

## HTTR 長期連続運転の結果の概要

一定格・並列 30 日運転

Result of Long-term Operation of HTTR  
- Rated/Parallel-loaded 30-days Operation -

栃尾 大輔 野尻 直喜 濱本 真平 猪井 宏幸 関田 健司  
近藤 雅明 七種 明雄 亀山 恭彦 齋藤 賢司 藤本 望

Daisuke TOCHIO, Naoki NOJIRI, Shinpei HAMAMOTO, Hiroyuki INOI  
Kenji SEKITA, Masaaki KONDO, Akio SAIKUSA, Yasuhiko KAMEYAMA  
Kenji SAITO and Nozomu FUJIMOTO

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

May 2009

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

## HTTR長期連続運転の結果の概要

### — 定格・並列30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<sup>+</sup>・野尻 直喜・濱本 真平・猪井 宏幸

関田 健司・近藤 雅明・七種 明雄・亀山 恭彦・齋藤 賢司・藤本 望

(2009年1月9日受理)

HTTRは1998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。

今回、HTTRで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実証するために、定格・並列運転で30日連続運転を行った。本報はその運転で得られたHTTRの長期連続運転の特性をまとめたものである。

# Result of Long-term Operation of HTTR

## — Rated/Parallel-loaded 30-days Operation —

Daisuke TOCHIO<sup>+</sup>, Naoki NOJIRI, Shinpei HAMAMOTO, Hiroyuki INOI, Kenji SEKITA, Masaaki KONDO,  
Akio SAIKUSA, Yasuhiko KAMEYAMA, Kenji SAITO and Nozomu FUJIMOTO

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

(Received January 9, 2009)

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

In order to demonstrate to supply stable heat to heat utilization system for long-term, HTTR was conducted Rated/Parallel-loaded 30-days operation. This paper reports the characteristics of long-term operation for HTTR.

Keywords : HTTR, Long-term Operation, 30 Days, Rated/Parallel-loaded Operation

---

<sup>+</sup>Plant Maintenance Engineering Department, Fast Breeder Reactor Research and Development Center

## 目次

1. 緒言.....	1
2. HTTR施設の概要.....	2
2.1 HTTR施設.....	2
2.2 HTTR炉心.....	3
2.3 HTTR燃料.....	3
2.4 1次ヘリウム純化設備及び1次ヘリウム貯蔵供給設備.....	4
2.4.1 1次ヘリウム純化設備.....	4
2.4.2 1次ヘリウム貯蔵供給設備.....	5
2.5 炉心出入口冷却材温度計装及び燃料破損検出装置.....	6
3. 定格連続運転より得られた結果.....	7
3.1 概要.....	7
3.2 定格連続運転で着目したデータ.....	7
3.3 HTTRの特性について運転より得られた結果.....	8
3.3.1 燃焼による反応度変化.....	8
3.3.2 高温プレナム部の温度挙動.....	9
3.3.3 燃料の挙動.....	10
3.3.4 核出力と熱出力の挙動.....	11
3.3.5 加圧水空気冷却器の除熱性能.....	13
3.3.6 冷却材の不純物管理.....	13
3.4 HTTRの技術的課題に対して運転より得られた結果.....	15
3.4.1 1次ヘリウム純化設備ガス循環機等の性能.....	15
3.4.2 1次上部遮へい体温度の昇温防止性能.....	16
3.4.3 1次冷却材漏えい率の挙動.....	17
4. 結言.....	19
謝辞.....	19
参考文献.....	19

## Contents

1. Introduction.....	1
2. Outline of HTTR Facility.....	2
2.1 HTTR Facility.....	2
2.2 HTTR Core.....	3
2.3 HTTR Fuels.....	3
2.4 Primary Coolant Purification Instrument and Primary Coolant Storage and Supply Instrument.....	4
2.4.1 Primary Coolant Purification Instrument.....	4
2.4.2 Primary Coolant Storage and Supply Instrument.....	5
2.5 Core Inlet/Outlet Coolant Temperature Measurement System and Fuel Failure Detector.....	6
3. Result Obtained in Rated Long-term Operation.....	7
3.1 Outline.....	7
3.2 Focused Data.....	7
3.3 Result on HTTR Characteristics.....	8
3.3.1 Variation of Reactivity with Fuel Burn-up.....	8
3.3.2 Hot Plenum Temperature Behavior.....	9
3.3.3 Fuel Behavior.....	10
3.3.4 Nuclear Power Behavior and Thermal Power Behavior.....	11
3.3.5 Heat Removal Performance of Air-cooler.....	13
3.3.6 Coolant Impurity Management.....	13
3.4 Result on Engineering Subject for HTTR.....	15
3.4.1 Performance of Gas Circulator in Primary Coolant Purification Instrument.....	15
3.4.2 Prevention of Upper Shield Temperature Rising.....	16
3.4.3 Primary Coolant Reakage Behavior.....	17
4. Conclusion.....	19
Acknowledgement.....	19
Reference.....	19

## 1. 緒言

日本原子力研究開発機構（原子力機構）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>1),2)</sup>。

HTTRは1998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。これまでの運転では、定格出力30MWにおける連続運転日数が最長でも1週間程度であった。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熱を供給できる原子炉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（原子炉出口冷却材温度950℃）における50日連続運転（以下、「高温連続運転」という。）を実施し、長期にわたって安定な熱供給が可能であることを実証することとしている。

高温連続運転を行うにあたり、平成19年度に定格・並列運転モードでの30日連続運転（以下、「定格連続運転」という。）であるRP-10を行い、850℃での長期連続運転を実証した。本報はその運転で得られたHTTRの長期連続運転の特性をまとめたものである。

## 2. H T T R施設の概要

### 2.1 H T T R施設

H T T Rの基本仕様を**第2.1表**に示す。H T T R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°Cの高温ガス炉である。H T T Rの運転には、原子炉出口冷却材温度が850°Cまでの定格運転と、950°Cまでの高温試験運転がある。

H T T Rの冷却設備系統を**第2.1図**に示す。H T T R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、原子炉压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（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。

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。

H T T R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°Cとなる「定格運転モード」と、原子炉出口冷却材温度が950°Cとなる「高温試験運転モード」がある。これらの運転モードについては、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。H T T R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。

H T T RはH10/11/10に初臨界に達した後、H11/9から出力上昇試験を開始し、H13/12/7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>3),4)</sup>。H14/3/6には定格運転（原子炉冷却材温度850°Cまでの運転）の使用前検査合格証を取得した。H15/3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>5),6)</sup>。

さらに、H16/3/31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<sup>7)</sup>、H16/4/19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>8),9)</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）により原子炉压力容器内において950°Cが達成されているが、H T T Rで行われた運転では950°Cの冷却材を原子炉压力容器外部に取り出したもので、H T T Rが世界で初めて成功したものである。その後、H16/6/24には高温試験運転（原子炉冷却材温度950°Cまでの運転）の使用前検査合格証を取得した。



## 2.2 HTTR炉心

**第2.2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、原子炉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して高温プレナムまで配管されている。

## 2.3 HTTR燃料

**第2.3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。

**第2.2表**に被覆燃料粒子の仕様を示す。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。

**第2.3表**に燃料コンパクトの仕様を示す。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。

**第2.4表**に黒鉛スリーブの仕様を示す。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。

**第 2.5 表**に燃料体の仕様を示す。燃料体は対面間距離約 360mm、高さ 580 mm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（BP：Burnable poison）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 2.4 図**に燃料の濃縮度及び反応度調整材の天然ほう素濃度を示す。燃料は約 3.4～9.9wt%濃縮度の 12 種類の燃料が用いられており、燃焼を通じて出力分布を平坦化するために、各所に各濃縮度の燃料が装荷されている。

## 2.4 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 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。

### 2.4.1 1次ヘリウム純化設備

**第 2.6 表**に 1 次ヘリウム純化設備の仕様を示す。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る。1 次ヘリウム純化設備は主系統と再生系で構成されている。

#### (1) 主系統

主系統は、1 次冷却材を補助冷却器等から取り入れ、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 系統設けられており、1 系統稼働させて、もう 1 系統は待機状態とする。

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、冷却材中の水素及び一酸化炭素を水及び二酸化炭素に変える。CuOT を出た冷却材は MST に入り、水及び二酸化炭素が吸着・除去される。MST を出た冷却材の一部は CCT に導かれ、メタン、酸素、窒素及び希ガスが吸着・

除去される。これらのトラップ等を通じた冷却材はガス循環機で昇圧され、補助冷却器及びスタンドパイプへ戻される。

## (2) 再生系

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。再生運転は待機状態で行う。

CuOT と MST を再生する場合、ヨウ素等の放射能を減衰させるため約 50 日間の待機期間において再生運転を行う。再生時には CuOT と MST を主系統から隔離し、再生系ガス循環機、再生系加熱器、MST、CuOT 及び再生系冷却器で閉ループを構成する。再生運転は CuOT→MST の順に行う。CuOT を再生する場合、再生のために酸素ガスが系統内に注入される。再生系ガス循環機を出たガスは再生系加熱器で昇温されて、CuOT に入る。CuOT を出たガスは再生系冷却器を経て再生系ガス循環機に戻る。CuOT の再生終了後、MST の再生を行う。ガスの流れは CuOT と同様であるが、MST より離脱した水分は再生系冷却器で凝縮し、回収容器に回収される。最後に、系統内のガスは気体廃棄物の廃棄施設へと移送される。

CCT を再生する場合、希ガス等の放射能を減衰させるため約 50 日間の待機期間において再生運転を行う。再生時には CCT を主系統から隔離し、再生系ガス循環機、再生系加熱器、CCT 及び再生系冷却器で閉ループを構成する。再生系ガス循環機を出たガスは再生系加熱器で昇温されて、CCT に入る。CCT を出たガスは再生系冷却器を経て再生系ガス循環機に戻る。最後に、系統内のガスは気体廃棄物の廃棄施設へと移送される。

### 2.4.2 1次ヘリウム貯蔵供給設備

**第 2.7 表**に 1 次ヘリウム純化設備の仕様を示す。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系統内へと供給・充填される。また、定格運転時には 1 次冷却材を供給・回収することにより 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供給タンクへと回収される。なお、外部より 1 次系へヘリウムを補充する場合、本設備を介して補充する。

## 2.5 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図に炉心出入口冷却材温度計装及び燃料破損検出装置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-アルメル熱電対)、炉心出口側に高温プレナム部温度熱電対(ナイクロシル-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) 燃料破損検出装置

燃料破損検出装置(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設備であり、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次ヘ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)をワイヤに電氣的に収集し、崩壊 $\beta$ 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次ヘリウム純化設備からパージガスを流している。

### 3. 定格連続運転より得られた結果

#### 3.1 概要

定格連続運転である RP-10 は、H19/3/19 に原子炉を起動し、H19/3/27 に出力約 100%（熱出力約 29.6MW、原子炉出口冷却材温度約 825°C）に到達した。その後、運転を継続し、30 日後の H19/4/26 に出力降下を開始し、H19/5/3 に原子炉を停止した。定格連続運転の運転開始時の実効全出力日数は約 263EFPD であり、運転で約 38EFPD が加わり運転終了時の実効全出力日数は約 301EFPD（9043MWD）となった。**第 3.1 図**に定格連続運転の出力履歴を示す。

#### 3.2 定格連続運転で着目したデータ

HTTR の長期運転における運転データの取得及び高温連続運転の見通しを得るに有用なデータとして、定格連続運転では以下の項目について着目した。

- a. 燃焼による反応度変化
- b. 高温プレナム部の温度挙動
- c. 燃料の挙動
- d. 核出力と熱出力の挙動
- e. 加圧水空気冷却器の除熱性能
- f. 冷却材の不純物管理
- g. 1 次ヘリウム純化設備ガス循環機等の性能
- h. 1 次上部遮へい体温度の昇温防止性能
- i. 1 次冷却材漏えい率の挙動

a～f については、高温連続運転で安定な運転を実施する上で必要な性能であり、定格連続運転での挙動の確認を行った。なお、冷却材の不純物管理については不純物濃度管理方法の検討のための HTTR での予備試験結果を含んでいる。

g、h 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長期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。

i については、1 次冷却材圧力制御系の制御下における長期運転は今回の定格連続運転が初めてであり、1 次冷却材の漏えい及び圧力制御系の挙動について確認を行った。

### 3.3 HTTRの特性について運転より得られた結果

#### 3.3.1 燃焼による反応度変化

##### (1) 概要

HTTRでは100%出力運転中に制御棒が過度に挿入され出力分布を歪めることがないように反応度調整材を装荷しており、運転日数660日間の過剰反応度を一定になるように調整している。そのため、100%出力運転中の制御棒位置変化を把握することは炉心管理上重要である。

今回の連続運転による臨界制御棒位置変化から連続的な出力100%保持運転時の燃焼挙動を取得し、過剰反応度の燃焼日数による変化データを蓄積する。

##### (2) 運転より得られた結果及び考察

###### ①低出力運転時での評価

まず、低出力運転(炉心温度120℃)における臨界制御棒位置(本章では、臨界制御棒位置について、R3を除く13対の平均とする。)について今までの運転データと比較して異常のないことを確認することとした。**第3.1表**にH19/1/23のRS-9の臨界制御棒位置等の測定データとH19/3/19のRP-10のデータを示す。臨界データ取得時の炉心温度は安定しており、臨界制御棒位置のデータとして問題ないことを確認した。

今回運転時の臨界制御棒位置から算出し、炉心平均温度で補正した過剰反応度は11.20% $\Delta k/k$ であった。**第3.2図**に初臨界からの過剰反応度(炉心温度27℃)の変化を示す。RP-10の過剰反応度はRS-9から0.1% $\Delta k/k$ 増加しており、測定誤差としている $\pm 0.06\% \Delta k/k$ よりも大きい変化であった。これまでの運転データによると、直前の運転の出力が小さい場合や直前の運転の燃焼日数が短い場合に、キセノン(Xe)やサマリウム(Sm)のビルドアップの影響を受けている可能性があるために過剰反応度が上昇する傾向がある。よって、これまでの運転データと比較してもこの増加量が問題となる変化量ではない。

よって、前回運転(RS-9)からの臨界制御棒位置及び過剰反応度の変化はないことを確認した。

###### ②出力100%保持状態での評価

出力100%保持時の臨界制御棒位置の変化から燃焼挙動(出力100%における過剰反応度の変化)を把握する。

**第3.3図**にRP-10の運転開始から終了までの臨界制御棒位置と出力領域中性子束の変化を示す。H19/3/27に核出力97%(熱出力29.6MW)に到達し、5日後のH19/4/2から臨界制御棒位置はほぼ安定した挙動を示しており、平均制御棒位置は2713mmであった。その後は核出力が安定した状態で連続運転を行い、H19/4/26に出力降下を開始した。

今回の連続運転では原子炉出口温度が次第に減少していたため、この温度変化の分を補正する必要があった。**第3.4図**に臨界制御棒位置と炉心平均温度の時間変化を示す。臨界制御棒位置と炉心平均温度(炉心入口温度と高温プレナム部温度の平均値)には相関関係があることを確認しており、炉心平均温度が628℃になるように補正を行った。**第3.5図**に温度補正後の臨界制御棒位置を示す。**第3.5図**では温度補正を行った臨界制御棒位置の

はじめの2点まで(燃焼日数282日まで)は反応度が增大している(制御棒が引き抜かれている)ように見えるが、これについてはSm-149の親核種のプロメチウム(Pm)-149(半減期54時間)が未飽和のためによる変化の可能性がある。したがって、燃焼挙動の把握としてはPm-149が十分飽和した燃焼日数282日以降のデータで評価することとした。

**第3.6図**に現在までの出力100%(定格運転のみ)における臨界制御棒位置の変化を示す。今回の運転まで(～220EFPD)は燃焼に伴い臨界制御棒位置が低下している。今回の運転の臨界制御棒位置の燃焼変化は-0.11mm/EFPDであり、今回運転中の燃焼挙動は今までよりもさらに過剰反応度の増加速度が減少していることがわかる。

### (3) まとめ

今回の連続運転により出力100%保持運転時の連続的な臨界制御棒位置変化を取得し、過剰反応度の燃焼日数による変化データを蓄積することができた。

また、100%出力での過剰反応度はいままで上昇しているが、これは燃料ウランの減少による反応度低下率よりも反応度調整材の減少による反応度増加率が上回っているためであり、今後はこの関係が逆転し過剰反応度が減少していくことが予想される。高温連続運転では、制御棒位置は一定であるか、わずかに上昇することが予想される。

## 3.3.2 高温プレナム部の温度挙動

### (1) 概要

現在、HTTRの燃料温度を評価する際に用いられている測定データの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、RP-10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とともに、高温連続運転時に予想される現象について検討した。

### (2) 運転より得られた結果及び考察

**第3.7図**に、領域1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。本図には定格出力近傍まで到達した時の運転について示している。これらの結果より、RP-10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、定格連続運転による影響はほとんど見られなかった。

これらの測定値をもとに、定格出力における炉心入口冷却材温度を求め、炉心出入口の冷却材温度差の評価を行った。炉心出入口冷却材温度差と燃焼日数の関係を**第3.8図**に示す。単独/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。これは、単独/並列運転の炉心冷却材流量が、定格運転では44.4/44.6t/h、高温試験運転では36.3/36.5t/hとなっており、並列運転における炉心冷却材流量が多いことに起因するものである。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、領域の温度分布も定性的にはほとんど変化していないことが確認された。

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定格連続運転に伴う影響はほとんど見られなかった。今後実施する高温連続運転においては、燃焼の影響により前回の

高温試験運転の炉心出入口冷却材温度差から僅かながら上昇することが予想される。

### (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、燃焼に伴って僅かながら炉心出入口冷却材温度差が上昇していたが、領域の温度分布は定性的にはほとんど変化していないことが確認された。今後実施する高温連続運転においては、燃焼の影響により前回の高温試験運転の炉心出入口冷却材温度差から僅かながら上昇することが予想される。

## 3.3.3 燃料の挙動

### (1) 概要

HTTRに用いられている燃料は、高温を得るために被覆燃料粒子を採用している。このため、核分裂生成物（FP）を被覆燃料粒子内に閉じこめることができ、その閉じこめ性能（燃料健全性）を原子炉運転中に監視する必要がある。また、今回の定格連続運転はHTTRでは初の長期運転であり、今までの短期間の運転では見られなかった現象が生じる可能性がある。

そこで、RP-10における冷却材中の循環放射エネルギーを測定するとともに、FPの放出率について評価し<sup>11)</sup>、定格連続運転特有の事象の有無を確認するとともに、高温連続運転時に予想される現象について検討した。

### (2) 運転より得られた結果及び考察

#### ① 1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3.9図**にRP-10における1次冷却材中の循環放射能の変化を示す。出力96.5%における1次冷却材中の循環放射能濃度は検出限界以下であり、燃料が健全であることを確認した。

#### ② FFD 計数率の測定

**第3.10図**にRP-10におけるFFD計数率の時間変化を示す。出力96.5%でのFFD計数率は、領域1～7で約230～250cpsであり、過去2サイクルの運転と同程度であった。なお、上昇傾向にある原因として、燃焼度の増加による影響や燃料温度変化による影響等が考えられるため、今後も継続して監視する。

#### ③ 核種分析

出力保持期間中に3回（出力保持1日後、15日後、29日後）、並びに出力下降中の90.0%及び50.0%において各1回ずつ、核種分析を実施した。**第3.2表**に核分裂生成ガスの核種及び放射能濃度を、**第3.11図**及び**第3.12図**に原子炉出力に対する1次冷却材中のKr濃度の変化及びXe濃度の変化を示す。また、RP-10の核種分析結果を**第3.13図**及び**第3.14図**に、Kr-88のFP放出率(R/B)の評価結果を**第3.15図**に示す。

