のスペーサは黒鉛ブロック突起により支持され、燃料棒が黒鉛ブ ロック内に保持される構造となっている。

燃料体は対面間距離約 360mm、高さ約 580mm の六角柱状の黒鉛ブロック及び燃料棒で構成 される。炉心最外周部の黒鉛ブロックには 31 ヶ所、それ以外の燃料ブロックには 33 ヶ所の燃料 棒挿入孔が設けられている。また、燃料棒挿入孔の上部には燃料棒の周り止め用リブに対応した 縦溝が設けられており、下部には燃料棒支持用の突起が設けられている。黒鉛ブロックの上部に は燃料体の取扱いのための「つかみ孔」が設けられている。黒鉛ブロックの上面の角 3 ヶ所には ダウエルが設けられており、黒鉛ブロックの下面の角部に設けられた 3 ヶ所のソケットにより、 積み重ねた燃料体の水平方向の位置決めを行う。ダウエル孔の底部には、燃焼に伴う反応度変化 の一部を補償する反応度調整材を装荷するための孔が設けられている。黒鉛ブロックは減速材と しての機能もあり、材料に原子炉級微粒等方性黒鉛(IG-110 黒鉛)を使用している。



第2.3-1 図 ΗΤΤ Κ燃料体構造図

2.4 主冷却設備

2.4.1 設備概要

HTTRの冷却系統を**第2.4.1-1図**に示す。HTTRの原子炉冷却設備は、通常運転時に原子炉 を冷却する主冷却設備、原子炉停止後に原子炉の残留熱を除去する補助冷却設備、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で構成される。主冷却設 備は1次冷却設備として中間熱交換器(以下、「IHX」という。)と1次加圧水冷却器(以下、 「PPWC」という。)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(以下、「SPWC」という。)を配置している。1次系の熱交換器周り には1次へリウム循環機(以下、「PGC」という。)、2次系の熱交換器周りには2次へリウム 循環機(以下、「SGC」という。)がそれぞれ設けられている。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(以下、

「ACL」という。)より大気へ放散する。現在、IHXの2次冷却系統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、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。

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ついては、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については、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の時にPPWCのみで 30MWの除熱を行う「単独運転」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」がある。HTTRではこれら2つの運転モードが組み合わされており、 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。



第2.4.1-1図 ΗΤΤRの冷却系統

2.4.2 熱交換器

(1) IHX の概要¹⁰⁾

IHX はたて置ヘリカルコイル向流型ガスーガス熱交換器であり, 胴部は二重胴構造になっ ている。第 2.4.2-1 図に構造図を示す。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 には伝熱を促進する目的で伝熱管の間に伝熱促進板が設けられ ている。通常の熱交換器内の伝熱は熱伝達により行われるが、IHX では伝熱促進板が取り付 けられていることにより、熱伝達による伝熱に加えて熱ふく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って下部の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次冷却材である2次へリウムにより冷却され て1次冷却材出ロノズルより PGC に導かれる。PGC で昇圧された1次冷却材は,1次冷却 材入ロ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,二重管外管と内管の間の環状部を経て圧力容器へと還流する。

一方, 胴上部に設けられた二重管外管から流入した低温の2次へリウムは, 4 本の分配管 に分配され,上部の2次へリウム入口ノズルに導かれる。2次へリウム入口ノズルに流入し た2次へリウムは,低温管板で伝熱管に分配され,伝熱管内を下降しながら加熱されて IHX 下部の高温へッダ内に再び集められる。この高温の2次へリウムは内筒内を上昇し, IHX 上 部の2次へリウム二重ノズルより二重管内管を経て SPWC へと還流する。

単独運転時には、二重管の内管内から IHX 内に至る1次冷却材の自然循環を防止する目的 でバイパスラインが設けられている。二重管の環状部を流れる低温の1次冷却材の一部は、 IHX の二重胴の環状部を経由して IHX の胴部側に設けたバイパスラインへと導かれる。バ イパスラインに導かれた1次冷却材は IHX の上部から IHX 内へ流入し、ヘリカルコイル伝 熱管の外側を下降してゆく。その後、下部の1次冷却材二重ノズルの内側より二重管の内管 内へ流入し、PPWC へと還流する。

(2) PPWC の概要¹¹⁾

PPWC はたて置 U 字管型のシェルアンドチューブ型ガスー水熱交換器であり、胴部は二 重胴構造になっている。第 2.4.2-2 図に構造図を示す。

PPWC では高温のヘリウムガスと加圧水を扱うため、従来のシェルアンドチューブ型熱交換器のようにバッフル板を等間隔に設置すると、高温ヘリウムガスの入口部において局所的に熱流束が過大になる恐れがある。そのため、PPWC ではバッフル板の間隔を各段で変更し、局所的に熱流束が過大になるのを防止している。

また、PPWCでは単独・並列両運転の除熱を担っており、更に PPWC での除熱量も両運転では異なる。そのため、PPWC では運転モードにより1次冷却材の出口部を変更し、1次冷却材が通る流路を変更することで伝熱面積を変更している。これにより、各運転モードでの除熱量を変更している。

原子炉より出た高温の1次冷却材は二重管内管を通って下部の1次冷却材二重ノズルより 流入し、伝熱管外をバッフル板により流れを反転・上昇しながら管内の加圧水により冷却さ れて、胴上部に設けられた1次冷却材出口ノズルより PGC に導かれる。PPWC では単独/ 並列運転時の除熱量が異なるため、単独運転時には上側に設置された1次冷却材出ロノズル より PGC に導かれ、並列運転時には中央付近に設置された1次冷却材出ロノズルより PGC に導かれる。PGC で昇圧された1次冷却材は、1次冷却材入ロ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、1次冷却材二重ノズルより二重管外管と内管 の間の環状部を経て圧力容器へと還流する。

一方、加圧水は下鏡の加圧水入口ノズルより流入し、伝熱管内を流れて加熱され、加圧水 出口ノズルより流出する。

(3) SPWC の概要¹²⁾

SPWC はたて置 U 字管型のシェルアンドチューブ型ガスー水熱交換器であり、胴部は二 重胴構造になっている。SPWC は、胴側を 2 次へリウム、管内を加圧水が流れる構造となっ ている。第 2.4.2-3 図に構造図を示す。

SPWC では高温のヘリウムガスと加圧水を扱うため、従来のシェルアンドチューブ型熱交換器のようにバッフル板を等間隔に設置すると、高温ヘリウムガスの入口部において局所的に熱流束が過大になる恐れがある。そのため、SPWC ではバッフル板の間隔を各段で変更し、局所的に熱流束が過大になるのを防止している。

IHX より出た高温の2次ヘリウムは二重管内管を通って胴上部の2次ヘリウム二重ノズ ルより流入し、伝熱管外をバッフル板により流れを反転・下降しながら管内の加圧水により 冷却されて、胴下部に設けられた2次ヘリウム出口ノズルより SGC に導かれる。SGC で昇 圧された2次ヘリウムは、2次ヘリウム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、2次ヘリウム二重ノズルより二重管外管と内管の間の環状部を 経て IHX へと還流する。

一方、加圧水は下鏡の加圧水入口ノズルより流入し、伝熱管内を流れて加熱され、加圧水 出口ノズルより流出する。

(4) ACL の概要¹³⁾

ACLは、原子炉で発生した熱を大気に放散する設備であり、フィン付伝熱管を用いた強制 押込通風式フィン付伝熱管型熱交換器である。第2.4.2-4 図に構造図を示す。

ACL には千鳥配列となっている 504 本のフィン付伝熱管群が設けられており、その下部 には 6 台のファンが設けられている

PPWC、SPWCより送られてきた高温の加圧水はACLの入口ヘッダで各伝熱管に分配され、伝熱管内を流れていく。この際、加圧水はファンにより送風された空気によって冷却され、ACL 出口ヘッダに至る。一方、空気は加圧水より熱を受けて高温になり、上方へと抜けて大気へと放散される。空気風量については、ファンブレードの角度を変化させることで調整することができる。



