

JAERI-Tech  
94-016



JRR-4熱交換器の管理と更新に係る技術報告

1994年9月

大橋信芳・飯田謙一・植木信之・堀 博・井坂正規・高柳政二

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。

入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 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 Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷(株)

JRR-4 熱交換器の管理と更新に係る技術報告

日本原子力研究所東海研究所研究炉部  
大橋 信芳・飯田 謙一<sup>+</sup>・植木 信之  
堀 博・井坂 正規・高柳 政二

(1994年8月3日受理)

JRR-4では、1965年の初臨界以来胴板が炭素鋼製の熱交換器を炉心冷却に使用し、健全性確認の一手段として超音波厚さ計による腐食状況調査を実施してきた。1990年の調査の結果、胴部全体に渡り腐食の加速進行が認められ、2年後には耐圧強度上の必要厚さを割ると推定されたため、翌年、改良を加えた新熱交換器に更新した。更新後、旧熱交換器の腐食胴板をサンプリングして、腐食状況の観察や付着堆積物の化学分析、金相試験を実施した。これにより、胴板の腐食度が判明し、更新の妥当性も確認された。

本書は、JRR-4における熱交換器の管理技術と新熱交換器の設計、仕様、工事、検査、腐食胴板のサンプリング調査結果など、熱交換器の管理と更新に係る技術的諸課題をまとめた報告である。

Technical Report on Management and Replacement of Heat Exchanger in JRR-4

Nobuyoshi OHHASHI, Kenich IIDA<sup>+</sup>, Nobuyuki UEKI  
Hiroshi HANAWA, Masanori ISAKA and Masaji TAKAYANAGI

Department of Research Reactor  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 3, 1994)

The corrosion conditions of the heat exchanger's shell had been investigated by means of ultrasonic test in JRR-4. According to the test conducted in 1990, it showed that the heat exchangers which were used since initial core criticality in 1965 would be corroded over the whole shell plates made of carbon steel by nearly limiting thickness of the pressure-proof strength in 1992, and then, the heat exchangers were replaced in 1991. At replacement works, the two test pieces were cut out from the old heat exchangers for the observation of corrosion condition, chemical analysis of the corrosion products and metallography examination of materials. These results were suggested the condition and depth of corrosion, and the validity of the replacement work was confirmed.

This report describes the technical subject on management and replacement of the heat exchangers, including coolant management, design, manufacturing, installation, inspection and investigation of corrosion conditions.

Keywords: Research Reactor, JRR-4, Cooling System, Heat Exchanger, Corrosion and Prevention, Replacement, Heat-transfer Factor

---

\* Department of Decommissioning and Waste Management

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. JRR-4 の出力上昇と旧熱交換器の仕様 .....	1
3. 旧熱交換器の管理状況 .....	3
3.1 冷却水の水質管理 .....	3
3.2 総括伝熱係数の管理 .....	3
3.3 防食剤の投入と総括伝熱係数の低下 .....	6
3.4 熱交換器健全性の確認 .....	6
3.5 腐食の進行と更新の必要性 .....	8
4. 更新工事の基本方針 .....	17
4.1 熱的設計と更新範囲 .....	17
4.2 構造設計と使用材料 .....	17
4.3 耐震強度設計 .....	17
4.4 旧熱交換器の廃棄方法 .....	18
5. 新熱交換器の設計 .....	20
5.1 設計条件 .....	20
5.2 設計基準 .....	20
5.3 設計計算 .....	21
6. その他工事に係る設計上の検討事項 .....	31
6.1 1次冷却水出入口管台径の変更 .....	31
6.2 伝熱管の流体振動対策 .....	31
6.3 伝熱管点検孔の新設 .....	31
6.4 2次冷却系熱交出入口圧力計の新設 .....	31
6.5 2次冷却系熱交出入口弁の型式変更 .....	31
6.6 2次冷却系熱交出入口温度計の取付角度、位置の改善 .....	32
6.7 保管廃棄容器の設計と製作 .....	32
6.8 基礎ボルトの引き抜き検査法 .....	32
7. 新熱交換器等の仕様 .....	33
8. 工事の方法及び手順 .....	36
9. 検査 .....	38
9.1 検査の種別 .....	38
9.2 検査項目、検査方法及び検査結果 .....	38

10. 品質管理 .....	41
11. 現場工事 .....	41
11.1 現場工事の手順 .....	41
11.2 安全管理 .....	41
12. 旧熱交換器の腐食調査 .....	47
12.1 腐食胴板の切断採取と観察 .....	47
12.2 採取胴板の板厚測定 .....	47
12.3 付着堆積物の化学分析 .....	48
12.4 腐食部の金相試験 .....	48
12.5 旧熱交換器の腐食度 .....	49
13. 新熱交換器の性能と今後の管理 .....	57
13.1 新熱交換器の性能 .....	57
13.2 今後の管理 .....	57
14. おわりに .....	63
謝 辞 .....	64
参考文献 .....	64
付録1 熱交換器基本設計図 .....	65
付録2 自主検査の検査時期、検査場所、検査項目 .....	67
付録3 使用前検査の検査対象、検査項目、立会区分 .....	69
付録4 性能検査記録 .....	70

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Thermal Power Design and Specification of Old Heat Exchangers .....	1
3. Management of Old Heat Exchanger.....	3
3.1 Quality Control of Coolant .....	3
3.2 Management of Whole Heat-transfer Factor .....	3
3.3 Anticorrosive and Change of Whole Heat-transfer Factor .....	6
3.4 Confirmation of Integrity of Heat Exchangers .....	6
3.5 Necessary of Replacement .....	8
4. Principle of Replacement .....	17
4.1 Heat Capacity and Replacement Range .....	17
4.2 Structural Design and Materials .....	17
4.3 Seismic Design .....	17
4.4 Waste Management of Old Heat Exchangers .....	18
5. Design of New Heat Exchangers .....	20
5.1 Design Conditions .....	20
5.2 Design Criteria .....	20
5.3 Design Calculation .....	21
6. Other Evaluation Items .....	31
6.1 Change of Channel Nozzle Diameter for Primary Coolant Pipes .....	31
6.2 Measurement of Hydraulic Vibration .....	31
6.3 Viewing Port for Heat-transfer Pipe .....	31
6.4 New Pressure Gage for Secondary Coolant .....	31
6.5 Model Change of Valve for Secondary System .....	31
6.6 Improvement of Thermometer for Secondary Coolant .....	32
6.7 Design and Production of Disposal Cask .....	32
6.8 Appropriateness of Base Bolt .....	32
7. Specification of New Heat Exchangers.....	33
8. Process of Installation Work .....	36
9. Inspection .....	38
9.1 Classification of Inspection .....	38
9.2 Inspection Items, Inspection Procedure and Result .....	38