出力96.5%で保持している期間の核種分析結果よりKr-88の放出率は約 $8.5\sim 8.7\times 10^{-9}$ で、やや上昇傾向であったが、過去の運転サイクルと比較すると同程度であり、燃料が健全であることを確認した。出力下降におけるKr-88の飽和放射能濃度は、過去の運転サイ



クルまでに得られた Kr-88 飽和放射能濃度と同等の数値であることを確認した。なお、Kr-88 以外の希ガス核種濃度が出力上昇時の数値より高めである理由は、出力降下前からの先行核種の存在や、各 FP 希ガスの半減期の違いが影響しているためと考えられる。

### (3) まとめ

燃料の挙動について、定格連続運転での冷却材中の循環放射エネルギーを測定するとともに、FP の放出率について評価し、定格連続運転特有の事象の有無を確認するとともに、高温連続運転時に予想される現象について検討した。

その結果、1 次冷却材放射能計装による測定・FFD による測定及び核種分析による測定の結果、前回までの運転とほぼ同様の値を示しており、FP の放出率についても今までと大きな変化のないことから、燃料の健全性が保たれていることを確認した。また、定格連続運転により、Kr-85m、Xe-135、Xe-133 の核種について、飽和放射能でのデータを初めて取得することができた。今後、各核種の先行核種や崩壊系列を考慮して放出率を評価し、精度の向上する予定である。

今後実施する高温連続運転では、RP-10 と異なり燃料温度が上昇するため放出率及び R/B が上昇するが、過去に実施した高温試験運転の測定結果と RP-10 の測定結果から、燃料の健全性は維持できるものと予想される。

## 3.3.4 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と変換し、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。これまでの運転では定格出力の保持期間が短かったことから、この現象は起こらなかった。今回、定格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 3.16 図**に出力保持期間中の核出力と熱出力の挙動を示す。H19/3/27 に核出力は約 96.5% に到達し、その後わずかに上昇しているが、H19/4/2 以降は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 H19/3/27 頃に最大値となり、その後緩やかに減少している。核出力がほぼ安定した H19/4/2 以降の熱出力の低下率は約 12kW/day である。

**第 3.17 図**に核出力と熱出力の差の推移を示す。出力が 96.5% に到達した翌日である H19/3/26 には核出力が熱出力に対して 600kW 程度低かったが、30 日後の H19/4/26 には 200kW 程度まで差が小さくなっている。核出力はチャンネルごとに変化挙動が異なっており、核出力がほぼ安定した H19/4/2 から H19/4/26 までの核出力と熱出力の差は、Ch.1 で約 13kW/day 程度、Ch.2 で約 10kW/day 程度、Ch.3 で約 7kW/day であった。また、時間の経過とともに変化率は小さくなる傾向にある。

**第 3.18 図**に出力保持期間中の核出力と出力設定値の関係を示す。核出力は制御系の不感帯の幅の中で変動しており、HTTR の出力制御系は出力設定値に対して ±0.4% の不感

帯を有している。H19/3/27 に出力設定値が 96.5%になったが、その後核出力は緩やかに上昇し、H19/4/1 頃に不感帯の上限に達し、その後核出力はほぼ不感帯の上限に保持されている。

#### ②原子炉出口冷却材温度及び制御棒位置の変化

**第 3.19 図**に出力保持期間中の原子炉出口冷却材温度の変化を示す。ここで、Ch. 1 と Ch. 3 はほぼ同じ値を示しており、Ch. 2 だけが 2°C程度低い値であった。核出力が 96%に到達した時の原子炉出口冷却材温度は約 826°Cであり、その後、時間の経過とともに緩やかに低下し、H19/4/26 の時点で約 820°Cまで低下した。出力保持期間中の 30 日間で約 6°C低下し、これを熱出力に換算すると約 14kW/day と見込まれる。

**第 3.20 図**に出力保持期間中の制御棒位置の変化を示す。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、H19/4/5 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。

#### ③考察

熱出力は重金属量、核分裂断面積及び中性子束それぞれに比例している。今回の運転の出力保持期間中に減少した重金属量を評価し、それに伴う出力低下を評価したところ、約 17kW/day となった。これは、出力保持運転期間中に生じた出力低下 10~14kW/day 程度と近い値となることが示された。すなわち、核出力一定運転（中性子束一定運転）を行っている H T T R では、燃焼が進むにつれて重金属が減少し、それにともない熱出力が低下することが確認された。なお、解析による出力低下率と測定結果に差が見られるが、今後も同様のデータを蓄積し、より詳細なデータを取得して再度評価する必要があると考えられる。

さらにこの現象は高温連続運転でも起こることが予想され、定格出力保持期間中に熱出力の低下は約 500~900kW と予想される。このような出力低下が確認された場合、熱出力校正を行う必要がある。

#### (3) まとめ

H T T R 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、定格連続運転を行っていると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、RP-10 でこの現象について確認を行った。その結果、出力保持運転期間中に、核出力を一定としているにも関わらず、約 10~14kW/day の熱出力低下が観測された。検討の結果、出力保持期間中に観察された熱出力低下は、燃焼による重金属量の変化によるものであることが確認できた。

高温連続運転でも同様の事象により約 500~900kW 熱出力が低下することが予想され、運転中に熱出力校正を行う必要があると考えられる。

### 3.3.5 加圧水空気冷却器の除熱性能

#### (1) 概要

H T T Rの加圧水空気冷却器 (ACL) は、原子炉で発生した熱を大気へと放出する最終ヒートシンクであり、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、加圧水空気冷却器流量、加圧水出入口温度、空気冷却器の空気側出入口温度変化から、ACL 伝熱性能を算出し、定格連続運転における ACL 伝熱性能の変化について確認した。また、高温連続運転での加圧水温度制御系での追従可能性についても併せて検討した。

#### (2) 運転より得られた結果及び考察

##### ①ACL の除熱量及び伝熱性能

**第 3.21 図**に出力保持期間中の ACL 伝熱性能、ACL 除熱性能及び ACL 入口空気温度の推移を示す。ACL の除熱性能に大きく影響する ACL 入口空気温度が変動しているにも関わらず、出力保持期間中の ACL 除熱量は原子炉出力と同じ約 30MW であり、安定して除熱できていることを確認した。また、伝熱性能 (熱交換性能) は、出力保持期間中約 480 (kW/K) で安定しており、除熱性能<sup>12)</sup>も確保されていることを確認した。

##### ②加圧水温度制御

H T T R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 (加圧水温度制御系)。そこで、出力保持期間中に空気温度の変動等による外乱に対して加圧水温度制御系が制御可能かどうかの確認を行った。

**第 3.22 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。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 30.8~55.2%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。

#### (3) まとめ

H T T Rの加圧水空気冷却器 (ACL) は、原子炉で発生した熱を大気へと放出する最終ヒートシンクであり、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、定格連続運転における ACL の除熱能力の安定性について確認した。また、高温連続運転での加圧水温度制御系での追従可能性についても併せて検討した。

その結果、定格連続運転においても除熱量、伝熱性能は安定した性能を発揮できることを確認した。このことより、高温連続運転でも加圧水温度制御系が追従可能であることを確認した。

### 3.3.6 冷却材の不純物管理

#### (1) 概要

H T T Rで用いられている炉心黒鉛および熱交換器材は、冷却材であるヘリウム中に含まれる微量の水分、一酸化炭素、二酸化炭素等の不純物によって腐食が引き起こされる。ゆえに、運転中の不純物管理は、炉心構造物やの健全性を確保する観点からも重要なものである。

今回の定格連続運転である RP-10 は、初の定格出力での長期連続運転であり、不純物の挙動がほぼ定常状態となるため、耐熱合金の劣化を抑制する純度管理手法が長時間の運転中に

有効に機能し続けられるか検証可能となった。そこで、出力保持期間中の不純物挙動を監視し、管理目標値に対する濃度の推移および定常運転中の冷却材の化学ポテンシャルが示す Hastelloy XR の腐食性を評価した。また、高温連続運転時に生じる可能性のある、純度管理上の課題を検討した。

## (2) 運転より得られた結果及び考察

### ①不純物の挙動

**第 3.3 表**に、RP-10 の原子炉出力 96.5%に到達後から出力降下直前までの原子炉入口で計測された不純物濃度の平均値と最大および最小値を示す。いずれの不純物も管理目標値に対して十分低く保たれていることが確認された。

### ② Hastelloy XR の腐食性評価

冷却材の純度を管理する目的の一つに、耐熱合金 Hastelloy XR の腐食を抑制してクリープ強度を維持することがあげられる。Hastelloy XR のクリープ強度は、脱炭性雰囲気下で著しく劣化するため、冷却材の脱浸炭性より腐食性を評価する。冷却材に含まれる不純物は、ガスクロマトグラフ質量分析計と微量水分計によって計測される。この値を初期組成として、820℃、4.1MPa における平衡組成を解析し、平衡組成の酸素分圧と炭素活量から、冷却材の脱浸炭性を求める。

**第 3.23 図**に酸素分圧と炭素活量をパラメータとして作図した Cr-C-O の三相平衡図を示す。図上に、冷却材の酸素分圧と炭素活量を重ねた際、点線の上側では、浸炭性雰囲気となり、Hastelloy XR の表面で、 $2CO \rightarrow C + O_2$  の反応が進行する。**第 3.23 図**に原子炉出力 96.5%に到達してから 7 日間隔で冷却材のポテンシャルを評価した結果を併せて示す。定常運転中のポテンシャルは、酸素分圧  $p_{O_2}$  は  $18^{-18} \sim 10^{-17}$ 、炭素活量は  $4 \times 10^{-8} \sim 6 \times 10^{-7}$  で推移しており、浸炭性雰囲気が維持されている。

今後、不純物の放出特性が大きく変動する可能性は考えにくいいため、高温連続運転においても、Hastelloy XR の腐食を抑制する純度管理が、達成できるものと思われる。

## (3) まとめ

HTR 運転中の不純物管理は、炉心構造物の健全性を確保する観点からも重要なものである。今回の定格連続運転である RP-10 で不純物挙動を監視し、管理目標値に対する濃度の推移および定常運転中の冷却材の化学ポテンシャルが示す Hastelloy XR の腐食性を評価した。また、高温連続運転の際に生じる可能性のある、純度管理上の課題を検討した。

その結果、いずれの不純物も、管理目標値に対して十分低く保たれていることが確認された。また、定常運転中のポテンシャルは、酸素分圧  $p_{O_2}$  は  $18^{-18} \sim 10^{-17}$ 、炭素活量は  $4 \times 10^{-8} \sim 6 \times 10^{-7}$  で推移しており、浸炭性雰囲気が維持されていることを確認した。今後、不純物の放出特性が大きく変動する可能性は考えにくいいため、より高温かつ長期間の運転においても、Hastelloy XR の腐食を抑制する純度管理が、達成できるものと思われる。

### 3.4 H T T Rの技術的課題に対して運転より得られた結果

#### 3.4.1 1次ヘリウム純化設備ガス循環機等の性能

##### (1) 概要

**第 3.24 図**に1次ヘ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 T T Rの1次/2次ヘ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次ヘリウム貯蔵供給設備ヘリウム移送圧縮機（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。）のロッドシール部に、シール材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のため、長期運転の工程に影響を与えることが懸念された。

また、1次ヘリウム純化設備ガス循環機のピストンリングに異常な摩耗が生じており、純化系ヘリウム流量の低下等により長期運転の工程に影響を与えることが懸念された。これらについては、すでに対処しており、短期運転において、その効果は確認されている<sup>13)</sup>。

今回、初めての長期運転となる定格連続運転において、これらの効果を確認するとともに、高温連続運転に向けての対応を検討した。

##### (2) 運転より得られた結果及び考察

###### ①バリシール材質変更の有効性

定格連続運転中、純化・貯蔵系圧縮機類について定期的にシールオイルの漏れ状況を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確認した。**第 3.4 表**にその結果を示す。

この中で、純化系循環機については、RS-8以降、シールオイル漏れが全く見られず、バリシール材質変更（テフロン製）の有効性を確認できた。また、貯供系圧縮機については、バリシール材質変更後もシールオイル漏れが生じているが、補給するまでには至らなかった。一方、SMP系圧縮機については、バリシール材質変更後もシールオイル漏れが生じている。その原因として、グランドパッキンの摩耗粉がバリシールリップを傷つけていることが考えられたため、RP-10前に摩耗粉混入防止板を設置した。この有効性の確認については高温連続運転前の運転で確認することとする。

###### ②摩耗代を低減させたピストンリングの有効性

これまでの運転経験から、ピストンリングの摩耗により純化ヘリウム流量が低下するが、摩耗限界に到達した後はほとんど低下しないことがわかったため、RS-6以降はピストンリングの摩耗代（1.0→0.1mm）を小さくした状態で運転を行っている。

**第 3.25 図**に、RP-10における1次ヘリウム純化設備入口加熱器入口流量の変化を示す。RP-10で、1次ヘリウム純化設備ガス循環機について入口加熱器入口流量を監視したところ、これまで発生した性能低下事象は見られず、定格流量の200kg/hを確保できていることを確認した。

同ガス循環機については、RS-8で約1600時間の連続運転を行い、性能低下のないことを確認しているが、今回の定格連続運転で合計3000時間の運転時間となった。これにより、長期運転を行ってもガス循環機の性能が確保されることを確認し、高温連続運転でも性能

を維持できることを確認できた。

### (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。また、1次ヘリウム純化設備ガス循環機のピストンリングに異常な摩耗が生じており、純化系ヘリウム流量の低下等により長期運転の工程に影響を与えることが懸念された。これらの不具合事象については、すでに対処しており、今回、初の長期運転となる定格連続運転において、これらの効果を確認するとともに、高温連続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、一部の循環機においてはその効果が確認できたものの、一部については確認できず、高温連続運転前の運転で確認することとした。

また、摩耗代を低減させたピストンリングの有効性については、今回の定格連続運転及び過去の運転においてはその効果が確認でき、高温連続運転でもガス循環機の性能を維持できることを確認した。

## 3.4.2 1次上部遮へい体温度の昇温防止性能

### (1) 概要

**第 3.26 図**に1次上部遮へい体の冷却に関わる系統を示す。1次上部遮へい体は主に炉容器冷却設備（以下、「VCS」という。）により冷却されており、また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も冷却されている。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。

今回の定格連続運転中に、ほぼ完全に飽和した1次上部遮へい体温度データを取得し、1次上部遮へい体温度に強く依存している炉容器冷却設備冷却器伝熱管の化学洗浄の昇温防止効果への有効性を確認するとともに、高温連続運転への課題を検討した。

### (2) 運転より得られた結果及び考察

#### ① 1次上部遮へい体温度の変化

**第 3.27 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。H19/3/27に原子炉出力は100%に到達し、そのときのVCS入口冷却水温度及びSPパージガス温度はそれぞれ28℃と27℃であった。その後の出力降下まで原子炉入口温度はほぼ一定の状態であり、VCS入口冷却水温度もほぼ一定の状態（変動幅±2℃）で推移した。パージガス温度はH19/4/10からやや上昇し、29.5℃から32℃まで上昇した。

1次上部遮へい体の温度変化は、原子炉出力が100%に到達した時点からSPパージガス温度が上昇したH19/4/10まで（以下、「期間1」という。）とH19/4/10から原子炉出力降下のH19/4/26まで（以下、「期間2」という。）に分けられる。今までの経験上約5日で温度がほぼ飽和するとしていたが、期間1の1次上部遮へい体温度から、飽和まで約12日が必要であることがわかった。期間2については、H19/4/26までのパージガス温度上昇は約2℃であり、それに対応して1次上部遮へい体温度は約1℃上昇している。

## ②炉容器冷却設備冷却器伝熱管の化学洗浄の効果

1次上部遮へい体温度はそれを冷却するVCS冷却水温度に強く依存しており、VCS冷却水の入口温度が上昇するにつれて1次上部遮へい体の温度も上昇する。よって、1次上部遮へい体温度の低下にはVCS冷却水入口温度を下げるのが効果的な対策となる。このVCS入口冷却水温度はVCS冷却器の熱交換性能に依存しているが、VCS冷却器は時間の経過とともに熱交換性能が低下することがこれまでの運転よりわかっている<sup>14)</sup>。

そこで、今回の定格連続運転前にVCS冷却器の伝熱管の洗浄を行い、性能を向上させる対策を施した。その効果について確認するとともに、長期運転時にも熱交換性能が維持されていることを確認した。

**第3.28図**にVCS冷却器の熱交換性能である熱通過率×伝熱面積の変化を示す。これまで、運転を重ねるごとにVCS冷却器の熱交換性能は低下しており、出力上昇試験(5)の時に伝熱管洗浄を行った。その後、運転を重ねるごとに再度低下したが、今回の定格連続運転前に行った洗浄により、前回洗浄時とほぼ同じ程度まで回復している。

**第3.29図**にVCS冷却水入口温度と1次上部遮へい体温度の関係を示す。RS-9と比較すると、今回の運転前に伝熱管洗浄を行ったことによりVCS入口冷却水温度は約10℃低下し、それに伴い、1次上部遮へい体の温度も約83℃から約4℃低下する結果となった。この結果より、1次上部遮へい体温度の低下にはVCS冷却水入口温度を下げるのが効果的な対策となり、VCS冷却器の伝熱管洗浄が有効な対策となることが示された。

なお、高温連続運転前に炉容器冷却設備冷却器伝熱管の化学洗浄を実施することで、1次上部遮へい体温度は十分に余裕を持った運転が可能であることが確認できた。

### (3) まとめ

今回の定格連続運転で、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うとともに、運転前に実施したVCS冷却器の伝熱管洗浄の効果について確認を行った。

その結果、1次上部遮へい体の温度が飽和するまでには約12日が必要であることがわかり、その後はほぼ一定の値を保ちながら推移していくことが分かった。また、今回の運転前に伝熱管洗浄を行ったことによりVCS入口冷却水温度が低下し、それに伴い、1次上部遮へい体の温度も低下する結果となった。このことより1次上部遮へい体温度の低下にはVCS冷却器の伝熱管洗浄が有効な対策となることが示された。

また、高温連続運転前に炉容器冷却設備冷却器伝熱管の化学洗浄を実施することで、1次上部遮へい体温度は十分に余裕を持った運転が可能であることが確認できた。

## 3.4.3 1次冷却材漏えい率の挙動

### (1) 概要

H T T Rでは、これまで定格出力で長期連続運転を行った経験がなく、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次冷却材の漏えい率は行った経験がなかった。

今回、RP-10では、初の長期連続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推移を確認する。

(2) 運転より得られた結果及び考察

**第 3.30 図**に定格出力における 1 次冷却材漏えい率の評価結果を示す。1 次冷却材漏えい率は 12 時間の間について評価し、それを 3 日間で平均化した値を示している。この間、警報設定値である 0.3%/day (3 日間平均値) を越えることは無く、また 1 次冷却材の供給、排出は行われなかった。以上のことから、RP-10 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、長期の定格出力運転においても 1 次冷却系統及び機器が健全であることが確認できた。なお、H19/4/9 の漏えい率の変化については、1 次ヘリウム純化設備の CuOT 及び MST の再生運転前に再生系のガスを気体廃棄物の処理設備に排出したことによるものである。

(3) まとめ

今回の定格連続運転で、初めてとなる長期連続運転での 1 次冷却材漏えい率の監視を行った。

その結果、1 次冷却材圧力制御系が機能する定格出力近傍で長期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。この結果より、高温連続運転においても有意な漏えいは認められないものと予想される。



