

JAERI-Tech

JP0550304

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年7月

濱本 真平・渡辺 周二・小山 直
太田 幸丸・柄尾 大輔・藤本 望

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

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

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

濱本 真平・渡辺 周二・小山 直*・太田 幸丸・柄尾 大輔・藤本 望

(2005年4月11日受理)

高温工学試験研究炉(HTTR)の炉容器冷却設備(Vessel Cooling System: VCS)は工学的安全施設の一つであり、配管破断や減圧事故時のような強制循環による炉心の冷却が期待できない場合に、圧力容器の周りに設置した水冷管パネルで輻射及び自然対流によって、炉心の崩壊熱を間接的に除去する設備である。また、通常運転時には1次遮へい体のコンクリート温度を制限値以下に保つ機能を有している。

熱出力 30MWで原子炉出口での冷却材（ヘリウムガス）温度 950 度を達成した出力上昇試験（単独運転モード）までの運転で、VCS による除熱量の変化はないものの、VCS を流れる冷却水の温度が徐々に上がりはじめ、1 次上部遮へい体コンクリート温度の上昇も認められた。

このため、VCS 冷却器の伝熱性能を評価しその低下の程度を明らかにした。その結果、伝熱性能の低下が認められたため、伝熱管の洗浄を行い伝熱性能の回復を図った。これにより、VCS 除熱量を変化させることなく、VCS 冷却器の伝熱性能を大きく改善し、炉容器冷却水の温度を低下させることができた。

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3607

* 業務協力員

Change in Heat Exchange Performance of VCS Cooler and Its Recovery Works

Shinpei HAMAMOTO, Shuji WATANABE, Sunao OYAMA*, Yukimaru OHTA,
Daisuke TOCHIO and Nozomu FUJIMOTO

Department of HTTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received April 11, 2005)

The Vessel Cooling System (VCS) is one of the safety engineered features of the HTTR. The VCS removes the decay heat from the reactor core when the forced circulation can not be maintained due to pipe rupture accidents, etc. VCS cools the core by water cooling panels surrounding the reactor pressure vessel. The VCS also keeps the temperature of the concrete of the primary shielding under the design limit during the normal operation.

The temperature of cooling water of the VCS has recently tended to rise gradually, though the amount of heat removal of VCS has been constant. Accompanying with the increase of the cooling water temperature, the temperature of the shielding concrete is also possible to rise and exceed the limit.

The deterioration of the VCS cooler was verified by the evaluation of the heat exchange performance of the cooler. Therefore, the cleaning of heat transfer tubes was carried out to recover the heat exchange performance. The cleaning recovered the performance of the VCS cooler drastically and the cooling water temperature of the VCS could be reduced sufficiently.

Keywords : HTTR, VCS, Heat Exchange Performance, Heat Transfer Tube, Concrete Temperature

* Cooperative Staff

目 次

1. はじめに	1
2. 冷却設備の概要	2
2.1 HTTR の冷却系統の概要	2
2.2 VCS と補機冷却水設備の概要	2
3. 運転実績と性能評価	9
3.1 運転実績	9
3.2 VCS 冷却器の伝熱性能の評価方法	10
3.3 VCS 冷却器の伝熱性能の評価結果	12
4. 伝熱管の洗浄作業	21
4.1 作業方針	21
4.2 洗浄剤の選定	21
4.3 洗浄作業	21
4.4 洗浄作業による効果	22
5. まとめ	35
謝辞	35
参考文献	35

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Cooling System	2
2.1 Outline of HTTR Cooling System	2
2.2 Outline of Vessel Cooling System and Auxiliary Component Cooling Water System	2
3. Operation Data and Performance of Cooling System	9
3.1 Operation Data	9
3.2 Evaluation Method on Heat Exchange Performance of VCS Cooler	10
3.3 Results of Evaluation on Heat Exchange Performance of VCS Cooler	12
4. Cleaning of Heat Transfer Tube	21
4.1 Principle of Operation	21
4.2 Selection of Cleaning Agent	21
4.3 Cleaning	21
4.4 Effect of Cleaning	22
5. Conclusion	35
Acknowledgments	35
References	35

This is a blank page.

1. はじめに

日本原子力研究所(原研)の高温工学試験研究炉(HTTR: High Temperature engineering Test Reactor)は、高温ガス炉技術基盤の確立と高度化、高温工学に関する先端的基礎研究を主目的として原研大洗研究所に建設された日本初の高温ガス炉である¹⁾。

HTTRは1998年11月10日に初臨界に達した後、1999年9月から行われた出力上昇試験を経て2001年12月7日に原子炉熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度850°Cを達成した。2002年3月6日には定格運転(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²⁾。

2004年3月31日から30MWの高温試験運転を実施し、4月19日には1次加圧水冷却器のみを用いた単独運転により、世界で初めて950°Cの高温のヘリウムガスを原子炉から取り出すことに成功した。引き続き6月2日から並列運転を開始し、6月24日には使用前検査として冷却材飽和確認検査、放射性物質濃度等の測定検査等を受検・合格し、高温試験運転(原子炉冷却材温度950°Cまでの運転)での使用前検査合格証を取得した。

HTTRの冷却設備の一つに炉容器冷却設備(Vessel Cooling System: VCS)がある。これは工学的安全施設の一つであり、強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故時や1次冷却設備の二重管内管破断事故時等に、原子炉圧力容器、炉内構造物、炉心構成要素等の健全性を維持し、燃料に過大な損傷を生じさせないように、圧力容器を輻射及び自然対流により除熱する設備である。また、通常運転時には1次遮へい体のコンクリート温度を制限値以下に保つ機能を有している。

これまでの運転で、VCSによる除熱量は十分確保されていたが、VCSを流れる冷却水の温度が徐々に上がりはじめ、解析温度を基準に設定した暫定値(46°C)の「炉容器冷却水上部パネル出口温度高」が発報するまでに到了。なお、VCSの最高使用温度は90°Cである。さらに冷却水の温度上昇に伴い、遮へい体であるコンクリート温度の上昇も懸念された。このままでは、次回の運転時にコンクリート温度が制限値(88°C)に近づくことも予想されたため、炉容器冷却水の温度を低下させる対策を行うこととした。

炉容器冷却水の温度を管理している機器の1つにVCS冷却器がある。このVCS冷却器に着目し、VCS冷却器の伝熱性能の評価、低下の程度及び低下に対する対策を行った。本報では、それらの結果及び対策によって得られた効果について報告する。

2. 冷却設備の概要

2.1 HTTRの冷却系統の概要

HTTR の冷却系統を Fig. 2.1 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、原子炉スクラム時などの異常時に原子炉の残留熱を除去する補助冷却設備、原子炉圧力容器の周囲に設置した水冷管パネルにより 1 次遮へい体を冷却するとともに減圧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、原子炉内で発生した熱を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)より大気へと放散するものである。HTTR の運転方法には PPWC で 20MW、IHX で 10MW の除熱を行う並列運転と、IHX は使用せずに PPWC のみで 30MW の除熱を行う単独運転がある。

補助冷却設備は、通常時は待機状態であり、原子炉スクラム時に自動起動され、炉心冷却を行う設備である。炉心からのヘリウムガスは補助冷却器で冷却され、この熱は最終的に補助空気冷却器で大気へ放散される。

炉容器冷却設備については以下で述べる。

2.2 VCS と補機冷却水設備の概要

(1)VCS の概要

VCS の系統概略図を Fig.2.2 に示す。VCS は、強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故及び 1 次冷却設備の二重管内管破損事故時等に、原子炉圧力容器、炉内構造物、炉心構成要素等の健全性を維持し、燃料に重大な損傷を生じさせないように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去すること、並びに通常運転時に原子炉圧力容器を取り囲む 1 次遮へい体のコンクリートを冷却することを目的としている。

系統は、原子炉圧力容器の周囲に設置された水冷管パネル、冷却器、循環ポンプ、サージタンク、配管・弁類等より構成され、2 ループの閉回路である。

水冷管パネルは、原子炉圧力容器が配置されている原子炉圧力容器室に設置されている。原子炉圧力容器室の天井に設置されているパネルを上部パネル、壁面に設置されているパネルを側部パネル、原子炉下部室に設置されているパネルを下部パネルと呼ぶ。炉室内の上部・側部・下部水冷管パネルの配置を Fig. 2.3 に示す。それぞれのパネルに冷却水を循環させて、輻射及び自然対流により原子炉圧力容器を冷却するとともに、パネルが設置されている 1 次遮へい体のコンクリートを冷却する。

冷却器の循環ポンプは、原子炉建家地下三階にある炉容器冷却設備 A 室及び炉容器冷却設備 B 室にそれぞれ設置され、多重化されている。循環ポンプにより送り出された冷却水は、水冷管パネルを通り、原子炉圧力容器及び 1 次遮へい体を冷却する。この冷却水は VCS 冷却器にて、補機冷却水設備から供給される補機冷却水によって冷却されて循環ポンプに戻る。

冷却器は Fig. 2.4 に示すように、横置きUチューブを用いたシェルアンドチューブ型の熱交換器であり、胴側を炉容器冷却水が流れ、管側を補機冷却水設備からの補機冷却水が流れている。本報の 4 章に、

管板部分や、そこから撮影した伝熱管内部の写真を載せる。

(2) 補機冷却水設備の概要

補機冷却水設備は、Fig. 2.5 に示すように、循環ポンプ、冷却塔、配管・弁類等から構成される 2 ループの開回路であり、VCS 冷却器、ヘリウム循環機、空調用冷凍機等の機器へ冷却水を供給する。HTTR 原子炉建家の北側に設けられた湿式冷却塔を用いて、1 次系の機器(ガス循環機、空調用冷却器、VCS 冷却器等)を冷却するための冷却水を供給するとともに、各系統・機器で温度が上昇した冷却水を冷却塔で冷却することを目的とする。補機冷却水の温度は、冷却塔のファンの起動・停止によって所定の温度範囲(およそ 15~30°C)に制御している。ファンの起動・停止は制御室から、運転員の手動操作により行っている。