10. Quality Control .....	41
11. Job Site .....	41
11.1 Process of Job Site .....	41
11.2 Safety Control .....	41
12. Evaluation of Corrosion for Old Heat Exchanger .....	47
12.1 Sampling from Shell Pipe and Observation .....	47
12.2 Thickness Measurement of Sampling Plate .....	47
12.3 Chemical Analysis of Corrosion Products .....	48
12.4 Metallography of Sampling Plate .....	48
12.5 Result of Degree of Corrosion .....	49
13. Performance of New Heat Exchanger and Further Management .....	57
13.1 Performance of New Heat Exchanger .....	57
13.2 Further Management .....	57
14. Conclusions .....	63
Acknowledgment .....	64
Reference .....	64
Appendix 1 Conceptual Plan of the Heat Exchanger .....	65
Appendix 2 Outline of the Inspection by JAERI .....	67
Appendix 3 Outline of the Inspection by STA .....	69
Appendix 4 Records of the Inspection .....	70



## 1. はじめに

JRR-4は、高濃縮ウラン板状燃料（ETR型）を用いた軽水減速冷却のスイミングプール型熱中性子炉で、最大熱出力3,500kW、最大熱中性子束 $7 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \text{sec}$ の原子炉である。

1次冷却系熱交換器は原子炉1次冷却系統を構成する主要な機器で、1次冷却水（純水）で除去した原子炉の発生熱を伝熱管を介して2次冷却水（ろ過水）に伝えるもので、向流型直管一折流二胴式（2胴直列）2基を原子炉冷却機機器室に並列に設置して使用している。

旧熱交換器は、JRR-4建設時に設置したもので、運転に伴い伝熱管が汚れて総括伝熱係数が低下した際には洗浄を行い性能を維持してきた。1990年の熱交換器腐食状況調査の結果、長年の使用による腐食の進行が胴側胴板（SS41）全体にわたって認められ、加えて腐食の加速進行により2年後には構造強度上の必要厚さを割り込む恐れが生じた。

このため、胴側胴板を耐食性の良いステンレス鋼に改める等の改良を図ることとし、1991年度に新たに熱交換器を製作し更新した。更新工事は、科学技術庁の設計及び工事の方法の認可を1991年5月中旬に取得し、工場製作に約7ヶ月、据付工事に約1.5ヶ月を要して、1992年2月上旬に科学技術庁の使用前検査に合格した。その後の原子炉の共同利用運転では順調に稼働している。

本書は、旧熱交換器の仕様と管理状況、新熱交換器の設計と試験検査、性能と今後の運転管理など、熱交換器の管理と更新に係る技術的諸課題についてまとめたものである。

## 2. JRR-4の出力上昇と旧熱交換器の仕様

JRR-4は、1965年1月に初臨界に達し、同年11月には1,000kWに、翌年4月には最大熱出力の2,500kWに到達した。原子力船「むつ」の第一次遮蔽実験を終えた1976年10月には、広範な利用に供するため原子炉の設置変更を行い最大熱出力を3,500kWに上昇した。

旧熱交換器は2基で常用（夏期）1,000kW、最大（冬期）3,000kWの交換熱量を想定して設計されたものである。原子炉出力3,500kWへの出力上昇に際して行った熱的検討では、1次冷却水流量を増加すれば熱的余裕は少なくなるが、旧熱交換器のままでも原子炉の熱的制限値を満足するという結論を得て、出力上昇後も旧熱交換器を使用してきた。

Table 2.1に旧熱交換器の主な仕様を示す。

## 1. はじめに

JRR-4は、高濃縮ウラン板状燃料（ETR型）を用いた軽水減速冷却のスイミングプール型熱中性子炉で、最大熱出力3,500kW、最大熱中性子束 $7 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \text{sec}$ の原子炉である。

1次冷却系熱交換器は原子炉1次冷却系統を構成する主要な機器で、1次冷却水（純水）で除去した原子炉の発生熱を伝熱管を介して2次冷却水（ろ過水）に伝えるもので、向流型直管一折流二胴式（2胴直列）2基を原子炉冷却機機器室に並列に設置して使用している。

旧熱交換器は、JRR-4建設時に設置したもので、運転に伴い伝熱管が汚れて総括伝熱係数が低下した際には洗浄を行い性能を維持してきた。1990年の熱交換器腐食状況調査の結果、長年の使用による腐食の進行が胴側胴板（SS41）全体にわたって認められ、加えて腐食の加速進行により2年後には構造強度上の必要厚さを割り込む恐れが生じた。

このため、胴側胴板を耐食性の良いステンレス鋼に改める等の改良を図ることとし、1991年度に新たに熱交換器を製作し更新した。更新工事は、科学技術庁の設計及び工事の方法の認可を1991年5月中旬に取得し、工場製作に約7ヶ月、据付工事に約1.5ヶ月を要して、1992年2月上旬に科学技術庁の使用前検査に合格した。その後の原子炉の共同利用運転では順調に稼働している。

本書は、旧熱交換器の仕様と管理状況、新熱交換器の設計と試験検査、性能と今後の運転管理など、熱交換器の管理と更新に係る技術的諸課題についてまとめたものである。

## 2. JRR-4の出力上昇と旧熱交換器の仕様

JRR-4は、1965年1月に初臨界に達し、同年11月には1,000kWに、翌年4月には最大熱出力の2,500kWに到達した。原子力船「むつ」の第一次遮蔽実験を終えた1976年10月には、広範な利用に供するため原子炉の設置変更を行い最大熱出力を3,500kWに上昇した。