## 4. 結言

HTTRでは、平成19年度に初の長期運転である定格・並列運転での30日連続運転を行い、850℃での長期連続運転を実証した。そこで、これまでの比較的短期間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、加圧水空気冷却器の除熱性能、冷却材の不純物管理、1次ヘ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。

また、得られた結果を基に、今後実施する高温連続運転における課題について検討を行うことができた。

## 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 同部研究主席及び西原哲夫 HTTR技術課長に御指導、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**，p.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**，p.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）
- (5) Y. Tachibana et al.：“Plan for first phase of safety demonstration tests of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)”，Nucl. Eng. Des.，**224**，p.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) S. Saito et.al：JAERI-1332, “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)” (1994).
- (11) 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)
- (12) 栴尾大輔 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)
- (13) 小山直 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関する改善” (2007)
- (14) 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)

第 2.1 表 HTTR の仕様

熱出力	30MW
燃料	UO <sub>2</sub> 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	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 2.2 表 被覆燃料粒子の仕様

粒子形式	4 重被覆型
粒子直径	920 μm
<sup>235</sup> U 濃縮度	約 3~10wt%
燃料核材質	UO <sub>2</sub>
燃料核直径	600 μm
被覆層材質	第 1 層 低密度熱分解炭素
	第 2 層 高密度熱分解炭素
	第 3 層 炭化ケイ素
	第 4 層 高密度熱分解炭素
被覆層厚さ	第 1 層 60 μm
	第 2 層 30 μm
	第 3 層 25 μm
	第 4 層 45 μm

第 2.3 表 燃料コンパクトの仕様

構造	中空円柱状
材質	被覆燃料粒子、黒鉛と炭素混合材 (黒鉛素地)
粒子充填率	約 30vol%
外径	約 26mm
内径	約 10mm
高さ	約 39mm

第 2.4 表 黒鉛スリーブの仕様

構造	円筒
材質	黒鉛
外径	約 34mm
厚さ	約 4mm
長さ	約 580mm
燃料部有効長さ	約 546mm (燃料コンパクト 14 個)

第 2.5 表 燃料体の仕様

形式	ピン・イン・ブロック型
形状	六角柱状ブロック
対面間距離	約 360mm
高さ	約 580mm
燃料棒挿入孔径	約 41mm
ブロック間ピッチ	約 362mm
材質	黒鉛 (IG-110 黒鉛)
燃焼度	平均 約 22000MWd/t (高温試験運転のみの場合：約 11000MWd/t)
	最大 約 33000MWd/t (高温試験運転のみの場合：約 16500MWd/t)
燃料体当たりの燃料要素数	燃料領域最外周 31
	その他 33

第 2.6 表 1 次ヘリウム純化設備の仕様

純化設備ガス流量	主系統 約 200kg/h
	再生系 約 50kg/h
酸化銅反応筒	基数 2
	ガス流量 約 200kg/h
	不純物除去効率 約 95%
モレキュラーシーブトラップ <sup>o</sup>	基数 2
	ガス流量 約 200kg/h
	不純物除去効率 約 95%
コールト <sup>o</sup> チャコールトラップ <sup>o</sup>	基数 2
	ガス流量 約 50kg/h
	不純物除去効率 約 95%

第 2.7 表 1 次ヘリウム貯蔵供給設備の仕様

貯蔵タンク	基数	6
	容量	約220kg/基
	容積	約 18m <sup>3</sup> /基
	最高使用圧力	約 8.6MPaG
供給タンク	基数	1
	容量	約120kg/基
	容積	約 10m <sup>3</sup> /基
	最高使用圧力	約 8.6MPaG

第 3.1 表 RS-9 及び RP-10 の臨界制御棒位置等の測定データ

	RS-9	RP-10
全積算出力	7638MWD	7891MWD
臨界制御棒位置	1945mm	1937mm
炉心平均温度	119.6℃	121.7℃
過剰反応度	11.12% Δk/k	11.22% Δk/k

第 3.2 表 放射能濃度の測定結果

核種	半減期	放射能濃度(×10 <sup>-2</sup> Bq/cm <sup>3</sup> )				
		出力 96.5% (H19/3/28)	出力 96.5% (H19/4/11)	出力 96.5% (H19/4/25)	出力 90.0% (H19/4/27)	出力 50.0% (H19/5/1)
Kr-85m	4.5hr	2.2~2.3	2.4~2.5	2.5~2.6	2.1×10 <sup>-2</sup>	0.5~0.6
Kr-87	76min	4.2~4.5	4.3~4.6	4.3~4.5	3.7~3.9	1.0~1.1
Kr-88	2.8hr	5.5	5.8~5.9	6.0~6.1	4.6	1.3~1.4
Kr-89	3.2min	N/D	N/D	N/D	N/D	N/D
Xe-133	5.3day	1.4~1.5	2.6~2.8	4.1~4.3	3.5~4.1	2.4~3.0
Xe-135	9.1hr	4.6~4.7	5.1~5.3	5.4~5.6	5.0~5.1	2.3~2.4
Xe-135m	16min	0.5~0.7	0.7	0.7	0.6	0.2
Xe-137	3.8min	N/D	N/D	N/D	N/D	N/D
Xe-138	14min	1.7~2.1	1.8~2.8	1.8~1.9	1.9~2.2	0.9~1.0
Ar-41	1.82hr	0.2	0.8~0.9	0.9	0.7×10 <sup>-3</sup>	0.2

第 3.3 表 定常運転中の原子炉入口における 1 次冷却材中不純物濃度

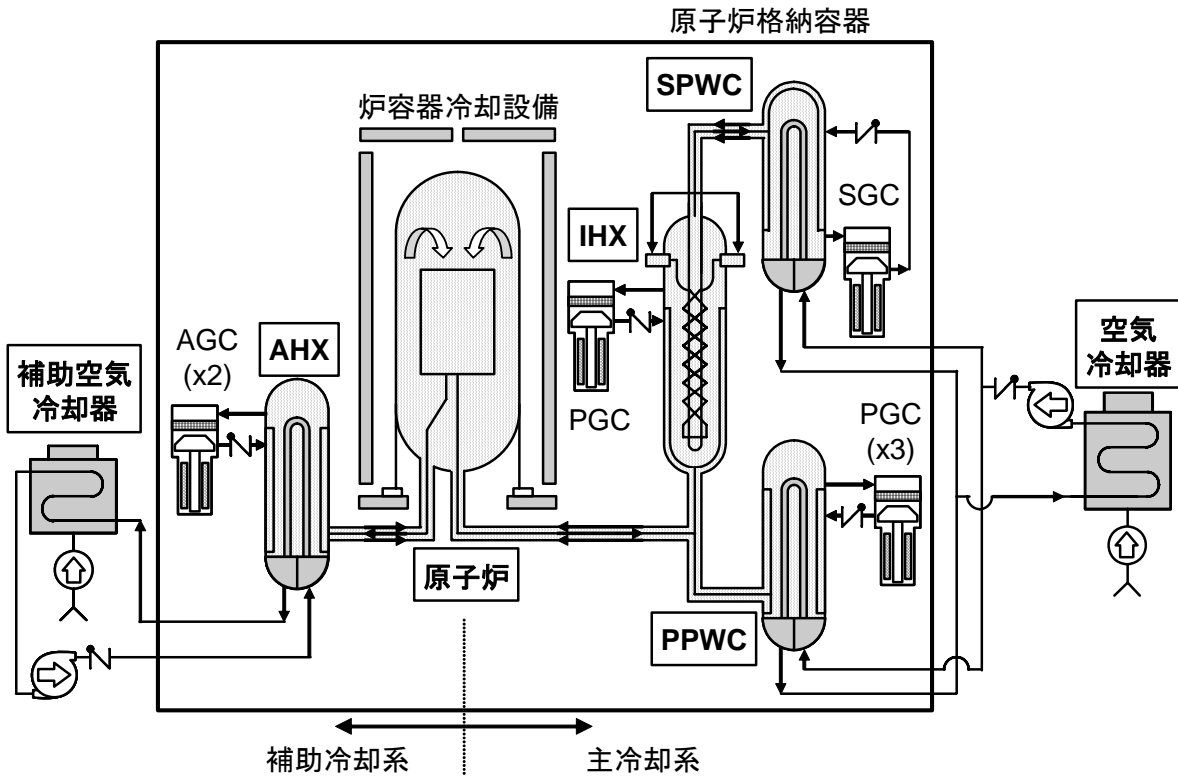
	管理目標値	平均濃度	最大	最小
H <sub>2</sub>	7.50	0.06	0.19	0.01
H <sub>2</sub> O	0.50	0.15	0.18	0.11
CO	7.50	0.09	0.16	0.05
CO <sub>2</sub>	1.50	0.01	0.02	0.01
CH <sub>4</sub>	1.25	0.01	0.01	0.01
N <sub>2</sub>	0.50	0.02	0.04	0.01
O <sub>2</sub>	0.10	0.03	0.04	0.02

(volppm)

第 3.4 表 ガス循環機等のシールオイル漏れ状況

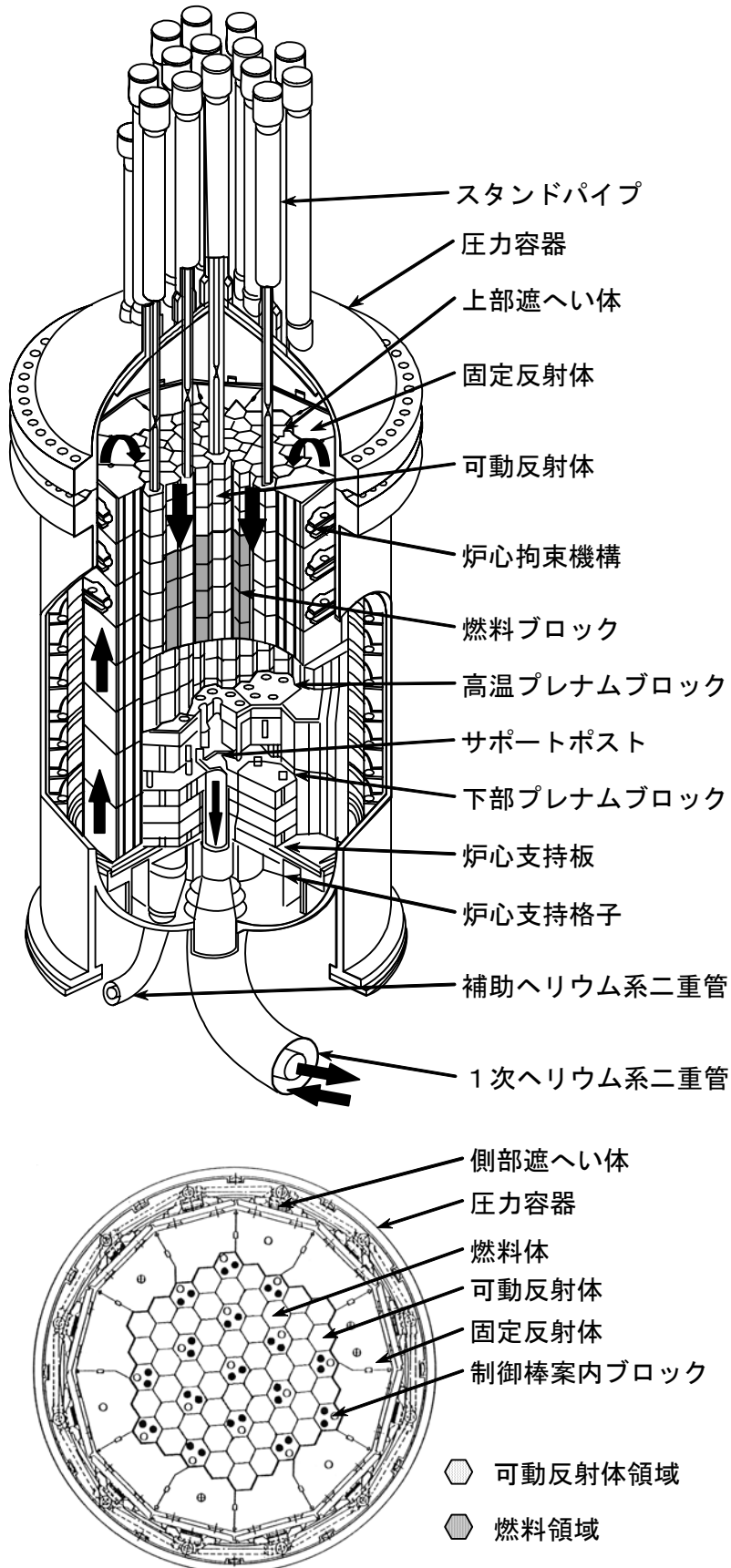
圧縮機 運転	ヘリウム純化設備 ガス循環機						ヘリウム貯蔵供給 設備移送圧縮機				ヘリウムサブリング 設備圧縮機			
	1 次			2 次			1 次		2 次		1 次		2 次	
	A	B	再	A	B	再	A	B	A	B	A	B	A	B
PT-1	—	無	—	—	無	—	—	無	—	有	—	無	—	無
PT-2	無	—	—	無	—	—	無	—	有	—	無	—	無	—
PT-3	—	有	—	—	無	—	—	無	—	無	—	無	—	無
PT-4	有	—	—	有	—	—	無	—	無	—	有	—	有	—
RP/RS-1	—	無	—	—	無	—	—	無	—	無	—	無	—	無
RS-2	有	—	—	無	—	—	無	—	有	—	無	—	無	—
RP-3	無	—	—	—	無	—	—	無	—	無	—	無	—	無
RS-4	有	—	無	—	無	無	—	有	—	無	—	無	—	無
RS-5	無	—	無	無	—	無	無	—	有	—	無	—	無	—
PT-5(S)	—	有	—	—	無	—	—	有	—	有	—	無	—	無
PT-5(P)	無	—	無	無	—	無	無	—	無	—	無	—	有	有
RS-6	—	無	無	—	無	無	有	—	—	有	—	無	—	無
RS-7	—	有	無	—	無	無	—	無	—	有	—	無	—	無
RS-8	無	—	—	—	無	—	有	—	—	有	—	有	—	有
RS-9	—	無	—	無	—	無	—	有	有	—	—	無	—	有
RP-10	無	—	無	—	無	無	有	—	—	有	有	—	無	—

注 1) 網掛け部：新バリシール（テフロン製）採用



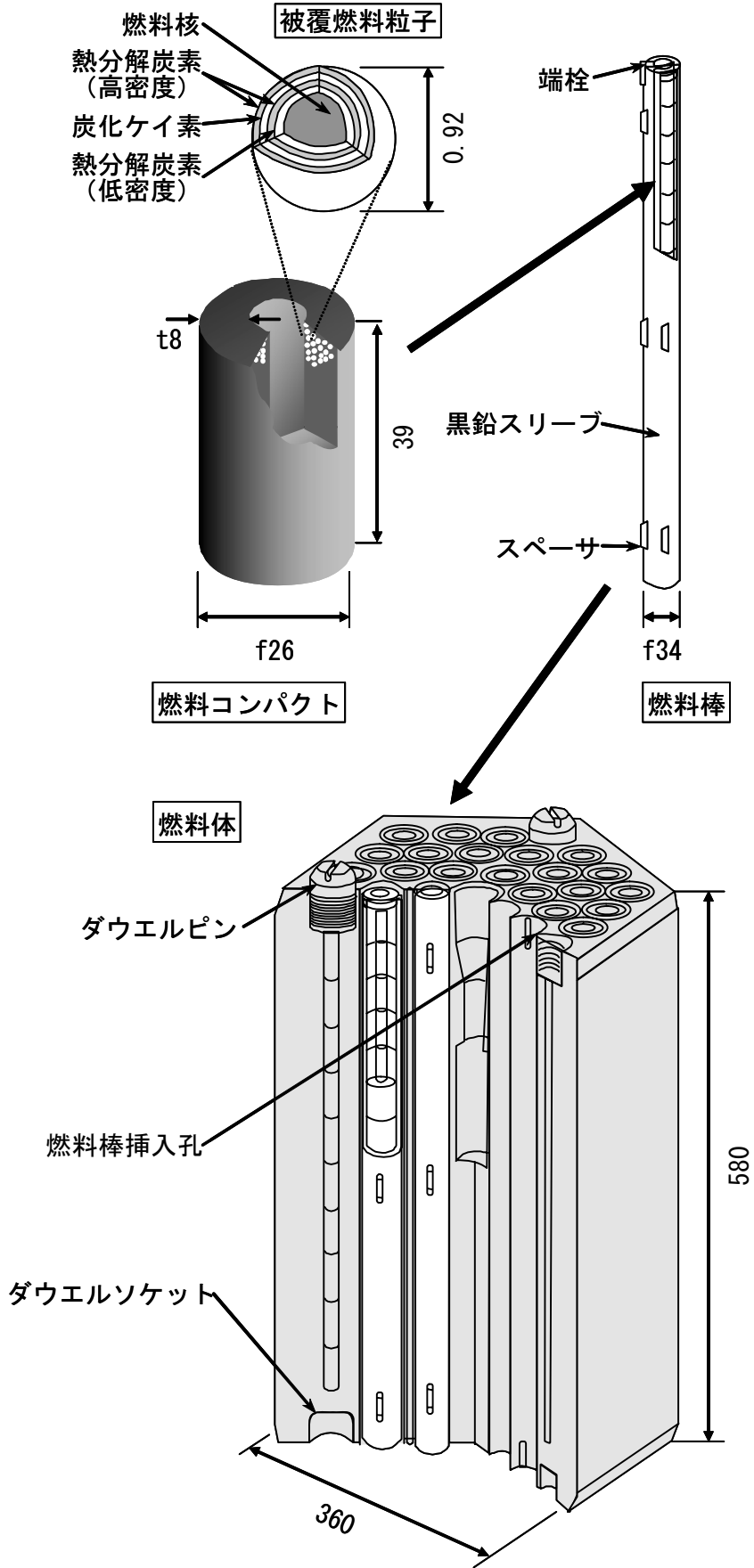
- |                 |                   |
|-----------------|-------------------|
| PPWC : 1次加圧水冷却器 | PGC : 1次ヘリウム循環機   |
| SPWC : 2次加圧水冷却器 | SGC : 2次ヘリウム循環機   |
| AHX : 補助冷却器     | AGC : 補助ヘリウムガス循環機 |
| IHX : 中間熱交換器    |                   |

第 2.1 図 HTTR の冷却系統



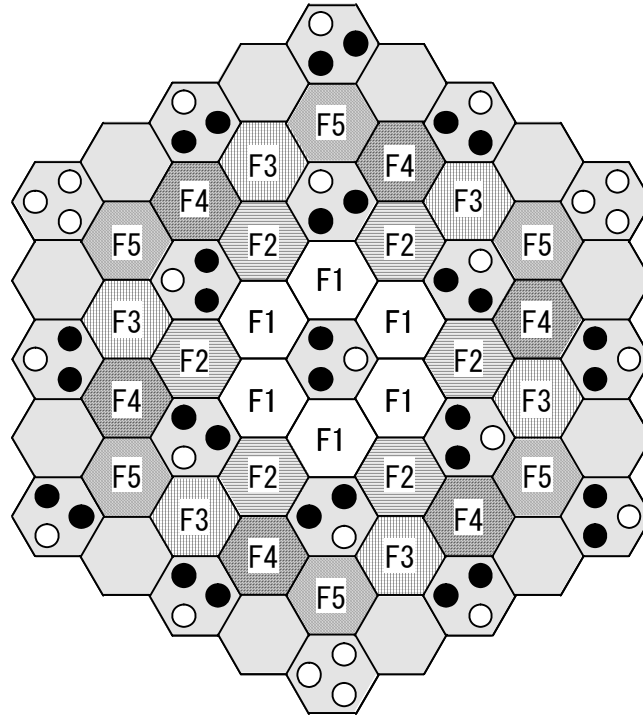
第 2.2 図 HTTR 原子炉本体構造図





(単位：mm)