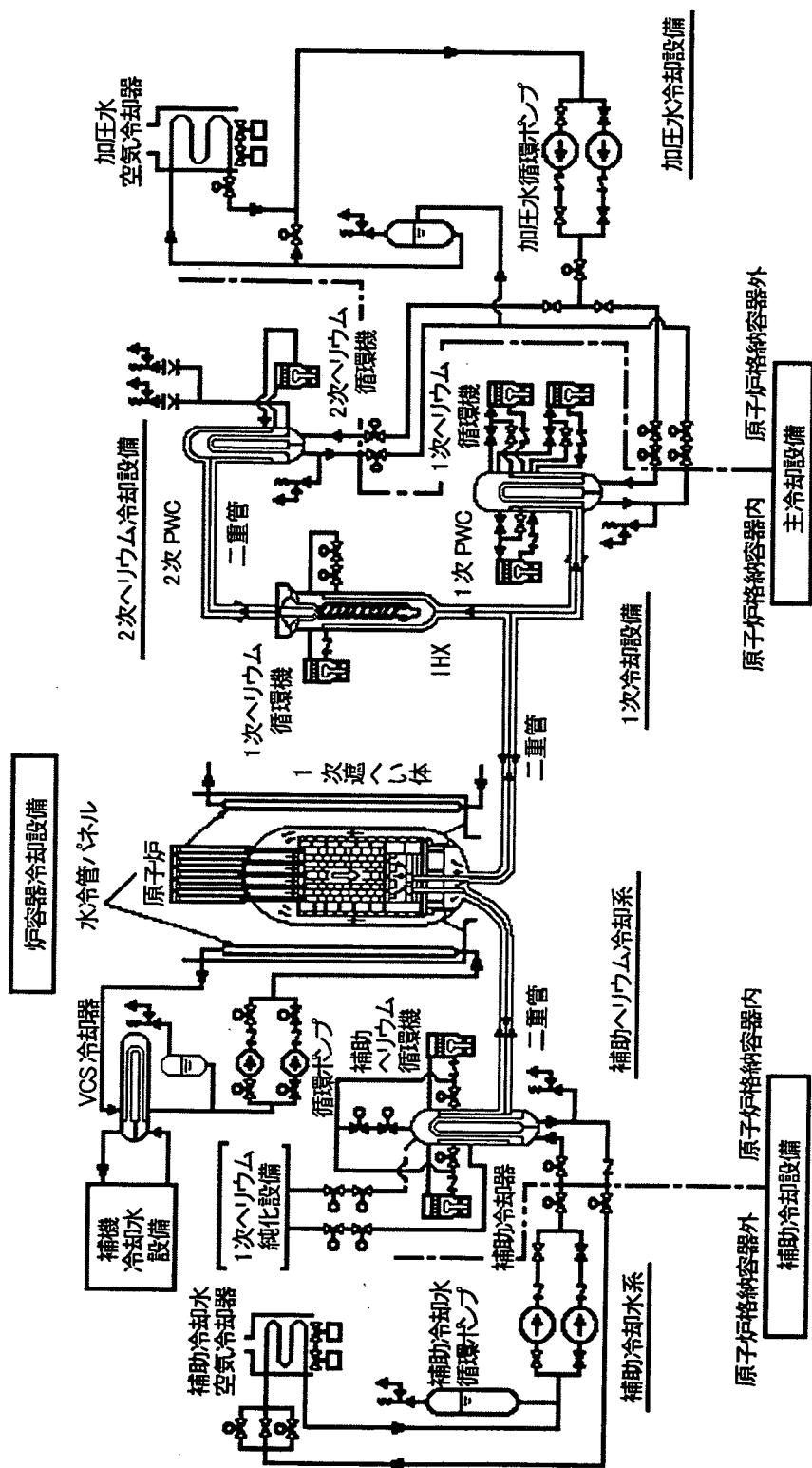


Fig. 2.1 HTTRの冷却系統

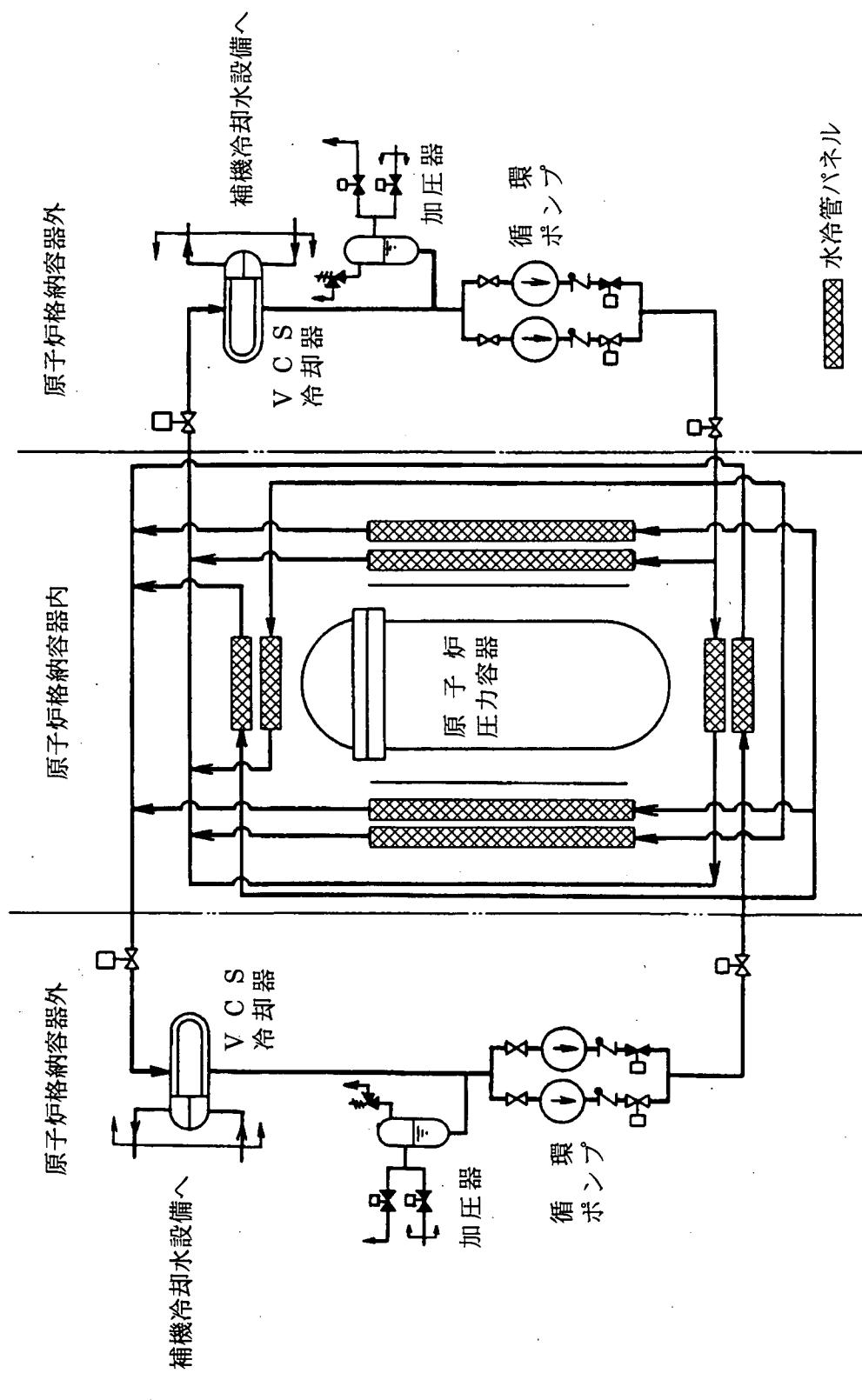


Fig. 2.2 炉容器冷却設備の系統概略図

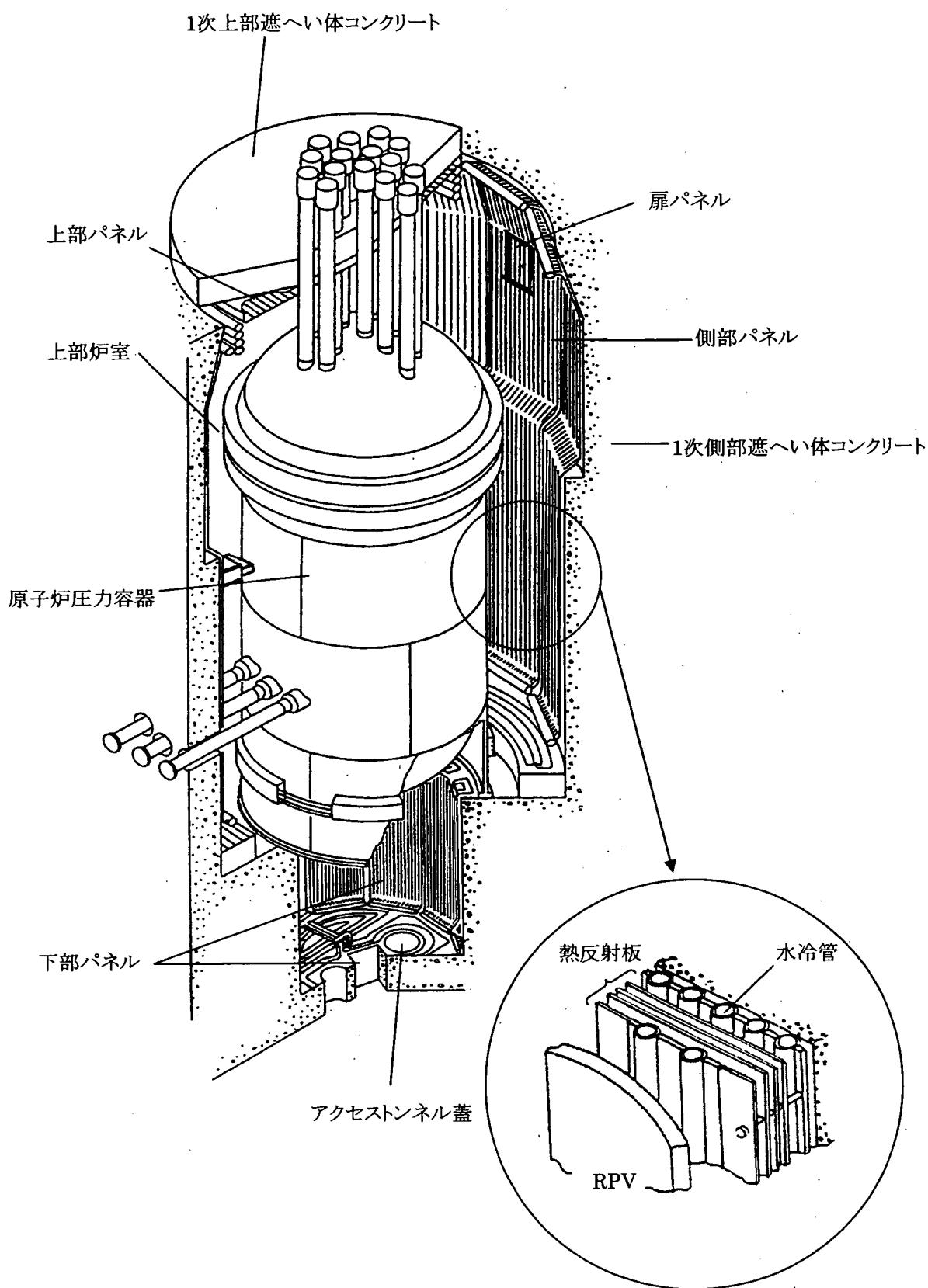
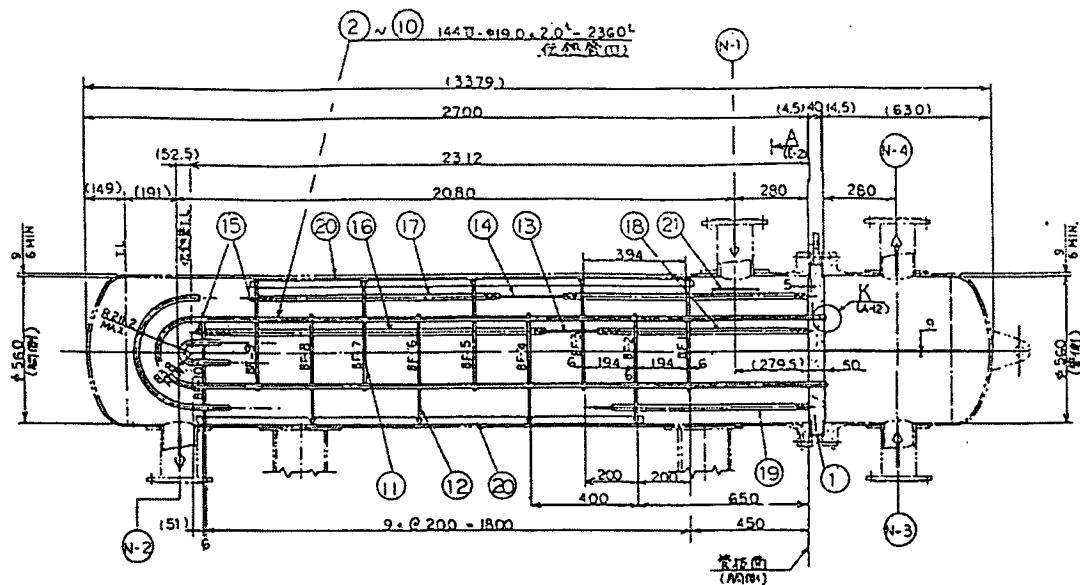


Fig. 2.3 原子炉圧力容器及び水冷管パネルの全体図



品番	員数	名称	材質	備考
1	1	管版	SUSF316L	
2	21	伝熱管 (U)	SUS316LTB	Φ 19.0 × 2.0t
3	20			
4	17			
5	18			
6	16			
7	16			
8	15			
9	12			
10	9	伝熱管 (U)	SUS316LTB	Φ 19.0 × 2.0t
11	5	BF1~9 邪魔板	SS400	6t
12	5	BF2~10 邪魔板	SS400	6t
13	8	タイロッド	SS400	Φ 13
14	2	タイロッド	SS400	Φ 13
15	20	M12 六角ナット	SS400	
16	54	スペーサー	SGP	1/2B
17	16	スペーサー	SGP	1/2B
18	8	スペーサー	SGP	1/2B
19	2	スペーサー	SGP	1/2B
20	4	スライド板	SS400	
21	1	緩衝板	SS400	
22	1	吊り金具	SS400	
23	2	M16 六角プラグ	SUS304	
24	2	ガスケット	T#1000	
25	2	M16 アイボルト	SR540E	