旧熱交換器は2基で常用（夏期）1,000kW、最大（冬期）3,000kWの交換熱量を想定して設計されたものである。原子炉出力3,500kWへの出力上昇に際して行った熱的検討では、1次冷却水流量を増加すれば熱的余裕は少なくなるが、旧熱交換器のままでも原子炉の熱的制限値を満足するという結論を得て、出力上昇後も旧熱交換器を使用してきた。

Table 2.1に旧熱交換器の主な仕様を示す。

Table 2.1 Specification of Old Heat Exchanger

構造仕様	形式		向流型直管一折流二胴式		
	基数		2基		
	伝熱面積		120m <sup>2</sup> /基		
	伝熱管	材質	SUS27TP (SUS304TP)		
		寸法	外径15.9mm 厚さ1.2mm 長さ4,178mm		
		本数	300本×2胴/基		
	胴	材質	SS41		
寸法		外径530mm 厚さ6mm 長さ4,178mm			
熱的仕様	原子炉出力		2,500kW	3,500kW	
	熱交換量		1.3×10 <sup>6</sup> kcal/h/基	1.5×10 <sup>6</sup> kcal/h/基	
	1次側	流体	純水		
		流量	2.7m <sup>3</sup> /min/基		
		流速	1.05m/sec		
	(管側)	温度	入口	38.1℃	52.0℃
			出口	30.0℃	44.8℃
	2次側	流体	ろ過水		
		流量	3.6m <sup>3</sup> /min/基		
		流速	0.7m/sec		
	(胴側)	温度	入口	20.0℃	32.3℃
出口			26.0℃	39.4℃	
備考		<p>設計上の全汚れ係数は 7.5×10<sup>-4</sup>m<sup>2</sup>h℃/kcal 設計上の総括伝熱係数は 1,300kcal/m<sup>2</sup>h℃ 設計では2次冷却水の入口温度が20℃以下の時のみ3MW運転を可とした</p>			

### 3. 旧熱交換器の管理状況

#### 3.1 冷却水の水質管理

##### 1) 管側（1次）冷却水

管側の流体は、原子炉1次冷却水である。原子炉冷却材は、原子炉の定格運転時に1時間当たり $10\text{m}^3$ （1次冷却水流量の約2.4%）を炉心タンク精製系に分流して、イオン交換樹脂と焼結金属フィルター（ $10\mu$ ）を通して精製し、これによって水質を $\sim 1\mu\text{S/cm}$ 程度、PHで5.5~7.0程度の水質に管理している。なおイオン交換樹脂塔は、陰イオン交換樹脂360ℓ、陽イオン交換樹脂180ℓの混床塔を2基（非再生）保有し、1基当たりの最大精製水量は水移動作業回数などで多少変動するが $15,000\sim 20,000\text{m}^3$ 程度で、精製能力が劣化した場合予備塔側に切り替える。使用済みの樹脂は、放射能の減衰を待ってSUSドラム缶に収納して保管廃棄とし、新しい樹脂を樹脂塔に充填する。

##### 2) 胴側（2次）冷却水

胴側の流体は、2次冷却水（ろ過水）である。JRR-4の2次冷却水は、冷却pondへの自動給水弁が設置される（1991年1月）までは、2次冷却設備の運転管理担当の技術部により、毎時約 $7.5\text{m}^3$ の強制補給が行なわれていたが、工事後は強制補給を取りやめたため、自動給水弁により蒸発分を補給するだけとなった。強制補給を停止した状態の2次冷却水の水質分析では、電気伝導率が原水の約10倍（ $1,150\mu\text{S/cm}$ ）、陰イオン（ $\text{Cl}$ 、 $\text{NO}_3$ 、 $\text{SO}_4$ ）や陽イオン（ $\text{Fe}$ 、 $\text{Na}$ 、 $\text{Ca}$ 、 $\text{Mg}$ 、 $\text{K}$ ）の濃度も原水の約10倍に濃縮されたデータも確認されている。

#### 3.2 総括伝熱係数の管理

##### 1) 総括伝熱係数の計算

総括伝熱係数は、以下のようにして求めることができる。

ここで

$Q$  : 熱交換量 (kcal/h)

$T_{i1}$  : 1次冷却水の炉心出口温度(TRA-1-2) ( $^{\circ}\text{C}$ )

$T_{i2}$  : 1次冷却水の炉心入口温度(TRA-1-1) ( $^{\circ}\text{C}$ )

$T_{o1}$  : 2次冷却水の熱交換器入口温度(TI-12) ( $^{\circ}\text{C}$ )

$T_{o2}$  : 2次冷却水の熱交換器出口温度(TI-13) ( $^{\circ}\text{C}$ )

$W_i$  : 1次冷却水の流量 ( $\text{m}^3/\text{min}$ )

$C_{pi}$  : 1次冷却水の入口、出口温度の算術平均混合温度に置ける定圧比熱 (kcal/kg  $^{\circ}\text{C}$ )

$\rho_i$  : 1次冷却水の入口、出口温度の算術平均混合温度に置ける密度 (kg/ $\text{m}^3$ )

とすれば、1次冷却系の熱交換量は

$$Q = 60\rho_i \cdot C_{pi} \cdot W_i (T_{i1} - T_{i2}) \quad (3.1)$$

となる。また

$\rho_i=992$  (kg/m<sup>3</sup>) :5kg/cm<sup>2</sup>, 41°Cの密度

$C_{pi}=0.999$  (kcal/kg °C) :5kg/cm<sup>2</sup>, 41°Cの定圧比熱

とすれば(kWh/h)単位の熱交換量:  $Q'$  は

$$Q' = \frac{60 \times 992 \times 0.999}{859.25} W_i (T_{i1} - T_{i2}) = 69.2 W_i (T_{i1} - T_{i2}) \quad (3.2)$$