第 2.3 図 HTTR 燃料体構造図



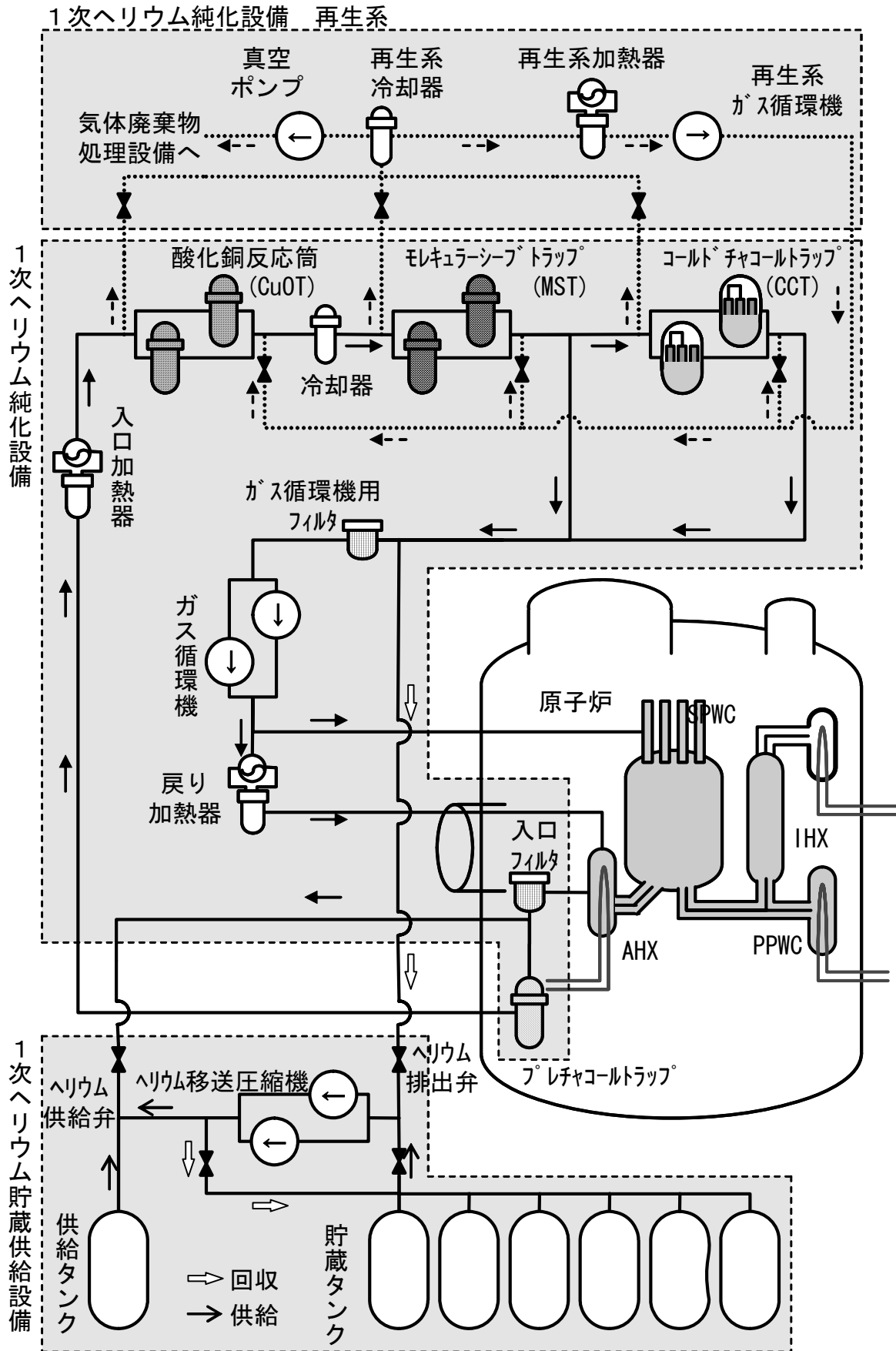
燃料濃縮度

	F1	F2	F3	F4	F5
第1段	約 6.7wt%	約 7.9wt%	約 9.4wt%	約 9.4wt%	約 9.9wt%
第2段	約 5.2wt%	約 6.3wt%	約 7.2wt%	約 7.2wt%	約 7.9wt%
第3段	約 4.3wt%	約 5.2wt%	約 5.9wt%	約 5.9wt%	約 6.3wt%
第4段	約 3.4wt%	約 3.9wt%	約 4.3wt%	約 4.3wt%	約 4.8wt%
第5段	約 3.4wt%	約 3.9wt%	約 4.3wt%	約 4.3wt%	約 4.8wt%

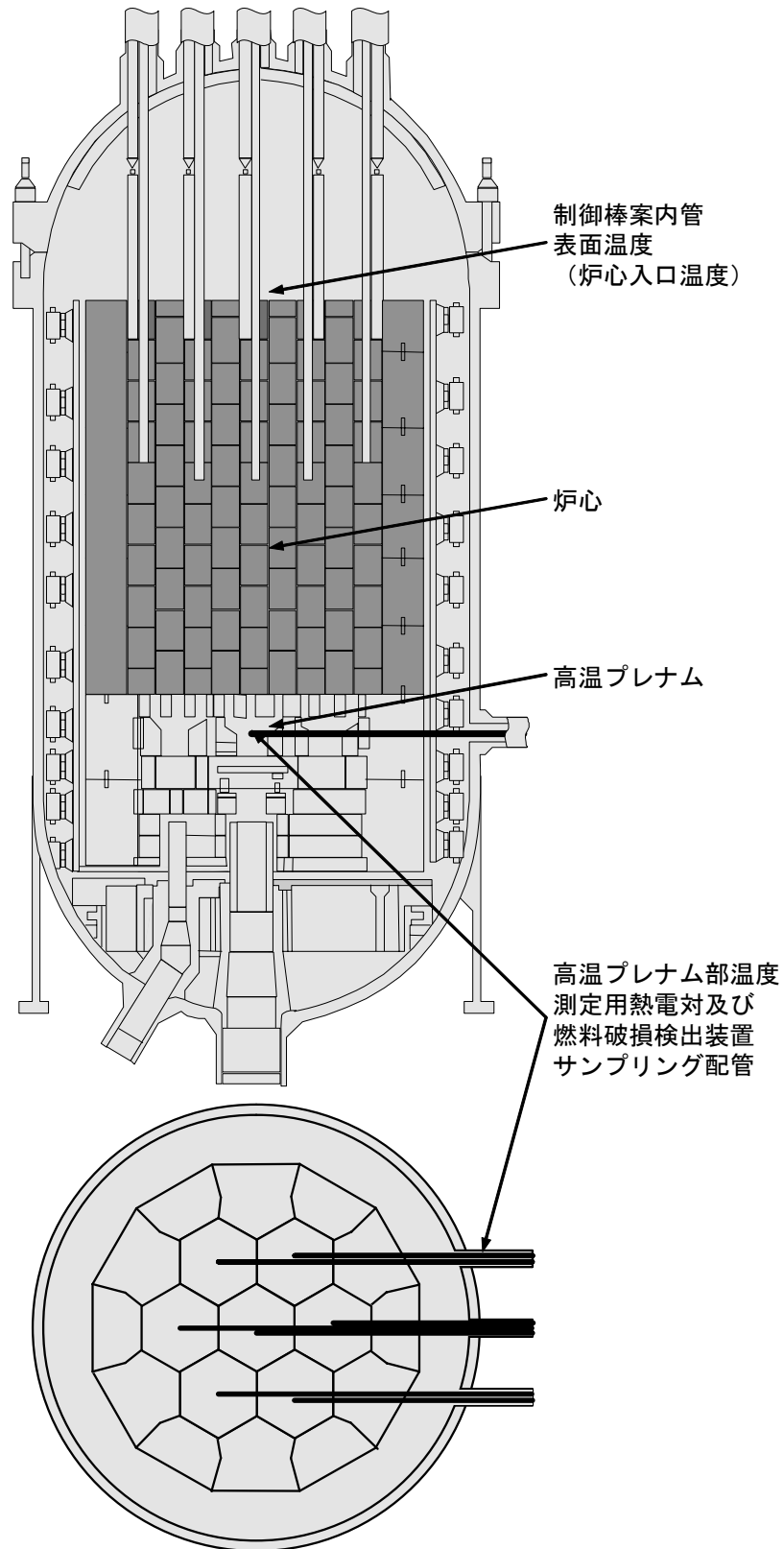
反応度調整材天然ほう素濃度

第1段	約 2.0wt%
第2段	約 2.5wt%
第3段	約 2.5wt%
第4段	約 2.0wt%
第5段	約 2.0wt%

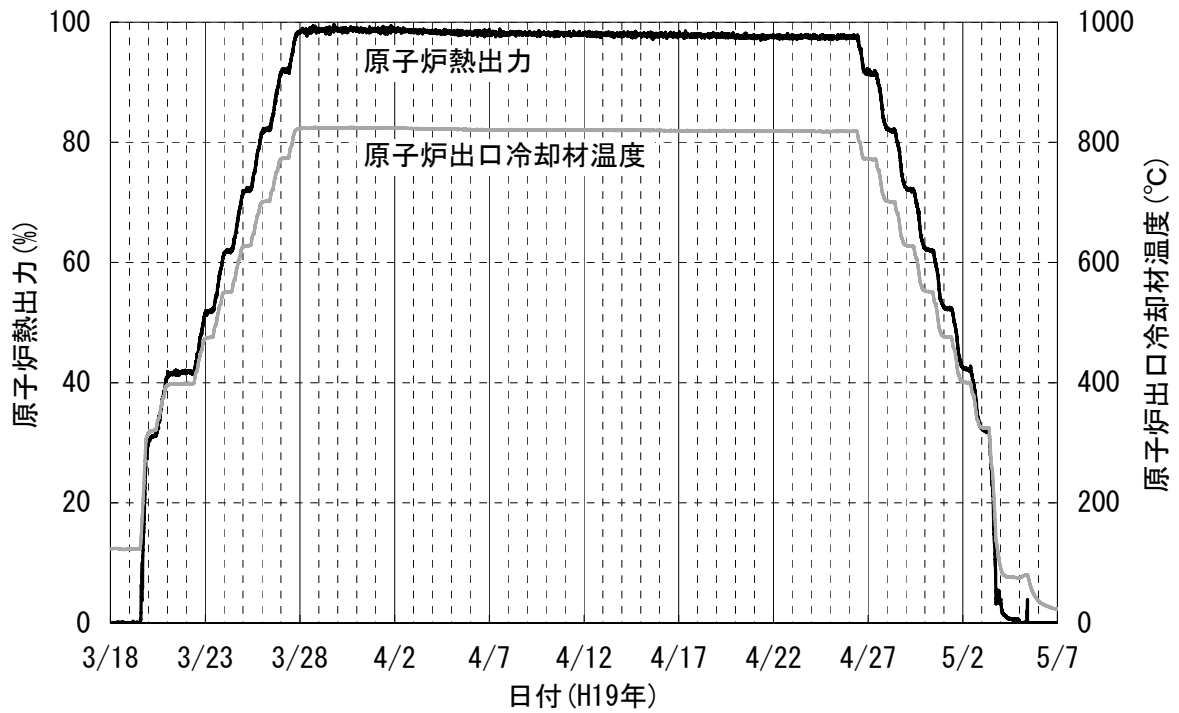
第 2.4 図 燃料濃縮度及び反応度調整材天然ほう素濃度



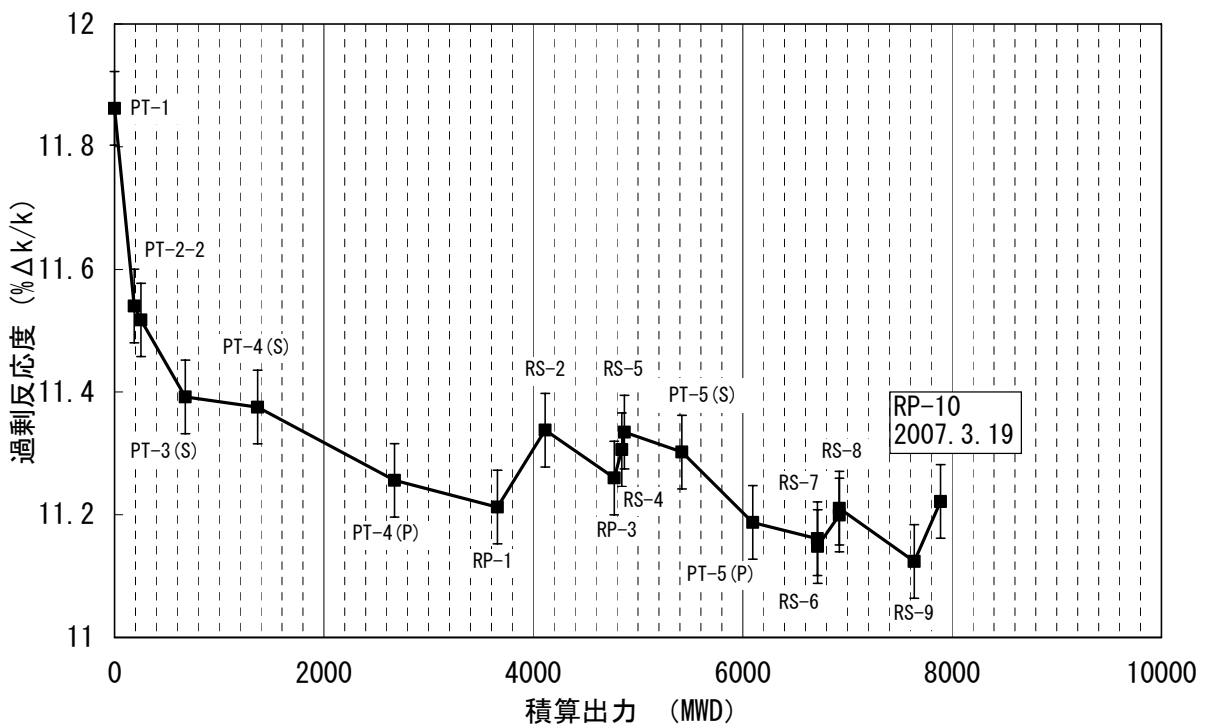
第 2.5 図 1 次ヘリウム純化設備及び同再生系並びに 1 次ヘリウム貯蔵供給設備