第2.4.2-1図 IHXの構造











第2.4.2-4 図 ACLの構造

2.5 ヘリウム純化設備及びヘリウム貯蔵供給設備

1次系及び2次系には、1次冷却材及び2次へリウムを純化するため1次へリウム純化設備及び2次へリウム純化設備が設けられている。また、1次冷却材及び2次へリウムを貯蔵及び供給 するため1次へリウム貯蔵供給設備及び2次へリウム貯蔵供給設備が設けられている。

2.5.1 1次ヘリウム純化設備及び1次ヘリウム貯蔵供給設備

第2.5.1-1図に1次ヘリウム純化設備及び1次ヘリウム貯蔵供給設備の概略を示す。

(1) 1次ヘリウム純化設備

1次ヘリウム純化設備は、1次冷却材中の不純物を除去する設備であり、主系統と再生系 で構成されている。

主系統は、1次冷却材を AHX から取り入れ、不純物を除去した後に補助冷却設備及びス タンドパイプへ戻す系統である。主系統は、入口より入口フィルタ、プレチャコールトラッ プ、入口加熱器、酸化銅反応筒(以下、「CuOT」という)、冷却器、モレキュラーシーブト ラップ(以下、「MST」という)、コールドチャコールトラップ(以下、「CCT」という)、ガ ス循環機及び配管等で構成されている。それぞれのトラップ等は2基設けられており、1基 稼動させて、もう1基は待機状態とする。

不純物を含んだ1次冷却材は、まず入口フィルタでダストが除去される。入口フィルタを 出た冷却材はプレチャコールトラップでヨウ素等が吸着・除去される。プレチャコールトラ ップを出た冷却材は加熱器で昇温された後に CuOT に入り、冷却材中の水素 (H₂)及び一酸 化炭素 (CO)を水 (H₂O)及び二酸化炭素 (CO₂)に変える。CuOT を出た冷却材は MST に入り、H₂O 及び CO₂が吸着・除去される。MST を出た冷却材の一部は CCT に導かれ、 メタン (CH₄)、酸素 (O₂)、窒素 (N₂)及び希ガスが吸着・除去される。これらのトラップ 等を通過した冷却材はガス循環機で昇圧され、AHX 及びスタンドパイプへ戻される。

再生系は、CuOT、MST 又は CCT が破過に達した場合、これらのトラップから不純物を 除去して機能を再生するための系統である。再生する運転の場合(以下、「再生運転」という) では、CuOT と MST の再生を一度にまとめて行い、CCT の再生は単独で行う。

(2) 1次ヘリウム貯蔵供給設備

1次ヘリウム貯蔵供給設備は、1次ヘリウム純化設備を通して1次冷却材を貯蔵・供給す る設備であり、1次冷却材圧力を調節するための設備である。1次ヘリウム貯蔵供給設備は、 貯蔵タンク、供給タンク、ヘリウム移送圧縮機及び配管等で構成される。貯蔵タンクは6基、 供給タンクは1基設けられており、ヘリウム移送圧縮機は2基設けられている。

通常時は、貯蔵タンク内に1次冷却材インベントリ以上のヘリウムが充填されている。運転時には、供給弁を開いた後に、ヘリウム移送圧縮機により1次冷却材を貯蔵タンクより供給タンク及び1次ヘリウム純化設備を介して1次冷却系へと供給・充填される。また、定格出力時には、1次冷却材圧力制御系の制御による1次冷却材の供給・回収により1次冷却材 圧力の調整を行う。運転終了後、1次冷却材は、排出弁を開いた後に、1次ヘリウム純化設備を介して、ヘリウム移送圧縮機により貯蔵タンクへと回収される。なお、外部より1次系へ1次冷却材を補充する場合、本設備を介して補充する。



第2.5.1-1図 1次ヘリウム純化設備及び1次ヘリウム貯蔵供給設備の概略

2.5.2 2次ヘリウム純化設備及び2次ヘリウム貯蔵供給設備

第2.5.2-1図に2次ヘリウム純化設備及び2次ヘリウム貯蔵供給設備の概略を示す。

(1) 2次ヘリウム純化設備

2次ヘリウム純化設備は、2次ヘリウム中の不純物を除去する設備であり、主系統と再生 系で構成されている。

主系統は、2次ヘリウムを SPWC から取り入れ、不純物を除去した後に SPWC へ戻す系 統である。主系統は、入口より入口フィルタ、入口加熱器、CuOT、冷却器、MST、CCT、 ガス循環機及び配管等で構成されている。CCT は1系統設けられている。また、それ以外の それぞれのトラップ、循環機は2基設けられており、1基稼動させて、もう1基は待機状態 とする。

不純物を含んだ2次ヘリウムは、まず入口フィルタでダストが除去される。入口フィルタ を出たヘリウムは加熱器で昇温された後に CuOT に入り、冷却材中の H₂及び CO を H₂O 及 び CO₂に変える。CuOT を出た冷却材は MST に入り、H₂O 及び CO₂が吸着・除去される。 MST を出た冷却材の一部は CCT に導かれ、CH₄、O₂及び N₂が吸着・除去される。これら のトラップ等を通過した冷却材はガス循環機で昇圧され、SPWC へ戻される。

再生系は、CuOT、MST 又は CCT が破過に達した場合、これらのトラップから不純物を 除去して機能を再生するための系統である。再生運転では、CuOT と MST の再生を一度に まとめて行い、CCT の再生は単独で行う。

(2) 2次ヘリウム貯蔵供給設備

2次ヘリウム貯蔵供給設備は、2次ヘリウム純化設備を通して2次ヘリウムを貯蔵・供給 する設備であり、2次ヘリウム圧力を調節するための設備である。

2次ヘリウム貯蔵供給設備は、貯蔵タンク、供給タンク、ヘリウム移送圧縮機及び配管等 で構成される。貯蔵タンク及び供給タンクはそれぞれ1基設けられており、ヘリウム移送圧 縮機は2基設けられている。

通常時は、貯蔵タンク内に2次ヘリウムインベントリとほぼ同量のヘリウムが充填されて いる。運転時には、供給弁を開いた後に、ヘリウム移送圧縮機により2次ヘリウムを貯蔵タ ンクより供給タンク及び2次ヘリウム純化設備を介して系統内へと供給・充填される。また、 運転時には、1次・2次ヘリウム差圧制御による2次ヘリウムの供給・回収により2次ヘリ ウム圧力の調整を行う。運転終了後、2次ヘリウムは、排出弁を開いた後に、2次ヘリウム 純化設備を介して、ヘリウム移送圧縮機により貯蔵タンクへと回収される。なお、外部より 2次系へヘリウムを補充する場合、1次ヘリウム貯蔵供給設備の新へリウム受入配管を介し て補充する。



第2.5.2-1図 2次ヘリウム純化設備及び2次ヘリウム貯蔵供給設備の概略

2.6 炉心出入口冷却材温度計装及び燃料破損検出装置

第2.6-1 図に炉心出入口冷却材温度計装及び燃料破損検出装置(以下、「FFD」という。)のサンプリング配管の配置を示す。

(1) 炉心出入口冷却材温度計装

HTTRには炉心出入口の冷却材温度を監視可能な計装として、炉心入口側に制御棒案内 管表面温度測定用熱電対(クロメルーアルメル熱電対)、炉心出口側に高温プレナム部温度測 定用熱電対(ナイクロシルーナイシル熱電対)がある。制御棒案内管表面温度測定用熱電対 は16対ある制御棒のうちの9対にそれぞれ1箇所ないし3箇所設置されている。高温プレ ナム部温度測定用熱電対は炉心出口の高温プレナム部7領域それぞれに4本(3本は計測用、 残りの1本は予備)設置されている。