となる。

総括伝熱係数  $U$  (kcal/m<sup>2</sup>h°C) は

$A$  : 伝熱面積 (m<sup>2</sup>) 旧熱交換器  $A=240$  (m<sup>2</sup>)

$\Delta T_m$  : 対数平均温度差 (°C)

$$\Delta T_1 = T_{i1} - T_{o2} \quad (3.3)$$

$$\Delta T_2 = T_{i2} - T_{o1} \quad (3.4)$$

$$\Delta T_m = \frac{\Delta T_1 - \Delta T_2}{\ln \left( \frac{\Delta T_1}{\Delta T_2} \right)} \quad (3.5)$$

とおけば

$$U = \frac{Q}{A \cdot \Delta T_m} = \frac{859.25 Q'}{240 \Delta T_m} \quad (3.6)$$

として求めることができる。

## 2) 総括伝熱係数の変化の傾向と特徴

総括伝熱係数の管理は、下限値を800kcal/m<sup>2</sup>h°Cとし、通常900~1,000kcal/m<sup>2</sup>h°C程度になると低下した熱交換器の性能を回復させるための洗浄を行ってきた。

旧熱交換器の最後の化学洗浄となった1988年6月から撤去するまでの期間について、式(3.2)(3.3)(3.4)(3.5)(3.6)から係数の変化を調べた。係数の暦日変化をFig. 3.1に、温度と係数の変化の関係をFig. 3.2に、原子炉積算出力に対する係数変化をFig. 3.3に示す。なお係数の平均低下率(kcal/m<sup>2</sup>h°C/day)は、対象期間の係数の変化を最小二乗法により求めたものである。係数の変化は以下のような特徴を持っている。

### (1) 洗浄後の経過年数に伴う係数低下率の鈍化

総括伝熱係数の年度別の平均低下率(kcal/m<sup>2</sup>h°C/day)は、熱交換器化学洗浄後、初年度が1.22、第2年度が0.69、第3年度が0.65で、供用期間を経るにしたがって鈍化する傾向(第3年度の低下率は、初年度の約半分)にある。また係数が1,200kcal/m<sup>2</sup>h°Cを越える期間の平均低下率が0.84であるのに対し、1,200kcal/m<sup>2</sup>h°Cを下回る期間の平均低下率は0.33で半分以下に鈍化している。

係数の平均低下率が経過年数に伴い鈍化するのには、スケールやスライムの伝熱管への付着が時間の関数のみで形成されるのではなく、付着層が厚くなれば流れ抵抗による剥離作用も増大するなど、伝熱管への付着速度が付着層の厚さによっても異なるためと考えられる。

### (2) 係数の単年度変化は「へ」の字型

4月を起点とする単年度の係数変化の傾向は、経過年度によって若干の強弱に違いがあるものの何れの年度も「へ」の字型で変化している。Fig. 3.1の係数変化とFig. 3.2に示す冷却水温の変

化は重要な関連がある。水温が上昇する4月頃から8月頃にかけては係数の低下が止まって横ばいまたは逆転回復の傾向を示し、水温が低下し始める9月頃から翌年の2月頃にかけては係数が直線的に低下していることが読み取れる。

水の熱伝導率 ( $\text{kcal}/\text{mh}^\circ\text{C}$ ) は、金属などと比べ温度による変化が比較的大きい。1次、2次冷却系ともに冬季と夏季の水温の差が約 $15^\circ\text{C}$ あり、それだけ温度が上がると熱伝導率は約4%上昇する。

係数の単年度変化がこうした「へ」の字型となるのは、伝熱管へのスライム等の付着沈着による熱交換器の性能低下に、冷却水温の季節変化に伴う水の熱的性質の周期的変動が加算されるためと考えられる。

### (3) 冷却性能の劣化による炉心出口温度の上昇

原子炉定格運転時の熱平衡に達した炉心出口温度(TRA-1-2)を決定する因子は、2次冷却水熱交入口温度(TI-12)と熱交換器の総括伝熱係数で、TI-12は外気温と湿度に依存して変動する。

Fig. 3.2に見られるように、TI-12の季節変動は、最低温度(約 $10^\circ\text{C}$ )が1月から2月にかけて現れ、3月頃から水温は徐々に上がり始め、8月には最高温度(約 $30^\circ\text{C}$ )に達し、9月初旬から翌年2月頃にかけて連続的に低下する。グラフは約3年6ヶ月に渡るTI-12の変動を示しているが、「冷害」や「暖冬」などと言われる年にあっても、最高温度値と最低温度値に大きな変化がないことが読み取れる。熱交換器の総括伝熱係数の低下に伴いTRA-1-2の温度は徐々に上昇している。グラフからは、化学洗浄間隔における総括伝熱係数の変動幅約 $750\text{kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ に対し、TRA-1-2が約 $5^\circ\text{C}$ 上昇している。同期間内の最高温度は $48.24^\circ\text{C}$ (1991年7月26日)で、 $900\text{kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ 程度確保すれば原子炉の冷却に問題のないことを実績として示している。

### (4) 原子炉積算出力比の総括伝熱係数の変化

係数変化を原子炉の積算出力で見たのがFig. 3.3である。全期間における係数の変化幅は $634.71\text{kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ で、原子炉積算出力は $9.14\text{E}+06\text{kWh}$ であった。JRR-4原子炉の定格運転一日当たりの積算出力を $21,043\text{kWh}$ とすると、係数は一日の運転で $1.46\text{kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ 低下したことになる。

## 3) 胴側の化学洗浄

総括伝熱係数を低下させる主原因は、胴側(伝熱管外表面)の汚れである。2次冷却水の除熱は、2次冷却塔上部より噴霧状に雨を降らせファンで外気空気を取り入れることにより熱除去している。このため2次冷却塔は機能的に空気洗浄器の働きをして、空気中の塵埃を2次冷却水に直接取り込んでしまう。空気中の塵埃は、ろ過水に含まれる不純物や微生物の作用によりできる粘状物質、鉄サビなどとともに濃縮され、スライム状となって伝熱管や胴部に付着堆積して係数を大きく低下させる。