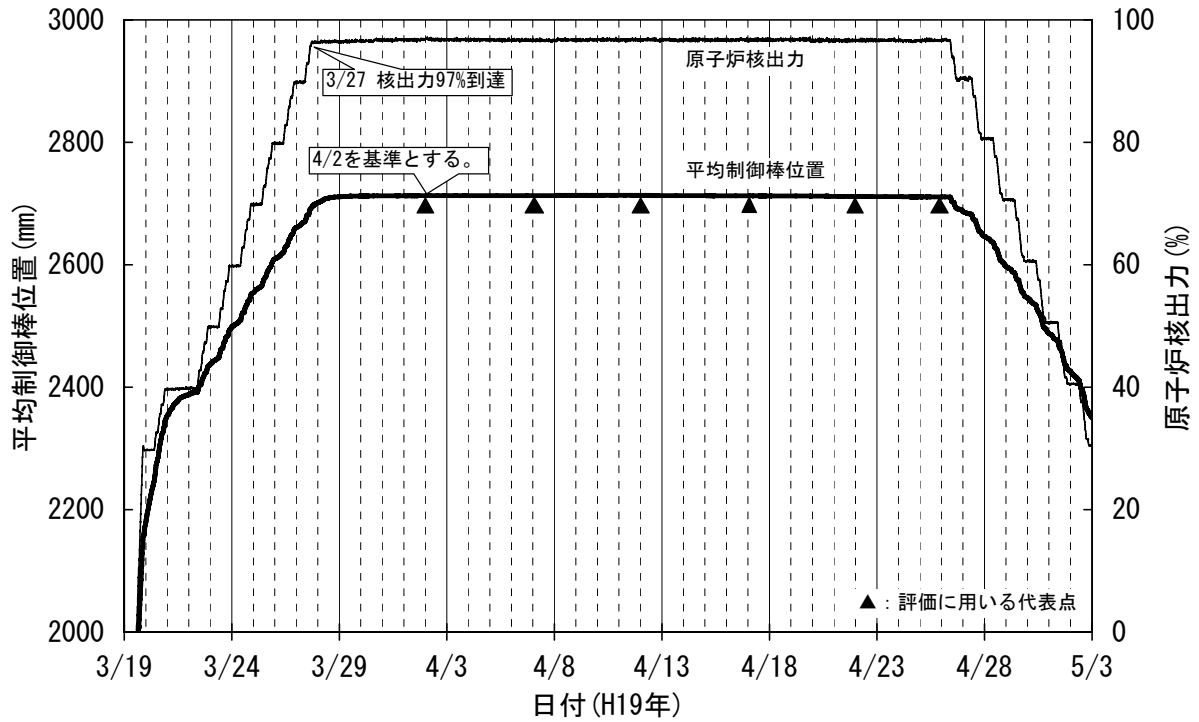
第 2.6 図 炉心出入口冷却材温度計装及び燃料破損検出装置サンプリング配管



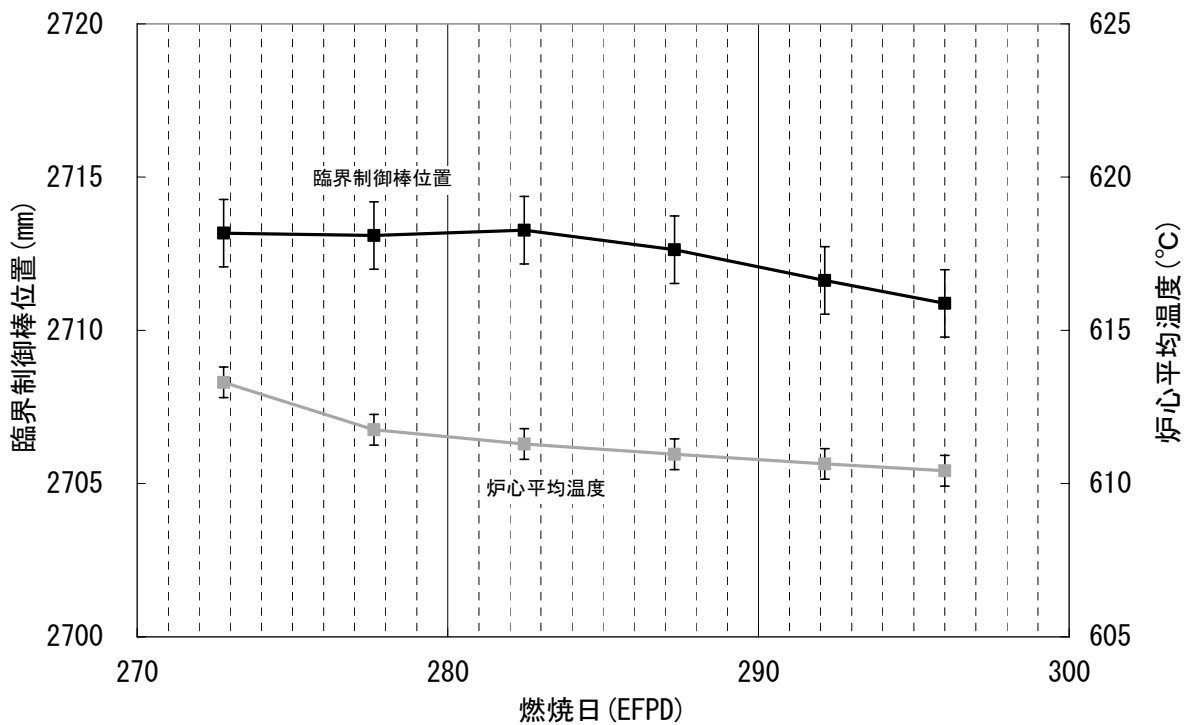
第 3.1 図 定格連続運転の出力履歴



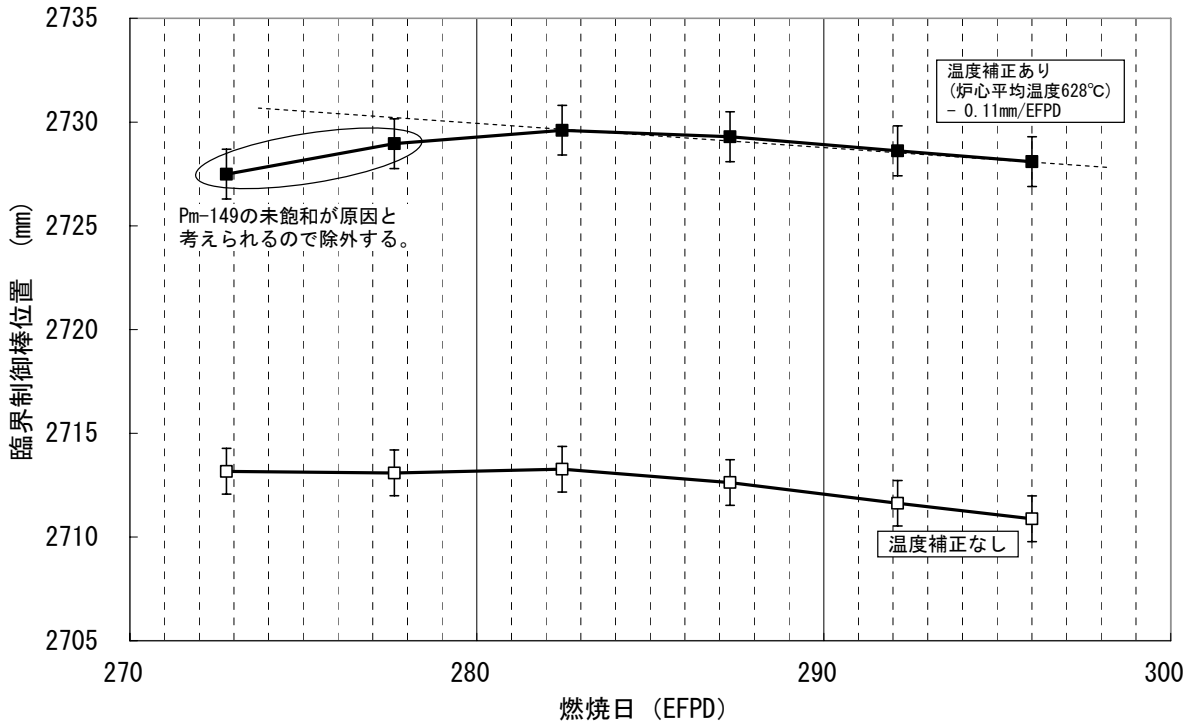
第 3.2 図 過剰反応度の燃焼に伴う変化 (炉心温度 27°C)