(2) FFD

FFD は、運転中の燃料の健全性を監視するために設置された装置であり、燃料破損が発生 した場合にはどの領域で異常が発生したかを判別する装置である。高温プレナム部の7領域 より1次冷却材をサンプリングし、それらを2基の燃料破損検出器(プレシピテータ)によ り監視する。プレシピテータにて計測された1次冷却材は、ガス圧縮機にて昇圧後、1次へ リウム純化設備へと送られる。

プレシピテータは、放射性の短半減期核種であるクリプトン(Kr)及びキセノン(Xe)の 娘核種であるルビジウム(Rb)及びセシウム(Cs)をワイヤに電気的に収集し、崩壊 B 線を 内蔵のシンチレーションカウンタで計数する。プレシピテータには、バックグラウンドの低 減及びワイヤ駆動装置等の汚染を防止するために1次へリウム純化設備からパージガスを流 している。



第2.6-1 図 炉心出入口冷却材温度計装及び燃料破損検出装置サンプリング配管

3. 高温連続運転より得られた知見

3.1 運転履歴及び着目したパラメータ

3.1.1 運転履歴

高温連続運転である HP-11 は、平成 21 年 12 月 17 日に原子炉を起動し、制御棒反応度価値を 測定後、12 月 17 日に原子炉を一旦停止した。その後、平成 22 年 1 月 5 日に原子炉を再起動し、 1 月 22 日に原子炉熱出力約 98% (熱出力約 29.5MW)に到達し、1 月 31 日に熱出力校正を行い、 原子炉出力約 99% (熱出力約 29.7MW) に到達した。高温連続運転の期間は 1 月 22 日から 3 月 13 日までの 50 日間である。高温連続運転達成後の 3 月 14 日に出力降下を開始し、3 月 21 日に 原子炉を停止した。高温連続運転の運転開始時の実効全出力日数は約 301EFPD であり、今回の 運転で約 69EFPD が加わり運転終了時の実効全出力日数は約 370EFPD (約 11,102MWd) とな った。第 3.1-1 図に定格連続運転の出力履歴を示す。



第3.1-1図 高温連続運転の出力履歴

- 3.1.2 着目したパラメータ
 - HTTRの高温連続運転における取得データとして、以下の項目について着目した。
 - ①燃焼による反応度変化
 - ②圧力容器及び炉内構造物の温度挙動
 - ③高温プレナム部の温度挙動
 - ④燃料の挙動
 - ⑤核出力と熱出力の挙動
 - ⑥熱交換器の除熱性能
 - ⑦冷却材の不純物挙動
 - ⑧トリチウム挙動
 - ⑨1次ヘリウム純化設備ガス循環機等の性能
 - ⑩1次上部遮へい体温度の昇温防止性能
 - ①1次冷却材漏えい率の挙動
 - 1次・2次ヘリウム純化設備の性能

①~⑧については、高温連続運転で安定な運転が遂行できることを確認するためのものである。
 ⑨~⑫については、これまでHTTRで実施してきた運転より導出された高温連続運転を行う
 際の技術的課題であり、これまで行った対応策の効果の確認又は今後の見通しを得るためのデータ取得を行った。

3.2 特性について得られた知見

- 3.2.1 燃焼による反応度変化
- (1) 概要

HTTRの反応度制御は制御棒及び反応度調整材で行なわれており、最大燃焼日数 660 日 間で 100%出力運転中に制御棒が過度に挿入されて出力分布を歪めることがないように設計 されている。設置許可申請において、炉心の最大過剰反応度は、出力補償、燃焼補償、運転 余裕および誤差を考慮して燃焼初期の低温状態で 0.165Δk/k であり、保安規定の運転上の制 限として運転サイクルごとにこの値を超えないことを確認することとしている。そこで、こ れまでの過剰反応度の変化について検討する。

(2) 運転より得られた結果及び考察

第 3.2.1-1 図に、初臨界から今回の運転までの積算出力に対する過剰反応度(炉心温度 27℃ 相当)の変化を示す。炉心温度が約 120℃で安定した状態で臨界制御棒位置を計測した結果、 前回の平成 16 年の高温試験運転のデータと比較して若干挿入量が増加しており、解析と一 致する傾向を示している。今回の運転開始時の臨界制御棒位置から炉心平均温度で補正した 過剰反応度は 0.11Δk/k であった。過剰反応度は運転に伴い徐々に低下しており、これまでの 運転を通じて運転制限値を超えていない事を確認した。

(3) まとめ

本運転において、過剰反応度を確認した結果、過剰反応度は運転に伴い徐々に低下してお り、これまでの運転を通じて運転制限値を超えていない事を確認した。



第3.2.1-1図 過剰反応度(室温27℃相当)の積算出力に対する変化

- 3.2.2 圧力容器及び炉内構造物の温度挙動
- (1) 概要

HTTRは高温のヘリウムを扱うため、圧力容器及び炉内構造物は高温環境下に曝される ことになり、圧力容器及び炉内構造物の温度に対する健全性は重要であり、商用運転を行う 今後の高温ガス炉開発にとって重要なものとなる。

RP-10では定格連続運転時の圧力容器及び炉内構造物の温度挙動についてデータを取得す ることができた。**HP-11**は初めての高温連続運転であり、本運転により高温試験運転モード での長期連続運転における圧力容器及び炉内構造物の温度データを取得できた。その結果を 以下に述べる。

(2) 運転より得られた結果及び考察

①圧力容器温度

第 3.2.2-1 図に圧力容器上鏡、胴(円筒)及び胴(下鏡)の温度と原子炉出力との関係 を示す。また、本運転における圧力容器各部の温度は平成 16 年の出力上昇試験である PT-5 (高温/並列)の値とほぼ変わりない温度であった。また、定格出力近傍の定常状態にお ける温度変化は約±1℃の範囲で推移しており、大きな変化は見られなかった。

これらの結果から、高温連続運転時の圧力容器温度は、健全な状態で運転を行うことが でき、長期連続運転に伴う大きな温度変化はないこと確認した。

②炉内構造物温度

第3.2.2-2 図及び第3.2.2-3 図に炉内構造物の温度と原子炉出力との関係を示す。本運転に おける炉内構造物各部の温度は平成16年の出力上昇試験であるPT-5(高温/並列)の値と ほぼ変わりない温度であった。また、定格出力近傍の定常状態における温度変化は約±1℃ の範囲で推移しており、大きな変化は見られなかった。

これらの結果から、高温連続運転時の炉内構造物温度は健全な状態で運転を行うことができ、長期連続運転に伴う大きな温度変化はないことを確認した。

(3) まとめ

HTTRの圧力容器及び炉内構造物は運転中には高温環境下に曝されており、圧力容器及 び炉内構造物の温度に対する健全性は重要なものである。HP-11では、高温試験運転モード での長期連続運転における圧力容器及び炉内構造物の温度のデータを取得できた。その結果、 高温連続運転時の圧力容器及び炉内構造物の温度は、健全な状態を維持しながら運転するこ とができ、長期連続運転に伴う大きな温度変化はないこと確認した。



第3.2.2-1図 圧力容器温度と原子炉出力の関係



第3.2.2-2図 炉内構造物温度と原子炉出力の関係(1)



第3.2.2-3 図 炉内構造物温度と原子炉出力の関係(2)

3.2.3 高温プレナム部の温度挙動

(1) 概要

HTTRの燃料温度を評価する際に用いる測定データの1つに炉心出入口冷却材温度差が ある。これは、炉内の燃料温度の測定が困難なHTTRにおいては、燃料温度評価及び燃料 の健全性を確認する上で重要なデータである。

そこで、HP-11 で得られた高温プレナム部温度及び炉心出入口冷却材温度差を過去の運転 データと比較して定格連続運転特有の事象の有無を確認する。

(2) 運転より得られた結果及び考察

第3.2.3-1 図に、原子炉出口中心領域における高温プレナム部温度の原子炉熱出力との関係を示す。本図にはこれまでの高温試験運転の結果も併せて示している。これらの結果より、 HP-11の高温プレナム部温度は、過去の運転とほとんど変わらず、高温連続運転特有の事象 はほとんど見られなかった。