これまでに実施した胴側化学洗浄の頻度は、ほぼ2~3年毎に1回で、化学洗浄による係数の回復値は平均約 $600\text{kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ であった。

化学洗浄剤は、スライムの除去に3%の過酸化水素、スケールの除去に3%のクエン酸を使用した。Table 3.1にこれまでの化学洗浄と係数の変化を、Table 3.2に化学洗浄の工程を示す。化学洗浄作業による胴側胴板の腐食作用を調査するため、洗浄循環タンク内に同じ材質のテストピースを取り付けて腐食量を測定した。Table 3.3にその結果を示す。1回の化学洗浄による腐食量は板厚

に換算すると0.02mmであった。

#### 4) 伝熱管内側のブラシ洗浄

管内側の流体は純水（1次冷却水）のため、伝熱管内面の汚れは少なく、洗浄は過去27年間に2回（1976年と1986年）行った。係数の回復は、最初の洗浄（供用開始10年後）が $250\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ で、2回目の洗浄（更に10年後）が $71\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ であった。伝熱管内側の洗浄と係数の変化をTable 3.4に示す。

洗浄方法は、管側の水室を解放し、伝熱管内部にナイロンブラシを通して主要な汚れのスライムを除去した。1986年の洗浄時、スミヤ法で測定した放射性物質の汚染密度は最大で $8,000\text{dpm}/100\text{cm}^2$ であった。

### 3.3 防食剤の投入と総括伝熱係数の低下

熱交換器の胴板や2次冷却系配管には炭素鋼材が用いられることが多い。これら炭素鋼材の腐食を防止する対策として、他の研究炉では2次冷却水中に防食剤を投入し、金属表面に防食皮膜を形成させて防食効果を挙げている。

JRR-4においても1981年1月から重合リン酸塩系防食剤（クリゼット306/栗田K・K）の投入を開始した。メーカーの推奨する防食剤の濃度は80～120ppmであったが、初期の投入量を約40ppmに設定した。2年後の熱交換器化学洗浄時の鉄分濃度がそれまでの洗浄時の値より減少し防食効果が認められたので約60ppmまで防食剤の投入量を増やしたところ、総括伝熱係数が急激に低下し始めた。温度計や流量計の測定誤差などについても調査したが、計測系統に異常は認められなかった。

防食剤投入によって形成される防食皮膜は、胴板などの炭素鋼表面だけでなく伝熱管表面にも防食皮膜を形成する。つまり防食剤の投入は、炭素鋼材の防食とともに伝熱性能の低下を熱交換器に及ぼし、そのために急激な係数の低下を招いたと判断された。Fig. 3.4は調査した時に作成したグラフで、防食剤投入前の化学洗浄後の係数の変化と、防食剤投入後の変化を示している。防食剤の投入量を増加した1983年6月から係数が急激に低下し、それまでの係数低下率の約2倍に達した。1984年10月以降は防食剤の投入を取りやめた。

### 3.4 熱交換器健全性の確認

熱交換器の健全性の確認は、原子炉運転時における2次冷却水モニタの連続監視と定期自主検査時における腐食状況調査により行っている。

#### 1) 2次冷却水モニタによる連続監視

原子炉運転中、熱交換器の2次系出口配管から2次冷却水を連続サンプリングし、水中の放射能濃度を連続してモニタリングしている。これまで異常は認められていない。

以下に2次冷却水モニタで検出できる1次冷却水の漏洩量を検討する。

何らかの原因により伝熱管の健全性が損なわれると1次冷却水は圧力の低い2次冷却系へ漏洩する。1次冷却水中の主な核種は $^{16}\text{N}$ 、 $^{24}\text{Na}$ 、 $^{27}\text{Mg}$ などであるが、短寿命核種は減衰が早く2次冷却水中の放射能濃度は主に $^{24}\text{Na}$ の蓄積によって上昇するものと考えられる。2次冷却水のオーバーフローや蒸発による $^{24}\text{Na}$ の損失が無いものと仮定すると、2次冷却水モニタで検出できる1次冷却水の漏洩量 $V$ は、次式で求めることができる。

$$V = \frac{C}{C_0} V_0 = \frac{8 \times 10^{-8}}{2 \times 10^{-3}} \times 80 = 3.2 \times 10^{-3} \quad (\text{m}^3) \quad (3.7)$$

ここで

$C$  ; モニタ検出限界濃度 ( $8 \times 10^{-8} \mu \text{Ci/cm}^3$ )

$C_0$  ; 通常の定格運転時の1次冷却水中の $^{24}\text{Na}$ 濃度 ( $2 \times 10^{-3} \mu \text{Ci/cm}^3$ )

$V_0$  ; 2次冷却水総量 (約 $80 \text{m}^3$ )

2次冷却水のオーバーフロー ( $\sim 8 \text{m}^3/\text{h}$ ) 等による $^{24}\text{Na}$ の損失を考慮した場合でも、一日当たり $\sim 6 \text{g}$ 程度の1次冷却水の漏洩を検出できると推定される。

## 2) 腐食状況調査

腐食状況調査は、熱交換器1基(2胴)について胴側胴板66箇所を中心に、計80箇所を特定し、超音波厚さ計による板厚測定を行うことにより実施している。

JRR-4原子炉初臨界後約8年が経過した1973年に腐食状況調査を初めて実施した。調査の結果、減肉分は最大で $0.5 \text{mm}$ であった。平均的には年間 $0.063 \text{mm}$ の割合で腐食が進行するものと考えられ、この腐食速度であれば以下に述べる必要厚さを30年程度は確保でき、全く問題の無い腐食速度と評価された。

胴側胴板(S S 4 1)の必要厚さは、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準を定める告示」(告示501号)第7条第3項に準ずれば次のように求められる。

第1号による胴の厚さ  $t_1 = 3.0 \text{ mm}$

第2号イによる胴の厚さ

$$t_2 = \frac{P \cdot D_i}{200S \cdot \eta - 1.2P} = 1.82 \quad (\text{mm}) \quad (3.8)$$