Fig.2.4 VCS 冷却器の詳細図

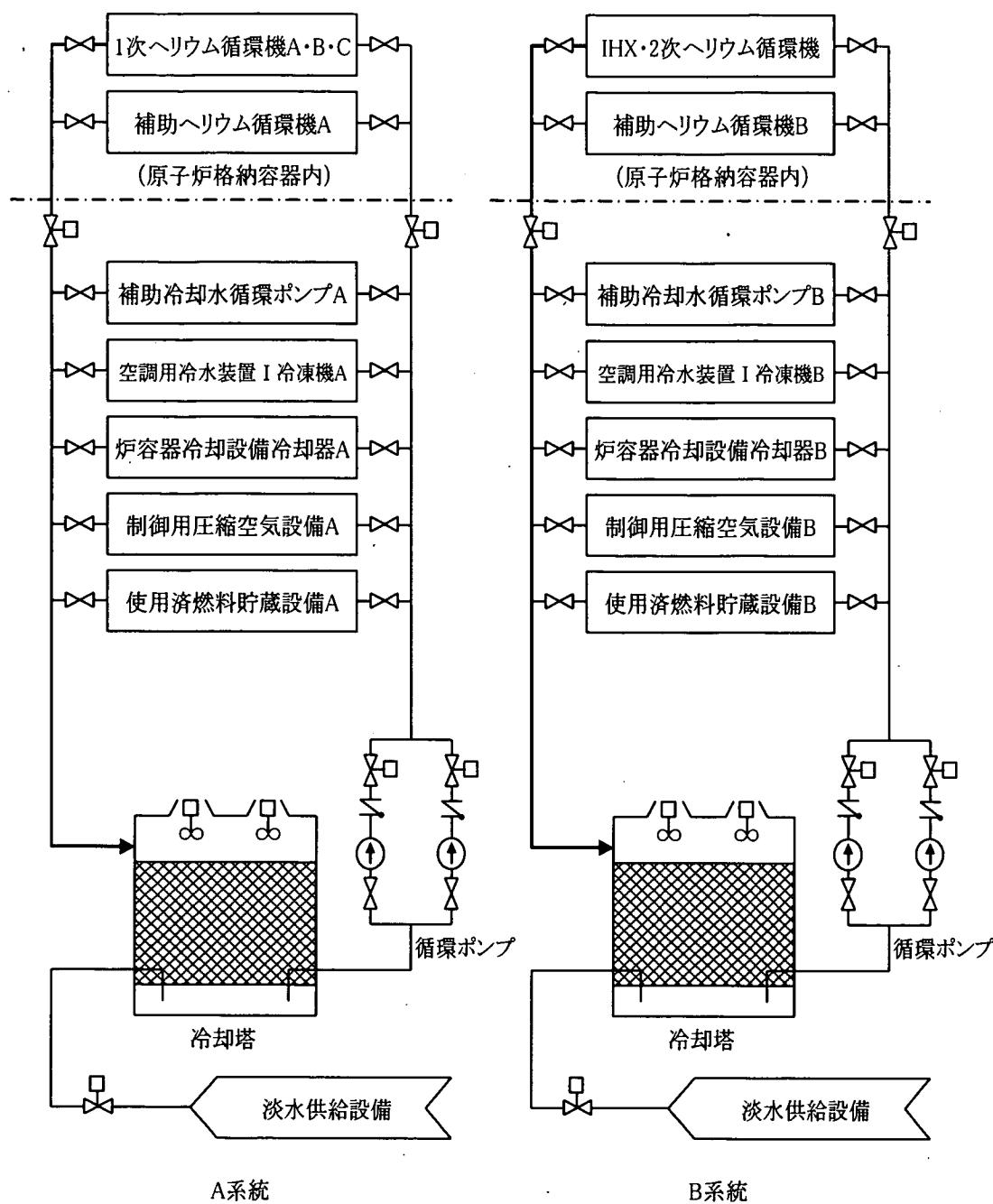


Fig. 2.5 補機冷却水設備の系統概略図

3. 運転実績と性能評価

3.1 運転実績

(1) 運転履歴

HTTR は、燃料装荷、初臨界達成、臨界試験を経て出力上昇試験（PT-1～PT-4）を行い、出力を段階的に上昇させ各種の試験を行ってきた²⁾。更に、定格運転モードでの 100%出力達成後、数サイクルの運転を経て高温試験運転モードによる出力上昇試験（PT-5）を行ってきた。これまでに示す。

VCS の運転は、1996 年の系統別・総合機能試験から開始されている。また、崩壊熱を除去するため、原子炉の起動・停止に関係なく連続運転されている。そのため、最も運転時間の長い冷却系である。

(2) VCS 除熱量の変化

VCS の冷却水流量は一定値制御であるため、VCS の除熱量は原子炉圧力容器の温度によって変化する。これは、VCS 除熱量は原子炉出力に応じて変化することを意味する。PT-2 から、PT-5 単独運転の間の運転での VCS 除熱量と原子炉出力の関係を Fig.3.1 に示す。同図から、VCS 除熱量は出力の上昇とともに増加し、100%出力では 800kW 前後の値を示している。この値は運転時期によらずほぼ一定の値を示しており、経年変化は見られない。

VCS の除熱量の設計上の要求は 100%出力運転時に 1 系統で 0.3MW (300kW) 以上であることである。VCS の除熱量はこの値を満足している。

(2) VCS 冷却器周りの温度

VCS 冷却器周りについては、Fig.3.2 に示すように、補機冷却水設備から供給される冷却水の温度（補機冷却水母管供給温度：）と VCS パネルへの入口温度（VCS パネル入口温度と呼ぶ）の温度が測定されている。このほかに、VCS パネルの上部パネル、側部パネル及び下部パネルそれぞれのパネル出口での温度も測定されている。

100%出力まで初めて上昇した、PT-4 単独時の VCS 冷却器周りの温度と原子炉出力の関係を Fig.3.3 及び 3.4 に示す。補機冷却水母管供給温度は、冷却塔のファンの on-off に応じて変化する。この操作は手動で行っているため、温度の変化が頻繁に起こっていることがわかる。これは、出力が 87% 以上になった時点で、補機冷却水母管供給温度を制御範囲内に収めるため、ファンの on-off の間隔を短くしたためである。PT-4 単独では、100%出力時に A 系 B 系とも補機冷却水母管供給温度を 17~23°C 程度の範囲に制御している。このとき、VCS パネル入口温度は 29~36°C の範囲で変化している。

次に、PT-4 単独後約 3 年経過した PT-5 単独での VCS 冷却器周りの温度と原子炉出力の関係を Fig.3.5 及び 3.6 に示す。このときは、100%出力時において、補機冷却水母管供給温度を 16~23°C の範囲に制御しているにもかかわらず、VCS パネル入口温度は 36~41°C となっている。

PT-4 から PT-5 単独までの、100%出力時における補機冷却水母管供給温度と VCS パネル入口

温度の概略値を Table3.2 に示す。この表から、補機冷却水母管供給温度はいずれの運転でもほぼ同じ値に制御されているが、VCS パネル入口温度は徐々に高くなっていることがわかる。

次に、VCS 冷却器周りの流量をまとめたものを Table3.3 に示す。この表から、VCS 冷却器を流れる補機冷却水の流量も VCS パネル流量も変化は見られない。このことから、VCS パネル入口温度の上昇は VCS 冷却器の流量の変化によるものではなく、VCS 冷却器の伝熱性能の低下によることがわかった。

3. 2 VCS 冷却器の伝熱性能の評価方法³⁾

これまでの運転データから、VCS 冷却器の伝熱性能が低下していることが明らかとなった。この伝熱性能の低下を定量的に評価するため、VCS 冷却器での交換熱量を評価し、この値と対数平均温度差から伝熱性能を評価することとした。

(1) VCS 冷却器における交換熱量の評価

VCS 冷却器における交換熱量は、炉容器冷却水が炉容器冷却系で受け取った熱量を交換熱量とした。VCS 冷却器の交換熱量は各パネルでの除熱量の和として、以下のように求める。

$$Q^H = G^H \cdot C_n \cdot (T_{out}^H - T_{in}) \quad \dots \dots \dots \quad (2)$$

ここで、

O 交換熱量 [W]

Q^H : 上部パネル除熱量 [W]

Q^S : 側部パネル除熱量 [W]

Q^L : 下部パネル除熱量 [W]

G^H : 上部パラメータ冷却水流量 [kg/s]

C^s :側部パネル冷却水流量 [kg/s]

G^L : 下部パネル滌却水流量 [kg/s]

T : 恒容器冷却水进口温度 [°C]

T_{IN}^H 檢査器前卸料口流入空氣溫度 [°C]

T_{OUT} : 炉容器冷却水 上部ノスル出口温度 [C]

T_{OUT}^L : 炉容器冷却水 側部ハーネル出口温度 [C]

G_{out} : 炉容器冷却水 下部ハネル出口温度

(2) 冷却器出口における炉容器冷却水・補機冷却水温度の算出

HTTR では炉容器冷却水、補機冷却水の温度について VCS 冷却器の入口部での温度が計測されているが、出口側の温度については計測されていない。そこで、以下の式で算出した。

$$T_{OUT}^{\text{捕}} = \frac{Q}{G^{\text{捕}} \cdot C_p} + T_{IN}^{\text{捕}} \quad \dots \dots \dots \quad (6)$$

ここで、

Q	: 交換熱量 [W]
G^V	: 炉容器冷却水流量 [kg/s]
$G^{\text{補}}$: 補機冷却水流量 [kg/s]
T_{IN}^V	: 炉容器冷却水 冷却器入口温度 [°C]
T_{OUT}^V	: 炉容器冷却水 冷却器出口温度 [°C]
$T_{IN}^{\text{補}}$: 補機冷却水 冷却器入口温度 [°C]
$T_{OUT}^{\text{補}}$: 補機冷却水 冷却器出口温度 [°C]
C_p	: 冷却水 定压比熱 [J/kg·K]

(3) 熱交換性能の評価

一般に、熱交換器の交換熱量は以下の式で与えられる。

$$T_1 = T_{IN}^V - T_{OUT}^{\text{補}} \quad \dots \dots \dots \quad (9)$$

$$T_2 = T_{IN}^{\text{補}} - T_{OUT}^V \quad \dots \dots \dots \quad (10)$$

二二六

Q	: 交換熱量 [W]
U	: 热通過率 [$\text{W}/\text{m}^2 \cdot \text{K}$]
A	: 伝熱面積 [m^2]
ΔT_L	: 対数平均温度差 [K]
Ψ	: 热交換器の形式により決まる修正係数 [-]
T_{IN}^V	: 炉容器冷却水 冷却器入口温度 [°C]
T_{OUT}^V	: 炉容器冷却水 冷却器出口温度 [°C]
$T_{IN}^{\text{補}}$: 補機冷却水 冷却器入口温度 [°C]
$T_{OUT}^{\text{補}}$: 補機冷却水 冷却器出口温度 [°C]

式(7)中の UA は熱交換器の伝熱性能を示す値であり、本評価においてもこの値を冷却器の性能とみなすこととする。

3. 3 VCS 冷却器の伝熱性能の評価結果

(1) PT-5 単独での伝熱性能

炉容器冷却水の温度が最も高くなった PT-5 単独での VCS 冷却器（A 系統）の伝熱性能の変化を Fig.3.7 に示す。3月 25 日以前は A 系統の VCS 冷却器前後にほとんど温度差がないため、UA（熱通過率×伝熱面積）の値は大きく変動している。しかしながら、3月 25 日以降は、1 次冷却系統の温度が約 120°C に維持され、VCS 冷却器周りに温度差が生じ始めたため、UA の値のばらつきが小さくなり、15~20kW/°C の値を示すようになっている。原子炉の起動後は、値のばらつきが小さくなっているが、UA の値はほぼ 20 kW/°C 一定の値を示している。原子炉停止後は VCS 冷却器周りで温度差がなくなるため、値のばらつきが再度大きくなっている。

ここで、VCS 冷却器（A 系統）周りの温度挙動を示した Fig.3.5 と比較してみると、補機冷却水母管供給温度は 16~28°C の範囲で変動し、その周期も短い。これに対応して VCS パネル入口温度も大きく変化している。また、VCS パネル入口温度と補機冷却水母管供給温度の差は出力に応じて変化している。これらの温度挙動から、VCS 冷却器の伝熱性能の変化を知ることは困難である。しかしながら、UA の値で整理することによって、原子炉運転中に VCS 冷却器の伝熱性能はほぼ変化せず、一定の値を示すことが明らかとなった。

更に、原子炉が停止中でも、系統の温度がある程度上昇し、VCS 冷却器前後に温度差が生ずれば伝熱性能を評価できることが明らかとなった。

B 系統の VCS 冷却器の伝熱性能の変化を Fig.3.8 に示す。B 系統では、3月 21 日時点から VCS 冷却器周りに温度差が生じているため、UA は安定した値を示しており、15~20 kW/°C の値を示している。原子炉起動後は、ほぼ 20 kW/°C の値を示している。VCS 冷却器周りの温度挙動と比較しても、A 系統と同様に、温度が大きく変化しても伝熱性能はほぼ一定の値を示している。また、原子炉停止時でも UA は 100% 出力運転時とほぼ同じ値を示している。このことからも、系統にある程度の温度差が生じていれば VCS 冷却器の伝熱性能を評価できることがわかる。

(2)これまでの運転による伝熱性能の変化

出力上昇試験開始から PT-5 単独までの VCS 冷却器（A 系統）の伝熱性能の変化を Fig.3.9 に示す。ここで示す値は、原子炉が起動している期間の、UA の一日平均の値をプロットしている。最初の出力上昇試験である PT-1 では、UA の値は約 40kW/°C となっている。その後、PT-4 まではほぼ同程度の値を示しているが、RP/RS-1 から下がり始め、PT-5 単独では半分の 20 kW/°C 程度まで落ちている。

B 系統の VCS 冷却器の伝熱性能の変化を Fig.3.10 に示す。B 系統では、PT-1 での値は約 40 kW/°C と A 系統とほぼ同じ値を示しているが、その値は運転の経過とともに急速に低下し、PT-4 では 25 kW/°C 程度まで落ちている。この後その低下の度合いは小さくなっているが、PT-5 単独

では A 系統とほぼ同じ $20 \text{ kW}/\text{°C}$ 程度の値を示している。

以上から、A 系統 B 系統とも PT-5 単独運転時には PT-1 での性能の半分にまで下がっていることがわかる。しかしながら、Fig.3.1 に示すように、この間の VCS の除熱量の変化はほとんど見られない。このため、時間の経過とともに VCS 冷却器での対数平均温度差が大きくなり、結果として炉容器冷却水の温度が上昇し、警報が発報する温度まで上昇してきている。このことにより、1 次遮へい体コンクリート温度が上昇することが予想される。