高温プレナム部温度及び炉心入口温度の測定値を元に、定格出力における炉心出入口冷却 材温度差を求めた。第3.2.3-2 図に炉心出入口冷却材温度差と燃焼日数の関係を示す。単独 運転及び並列運転について比較すると、並列運転の炉心出入口冷却材温度差は小さくなって いる。単独運転と並列運転の炉心差圧を比較すると、並列運転の炉心差圧は単独運転より約 4%上昇している。このことから、並列運転では炉心冷却材流量が若干多くなり、炉心出入口 冷却材温度差が小さくなるものと考えられる。燃焼を通じてみると、燃焼の経過とともに僅 かながら上昇している。また、中心領域と周辺領域での温度差は燃焼に伴い若干増加してい ることが確認された。この結果より、燃焼に伴う影響を除いて、炉心出入口温度差の高温連 続運転特有の事象はほとんど見られなかった。

(3) まとめ

炉心出入口冷却材温度差を評価する際に用いられる高温プレナム部温度について整理を行 い、そのデータを用いて炉心出入口冷却材温度差について整理した。その結果、定格出力運 転中、高温プレナム部温度に大きな変化はなく、前回運転より、僅かながら炉心出入口冷却 材温度差が上昇しており、また炉心出口の中心領域と周辺領域の温度差が僅かながら増加し ていることが確認できた。



第3.2.3-1図 原子炉出力と高温プレナム部温度の関係



第3.2.3-2図 炉心出入口冷却材温度差の燃焼に伴う挙動

- 3.2.4 燃料の挙動
- (1) 概要

HTTRでは、高温を得るために燃料を四重に被覆した被覆燃料粒子を採用している。この燃料は、核分裂生成物(以下、「FP」という。)を個々の被覆燃料粒子内に閉じこめることができ、原子炉運転中においては、その閉じこめ性能(燃料の健全性)を把握する必要がある。このため、HTTRでは1次冷却材中の循環放射能量(主に FP ガスである Kr、Xe)を測定、監視している。測定は、①1次冷却材放射能計装、②FFD 及び③1次冷却材サンプリング測定の3つの手法があり、各測定及び FP の被覆燃料粒子内での生成量/被覆燃料粒子外への放出量(以下、「R/B」という。)の評価を行い、初の高温連続運転における燃料健全性を確認した。

(2) 運転より得られた結果及び考察 14)

①1次冷却材放射能計装による1次冷却材中の循環放射能濃度

第 3.2.4-1 図に HP-11 における1 次冷却材中の循環放射能の変化を示す。本運転中の1 次冷却材中の循環放射能濃度は検出限界以下(14Bq/cm³)であり、極めて低く、当初の予 想通り燃料が健全であることを確認した。

②FFD 計数率の測定

第3.2.4-2 図に FFD 計数率と原子炉出力の関係を示す。平成 16 年の出力上昇試験である PT-5(高温/並列)の値と比べるとやや上昇傾向にある。

③1次冷却材サンプリング測定

1 次冷却材サンプリング測定を原子炉出力約 60%、約 94%、約 98%及び約 99%におい て計 12 回行った。

第 3.2.4-3 図に1次冷却材中の Kr 濃度と原子炉出力の関係を示す。また、**第 3.2.4-4 図** に1次冷却材中の Kr 濃度の推移を示す。

原子炉出力約 99%で保持している期間の核種分析結果より Kr-88 の R/B は過去の運転 よりも上昇していたが、低い値で安定した値を示しており、運転中の燃料の追加破損がな いことを確認した。

(3) まとめ

①燃料の挙動

1次冷却材放射能計装による測定、FFD による測定及び1次冷却材サンプリング測定 の結果、FP ガス放射能濃度についてはこれまでの運転よりも高い値を示しているが、 Kr-88の R/B の測定値は、HTTR初装荷燃料の製造時燃料破損率、汚染ウラン率、追加 破損ゼロの条件で求めた事前評価値のレベルよりも低く、原子炉運転上の燃料健全性に問 題がないことを確認した。一方、過去の運転実績に対して測定値に増加の傾向がみられた 点については、①燃焼に伴う燃料コンパクトとスリーブ間のギャップの増加による燃料温 度上昇、②第3層破損粒子の貫通破損粒子への変化(約10,000MWDより変化することが 分かっている(HP-11の運転終了時で11,102MWD))の2つが要因と考えられる。なお、 R/B が低いため、健全な被覆燃料粒子に対する破損が起きている可能性はほとんどない。

②高温連続運転における結果

50 日間連続運転中の FP ガス測定結果はほぼ変化が無く、高温連続運転時の被覆燃料粒子の健全性を確認した。また、HP-11 における定格出力での長期運転により、Kr-85m(半減期4.5時間)の核種について、飽和放射能でのデータを RP-10 運転に続き2回目の取得ができた。なお、燃焼度の増加に伴い R/B に変化が現れてきているため、今後、最大燃焼度である22,000MWd/t に近づくにつれて R/B の上昇が予想されるが、その推移について注意深く評価する必要がある。



第3.2.4-1図 HP-11 における1次冷却材放射能の推移



第3.2.4-2図 原子炉中心領域のFFD計数率と原子炉出力の関係



第3.2.4-3図 1次冷却材中の放射能(Kr)濃度と原子炉出力の関係



第3.2.4-4図 1次冷却材中の放射能(Kr)サンプリング結果

3.2.5 核出力と熱出力の挙動

(1) 概要

HTTRでは、中性子計装より得られた中性子束を核出力へ変換し、核出力を制御する方 式を採用している。そのため、燃焼が進み、中性子束と熱出力の相関が変化すると、核出力 と熱出力の間に差が生じてくる。これまでの運転及び定格連続運転の結果より、高温連続運 転を行うことでその現象が現れることが事前に予想されたため、核出力及び熱出力の挙動を 監視した。

(2) 運転より得られた結果及び考察

①核出力及び熱出力の挙動

第 3.2.5-1 図に出力保持期間中の核出力と熱出力の挙動を示す。1 月 22 日に熱出力約 98%に到達し、1 月 31 日に熱出力校正を行い、熱出力約 99%に到達した。その後、2 月 2 日以降は多少の変動はあるものの、ほぼ一定の値を維持している。一方、熱出力は、核出力に遅れて 2 月 3 日以降に最大値となり、その後緩やかに減少している。核出力がほぼ安定した 2 月 3 日以降の熱出力の低下率は約 1.1kW/day である。

第 3.2.5-2 図に核出力と熱出力の差の推移を示す。熱出力校正を実施した翌日である 2 月1日には核出力が熱出力に対して 40kW 程度高かったが、50日達成後の出力降下前の 3 月14日には僅かながら差が大きくなっていた。出力保持期間中の原子炉出口冷却材温度 は時間の経過とともに緩やかに低下し、3月14日の時点で約2℃低下した。これを熱出力 に換算すると約1.2kW/day と見込まれる。

②制御棒位置の変化

第 3.2.5-3 図に出力保持期間中の制御棒位置と臨界制御棒位置の差を炉心高さで正規化 した値の変化を示す。出力保持を開始した直後は温度上昇や Xe の蓄積による負の反応度 を補償するため制御棒が引き抜かれており、2月2日頃から制御棒を挿入する動作へと移 行している。これは、炉心内の温度が低下して正の反応度が加わることにより核出力が上 昇傾向となるため、これを一定値に保持しようとする制御系の働きによるものと考えられ る。

HP-11 では、RP-10 に予想された出力の低下がさほど見られなかった。これは、高温連続運転特有の事象によって生じたものではなく、燃料の燃焼による効果及び反応度調整材の燃焼に伴う効果もあるものと推察されるが、詳細な検討を行うには炉心計算が必要となり、今後、検討を行う必要がある。