ここで

$P$ : 最高使用圧力  $\text{kg/cm}^2$   $P=5.00$

$D_i$ : 胴の内径  $\text{mm}$   $D_i=518$

$S$ : 許容引張応力  $\text{kg/cm}^2$   $S=10.2$

$\eta$ : 継手効率  $\eta=0.70$

よって胴側胴板の腐食しろを考慮した必要厚さは $t_1=3.0 \text{mm}$ 、腐食しろを含まない設計上の必要厚さは $t_2=1.82 \text{mm}$ となる。



### 3. 5 腐食の進行と更新の必要性

#### 1) 腐食の進行

##### (1) 1989年の腐食状況調査

以下の測定条件のもとに腐食状況調査を実施した。

##### ①使用器材

超音波厚さ計：DM-2型（日本クラウトクレマーKK）

探 触 子：DA201（5MHz）

接 触 媒 質：グリセリン

##### ②機器仕様

測 定 範 囲：1.2～200mm（鋼中）

精 度：±0.1mm

最小読取值：0.1mm（デジタル表示）

##### ③被測定物の材質

熱交換器胴側胴板：SS41

熱交換器鏡板：SUS304

2次系出入口配管：SS41

調査の結果、2基の胴側胴板132箇所（鏡板132箇所）の平均板厚は4.78mmで、板厚4mm以下の箇所が13箇所あって最小板厚は2.7mmであった。この結果、最小板厚箇所の腐食速度を平均すれば年間0.135mmとなり、それまで推定されていた腐食速度を大幅に上回った。測定された最小板厚は、腐食しろを考慮した必要厚さ3.0mmを下回ってはいたが、腐食しろを含まない必要厚さ1.82mmまであと0.88mmで、このままの腐食速度であれば約6年後に必要な厚さを割るものと推定された。

##### (2) 1990年の腐食状況調査

腐食の進行状況を把握する必要から翌年も同一の測定条件で調査を行った。熱交換器No.1の調査結果をFig. 3.5に、熱交換器No.2の調査結果をFig. 3.6に示す。

#### 2) 更新の必要性

1990年の腐食状況調査の結果、平均板厚は4.68mmでほぼ前年に予想された腐食速度であったが、板厚4.0mm以下の箇所が15箇所（鏡板15箇所）に増え、最小板厚は2.4mmとなった。最小板厚箇所に着目すれば、単年度の腐食速度は0.3mmで、前年に推定した年間腐食速度0.135mmを大きく上回り、腐食の局所的な加速進行が推定された。測定された最小板厚2.4mmは、必要厚さ1.82mmを0.58mm上回るだけで、この腐食速度であれば2年後には必要厚さを割ることになる。腐食の補修については、胴全体に分散して進行しており、局所的な補修では健全性を確保することはきわめて困難で、全面的な更新が避けられないと判断した。

Table 3.1 Change of Whole Heat-Transfer Factor after Chemical Cleaning

洗 浄 時 期		総括伝熱係数 (kcal/m <sup>2</sup> h°C)			特 記 事 項
		洗浄前	洗浄後	回復値	
1	1968(S43)年8月		1,600		1965/ 1 初臨界 1965/11 1,000kW到達 1966/ 4 2,500kW到達 1976/ 1 3,500kW到達  ①1982/10 2次系に化学洗浄用38管取付 (洗浄範囲変更)  ②1981/1~1984/10 2次系に防食剤投入  ③1987/1 7°吐出系全面更新  ④1991/1 2次冷却設備更新  ⑤1992/2 熱交換器更新
2	1970(S45)年6月	1,150	1,570	420	
3	1972(S47)年6月	1,100	1,500	400	
4	1974(S49)年6月	1,000	1,320	320	
5	1977(S52)年6月	1,050	1,650	600	
6	1980(S55)年6月	1,020	1,520	500	
7	1983(S58)年6月	870	1,550	680	
8	1985(S60)年3月	940	1,480	540	
9	1988(S63)年6月	849	1,645	796	

Table 3.2 Process of Chemical Cleaning

工 程	目 的	使用薬品	流 量	温度	処理方法	
1	スライム洗浄	スライム剥離	H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> 3%	60~80Ton/時	常温	約5時間循環
2	押し出し水洗	剥離スライム除去		60~80Ton/時	常温	2~3容量分
3	スライム洗浄	スライム剥離	H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> 3%	60~80Ton/時	常温	約5時間循環
4	押し出し水洗	剥離スライム除去		60~80Ton/時	常温	2~3容量分
5	酸 洗 浄	スケール除去	クエン酸 3%	60~80Ton/時	60°C	6時間循環後 浸透処理
6	押し出し水洗	酸液除去		60~80Ton/時	常温	2~3容量分
7	中 和 処 理	中和	クエン酸 0.1% アンモニア 0.3%	60~80Ton/時	50~ 60°C	1~2回循環
8	防 錆 処 理	母材の防錆	ヒドラジン 0.05%	60~80Ton/時	60°C	約2時間循環
9	押し出し水洗	防錆剤除去		60~80Ton/時	常温	1~2容量分

Table 3.3 Weight loss on Chemical Cleaning

1988年6月2日

材質	表面積 ( $\text{cm}^2$ )	前重量 (g)	後重量 (g)	減量 (mg)	腐食量 ( $\text{mg}/\text{cm}^2$ )	腐食率 ( $\text{mg}/\text{cm}^2 \cdot \text{h}$ )
SUS 304	23.6	22.6185	22.6181	0.4	0.017	0.0034
	23.6	22.5333	22.5328	0.5	0.021	0.0042
SS 41	23.6	23.0864	22.7182	368.2	15.6	3.12
	23.6	22.5574	22.2199	337.5	14.3	2.86

Table 3.4 Change of Whole Heat-Transfer Factor by Brushing

洗 淨 時 期		總括伝熱係数 ( $\text{kcal}/\text{m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ )			特 記 事 項
		洗 淨 前	洗 淨 後	回 復 値	
1	1976(S51)年8月	1,050	1,300	250	
2	1986(S61)年6月	1,164	1,235	71	