Table 3.1 HTTR での運転履歴の概要

運転名	運転モード	期間	到達出力
PT-1 (出力上昇試験(1))	定格	単独 2000 4/29 ~ 5/8	3MW(10%)
		2000 5/11 ~ 5/26	9MW(30%)
	並列	2000 5/30 ~ 6/6	9MW(30%)
PT-2-1 (出力上昇試験(2))	定格	単独 2000 7/3 ~ 7/8	16MW(53%)
PT-2-2 (出力上昇試験(2))	定格	単独 2001 1/29 ~ 2/12	20MW(67%)
		並列 2001 2/16 ~ 3/1	20MW(67%)
PT-3 (出力上昇試験(3))	高温	単独 2001 4/14 ~ 5/7	20MW(67%)
		並列 2001 5/11 ~ 5/16	15MW(50%)
		2001 5/21 ~ 6/8	20MW(67%)
PT-4 (出力上昇試験(4))	定格	単独 2001 10/23 ~ 12/14	30MW(100%)
		並列 2002 1/25 ~ 3/6	30MW(100%)
RP/RS-1 (第1サイクル)	定格	並列 2002 5/30 ~ 6/17	30MW(100%)
		単独 2002 6/21 ~ 7/1	9MW(30%)
RS-2 (第2サイクル)	定格	単独 2003 2/13 ~ 3/14	30MW(100%)
RP-3 (第3サイクル)	定格	並列 2003 5/16 ~ 5/21	18MW(60%)
RS-4 (第4サイクル)	定格	単独 2003 8/8 ~ 8/11	9MW(30%)
RS-5 (第5サイクル)	定格	単独 2004 2/3 ~ 2/25	30MW(100%)
		2004 2/29 ~ 3/5	18MW(60%)
PT-5 (出力上昇試験(5))	高温	単独 2004 3/31 ~ 5/1	30MW(100%)
		並列 2004 6/2 ~ 7/2	30MW(100%)

Table 3.2 100%出力時の補機冷却水母管供給温度とVCSパネル入口温度

		補機冷却水母管供給温度 [°C]	VCSパネル入口温度 [°C]
PT-4 単独	A系	17~23	30~34
	B系	19~23	33~36
PT-4 並列	A系	17~23	30~35
	B系	19~23	34~37
RP-1	A系	18~25	32~36
	B系	18~25	34~38
RS-2	A系	17~23	33~37
	B系	16~21	34~38
RS-5	A系	17~23	37~40
	B系	18~22	37~40
PT-5 単独	A系	16~23	37~41
	B系	16~22	37~41

Table 3.3 VCS周りの流量

		補機冷却水流量 [t/h]	VCSパネル流量 [t/h]
PT-4 単独	A系	87	94
	B系	87	92
PT-4 並列	A系	87	91
	B系	87	92
RP-1	A系	87	91
	B系	87	92
RS-2	A系	86	91
	B系	86	92
RS-5	A系	87	91
	B系	87	92
PT-5 単独	A系	87	91
	B系	87	92

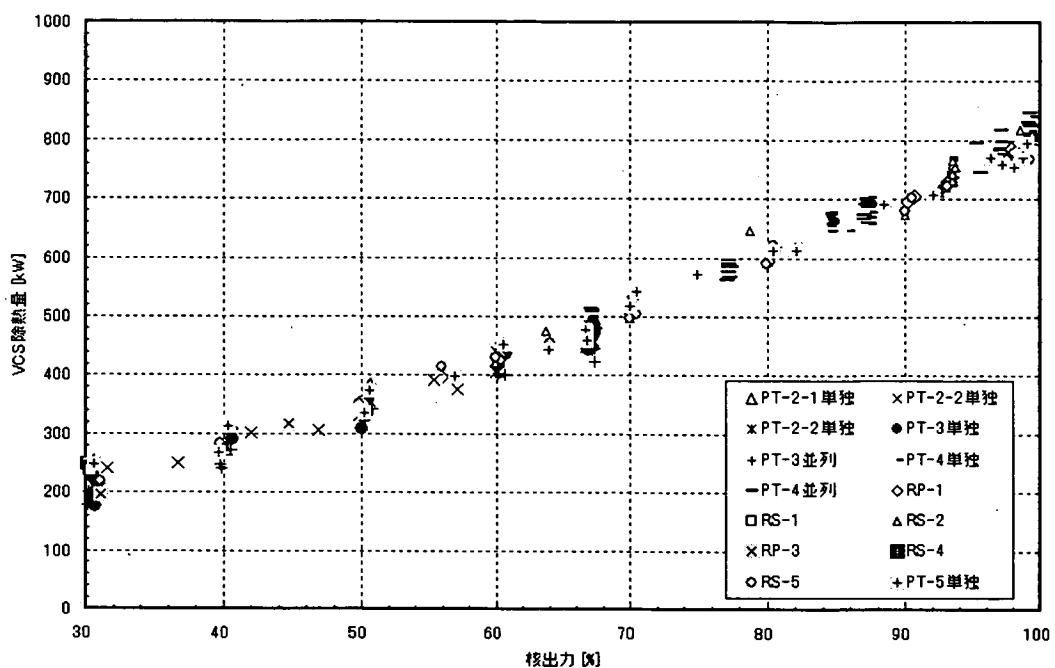
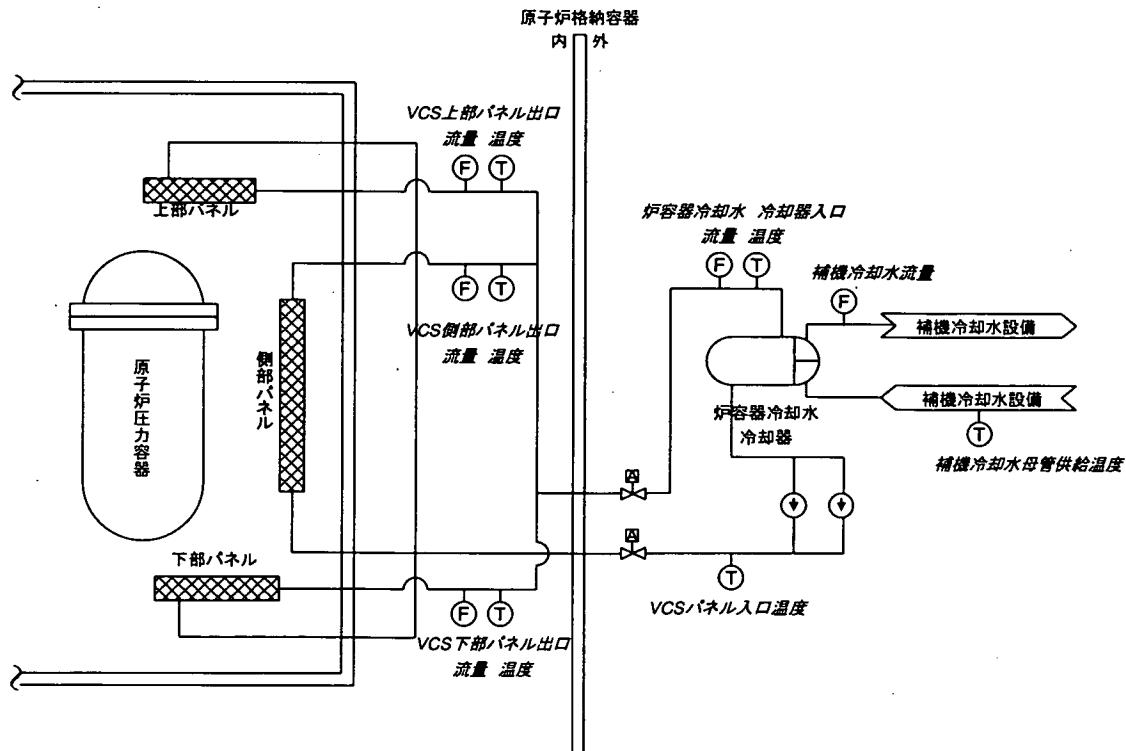
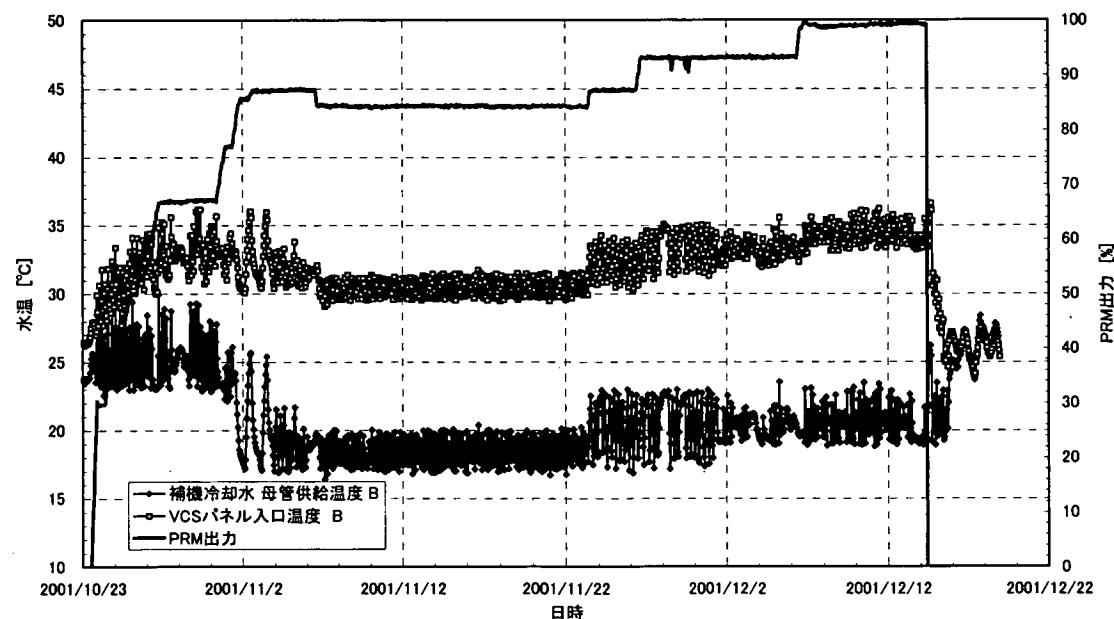
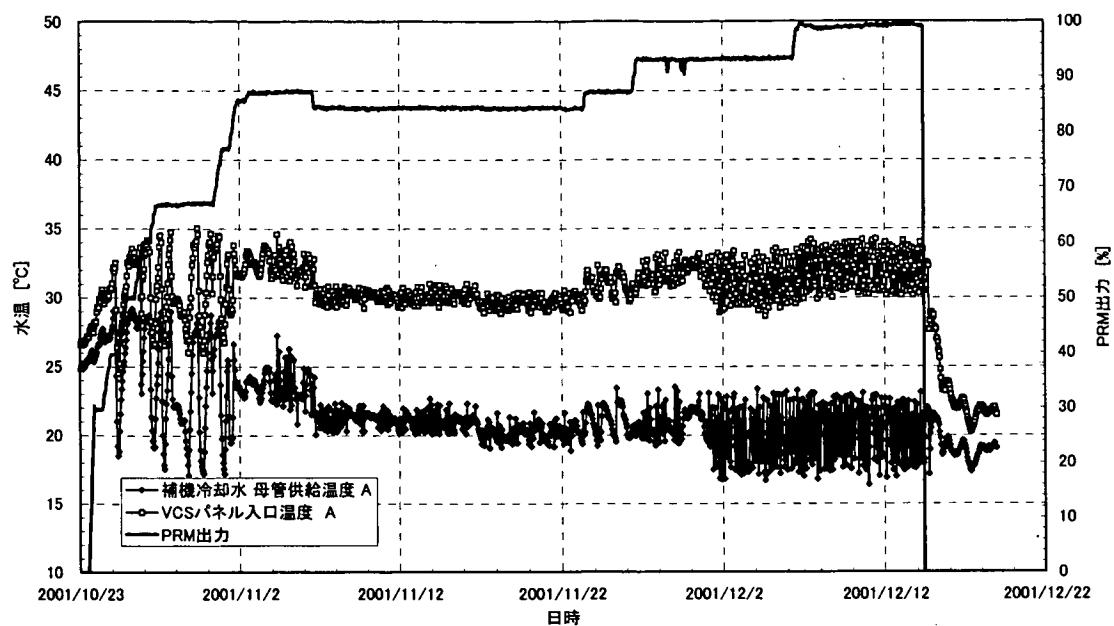


Fig. 3.1 PT-2 から PT-5 単独までの VCS 除熱量 (A、B 系合計)

Fig. 3.2 VCS 冷却器周りの温度測定点
(片系のみ表記)



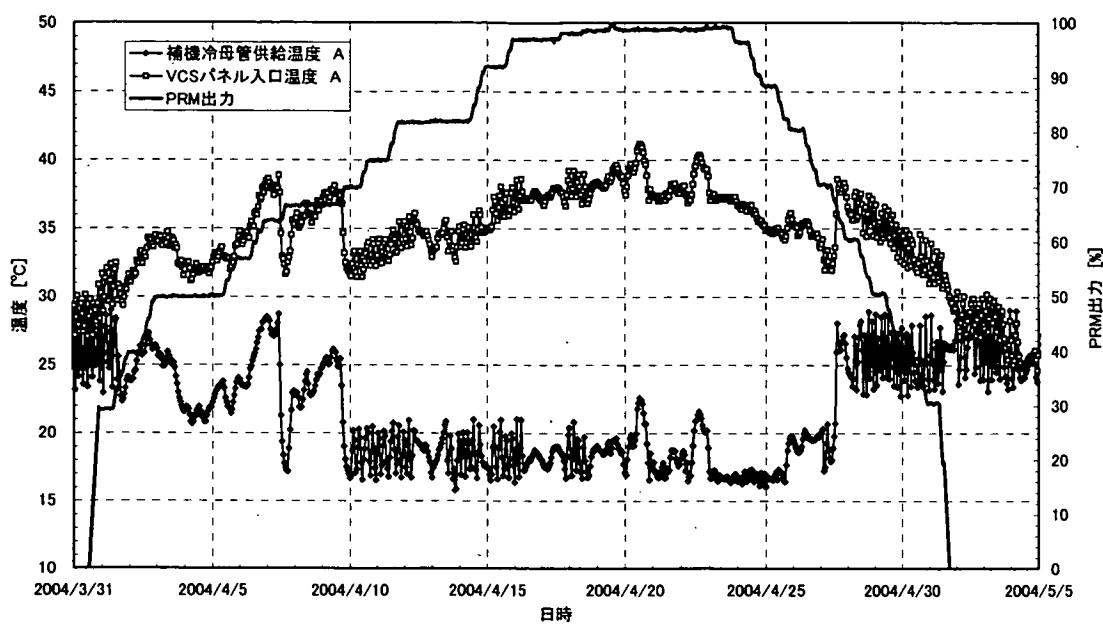


Fig. 3.5 PT-5 単独での VCS 冷却器周りの温度 (A 系)