(3) まとめ

HTTRでは、中性子計装より得られた情報を元に原子炉の出力制御を行っており、RP-10 の結果から核出力と熱出力の間に差が生じてくることが予想された。そこで、HP-11 でこの 現象について確認を行った。その結果、予想されたような大きな出力の低下はなく、約 1.1kW/dayの熱出力低下が観測された。これは、高温連続運転特有の事象によって生じたも のではなく、燃料の燃焼による効果及び反応度調整材の燃焼に伴う効果もあるものと推察さ れるが、詳細な検討を行うには炉心計算が必要となり、今後、検討を行う必要がある。



第3.2.5-1図 出力保持期間中の核出力と熱出力の履歴



第3.2.5-2図 出力保持期間中の核出力と熱出力の差の履歴



第3.2.5-3図 出力保持期間中の制御棒の履歴

3.2.6 熱交換器の除熱性能

(1) 概要

HTTRの熱交換器(PPWC、IHX、SPWC、ACL)は、原子炉で発生した熱を熱輸送し、 大気へと放出するものであり、その性能は連続運転を安定に行う上で重要なものである。そ こで、各熱交換器の熱交換性能(熱通過率×伝熱面積:以下、「UA」という。)を算出し、高 温連続運転における UA の変化について確認するとともに、安定に熱交換できていることの 確認を行った。

(2) 運転より得られた結果及び考察

①IHX,PPWC,SPWCのUA及びIHX 伝熱管の健全性

第3.2.6-1 図に、高温連続運転における IHX、PPWC、SPWC の UA と対数平均温度差 の関係を示す。また、同図に、平成 16 年の出力上昇試験である PT-5 (高温/並列)の UA を併せて示す。今回の高温連続運転における各熱交換器の UA は、PT-5 のものとほぼ 等しく、UA の経年劣化も見られなかった。

第3.2.6-2 図に、高温連続運転における IHX、PPWC、SPWC の UA 及び交換熱量の推移を示す。出力保持期間中、UA はほぼ一定の値を示している。また、交換熱量についても IHX、SPWC は約 10MW、PPWC は約 20MW の熱量を安定して熱交換し、2次系へ供給していることを確認した。

第3.2.6-3 図に、IHX 出入口における1次冷却材及び2次へリウムの運転開始時からの 上昇温度の推移を示す。出力保持期間中、1次冷却材及び2次へリウムとも温度は安定し ている。

第 3.2.6-4 図に IHX 伝熱管の中で最も温度が高くなる IHX のヘリカルコイル下部の伝 熱管温度を示す。同図に、平成 16 年の出力上昇試験である PT-5 (高温/並列)の結果と 併せて示す。本運転中の伝熱管の温度は、最高使用温度を超えることがなく運転を遂行す ることができ、伝熱管が健全な状態で熱交換が行えていることを確認した。

以上のことより、IHX、PPWC、SPWCは長期連続運転を行った場合でも、原子炉で発生した高温の熱を安定に除熱できることを確認した。また、IHXは原子炉で発生した高温の熱を2次系へと熱輸送できることを確認し、2次系に熱利用系を接続した場合、高温の安定した熱を熱利用系に供給できることを確認した。

(4)ACL O UA

第 3.2.6-5 図に、高温連続運転における ACL の UA と ACL 空気風量の関係を示す。また、同図にこれまでの運転の UA を併せて示す。今回の高温連続運転における ACL の UA はこれまでのものとほぼ等しく、効率よく熱交換が行われていることを確認した。なお、UA の値がばらついているのは、ACL の UA は空気風量で一義的に決まらず、空気温度等の因子があるためである。

第 3.2.6-6 図に、ACL の UA 及び交換熱量の推移を示す。出力保持期間中、外気温度が 大きく変動しているにも関わらず、ACL は原子炉で発生した約 30MW の熱量を安定して 熱交換し、除熱していることを確認した。また、UA に関しても、空気風量等の影響によ り多少の変動はあるものの、ほぼ一定の性能を示していた。 第3.2.6-7図にACL加圧水流量及び加圧水温度制御系操作値の出力保持期間中の推移を 示す。HTTRのACLでは、加圧水の温度が所定の温度となるように、ACLを流れる加 圧水流量を弁開度により制御している(以下、「加圧水温度制御系」という)。加圧水温度 制御系の制御可能範囲は20~80%であり、操作値は25~55%の範囲内であることから、 加圧水温度制御系が外乱に対して十分な制御性を有していることを確認した。

以上のことより、ACL は長期連続運転を行った場合でも、原子炉で発生した高温の熱を 安定に除熱できることを確認した。

(3) まとめ

HTTRの熱交換器(PPWC、IHX、SPWC、ACL)について、高温連続運転時の熱交換 性能及び安定した除熱が行えていることを HP-11 で確認した。その結果、高温連続運転にお いても安定した除熱が行えることを確認するとともに、熱交換器の性能も安定していること を確認した。このことより、HTTRは原子炉で発生した高温の熱を安定に供給できる原子 カシステムとなりうることを確認した。



第3.2.6-1図 IHX, PPWC, SPWCのUAと対数平均温度差の関係







第3.2.6-3 図 IHX 出入口における1次冷却材及び2次ヘリウムの 初期状態からの上昇温度の推移



第3.2.6-4 図 IHX ヘリカルコイル下部伝熱管温度と原子炉出力の関係



第 3.2.6-5 図 ACL の UA と対数平均温度差の関係





第3.2.6-7図 ACL 加圧水流量、ACL 除熱性能及び ACL 入口空気温度の推移

3.2.7 冷却材の不純物挙動

(1) 概要

HTTRの1次冷却材中に含まれる化学的不純物は、炉心部の黒鉛酸化、耐熱合金の脱浸炭に影響し、その寿命に影響を与える。ゆえに、H₂、H₂O、CO、CO₂、CH₄、O₂、及びN₂に対して上限値を設定し、それを下回るよう管理している。HTTRではH₂O濃度が管理目標値を超えた、もしくは超えるおそれがある場合に、以下の措置をとる。

①H2O濃度が管理目標値を超えるおそれがある場合は、原子炉出力上昇を見合わせる。

②万一、原子炉出力上昇中に H₂O 濃度が管理目標値を超えてしまった場合は、その出力を 維持(1週間以内)する。

③1週間過ぎても管理目標値を満足できない場合は、原子炉出力を下げる措置をとる。 また H₂O 以外の不純物濃度が管理目標値を超えた場合、

①系統昇圧に伴う場合は、経過観測を行う。

②系統昇圧時以外で徐々に上昇している場合は、トラップの切替えを行うこととしている。 これまで、運転中に不純物を取り切れずに、原子炉出力上昇を見合わせる等して運転計画 を変更することはなかった。この理由は、不純物の発生速度が想定の範囲内に十分収まって いること、トラップの性能低下がないこと、バウンダリ開放を伴う点検時に空気混入を抑え る措置が寄与したこと、等が考えられる。

HTTR で不純物濃度が管理目標値に近づくのは、原子炉出口冷却材温度が800℃を超えた ときである。そこで従来の運転の不純物濃度から、800℃以下の不純物発生速度を比較し、 どのように推移するか把握することで、将来の昇温速度やトラップ再生の頻度等を検討する ための知見とする。

(2) 運転より得られた結果及び考察

不純物の発生源としては、黒鉛の寄与が大きいと考えられる。黒鉛が含有する代表的な不 純物の水素は、600℃強に最初の放出ピークがあるとされている。そのため、昇温中の不純 物発生速度を評価する温度域として、600℃以上 700℃以下を採用する。700℃以下とする理 由は、原子炉出口冷却材温度が 700℃以上に達していないケースであっても比較できるため である。

第3.2.7-1図に600℃以上700℃以下のH₂、H₂O、CO、CO₂の発生量の推移を示す。不純物としてはCH₄、N₂、O₂も測定しており、評価は可能であるが、これまでの運転経験から、 出力上昇に伴って発生する不純物でないことが明らかでるため、本評価では対象としない。