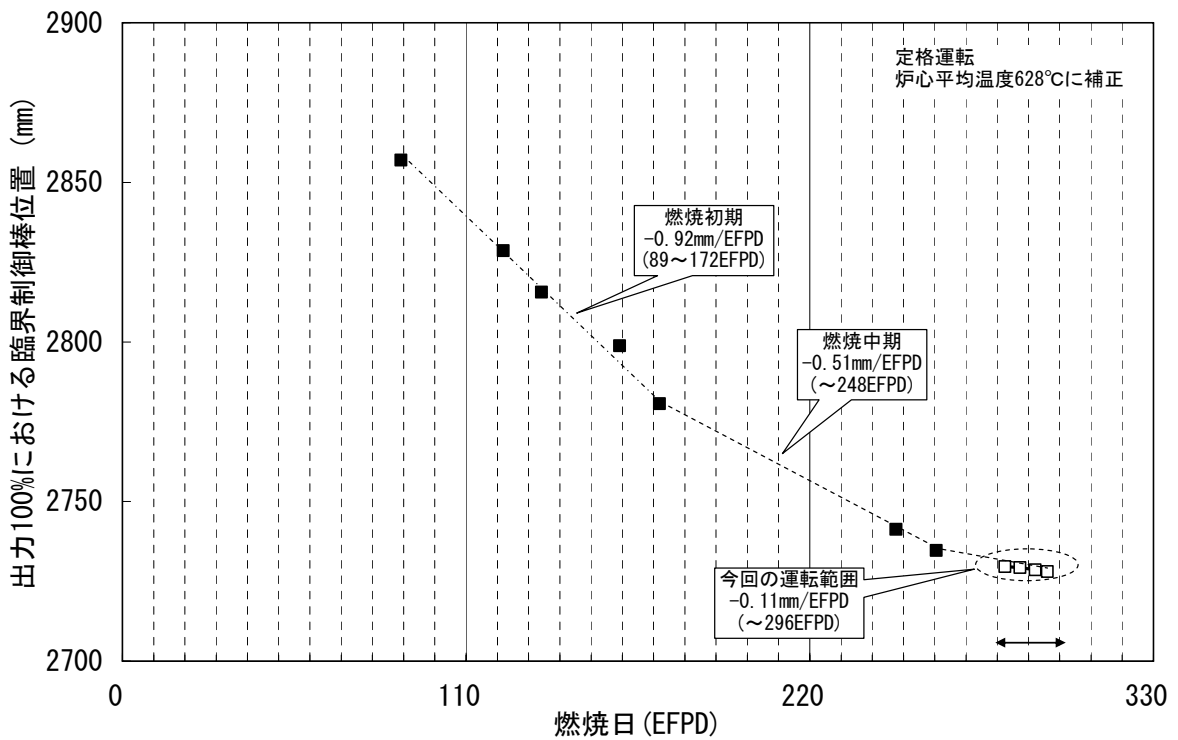
第 3.3 図 平均制御棒位置 RP-10 運転 定格・並列



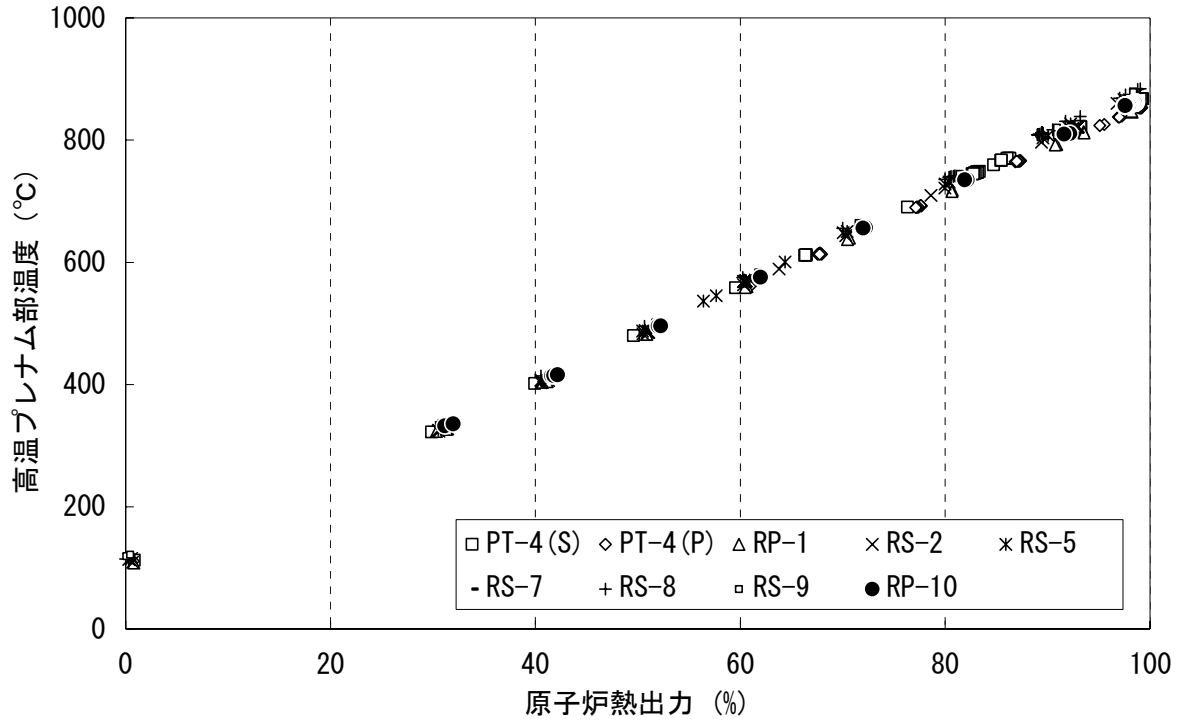
第 3.4 図 臨界制御棒位置と炉心平均温度の変化



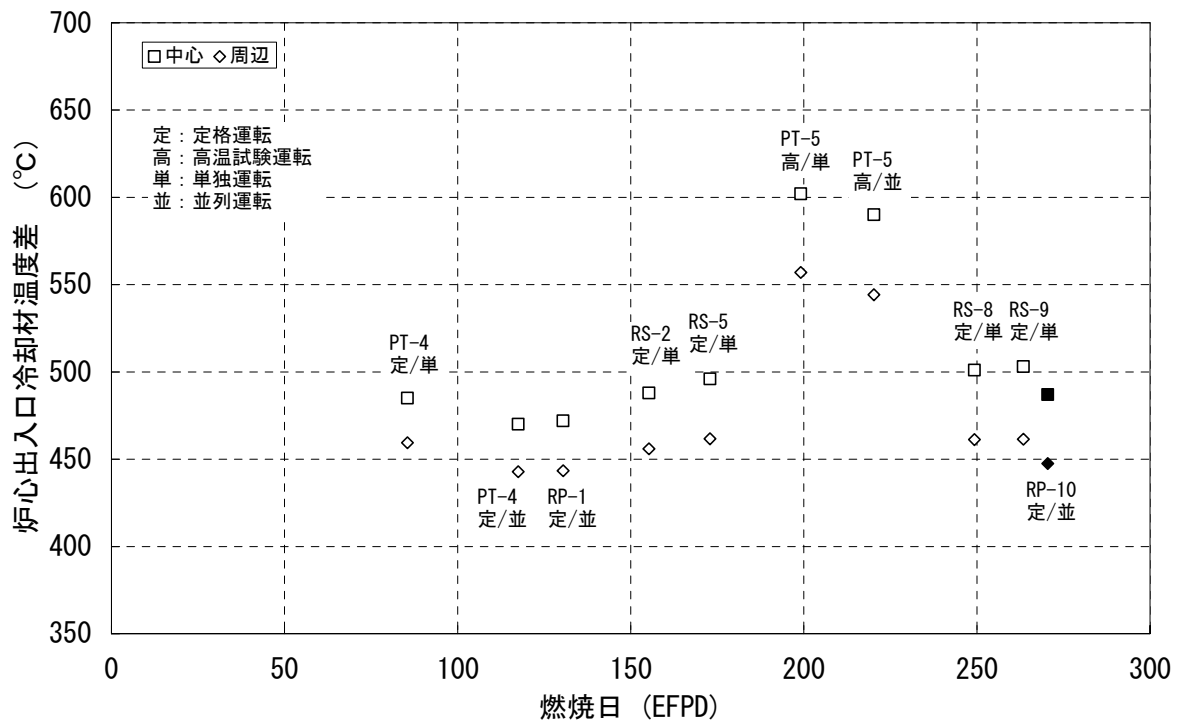
第 3.5 図 臨界制御棒位置の温度等の補正



第 3.6 図 臨界制御棒位置と燃焼日数の関係

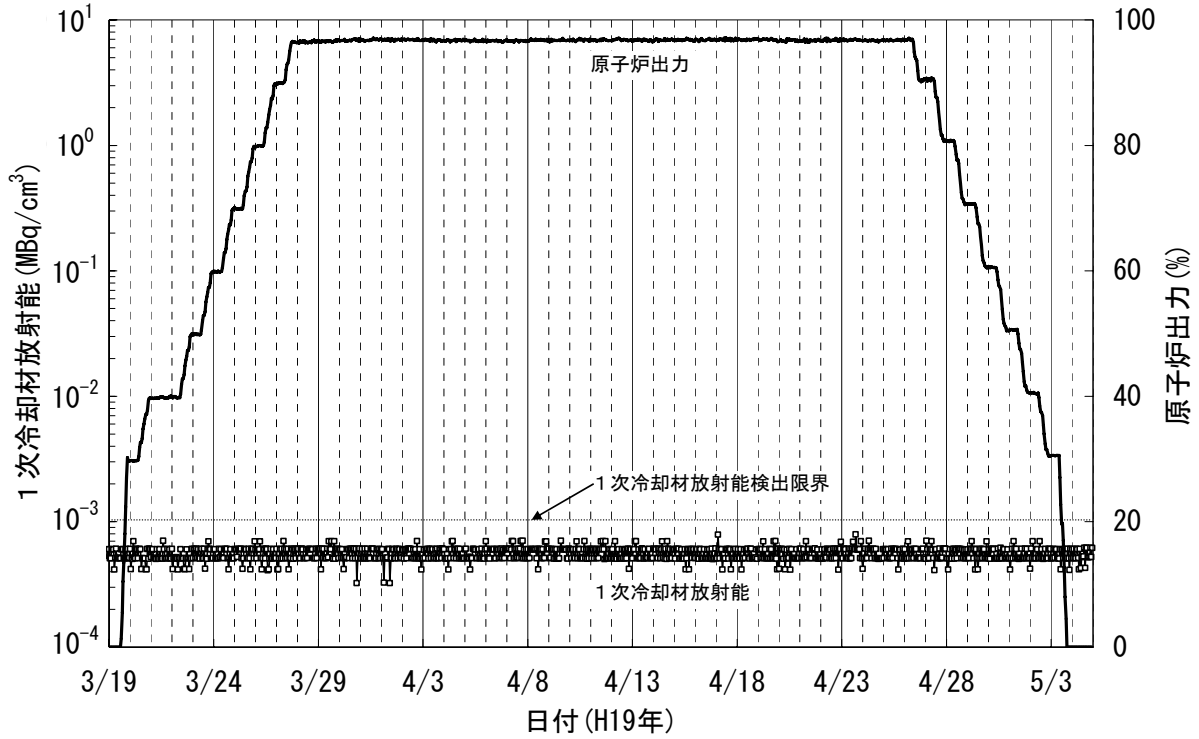


第 3.7 図 原子炉熱出力と高温プレナム部温度（領域 1）の関係

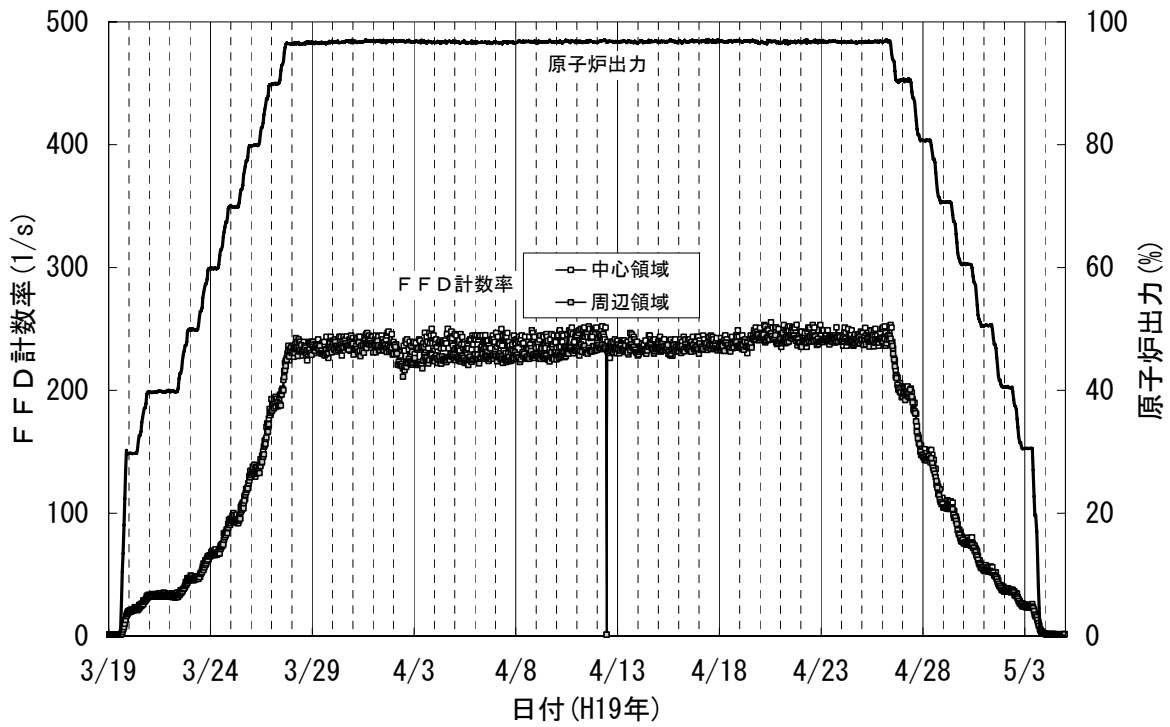


第 3.8 図 炉心出入口冷却材温度差の燃焼に伴う挙動

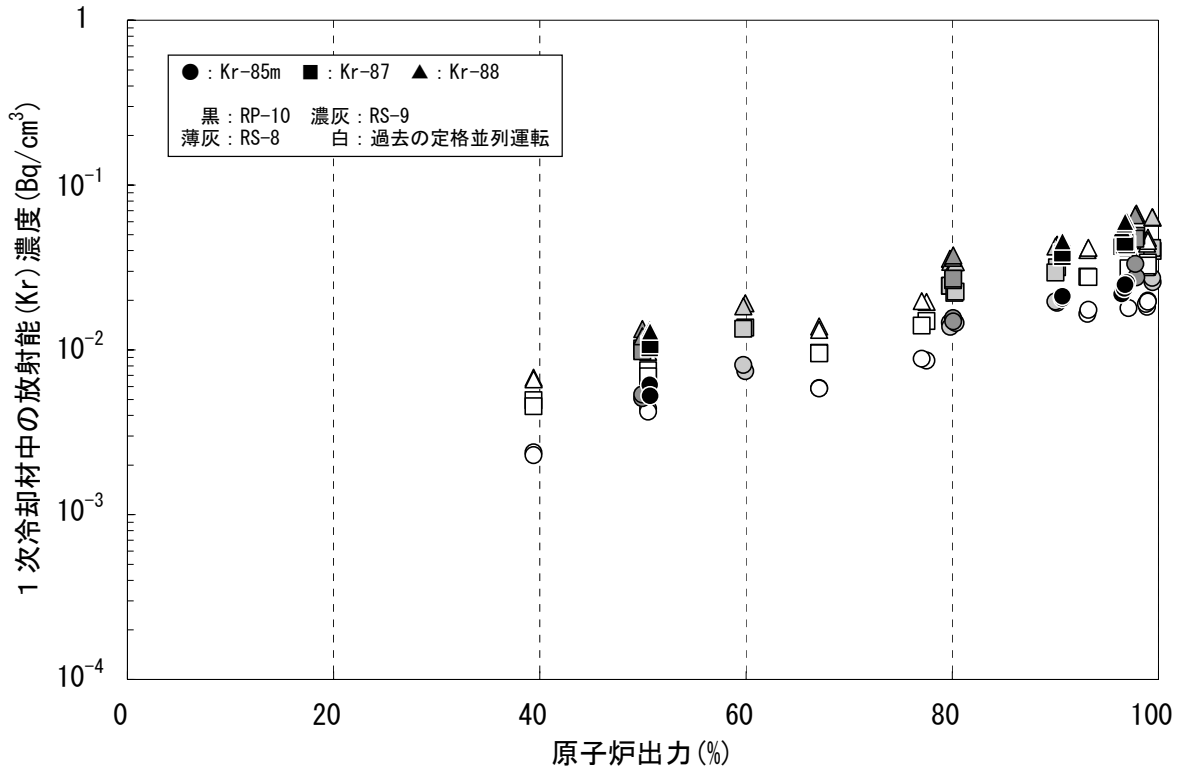




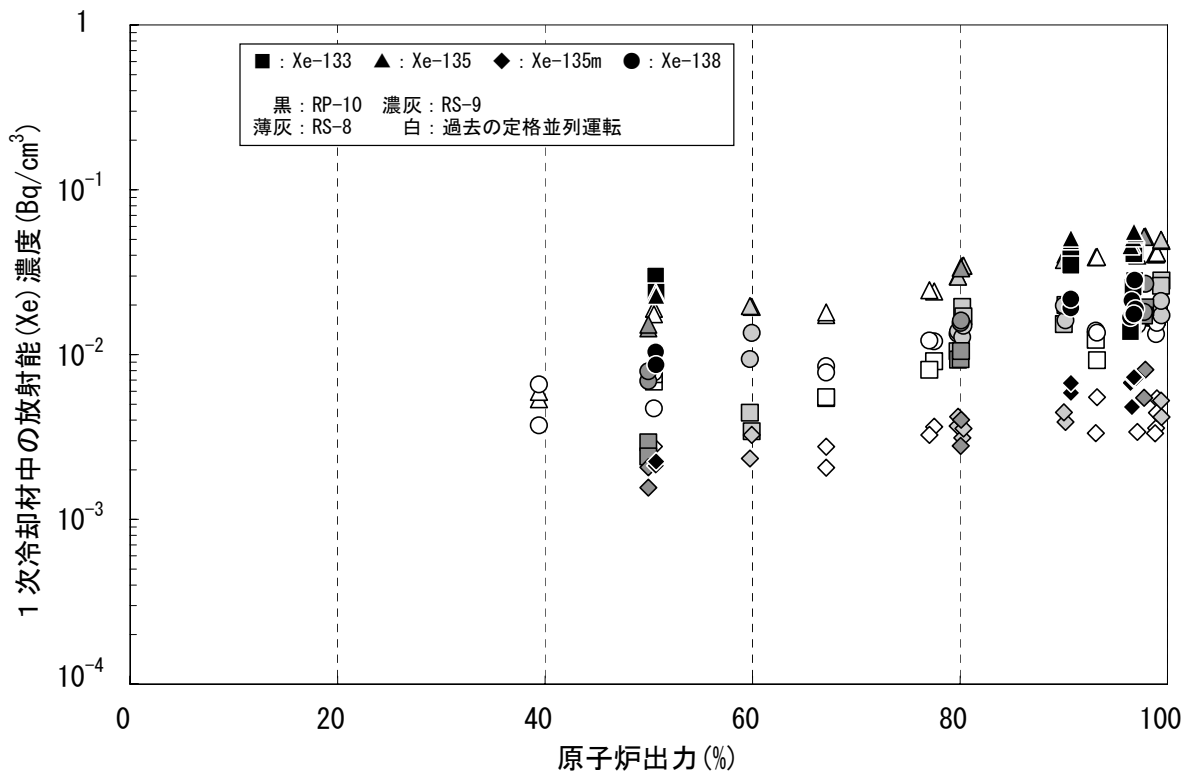
第 3.9 図 原子炉出力と 1 次冷却材放射能の変化



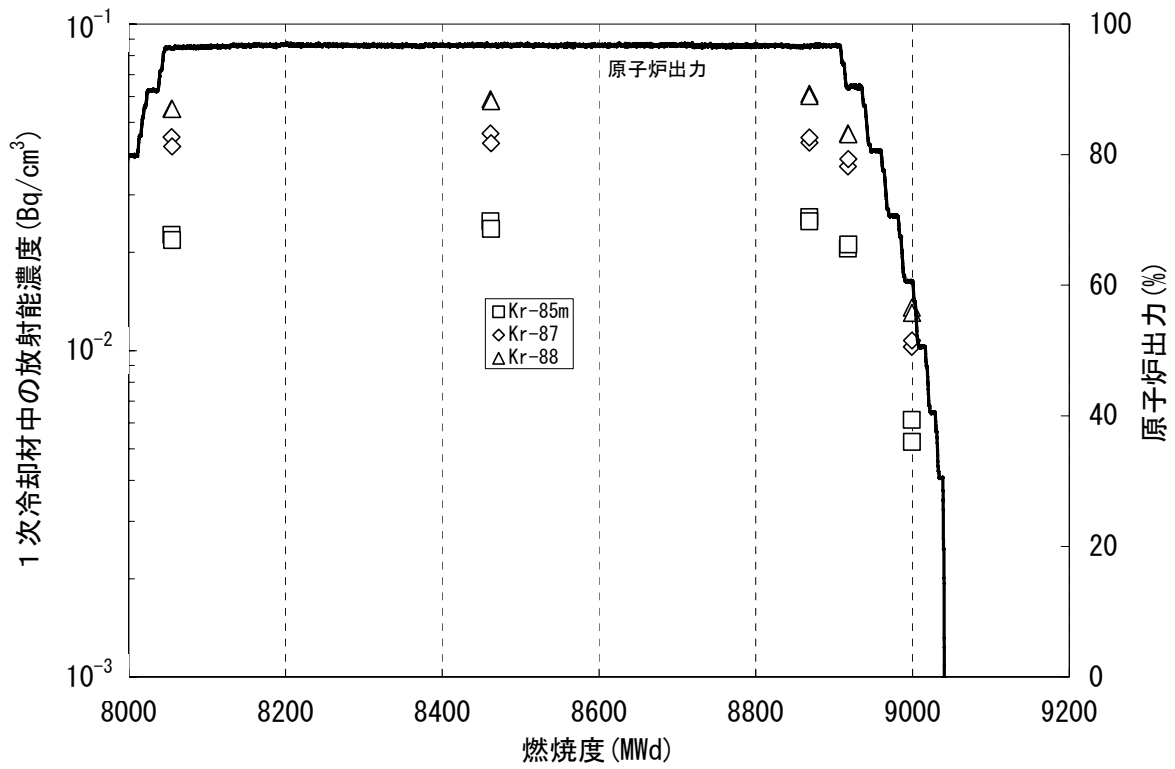
第 3.10 図 原子炉出力と FFD カウント数の変化



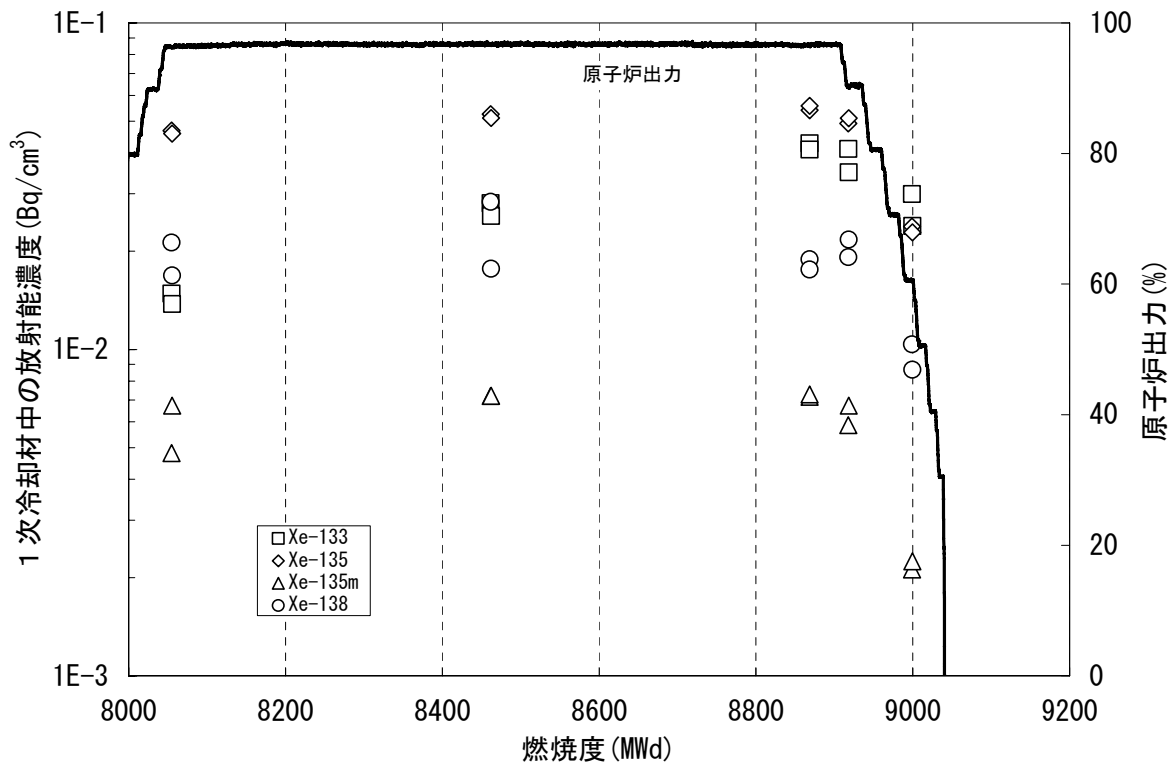
第 3.11 図 1 次冷却材中の放射能(Kr)濃度と原子炉出力の関係



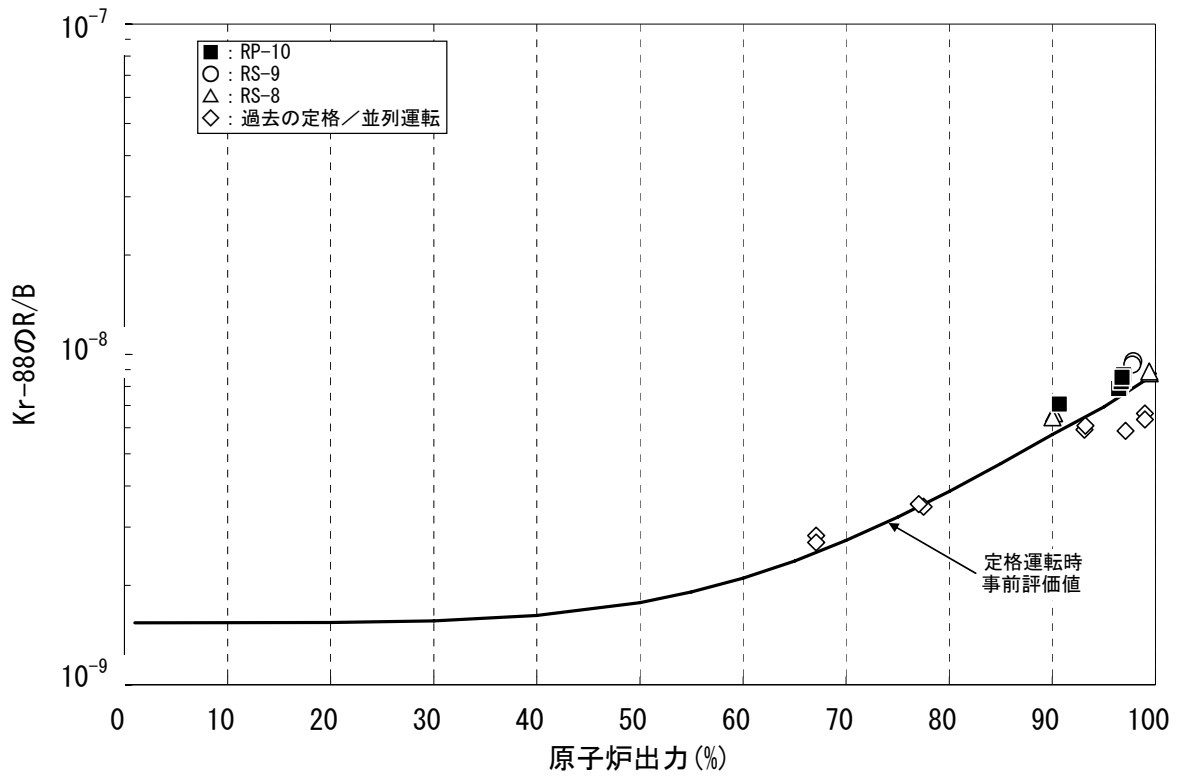
第 3.12 図 1 次冷却材中の放射能(Xe)濃度と原子炉出力の関係



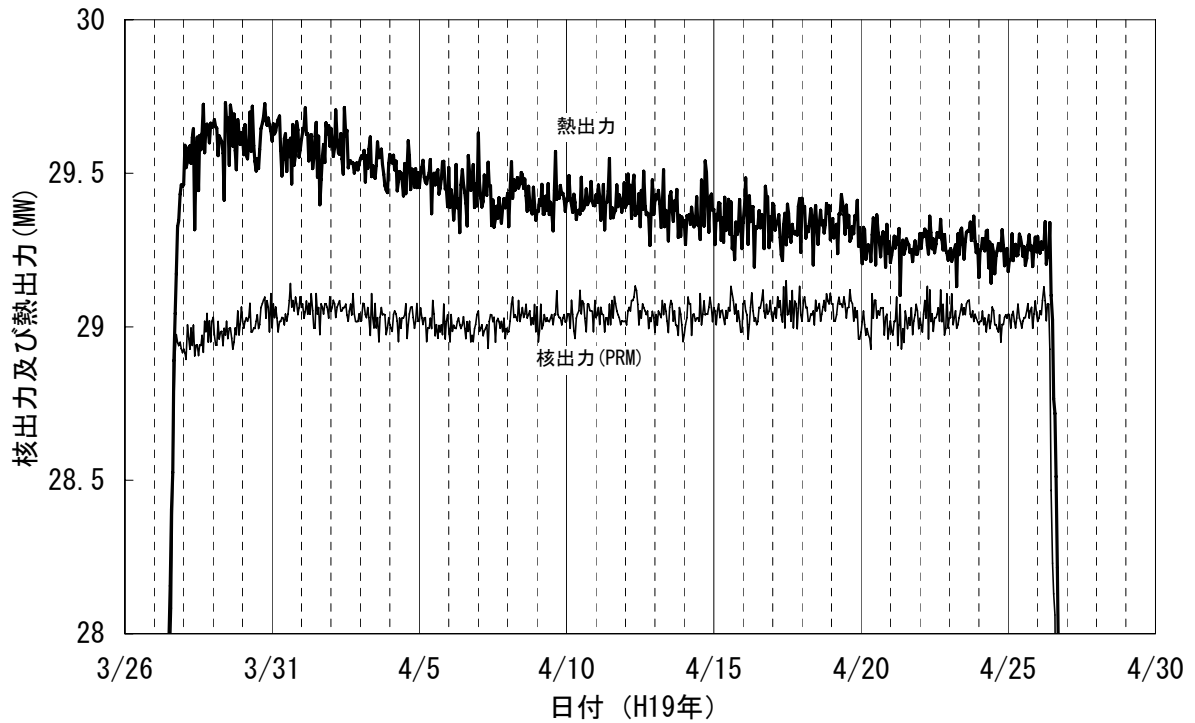
第 3.13 図 1 次冷却材の Kr サンプルング結果



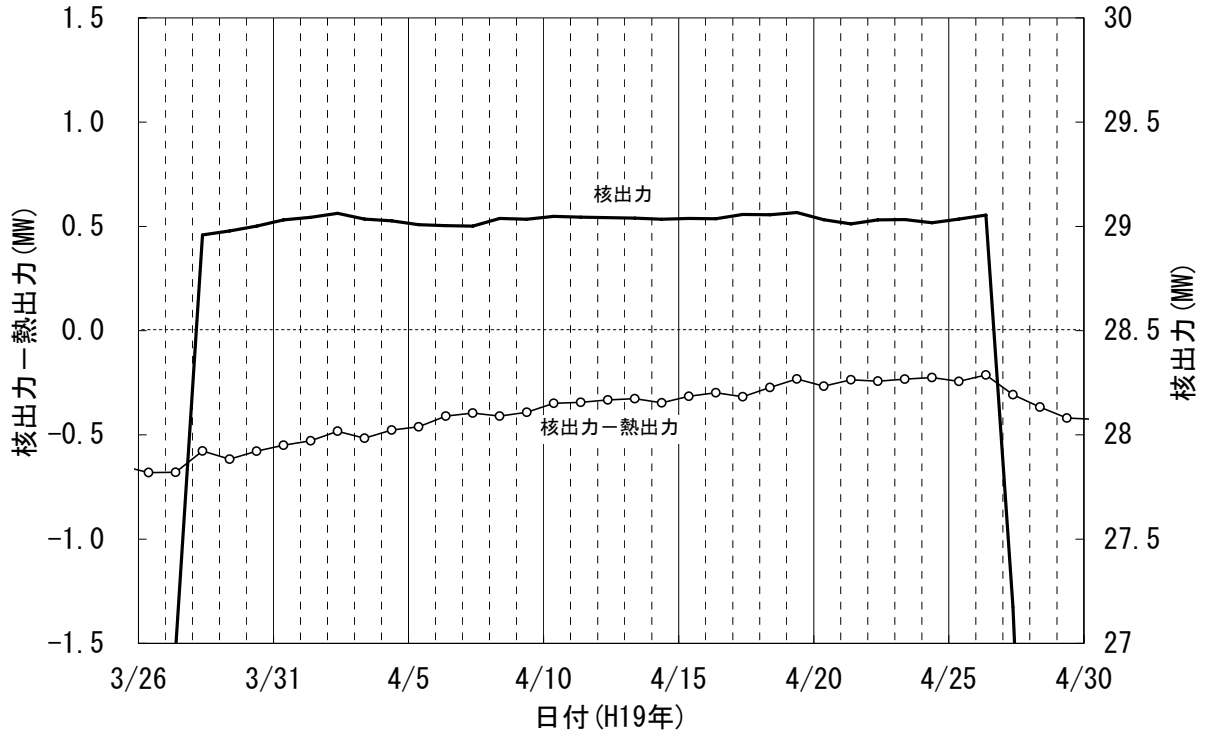
第 3.14 図 1 次冷却材の Xe サンプルング結果



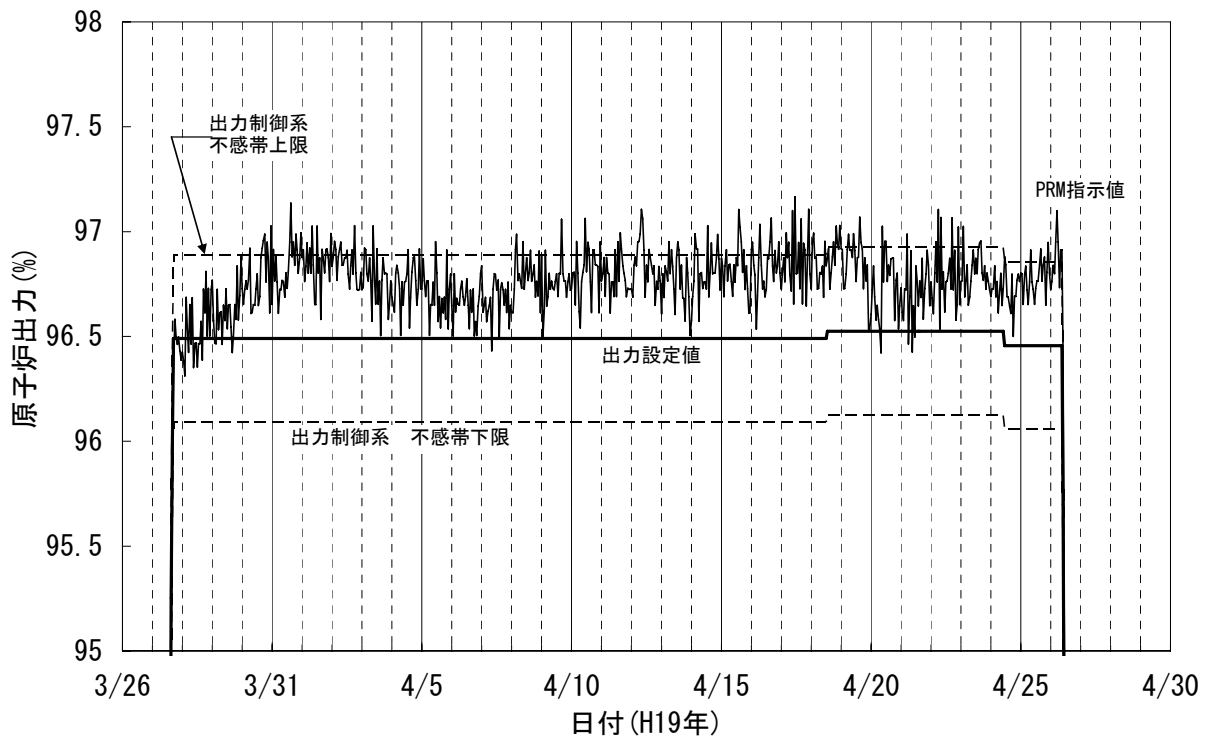
第 3.15 図 Kr-88 の放出率と原子炉出力の関係



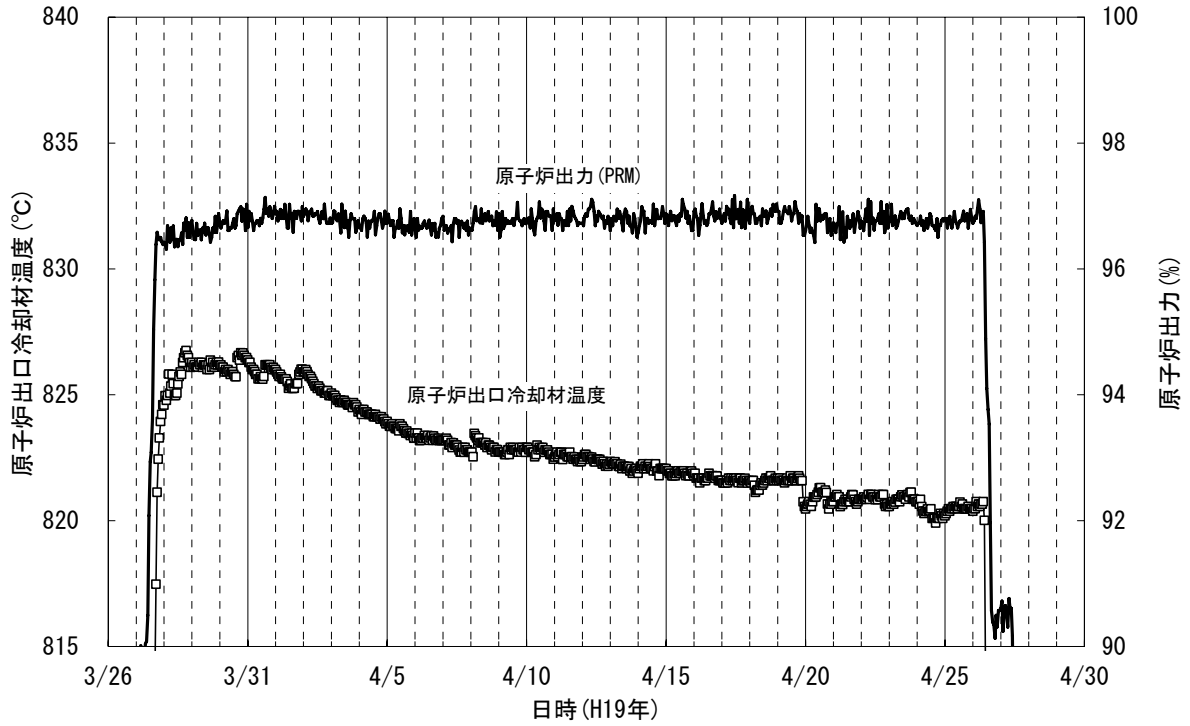
第 3.16 図 出力保持期間中の核出力と熱出力の変化



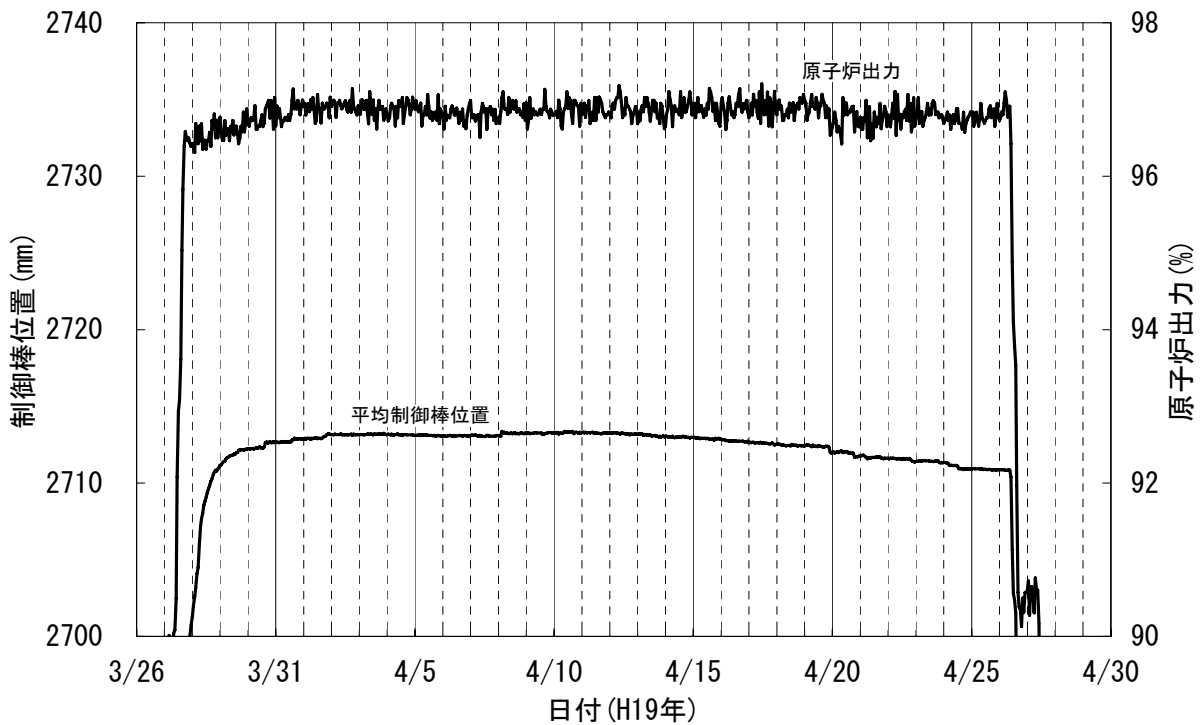
第 3.17 図 出力保持期間中の核出力と熱出力の差の変化挙動



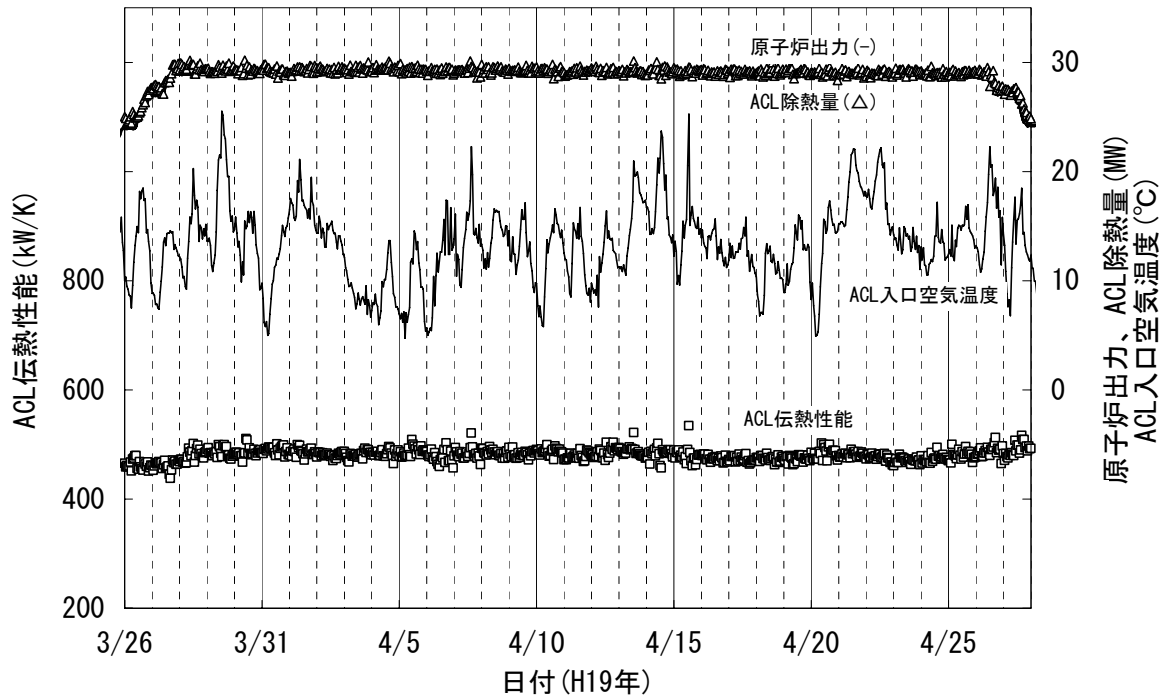
第 3.18 図 出力保持期間中の出力設定値と PRM 指示値の挙動



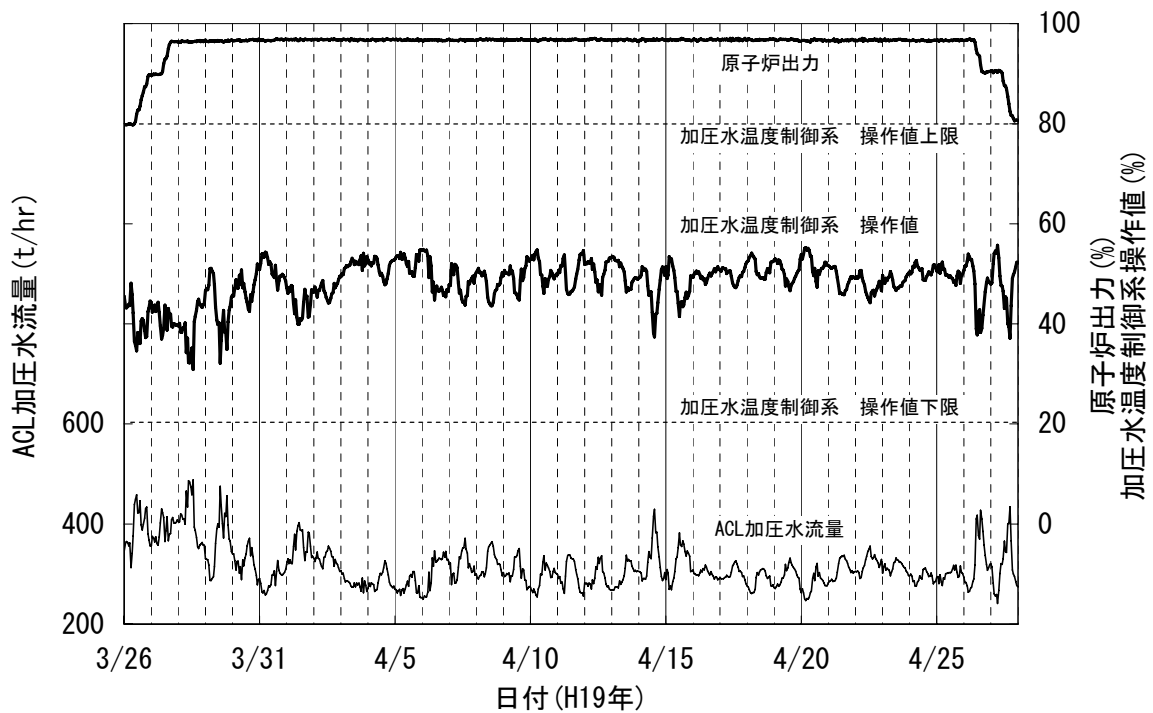
第 3.19 図 出力保持期間中の原子炉出口冷却材温度の挙動



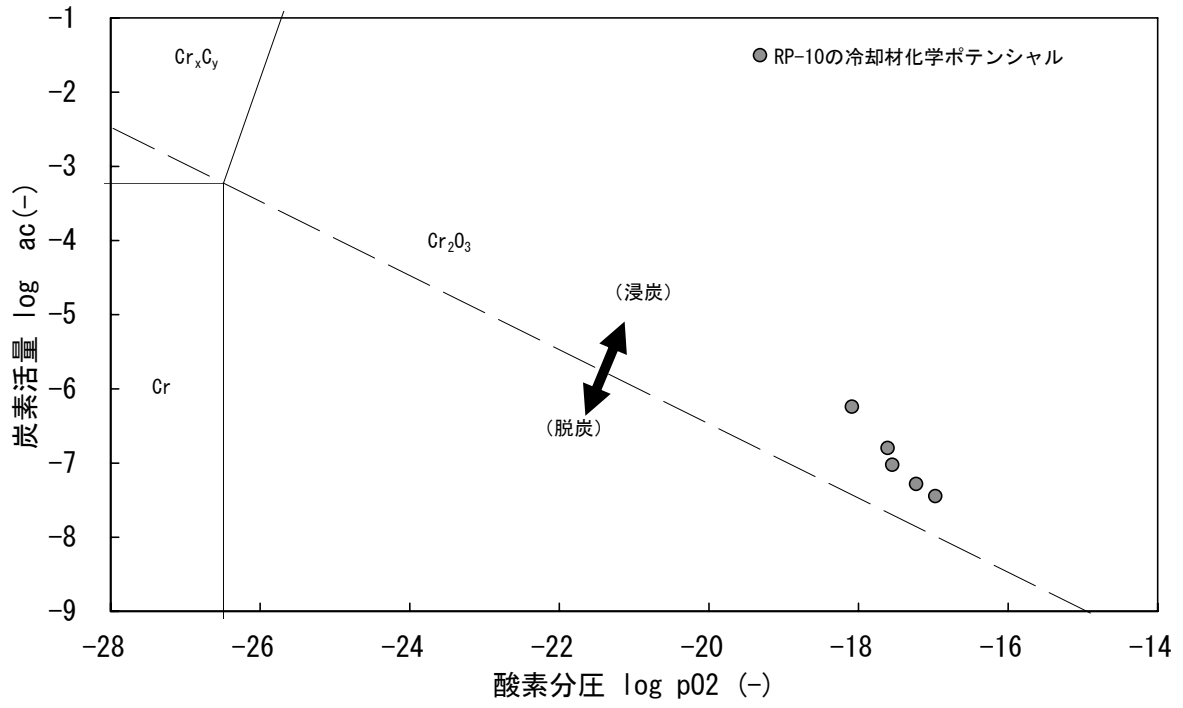
第 3.20 図 出力保持期間中の各制御棒の挙動



第 3.21 図 ACL 伝熱性能、ACL 除熱性能及び ACL 入口空気温度の推移