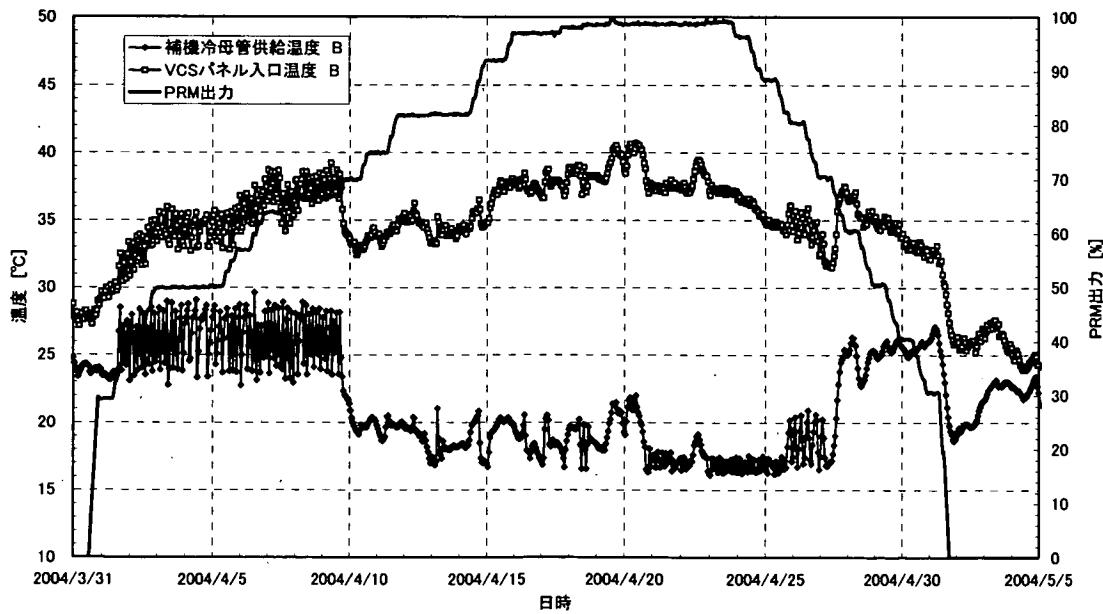


Fig. 3.6 PT-5 単独での VCS 冷却器周りの温度 (B 系)

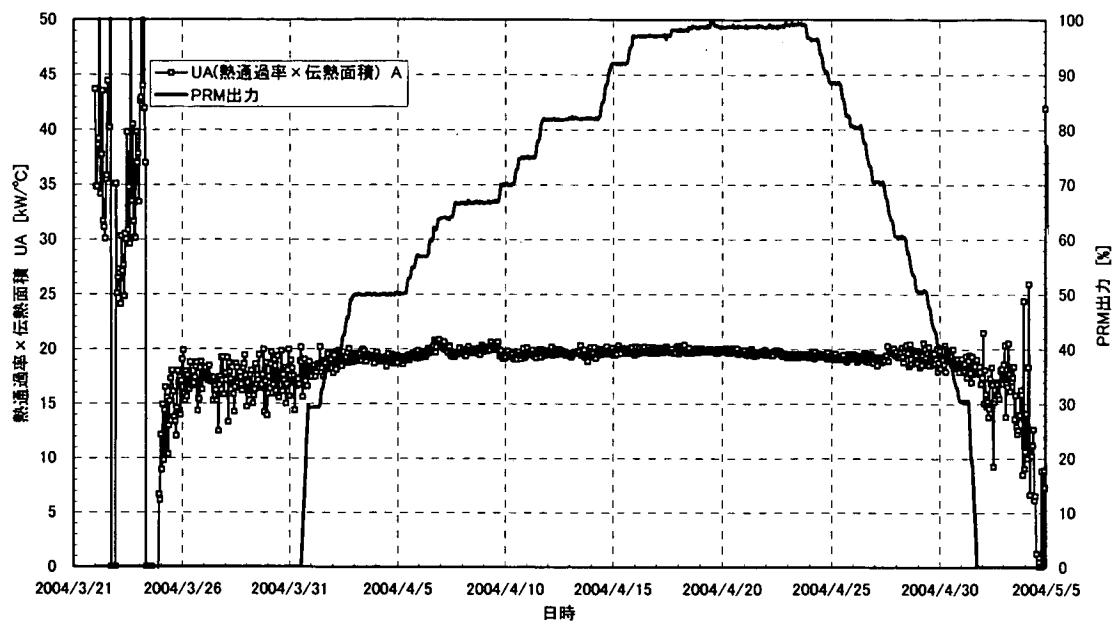


Fig. 3.7 PT-5 単独での VCS 冷却器伝熱性能の挙動（A 系統）

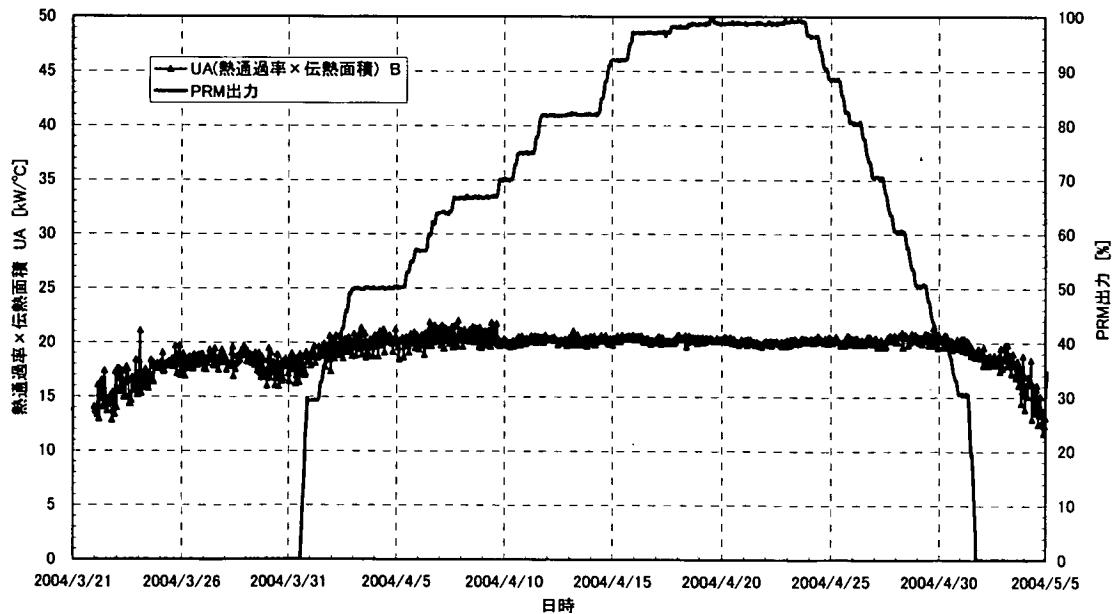


Fig. 3.8 PT-5 単独での VCS 冷却器伝熱性能の挙動（B 系統）

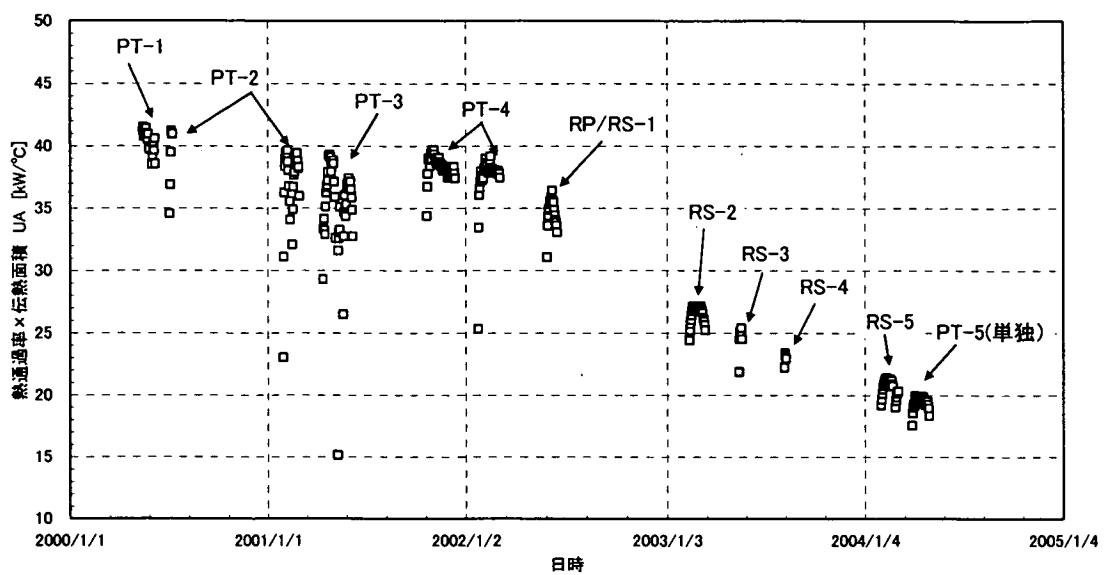


Fig. 3.9 出力上昇試験でのVCS冷却器伝熱性能の変化（PT-5単独まで。A系統）

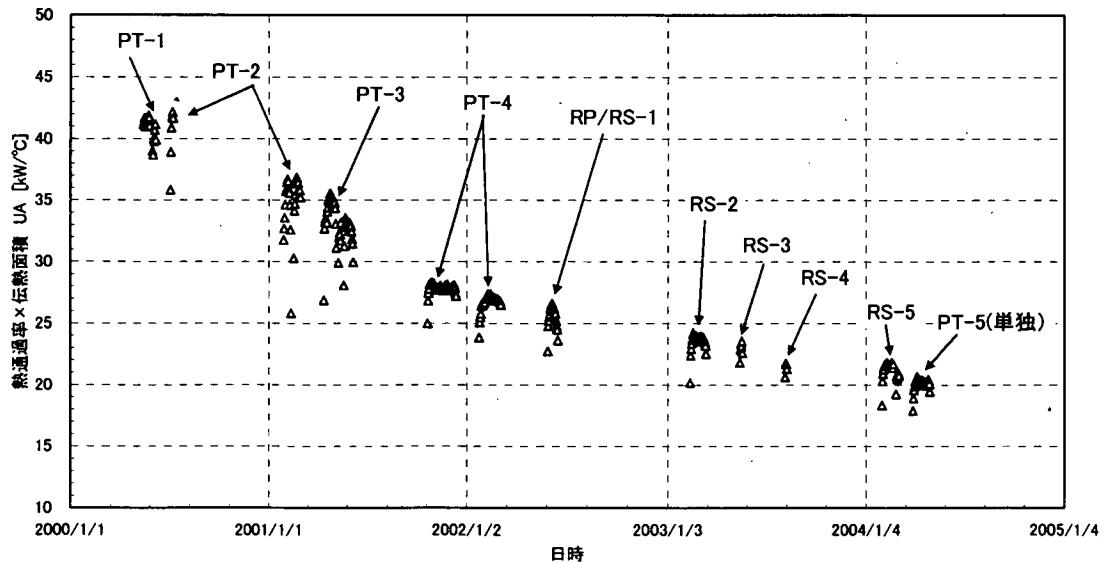


Fig. 3.10 出力上昇試験でのVCS冷却器伝熱性能の変化（PT-5単独まで。B系統）

4. 伝熱管の洗浄作業

4.1 作業方針

VCS 冷却器の伝熱性能が低下し、これにより炉容器冷却水温度が上昇していることが明らかとなつた。性能低下の原因は伝熱管へのスケール等の付着による伝熱性能の劣化と推定し、伝熱管の洗浄により伝熱性能の回復を図ることとした。

Fig. 2.4において、N-1 から流入し、胴側をジグザグに流れて N-2 へ抜ける炉容器冷却水と、N-3 から流入し、U 字管内を通って N-4 へ抜ける補機冷却水は、共に水質管理されている。しかし、炉容器冷却水が閉ループであるのに対し、補機冷却水は開放型である。補機冷却水設備冷却塔は、補機冷却水を冷却塔ファンで吸い込まれた外気と接触させて、一部を蒸発させ、その時の蒸発潜熱により冷却している。このため、冷却塔の設置場所の周囲環境により、大気中に浮遊している砂、泥等が混入し、生物系有機物と土砂の混合物がスケールとなって伝熱管に付着することが考えられる。