第3.2.7-1 図では平成13年の最初のプロットで不純物発生速度が大きい。このサイクル以前の原子炉出口冷却材温度が最高約630℃までしか到達していなかったため、断熱材や黒鉛に吸着していた不純物の昇温脱離が十分でなかったためと思われる。平成15年のサイクルで不純物放出速度が増加しているのは、平成14年にPPWCのPGC3台のフィルタ交換を実施したためである。このフィルタ交換作業は1次冷却材のバウンダリ開放を伴う初めての作業であった。その後、平成17年に不純物発生速度が増加している。これは同年に発生した後備停止系(以下、「RSS」という。)の部品交換等の整備のため、バウンダリを開放していることが原因となっていると思われる。フィルタ交換と異なり、開放部位や期間が異なるこ

とから、この時は H₂O の増加が最も顕著であった。なお、平成 19 年には PPWC の PGC3 台のフィルタ交換を再度実施し、加えて平成 20 年には後備停止系の点検および制御棒を一 対新品に交換しているものの、平成 22 年の運転時の不純物濃度上昇はわずかであった。こ のことは、開放点検時の養生やヘリウム置換等、原子炉停止期間の作業管理が効果的に行わ れたことと、純化設備による不純物除去が確実に行われた結果である。

(3) まとめ

HP-11 における1次冷却材中の不純物発生速度を評価し、今後の運転でどのような挙動を示すかを検討した。

本評価により、定格出力まで昇温された後の 600℃から 700℃までの不純物発生速度は、 表面に吸着された原子および分子が脱離し、純化設備で除去されることにより、約 1/40 に低 下することがわかった。一方、1次系のバウンダリ開放を伴う点検を行った後は、不純物の 発生速度が運転初期と同程度に増加することがわかった。しかしながら平成 22 年の HP-11 では、事前にバウンダリ開放を伴う点検を実施しているものの不純物発生速度が低い。これ は、原子炉停止期間の作業において新たに装荷する交換部品の脱ガス、作業後の1次系真空 排気の効果に加え、HP-11 実施前に原子炉停止状態で冷却材の純化を長期間行っていたこと が寄与しているものと考えられる。

HTTRの設計時は、炉心部の黒鉛の不純物の吸着量は膨大であり、供用期間中は一定の 速度で不純物放出が続くと考えられていたが、実際はすぐに不純物放出速度が低下すること が明らかとなった。不純物発生速度が約 40 倍の幅を持つことから、冷却材中の化学的不純 物を高温材料の強度劣化を抑制する組成に維持されるか等、今後、詳細な検討を行う。





3.3 技術的課題に対して得られた知見

- 3.3.1 ガス循環機・圧縮機の性能
- (1) 概要

第 3.3.1-1 図に1次へリウム純化設備ガス循環機の構造図を示す。これまでの運転で、H TTRの1次/2次へリウム純化設備ガス循環機(以下、「純化系循環機」という。)、1次/2 次へリウム貯蔵供給設備へリウム移送圧縮機(以下、「貯供系圧縮機」という。)、1次/2次 ヘリウムサンプリング設備圧縮機(以下、「SMP 系圧縮機」という。)のシールオイル漏れが 発生していた。シールオイルは、ロッドシール部に設置されたバリシールにより、冷却材へ リウムが大気側へ流入するのを防ぐためにある。しかしこれまでの運転で、シール材の変形 に起因し、シールオイルが漏えいする不具合が発生していた。そのため高温連続運転に向け て、バリシール材質を、一部の循環機において有効性が確認されていたものに変更し、高温 連続運転で効果を確認するとともに、今後の対応を検討することとした。

(2) 運転より得られた結果及び考察 15)

HP-11 運転中、純化系循環機・貯蔵系圧縮機について、シールオイルタンク油面計、レベ ルスイッチ油面計及びシートルゲージにより、定期的にシールオイルの漏れ状況を確認した。 第3.3.1-1 表に HP-11 におけるシールオイルの漏れの有無を圧縮機類毎に示す。各圧縮機に は、許容されるシールオイル量(cc/h)が定められている。第3.3.1-1 表では、許容量を超えて 漏れが発生した号機を「有」、漏れが無かった、もしくは許容値以内であった場合を「無」で 示す。また HP-11 で使用しなかった号機は「-」で示す。

純化系循環機は、バリシール材質をテフロン製に変更した RS-8 以降、2次の再生系循環 機を除き、シールオイル漏れを起こしていない。このことから、純化系循環機に対するテフ ロン製バリシールの有効性が確認できた。貯供系圧縮機については、これまでにもシールオ イル漏れの発生が生じていないサイクルがあったことから、今後運転時間を重ねたうえで、 シールオイル漏れに対する有効性を評価する。SMP 系圧縮機については、テフロン製に変更 したことによって、漏えい頻度が増加していることから、従来のウレタン製バリシールに変 更することを検討する。従来、SMP 系圧縮機のシールオイル漏れの原因としては、グランド パッキンの摩耗粉がシールオイルに混入し、バリシールリップを傷つけていることが考えら れた。そのため、RP-10 前に摩耗粉混入防止板を設置し、摩耗粉がシールオイルに混入しに くくする措置をとっていた。RP-10 および HP-11 において、磨耗粉のシールオイル。 スした

なお、運転中にこれらの系統でシールオイル漏れが生じていても、A/B 号機を切り替えな がらシールオイルを補給し、全ての系統で規定の流量は確保していたため、原子炉運転工程 に影響を与えることはなかった。

(3) まとめ

これまでの運転で、純化系循環機等のロッドシール部に、シールの変形に起因するシール オイル漏れが発生しており、短い間隔での整備が必要なため、長期運転の工程に影響を与え ることが懸念された。そのため、バリシール材質を変更し、連続運転においてその効果を確認するとともに、今後の運転に向けての対応を検討した。

その結果、バリシール材質変更の有効性について、純化系循環機においてはその効果が確認できたものの、貯供系圧縮機、SMP系圧縮機については確認できなかったため、今後検討を続けることとした。なお、シールオイル漏れは、運転工程へ影響を与えるほどではなく、設備の多重性で対応できる範囲であった。

		漏れ
1次ヘリウム純化設備 ガス循環機	A系	無
	B系	_
	再生系	_
2次ヘリウム純化設備 ガス循環機	A系	無
	B系	無
	再生系	有
1次ヘリウム貯蔵供給設備 移送圧縮機	A系	無
	B系	—
2次ヘリウム貯蔵供給設備 移送圧縮機	A系	有
	B系	無
1次ヘリウムサンプリング設備 圧縮機	A系	有
	B系	無
2次ヘリウムサンプリング設備 圧縮機	A系	有
	B系	有

第3.3.1-1表 HP-11 におけるシールオイルの漏れの有無



第3.3.1-1図 1次ヘリウム純化設備ガス循環機の構造図

3.3.2 1次上部遮へい体温度の昇温防止対策

(1) 概要

HTTRには、運転中の原子炉からの放射線を遮へいする目的で原子炉上部に1次上部遮 へい体が設けられている。1次上部遮へい体は主に炉容器冷却設備(以下、「VCS」という。) 及び1次純化設備より流入したスタンドパイプ(以下、「SP」という。)を流れるパージガス によって冷却されている。第3.3.2-1図に1次上部遮へい体の冷却に関わる系統を示す。

これまでの運転において、1次上部遮へい体温度は定格出力で最高84℃まで上昇しており、 長期連続運転を行った場合に、警報設定値である86℃を超えることが懸念された。

そのため RP-10 では、VCS の温度管理に重要となる VCS 冷却器を運転前に洗浄し、VCS 冷却器の UA を回復させて運転を行った。その結果、1次上部遮へい体温度は警報設定値を 超えることがなく安定した運転を行うことができた¹⁶⁾。また、高温連続運転でも警報設定値 を超すことがなく運転を行う見通しを得ることができた。