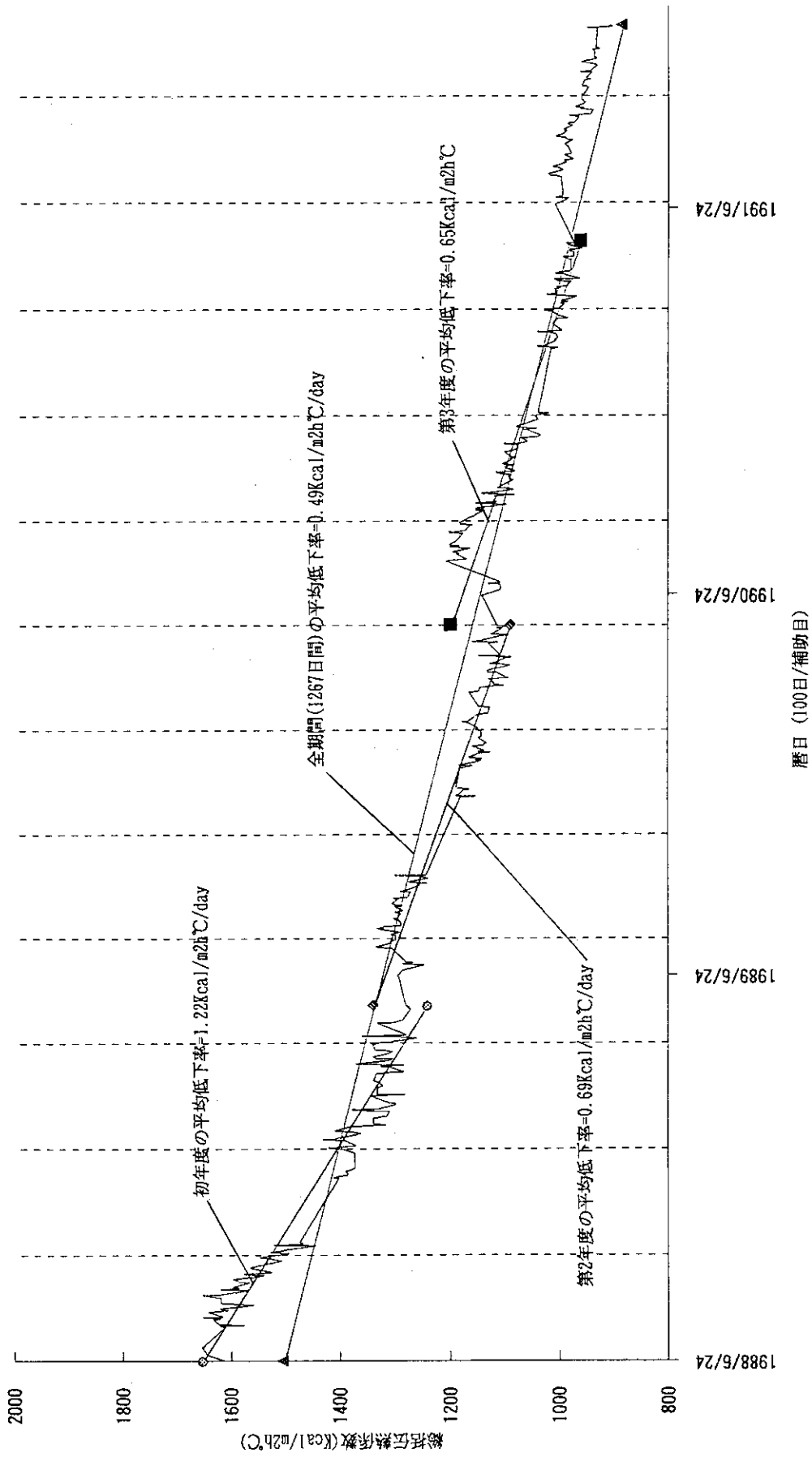


Fig. 3.1 Trend Curve of Whole Heat-Transfer Factor (Old Heat Exchangers)