このため伝熱管の洗浄は、補機冷却水側(U字管側)について行うこととした。そこで平成 16 年 5 月の原子炉停止中に、伝熱管の洗浄作業を行い、伝熱性能の回復を図ることとした。

4.2 洗浄剤の選定

洗浄作業を始める前に、伝熱管内の付着物を採取し、用意しておいた 3 つの洗浄剤に対する溶解性を確認した。用意した洗浄剤は、過酸化水素系洗浄剤のクリダイン I-302(10%) 液体、スルファミン酸系洗浄剤のクリダイン EP(10%) 液体、そしてアルカリ系洗浄剤の水酸化ナトリウム(10%) 液体である。結果、クリダイン I-302 に接触させた後、発泡、分散する傾向が確認できた。またアルカリ系剤においても分散傾向が認められたが、反応性がクリダイン I-302 に比べ遅かったため、今回の洗浄工程においては不適と判断した。よって、最初にクリダイン I-302 で洗浄することとした。

なお、クリダイン I-302 洗浄後、二回目の洗浄を行う前に、伝熱管内に残存した付着物についても、洗浄剤での溶解性を確認したが、クリダイン I-302 のみに溶解性を示すという同様の結果であった。しかし、スライム系付着物の下に、赤みを帯びたスケールと思われる付着物が確認できたが、これは採取できていないため、付着物の溶解性を正確に確認したと言えない。むしろ、この赤みを帯びた層を落とすには、スルファミン酸系洗浄剤の方に期待できるため、2 回目の洗浄ではスルファミン酸系洗浄剤クリダイン EP を使用することにした。

4.3 洗浄作業

洗浄作業に先立って、ファイバースコープで伝熱管内面を観察した結果、Fig. 4.1(a)に示すように、伝熱管に鍾乳洞状の付着物があることを確認した。付着物は、ファイバースコープの先端及び針金で擦ると容易に剥離することから、スライム系の有機物が主体となっていると判断した。Fig. 4.1(b)に、スライム系付着物の下の赤褐色のスケールを露出させた写真を示す。ここで、スライムとは「生物体と非生物体の両方を含み、水中の固体表面に形成された、粘ちようでゼラチン状のフィ

ルム。」と定義しており、スライムが発生しやすい条件は、日光がよくあたること、温度が常温であること、酸素が十分にあること等があり、補機冷却水はこれらの条件を満たしている。

一回目の洗浄では、このスライム系付着物を落とすために、クリダイン I-302(過酸化水素系)の10%溶液を使用した。使用量は、冷却器1台につき50kgであった。クリダイン I-302(10%)洗浄剤を室温で1.5時間循環した後、水を張りなおし、クリバーターK-300による剥離処理を行なながら循環させた。この後、2回水洗を行った。クリバーターK-300は、残留過酸化水素濃度をチェックKS(残留過酸化水素測定紙)で測定し、発泡・発熱状況を確認しながら添加した。添加量は、冷却器1台につき約5kgであった。

Fig. 4.2(a)に、クリダイン I-302洗浄後の伝熱管内部の写真を示す。この洗浄により、ほとんどのスライム系付着物を落とすことが出来た。下部に黒い汚れが付いているように見えるが、実際にはこれらの汚れのほとんどは剥離しており、2回目の洗浄やその後の水洗で流し落とせるものである。Fig. 4.2(b)にクリダイン I-302洗浄後の伝熱管溶接部の写真を示す。スライム系付着物が若干落ちたように見えるが、管内部の汚れの落ち方に比べるとあまり変化がなかった。

二回目の洗浄では、クリダイン EP(10%)を用いて、室温で2時間の循環と1時間の浸漬を行った後、3回水洗した。2回目と3回目の水洗で、系内の中和処理を行った。中和処理は、48%水酸化ナトリウムを用いて、2回目の水洗でpH.11に、3回目の水洗でpH.7~8にした。使用量は、冷却器1台につき約30kgであった。

Fig. 4.3(a)に、クリダイン EP洗浄後の伝熱管内部の写真を示す。配管に基礎処理として施してあるリン酸亜鉛被膜の白色結晶が確認できる。この洗浄により、先の洗浄後に残っていた黒色の付着物と赤みを帯びたスケールをほとんど落とすことが出来た。ファイバースコープが右に傾いているため、写真上で黒く写っているのが、管の下部にある。ここにも黒色の付着物が残っているように見えるが、これはクリダイン I-302洗浄後のものと同様に、管の下部に残った水相の中に遊離しており、運転による水流で流し落とせるものである。Fig. 4.3(b)に、クリダイン EP洗浄後の伝熱管溶接部の写真を示す。溶接ビードの凹凸部分や、間板のSUSの金属光沢が確認できるまで、付着物が落とされているのが確認できる。

4.4 洗浄作業による効果

(1)VCS冷却器の伝熱性能の変化

伝熱管の洗浄後に行われたPT-5並列運転時のVCS冷却器周りの温度変化をFig. 4.4及びFig. 4.5に示す。これらの図から、補機冷却水母管供給温度は16~25°Cの間に制御されており、これまでの運転と同程度の温度レベルに維持されている。このとき、VCSパネル入口温度は最大でも32°C程度と大幅に低下している。

次に、このときのVCS冷却器の伝熱性能UAの値とこれまでの運転時の結果との比較をFig. 4.6及びFig. 4.7に示す。A系統では、伝熱管洗浄前で20kW/C程度まで低下していたUAが、伝熱管洗浄により62 kW/C程度まで上昇している。B系統でも20kW/C程度まで低下していたUAが伝熱管洗浄により60kW/C程度まで回復している。PT-1時のUAが約40kW/Cであるのに対して、それを超えて性能が回復しているが、VCS・補機冷却水設備の各種データを取得する

以前から、機能試験等で VCS・補機冷却水設備は運転されており、 $60\text{kW}/^\circ\text{C}$ というのが設備が初期に有していた伝熱性能に近いものである。

1998年の定期点検時に、補機冷却設備冷却塔の下にあるプールを清掃した際、プールに大量のヘドロが堆積していたことがわかり、プール内部のヘドロを巻き上げないように、補機冷却水の温度管理方法を一部変更すると同時に、これ以後、毎年定期点検時にプール内のヘドロを清掃する作業を行うこととした経緯がある。このことから、補機冷却水側にヘドロ等によりスライムやスケールが付着し、VCS 冷却器の伝熱性能の低下を引き起こしていたと推測される。

VCS 冷却器の伝熱性能の指標の一つとして、VCS パネル入口温度と補機冷却水母管供給温度の差と原子炉出力の関係を検討した。伝熱管洗浄前の PT-5 単独運転時の結果を Fig. 4.8 に、伝熱管洗浄後の PT-5 並列運転時の結果を Fig. 4.9 に示す。これらの図から、この温度差は原子炉熱出力とほぼ線形の関係にあり、伝熱管洗浄前は 100%出力時には 20°C 程度になっていたものが、伝熱管の洗浄により 7°C 程度まで低下している。このことからも、VCS 冷却器の伝熱性能が改善されたことがわかる。

(2)VCS 除熱量の変化

VCS の除熱量の増加は、原子炉出口ヘリウム温度の低下をもたらすため、洗浄作業による除熱量が変化することは期待していない。伝熱管洗浄作業前の VCS 除熱量と、洗浄後の運転である PT-5 並列運転時の VCS 除熱量の比較を Fig. 4.10 に示す。50%出力での除熱量はこれまでの結果よりわずかに高めであるが、これは 50%出力の保持時間等の影響も考えられ、除熱性能が変化したとは必ずしも考えられない。また、100%出力近辺での除熱量はこれまでの結果とほとんど同じ値を示している。このことから、伝熱管洗浄作業前後で VCS 除熱量はほとんど変化していないと言える。

(3)遮へい体コンクリート温度の変化

原子炉圧力容器周りの遮へい体コンクリートの内、最も温度が高くなるのは圧力容器の上部に位置しスタンドパイプが貫通している 1 次上部遮へい体コンクリート温度である。このコンクリート温度のうち最も温度の高くなる N10 スタンドパイプ部の温度の比較を Fig. 4.11 に示す。

この温度は、伝熱管洗浄前の PT-5 単独では約 84°C と、制限温度 88°C に対して 4°C 程度の余裕しかなかった。これに対し、伝熱管洗浄後の PT-5 並列運転時には約 78°C となり、制限温度 88°C に対して 10°C 程度余裕を持つことができた。いずれの運転でも、補機冷却水母管供給温度は 20°C 近辺に制御されており大差ないことから、VCS 冷却器の伝熱性能が改善され、VCS パネル入口温度が 10°C 程度低下することにより、1 次上部遮へい体の温度が低下したと言える。

上部以外の、側部遮へい体胴部のコンクリート温度も同様に前回の最高温度から 5°C 程度低くなっており、伝熱管洗浄の効果が現れている。

Table 4.1 洗浄作業の工程

作業項目	5/10 月	5/11 火	5/12 水	5/13 木	5/14 金	5/15 土	5/16 日	5/17 月	5/18 火	5/19 水	5/20 木	5/21 金
教育・放管手続	✓											
足場材搬入	A/B											
仮設タンク・ポンプ・配管搬入	A/B											
養生	B	A										
足場組立	B	A										
水抜き	B											
冷却器出入口短管撤去	B											
付着物採取・事前試験	B											
ファイバースコープ観察(洗浄前)	B											
仮設品設置	B											
化学洗浄(過酸化水素)	B											
ファイバースコープ観察(過水洗浄後)	B											
過水産液1m ³ タンク1Fへ												
過水廃液ローリーにて回収		B										
化学洗浄(酸)		B										
ファイバースコープ観察(酸洗浄後)		B										
酸産液1m ³ タンク1Fへ												
酸廃液ローリーにて回収												
冷却器出入口短管復旧												
水張り												
系統漏洩検査												
足場解体・養生撤去												
片付け・清掃												
足場材、仮設品搬出	C									C		C

A:A系統の作業 B:B系統の作業 C:系統に扱らない作業

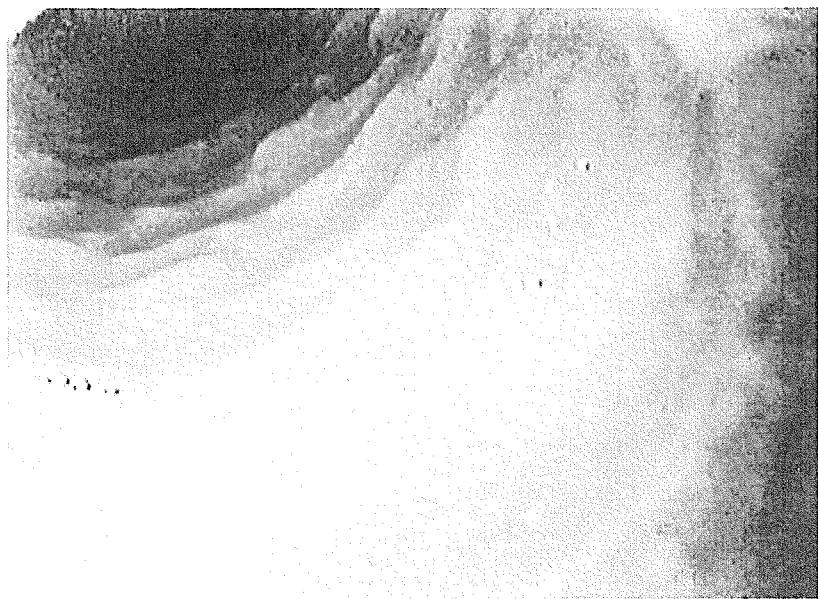


Fig. 4.1(a) 洗浄前の冷却器伝熱管内面

VCS冷却器のうち、補機冷却水が流れる伝熱管内面を撮影したもの

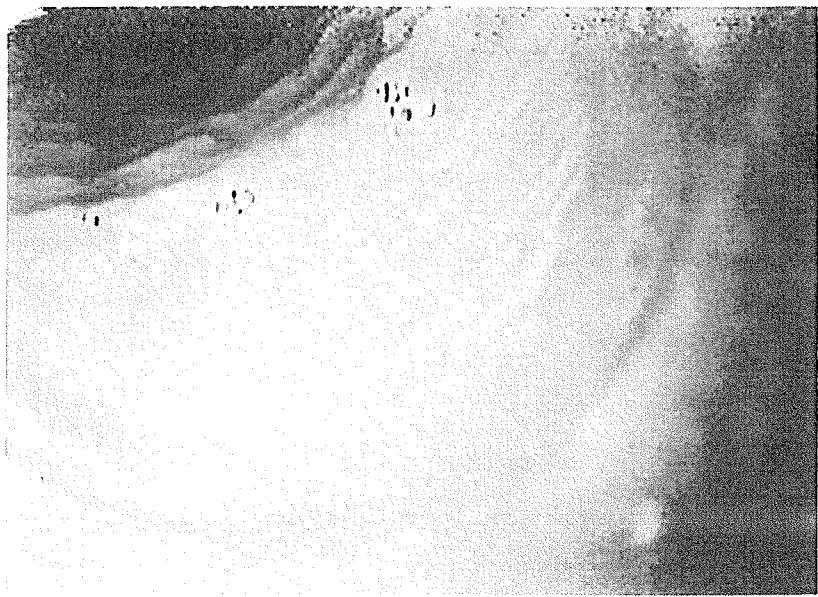


Fig. 4.1(b) 洗浄前の冷却器伝熱管内部

Fig. 4.1(a) に移っている箇所を、ファイバースコープの先端で擦ったことにより、赤褐色の硬質なスケールが露出したところを撮影したもの。スケールの表層は厚さ1mm未満のスライム系付着物と推察される。

This is a blank page.