HP-11 では、RP-10 と同様に運転前に VCS 冷却器の洗浄を行い、運転に臨んだ。その結果について報告する。

(2) 運転より得られた結果及び考察

第3.3.2-2 図にこれまでの VCS 冷却器の UA の変化を示す。VCS は常時作動しており、 日時の経過とともに UA が低下している。今回の運転前に VCS 冷却器の洗浄を行った結 果、UA は前回の RP-10 と同程度まで回復し、VCS の温度管理を効率よく行えることを確 認した。

第 3.3.2-3 図に1次上部遮へい体温度及び冷却設備に関する温度の変化を示す。原子炉 出力が約 98%に到達した1月 22 日には、VCS 入口冷却水温度及び SP パージガス温度は 約 30℃であった。その後の出力降下まで原子炉出力(原子炉入口温度)はほぼ一定の状態 であり、VCS 入口冷却水温度及び SP パージガス温度もほぼ一定の状態で推移した。

(3) まとめ

今回の高温連続運転で、これまで懸念されてきた1次上部遮へい体温度の上昇について 監視を行った。その結果、長期連続運転であっても、運転開始前に VCS 冷却器の UA を 回復させることで1次上部遮へい体温度を警報設定値よりも低い温度で安定した状態で管 理することができる事を確認した。



第3.3.2-1図 炉容器冷却系統及び上部遮へい体の冷却系統







第3.3.2-3図 1次上部遮へい体温度及びその冷却に寄与する機器の温度変化

3.3.3 1次・2次ヘリウム純化設備の純化性能

(1) 概要

HTTRの1次冷却材中に含まれる化学的不純物は、炉心部の黒鉛酸化、耐熱合金の脱浸 炭に影響し、その寿命に影響を与える。そのため、H2、H2O、CO、CO2、CH4、O2、及び N2に対して上限値を設定し、それを下回るよう管理している。不純物を除去する設備である CuOT、MST、及び CCT の性能を確認することは、性能低下を早期に検知し、使用号機の 切り替えや再生運転時期等を検討するために重要である。また従来、運転中に CuOT、MST、 CCT の効率低下を検知したことはなかったが、これまでに経験した連続運転時間は、平成 19 年度の定格連続運転で行った 30 日間であり、それ以上の長期間使用で、性能がどのよう に変化するかは不明であった。

そのため、HP-11における1次・2次へリウム純化設備の性能を分析し、再生時期の検討 等、純化設備の運用方法に必要なデータを整理した結果について述べる。

(2) 運転より得られた結果及び考察

CuOT は、冷却材に含まれる H₂、CO を酸化して、後段の MST で除去できる H₂O と CO₂ に変換する。MST は H₂O と CO₂を吸着除去する。CCT は N₂、O₂、CH₄を除去する。これ らのトラップの効率は、1次・2次へリウムサンプリング設備で分析される各トラップ前後 の不純物濃度を用いて評価することができる。各トラップの効率を評価するには、不純物の 濃度が高い方が、精度良く評価できる。そのため、CuOT の効率は、ともに濃度が高い H₂ 濃度と CO 濃度で評価する。MST の効率は、MST 入口の CO₂ 濃度が低いため、そのままで は評価出来ない。そこで、CuOT で酸化され減少した CO が、すべて CO₂に転換されると仮 定し、以下の式で求める。

$$\eta_{MST,CO_{2}} = \frac{C_{CuOT_{in},CO_{2}} + C_{CuOT_{in},CO} \times \eta_{CuOT,CO} - C_{MST_{out},CO_{2}}}{C_{CuOT_{in},CO_{2}} + C_{CuOT_{in},CO} \times \eta_{CuOT,CO}}$$

ここで

 $\eta_{CuOT,CO}$: CuOT の CO 酸化効率

 η_{MST,CO_2} : MST の CO₂ 除去効率

 $C_{CuOT,CO}$: CuOT 入口の CO 濃度

 $C_{CuOT_{in},CO_{2}}$: CuOT 入口の CO2 濃度

 C_{MST_{ms},CO_2} : MST 出口の CO₂ 濃度

第 3.3.3-1 図に 50 日連続運転期間中の、CuOT の酸化率を H₂濃度により求めた結果を示 す。サンプリング設備による測定下限値が 0.01ppm であるため、CuOT の酸化率、および MST 等の除去効率の上限は、トラップ入口濃度に依存する。例えば、CuOT 入口の H2 濃度 が 0.02ppm である場合、出口濃度は 0.01ppm 以下であっても 0.01ppm と記録されるため、 酸化率は 50%と評価される。第 3.3.3-1 図に、入口濃度に依存する効率の評価上限値を点線 で示す。CuOT の H2 酸化率は、ほぼ常に評価上の上限にあり、高い効率で運用出来ている ことが分かった。

第 3.3.3-2 図に上式により求めた1次ヘリウム純化設備の MST の CO₂除去効率を示す。 CO₂の除去効率は、ほぼ100%で推移しており、経年的な性能低下がないことが確認された。

第 3.3.3 図に 2 次ヘリウム純化設備の CuOT の酸化率を、H2濃度により求めた結果を示す。H2の酸化率は、任意の入口濃度に対して幅を持って推移しているものの、連続運転中は、 ほぼ評価上の上限値となる除去効率が出ている。

第3.3.3-4 図に上式により求めた 2 次 ヘリウム純化設備の MST の CO₂除去効率を示す。 CO₂の除去効率はほぼ 100%で推移しているが、2/13 付近からは効率が 0 となる頻度が多く なる。これは、CuOT 入口の CO 濃度と、MST 出口の CO₂ 濃度がともに 0.01ppm となって いるためであり、性能の低下によるものではない。

(3) まとめ

HP-11 における1次・2次ヘリウム純化設備の性能を分析し、再生時期の検討等、純化設備の運用方法に必要なデータを整理した。その結果、1次・2次ヘリウム純化設備の CuOT および MST の効率は、低下していないことを確認した。なお、CCT の N₂、O₂、CH₄除去 効率は、除去対象分子がほぼ検出下限値にあり、性能を評価することは出来なかったが、ト ラップの効率低下に起因する濃度上昇がなかったことから、有意な性能低下はないと考えら れる。



第3.3.3-1図 1次ヘリウム純化設備 CuOT の H2酸化率





第3.3.3-3図 2次ヘリウム純化設備 CuOT の H2酸化率



第3.3.3-4図 2次ヘリウム純化設備 MST の CO2 酸化率

- 3.3.4 1次冷却材漏えい率の挙動
- (1) 概要

RP-10では定格運転モードでの長期連続運転中の1次冷却材圧力制御系を自動とした状態での長期間にわたる1次冷却材漏えい率について確認を行ったが、出力保持期間中における1次冷却材の供給・排出は行われなかった。

今回の HP-11 では、初の高温連続運転かつ 50 日という RP-10 より長期間の運転を行う ことから、1次冷却材圧力制御系を自動とした場合の1次冷却材の供給・排出挙動及び長 期にわたる漏えい率のデータを採取し、定格出力時における長期間の1次冷却材漏えい率 の変化を確認する。

(2) 運転より得られた結果及び考察

第3.3.4-1 図に HP-11 における 1 次冷却材圧力の変化を示す。出力保持期間中、圧力制 御系の制御により 1 次冷却材は 2 回供給され、1 次冷却材圧力は適切に保持されているこ とを確認した。また、この間、1 次冷却材漏えい率は平均 0.1%/day であり、警報設定値 である 0.3%/day (3 日間平均値)を超えることは無かった。

以上のことから、HP-11における定格出力近傍での1次冷却材の異常な漏えいは認めら れず、高温連続運転においても1次冷却系統及び機器が健全であることが確認できた。

(3) まとめ

今回初めてとなる高温連続運転における1次冷却材圧力制御系の挙動の監視及び1次冷 却材漏えい率の監視を行った。

その結果、出力保持期間中、1次冷却材圧力制御系により1次冷却材は2回供給され、 1次冷却材圧力は適切に保持されていることを確認した。また、1次冷却材圧力制御系が 機能する定格出力近傍で高温連続運転を行っても有意な漏えいは認められず、長期にわた って安定した運転を行えることを確認した。