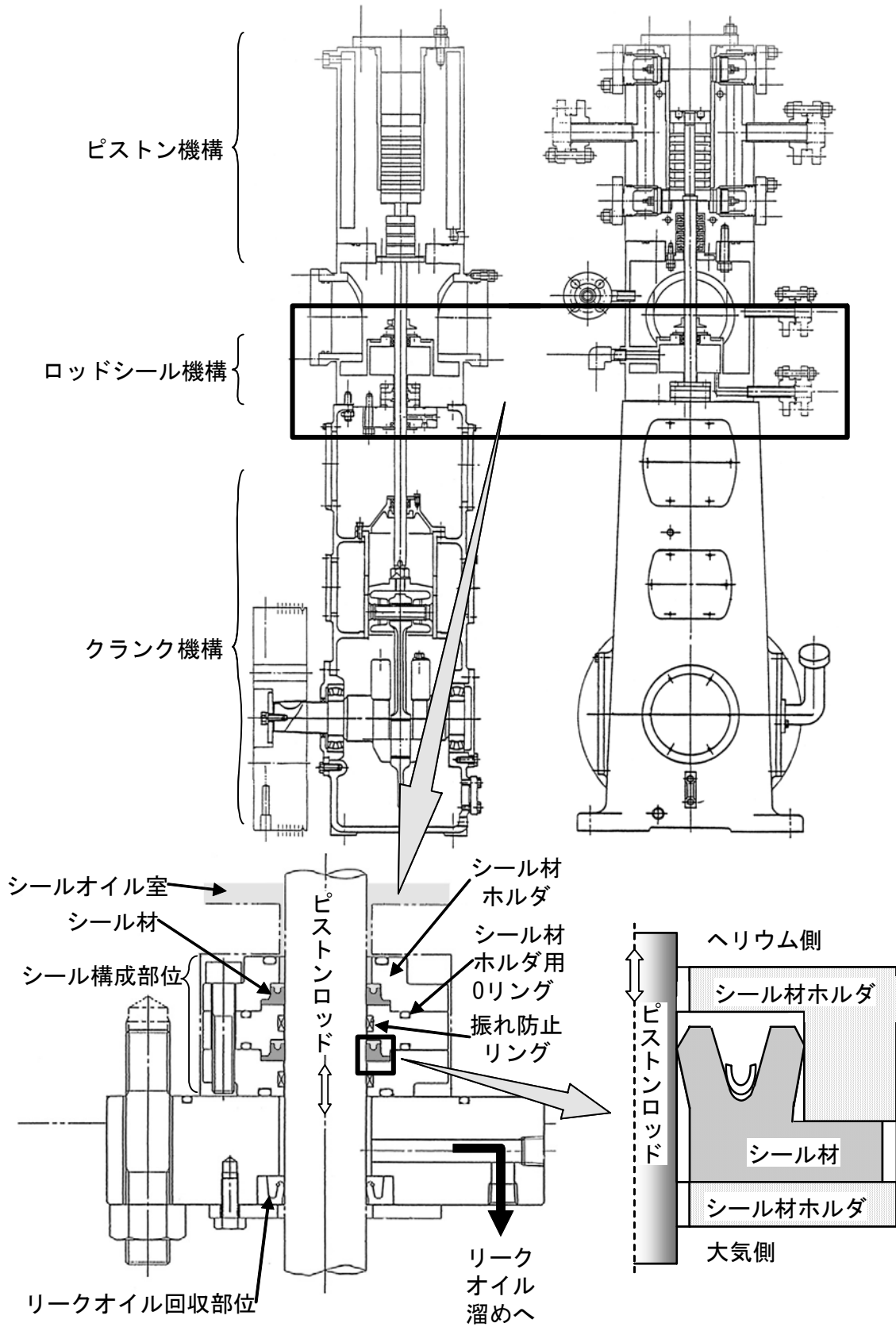


第 3.22 図 ACL 伝熱性能、ACL 除熱性能及び ACL 入口空気温度の推移

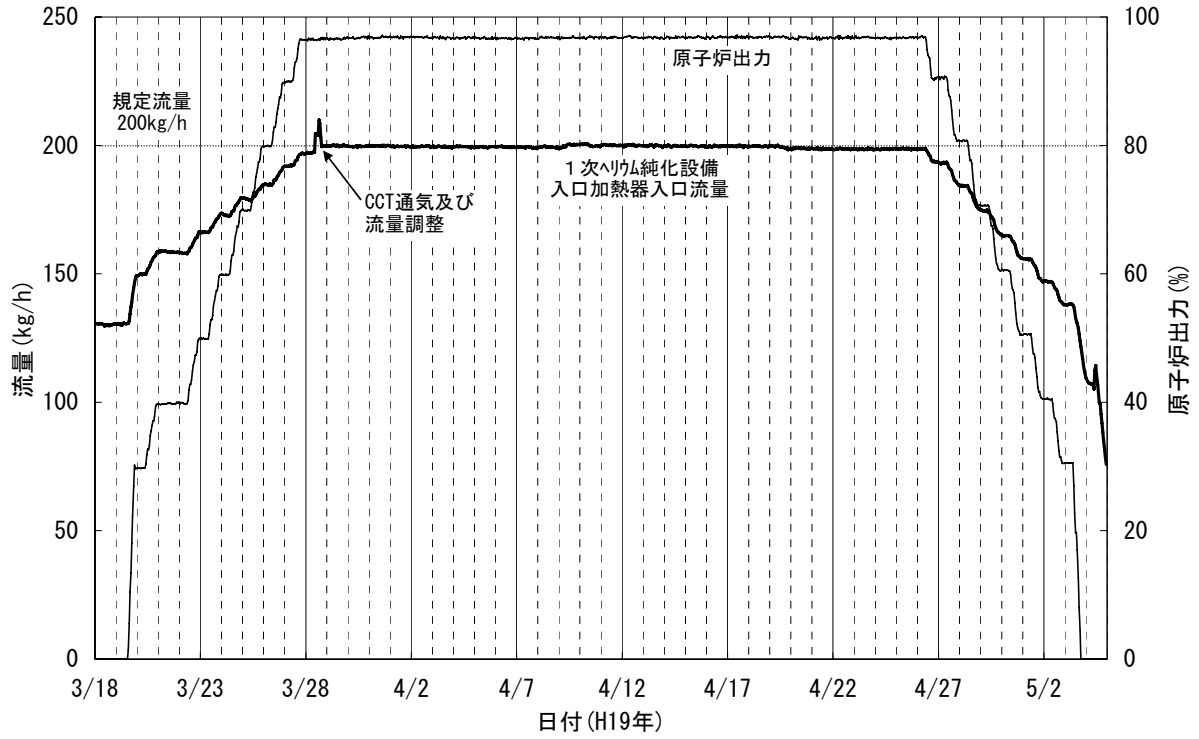


第 3.23 図 クロムスタビリティ図と不純物の脱浸炭性

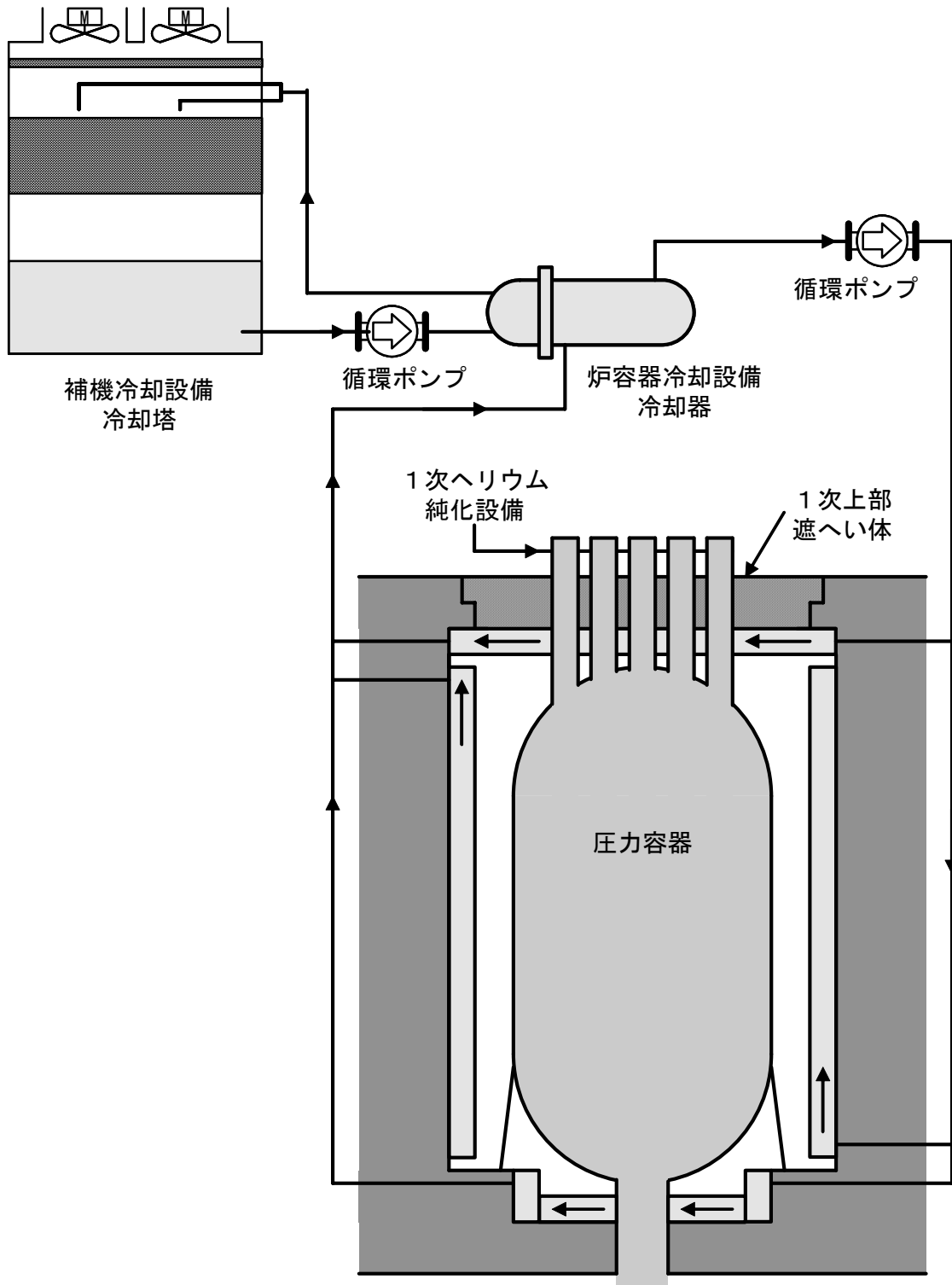




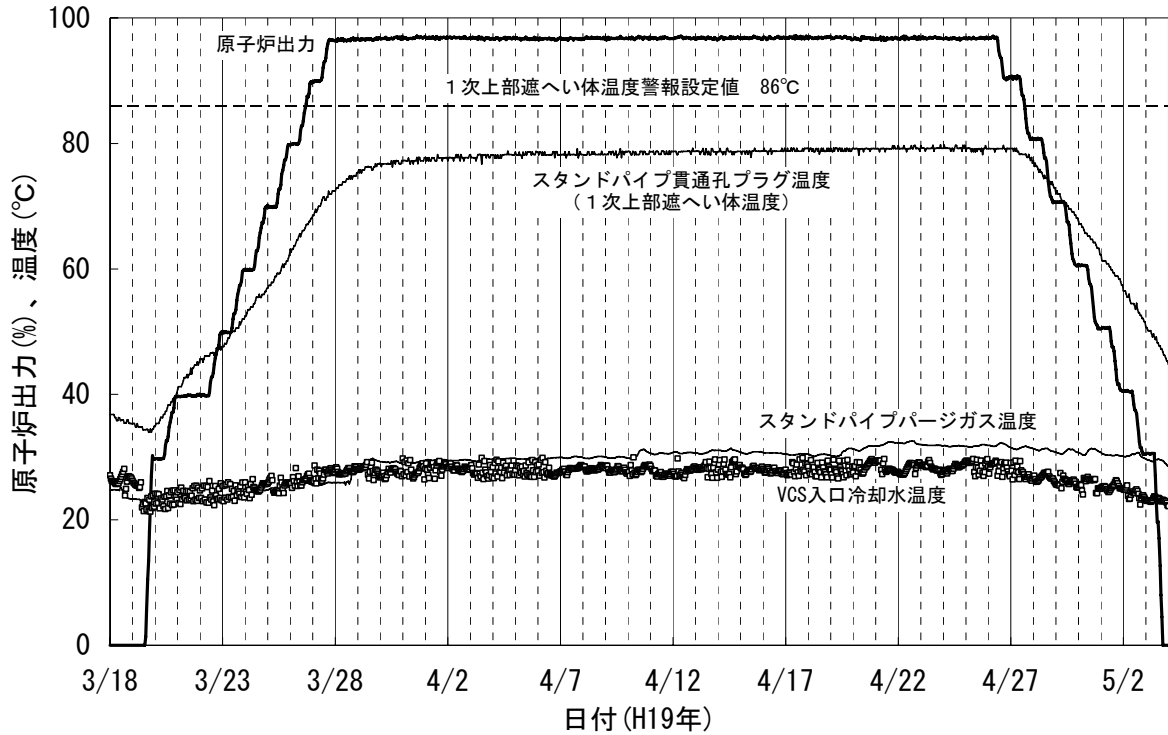
第 3.24 図 1 次ヘリウム純化設備ガス循環機の構造



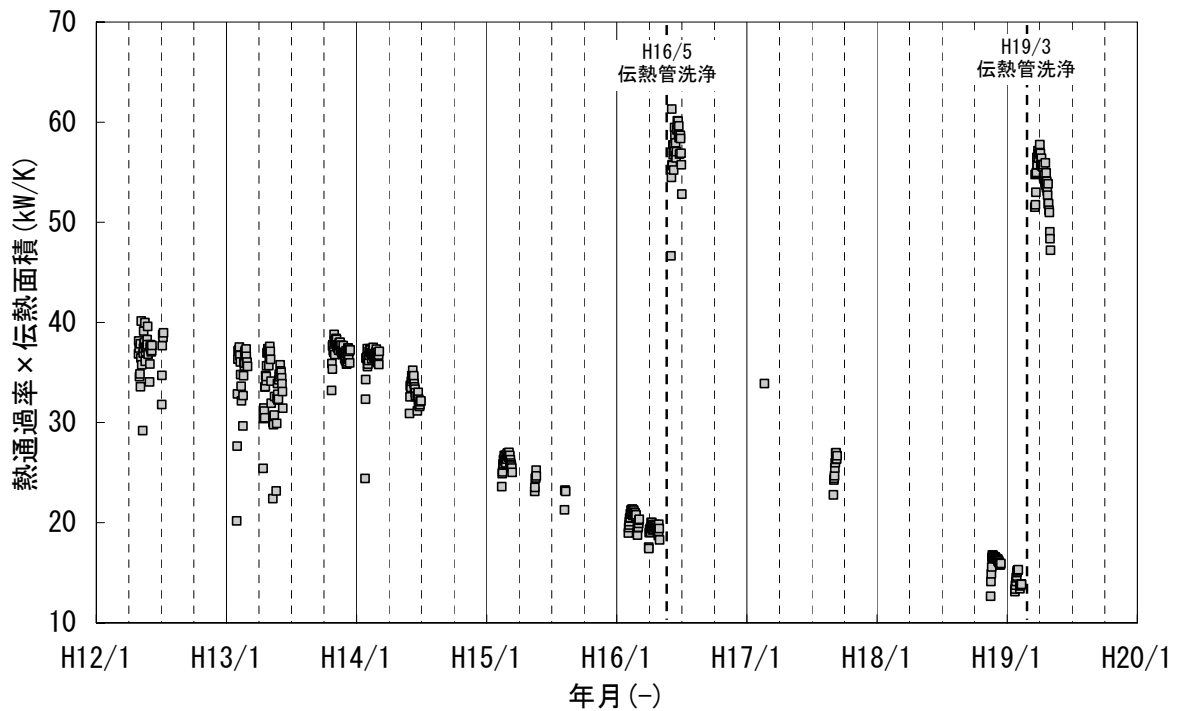
第 3.25 図 1 次ヘリウム純化設備ガス循環機の性能 (流量)



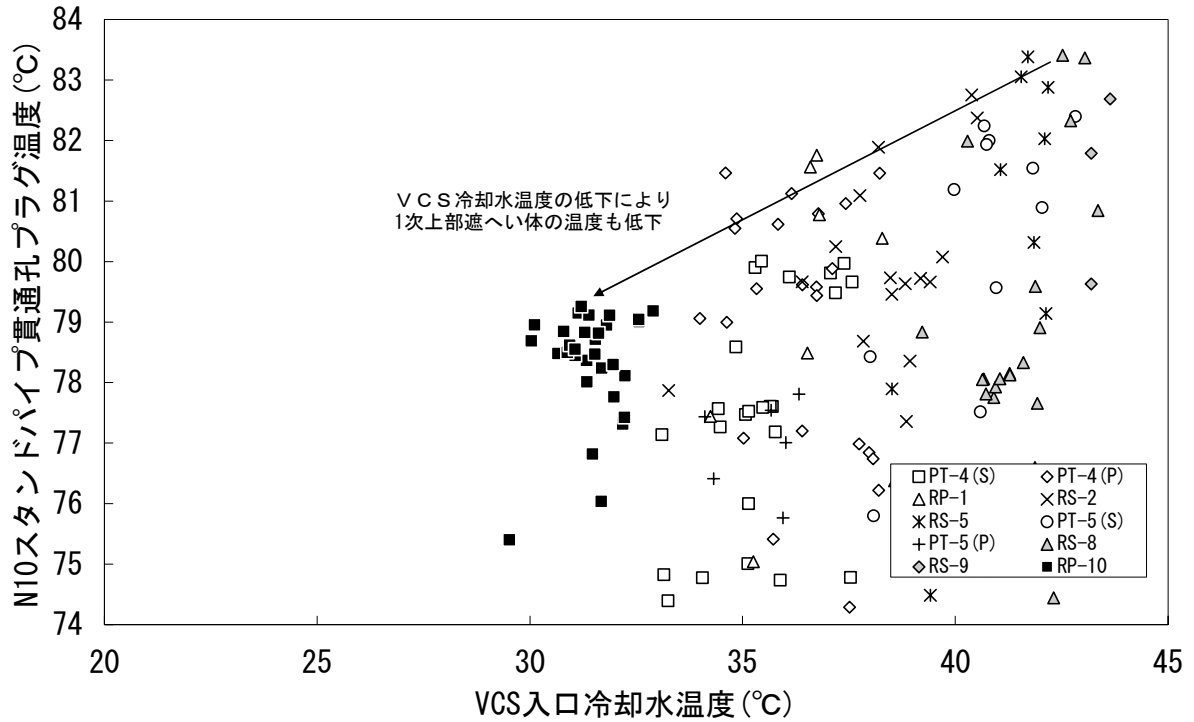
第 3. 26 図 炉容器冷却系統及び上部遮へい体の冷却系統



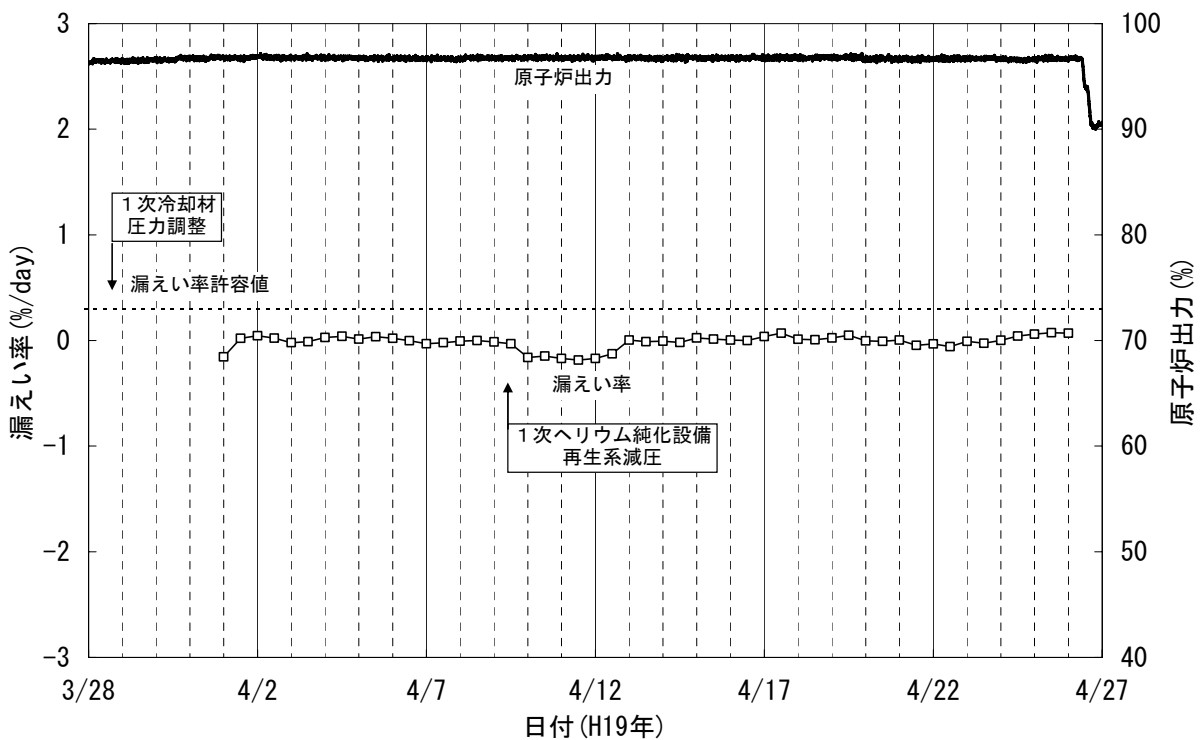
第 3.27 図 1 次上部遮へい体温度及びその冷却に寄与する機器の温度変化



第 3.28 図 VCS 冷却器の熱通過率×伝熱面積の変化



第 3.29 図 VCS 冷却水入口温度と 1 次上部遮へい体温度の関係



第 3.30 図 1 次冷却材漏えい率の変化

This is a blank page.

# 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>
磁界の強度	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>(c)</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>
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>(c)</sup>	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
放射線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性化	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付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
粘りのモーメント	パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	kg s <sup>-2</sup>
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m <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	ジュール毎ケルビン	J/K	kg s <sup>-3</sup>
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 <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比エントロピー	ジュール毎キログラム	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
体積エネルギー	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>
電界の強度	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s A
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</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	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>
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>
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 <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>-1</sup>
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> s A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> s <sup>-3</sup>
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>3</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
放射輝度	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>
酵素活性濃度	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>-12</sup> cm) <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
バット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
ベベル	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>
フオトル	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>-6</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	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 <sup>-6</sup> m