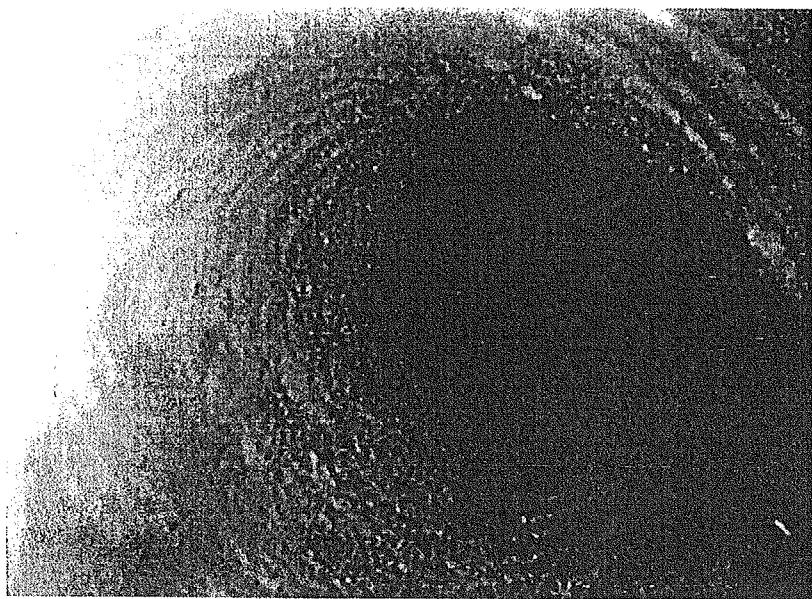


Fig. 4.2(a) 過酸化水素水洗浄後の伝熱管内面

過酸化水素水洗浄後に伝熱管内部を撮影したもの。赤みがかつた硬質のスケールが除去されているのがわかる。写真で、右上が実際の上側に相当する。管内の下部に黒色のスケールが比較的多く残っているのが見えるが、これらは残存する少量の洗浄液内で浮遊しているものである。



Fig. 4.2(b) 過酸化水素水洗浄後の管板部

洗浄前と比較すると、若干スライム系の付着物が落ち、白みが付いているが、管内の汚れの落ちかたと比べると、あまり変化がない。

This is a blank page.



Fig. 4.3(a) 酸洗浄後の伝熱管内面

酸洗浄後の伝熱管内部を撮影したもの。黒色スケールの下の赤みがかかったスケールも除去され、白色の平滑なスケールが残っている。写真で、右上が実際の上側に相当する。伝熱管下部に黒色のスケールが残っているが、これらは残存する少量の洗浄液内で浮遊しているものである。

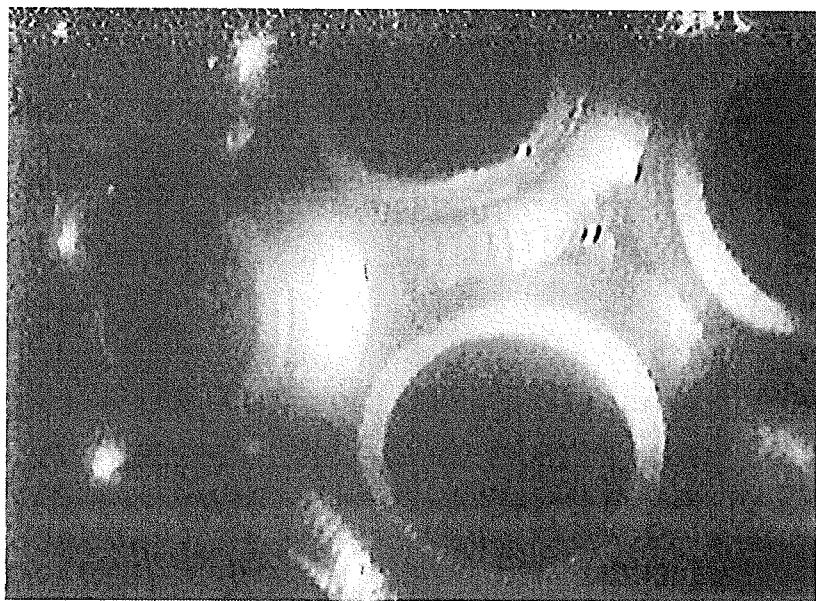


Fig. 4.3(b) 酸洗浄後の伝熱管溶接部

酸洗浄後に管板部分を撮影したもの。スケールが完全に除去されており、ビードの部分に金属光沢が見える。

This is a blank page.

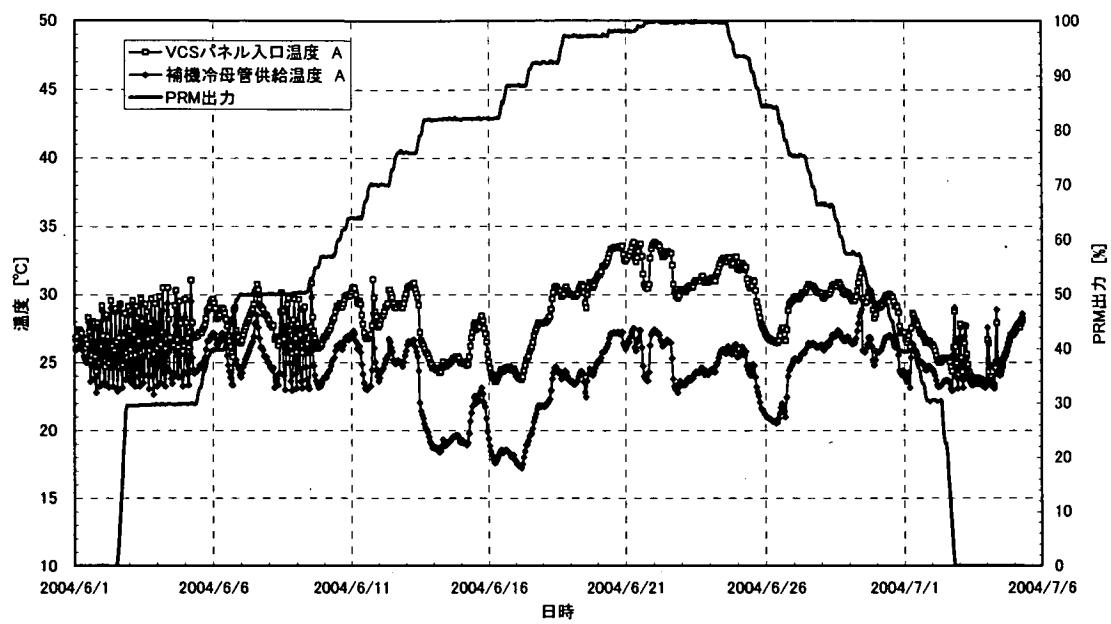


Fig. 4.4 伝熱管洗浄後の VCS 冷却器周りの温度 (A 系統、PT-5 並列)

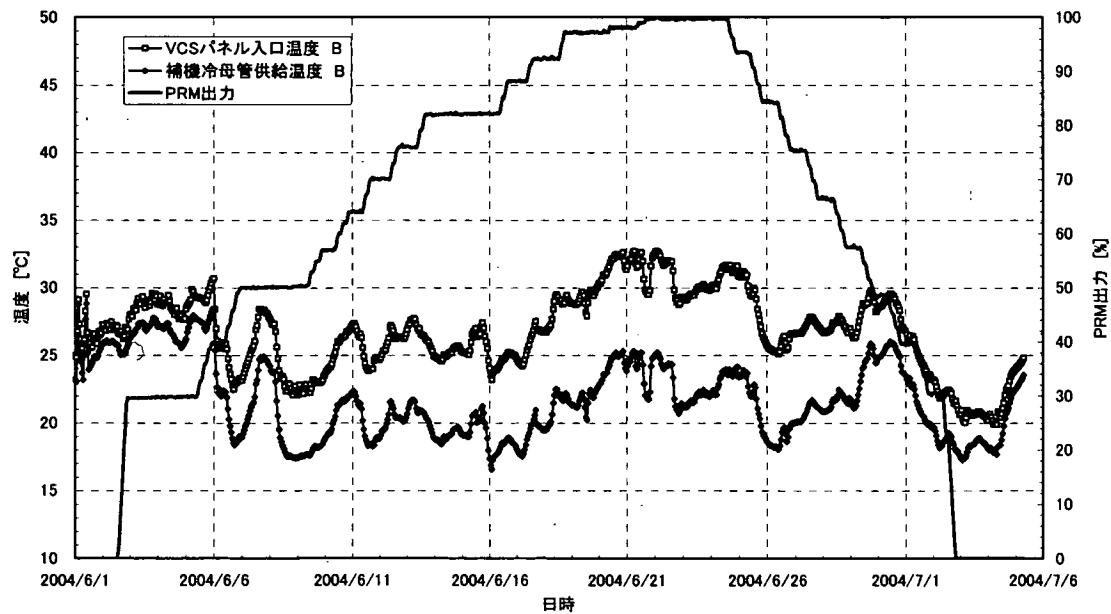


Fig. 4.5 伝熱管洗浄後の VCS 冷却器周りの温度 (B 系統、PT-5 並列)

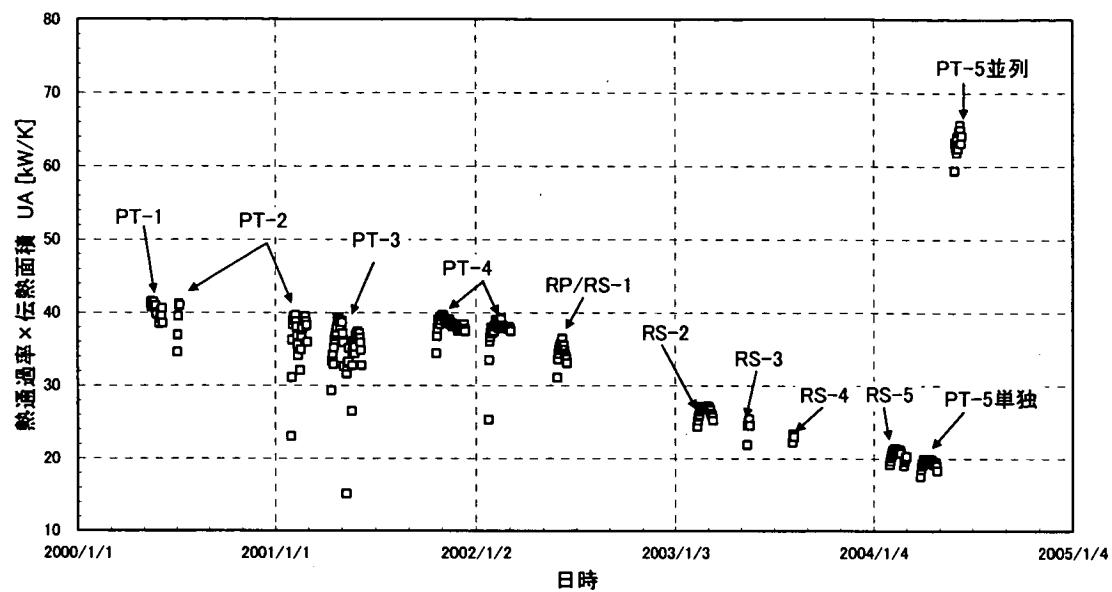


Fig. 4.6 伝熱管洗浄による VCS 冷却器伝熱性能の改善 (A 系統)

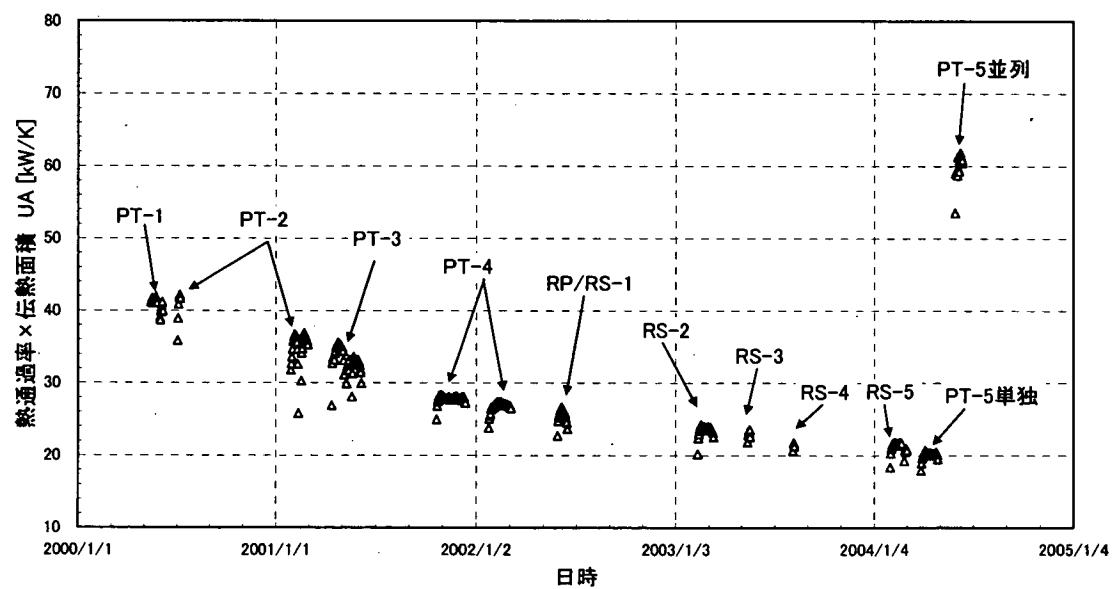


Fig. 4.7 伝熱管洗浄による VCS 冷却器伝熱性能の改善 (B 系統)