第3.3.4-1図 1次冷却材圧力の推移

4. 結言

HTTRでは、平成21年度に初の高温連続運転である高温・並列運転での50日連続運転を行い、HTTRが安定な核熱を供給できるシステムであることを実証した。

そこで、これまでの運転では得られなかった燃焼による反応度変化、高温プレナム部の温度挙動、燃料の挙動、核出力と熱出力の挙動、熱交換器の除熱性能、冷却材の不純物管理、トリチウム挙動、1次へリウム純化設備ガス循環機等の性能、1次上部遮へい体温度の昇温防止性能、1次冷却材漏えい率の挙動に関する知見を得ることができた。

なお、今回得られた運転データ及び評価データは、HTTRだけではなく商用高温ガス炉にお いて安定な連続運転を検討する際の貴重なデータとなりうる。

謝辞

本評価を行うにあたり、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 同部研究主席に御指導、御助言頂きました。さらに、運転データ等の取得にあたり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) 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)
- (2) 齋藤伸三 他: "高温工学試験研究炉の設計と研究開発",原子力誌, 32, 847 (1990).
- (3) 藤川正剛 他: "HTTR (高温工学試験研究炉)の出力上昇試験",原子力誌, 1, 361 (2002).
- (4) 中川繁昭 他: JAERI-Tech 2002-069, "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―" (2002)
- Y. Tachibana et al.: "Plan for first phase of safety demonstration tests of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)", Nucl. Eng. Des., 224, 179 (2003).
- (6) 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).
- (7) 坂場成昭 他: JAERI-Tech 2003-043, "HTTR 高温試験運転の出力上昇試験計画" (2003).
- (8) 高松邦吉 他: JAERI-Tech 2004-063, "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-"(2004)

- (9) S. Fujikawa et al., "Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950 °C in HTTR", Nucl. Sci. Tech., 41, 12, pp.1245-1254 (2004).
- (10) 栃尾大輔 他: JAERI-Tech 2005-040, "HTTRの中間熱交換器の伝熱性能に関する評価"
 (2005)
- (11) 栃尾大輔 他: JAEA-Technology 2005-006, "HTTRの1次加圧水冷却器の伝熱性能に 関する評価"(2005)
- (12) 栃尾大輔 他: JAEA-Technology 2006-005, "HTTRの2次加圧水冷却器の伝熱性能に 関する評価"(2006)
- (13) 栃尾大輔 他: JAERI-Tech 2005-041, "HTTRの加圧水空気冷却器の伝熱性能に関する評価"(2005)
- (14) 沢和弘 他: JAERI-Research 98-016, "高温工学試験研究炉運転中における燃料挙動の評 価手法と予測結果"(1998)
- (15) 濱本真平 他: JAEA-Technology 2007-047, "HTTR におけるガス圧縮機のシールオイル 漏れに係る改善" (2007)
- (16) 濱本真平 他: JAERI-Tech 2005-035, "炉容器冷却設備冷却器の伝熱性能の変化とその回 復作業について"(2005)

This is a blank page.

表 1. SI 基本単位				
甘大昌	SI 基本単位			
巫平里	名称	記号		
長さ	メートル	m		
質 量	キログラム	kg		
時 間	秒	s		
電 流	アンペア	А		
熱力学温度	ケルビン	Κ		
物質量	モル	mol		
光 度	カンデラ	cd		

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例				
_{知力是} SI 基本	5単位			
和立重 名称	記号			
面 積平方メートル	m ²			
体 積 立法メートル	m ³			
速 さ , 速 度 メートル毎秒	m/s			
加速 度メートル毎秒毎秒	m/s^2			
波 数 毎メートル	m ^{·1}			
密度, 質量密度キログラム毎立方メ	ートル kg/m ³			
面 積 密 度キログラム毎平方メ	$- \vdash \nu = kg/m^2$			
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・	$- h \mu A/m^2$			
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	$\nu mol/m^3$			
質量濃度 キログラム毎立法メ	ートル kg/m ³			
輝 度 カンデラ毎平方メ・	ートル cd/m ²			
屈 折 率 ^(b) (数字の) 1	1			
比 透 磁 率 (b) (数字の) 1	1			

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは電気元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのこと を表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

			SI 組立里位	
組立量	名称	記号	他のSI単位による 表し方	SI基本単位による 表し方
平 面 隹	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
· 体 催	ステラジア、(b)	er ^(c)	1 (b)	m^{2/m^2}
周 波 数	ヘルツ ^(d)	Hz	1	s ¹
力 力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
压力, 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	С		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	ジーメンス	s	A/V	$m^{-2} kg^{-1} s^3 A^2$
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^{-2} A^{-1}$
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m ²	$kg s^{2} A^{1}$
インダクタンス	ヘンリー	Н	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
光東	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照度	ルクス	lx	lm/m^2	m ⁻² cd
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量,比エネルギー分与,	グレイ	Gv	J/kg	m ² s ⁻²
カーマ		, and	0.115	
線量当量,周辺線量当量,方向				m ² a ⁻²
性線量当量, 個人線量当量		50	orkg	III 8
酸素活性	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

(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、ベクレルは放射性抜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。
 (e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度で表すために使用される。
 (f)数単位を通の大きさは同一である。したがって、温度差や温度問隔を表す数値はとちらの単位で表しても同じである。
 (f)数単性核種の放射能(activity referred to a radionuclide)は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g)単位シーベルト(PV,2002,70,205)についてはCIPM勧告2(CI-2002)を参照。

表4.単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

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

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	1h =60 min=3600 s		
日	d	1 d=24 h=86 400 s		
度	۰	1°=(п/180) rad		
分	,	1'=(1/60)°=(п/10800) rad		
秒	"	1"=(1/60)'=(п/648000) rad		
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²		
リットル	L, 1	1L=11=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³		
トン	t	$1t=10^{3}$ kg		

_

表7.	SIに属さないが、	SIと併用される単位で、	SI単位で
	まとわて粉は	ぶ 中 瞬時 ほう や て そ の	

衣される数値が美敏的に待られるもの				
名称	記号	SI 単位で表される数値		
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J		
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg		
統一原子質量単位	u	1u=1 Da		
天 文 単 位	ua	1ua=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	1	ル	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートルmmHg			mmHg	1mmHg=133.322Pa
オン	グストロー	- 4	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海		里	М	1 M=1852m
バ	-	\sim	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm)2=10 ⁻²⁸ m ²
1	ツ	ŀ	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネ	-	パ	Np	ar送佐1 本教/学佐志明/511
ベ		ル	В	▶ 51 単位との 叙 値的 な 阕徐 は 、 対 数 量の 定 義 に 依 存.
デ	ジベ	N	dB -	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位				
名称	記号	SI 単位で表される数値		
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J		
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N		
ポアズ	Р	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s		
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{\cdot 1} = 10^{\cdot 4} \text{m}^2 \text{ s}^{\cdot 1}$		
スチルブ	$^{\mathrm{sb}}$	1 sb =1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²		
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx		
ガル	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²		
マクスウェル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{ G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$		
ガウス	G	$1 \text{ G} = 1 \text{Mx cm}^{-2} = 10^{-4} \text{T}$		
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≙ (10 ³ /4π)A m ⁻¹		

(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
+	ユ		IJ	ĺ	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
ν	ン	ŀ	ゲ	\sim	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラ				ド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
ν				L	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガ		$\boldsymbol{\mathcal{V}}$		7	γ	1 γ =1 nT=10-9T
フ	I.		ル	11		1フェルミ=1 fm=10-15m
メ	ートル	/系	カラ:	ット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg
ŀ				N	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カ			IJ	ļ	cal	1cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J (「IT」カロリー)4.184J(「熱化学」カロリー)
Ξ	ク		П	ン	μ	$1 \text{ u} = 1 \text{ um} = 10^{-6} \text{ m}$

この印刷物は再生紙を使用しています