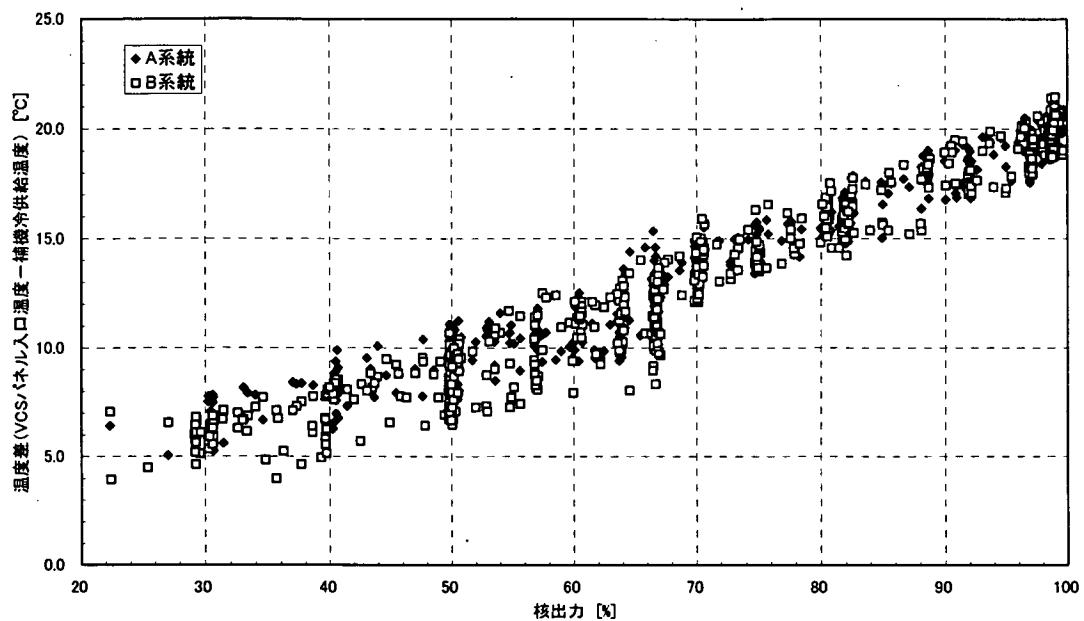


Fig. 4.8 PT-5 単独運転時の VCS パネル入口温度と補機冷却水母管供給温度の差
(伝熱管洗浄前)

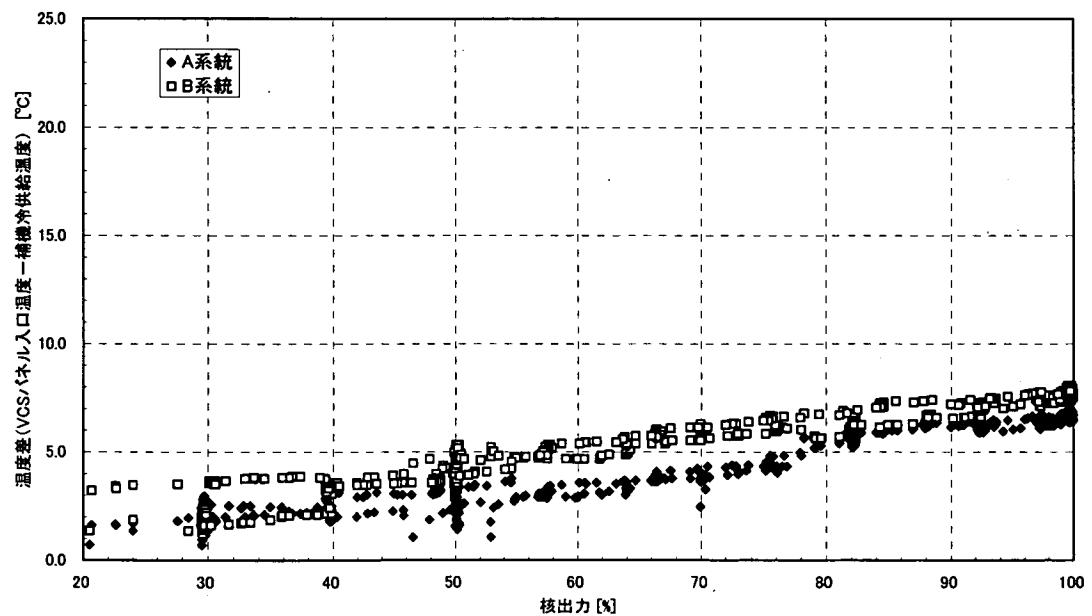


Fig. 4.9 PT-5 並列運転時の VCS パネル入口温度と補機冷却水母管供給温度の差
(伝熱管洗浄後)

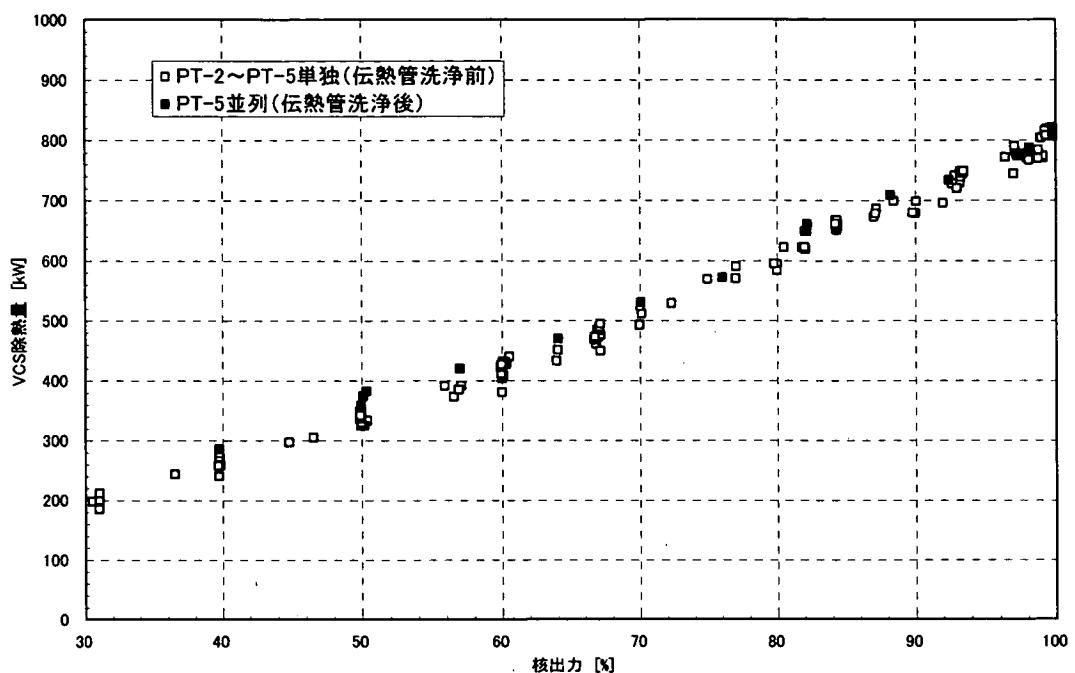
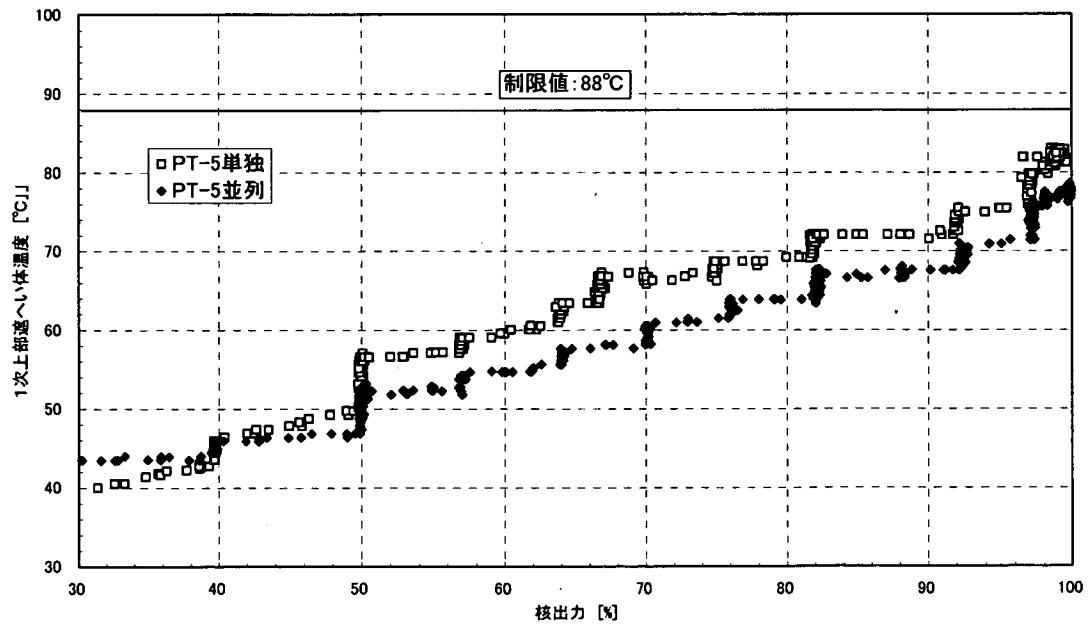


Fig. 4.10 伝熱管洗浄前後のVCS除熱量の比較

Fig.4.11 伝熱管洗浄前後の1次上部遮へい体コンクリート温度の変化
(N10 スタンドパイプ部の温度)

5. まとめ

HTTR では、炉容器冷却水の温度が上昇し、1次遮蔽体コンクリート温度「高」の設定値 88°Cに近づいてきた。このため、運転データを基に VCS 冷却器の伝熱性能を UA(熱通過率×伝熱面積)の値で評価した結果、Fig. 3.9, 3.10 に示すように、その性能が運転時間の増加とともに大きく低下してきていることが明らかになった。このため、VCS 冷却器の伝熱管洗浄を行った。洗浄作業の前後の伝熱管内部の観察結果から、伝熱管に付着していたスケールを除去することが出来たことを確認した。

伝熱管洗浄後の原子炉運転時の VCS 冷却器の伝熱性能を評価したところ、洗浄前の 3 倍程度の約 60kW/°Cに改善されていることを確認した。更に、運転データから、VCS パネル入口温度が約 10°C低下していること、1 次遮蔽体コンクリート温度が約 5°C低下していること、VCS の除熱量にはほとんど変化がないことを確認した。

以上から、VCS 冷却器の伝熱管洗浄により、VCS パネル入口温度を低下させることができ、その結果温度制限値に対してわずかな余裕しかなかった1次上部遮蔽体コンクリート温度を低下させることができた。

VCS 冷却器の伝熱性能の測定は、原子炉を起動させずとも、1次ヘリウム循環機の入熱により原子炉圧力容器を暖め、VCS 冷却器周りに温度差が生じる状態になれば判断できることを確認した。今後の VCS の維持管理においては、定期的な保守作業に加えて、VCS 冷却器の伝熱性能 UA を測定し、その値が 30kW/°C以下となった段階で伝熱管の洗浄を行うことを決めた。これにより、VCS の合理的な維持管理を行うことが可能と考えられる。

謝 辞

本報告書の作成にあたり貴重なご助言、ご指摘を頂いた、小森芳廣部長、中澤利雄次長、水島俊彦 HTTR 試験室長に深く感謝の意を表します。また、現在 JNC に所属されている林秀行氏から多大なご助言を頂きました。深く感謝いたします。

VCS 冷却器の伝熱管洗浄作業を行うにあたり、ご協力頂いた HTTR 試験室各位及び保安管理室放射線管理課 HTTR 係の各位に感謝致します。

参考文献

- 1) Saito, et al., "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)", JAERI 1332(1994).
- 2) 中川 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.
- 3) 日本機械学会、「伝熱工学資料 改訂第 4 版」、(社)日本機械学会、東京、365、(1991).

This is a blank page.

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	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
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光照度	ルーメン	lm	cd·sr
放射能	ルクス	lx	lm/m ²
吸収線量	ベクレル	Bq	s ⁻¹
線量等量	グレイ	Gy	J/kg
	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名 称	記 号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- ECE閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換 算 表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(N\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ボアズ)}(\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)}(\text{cm}^2/\text{s})$$

圧	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605J (計量法) = 4.184J (熱化学) = 4.1855J (15°C) = 4.1868J (国際蒸気表) 仕事率 1 PS(仏馬力) = 75 kgf·m/s = 735.499W
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	
9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹		
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵		
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹		
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹		
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸		
1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1		

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
3.7 × 10 ¹⁰	1	

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

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

R100

古紙配合率100%再生紙を使用しています