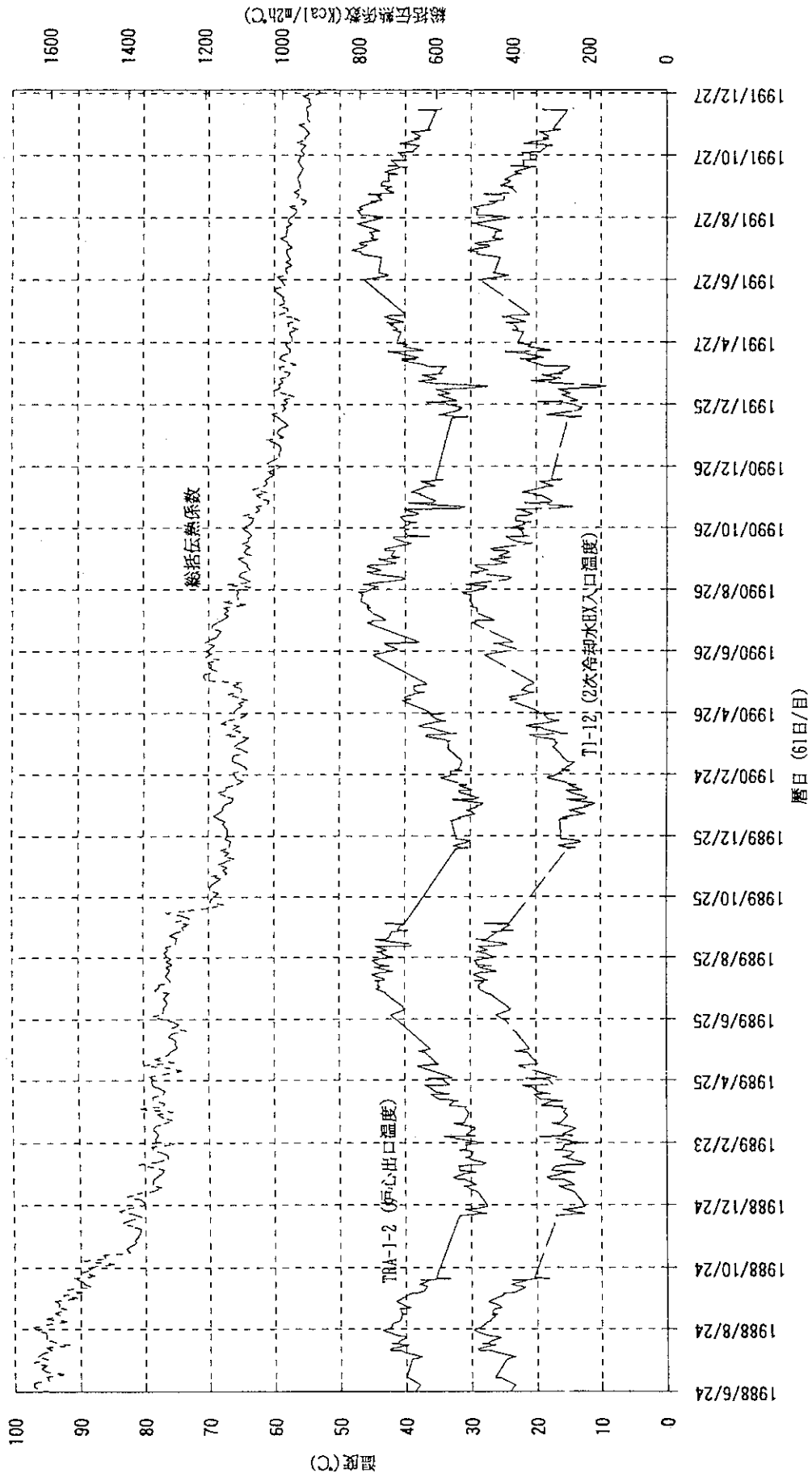


Fig. 3.2 Comparison of Whole Heat-Transfer Factor and Coolant Temperature (Old Heat Exchangers)

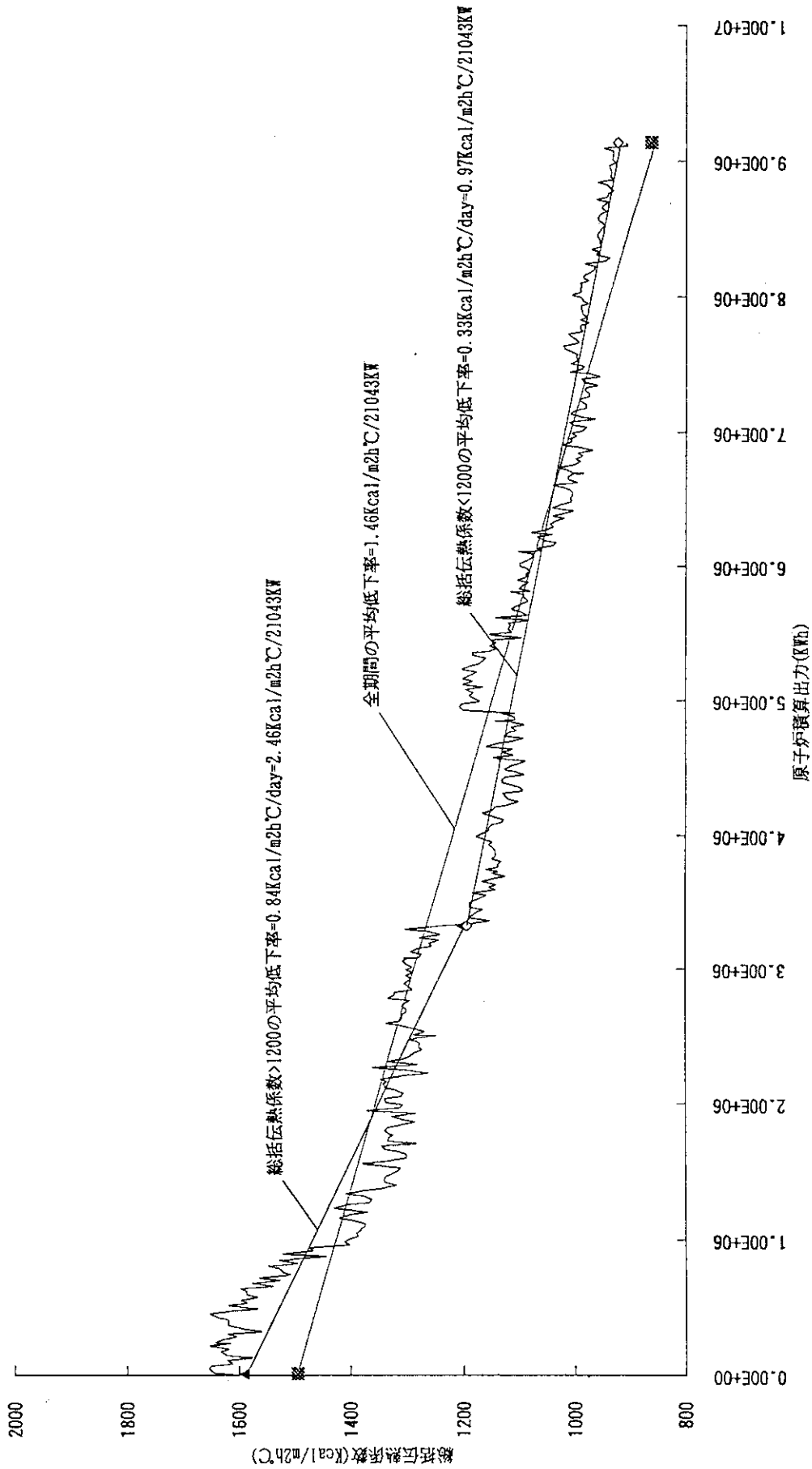


Fig. 3.3 Integrating Power and decreasing Whole Heat-Transfer Factor (Old Heat Exchangers)

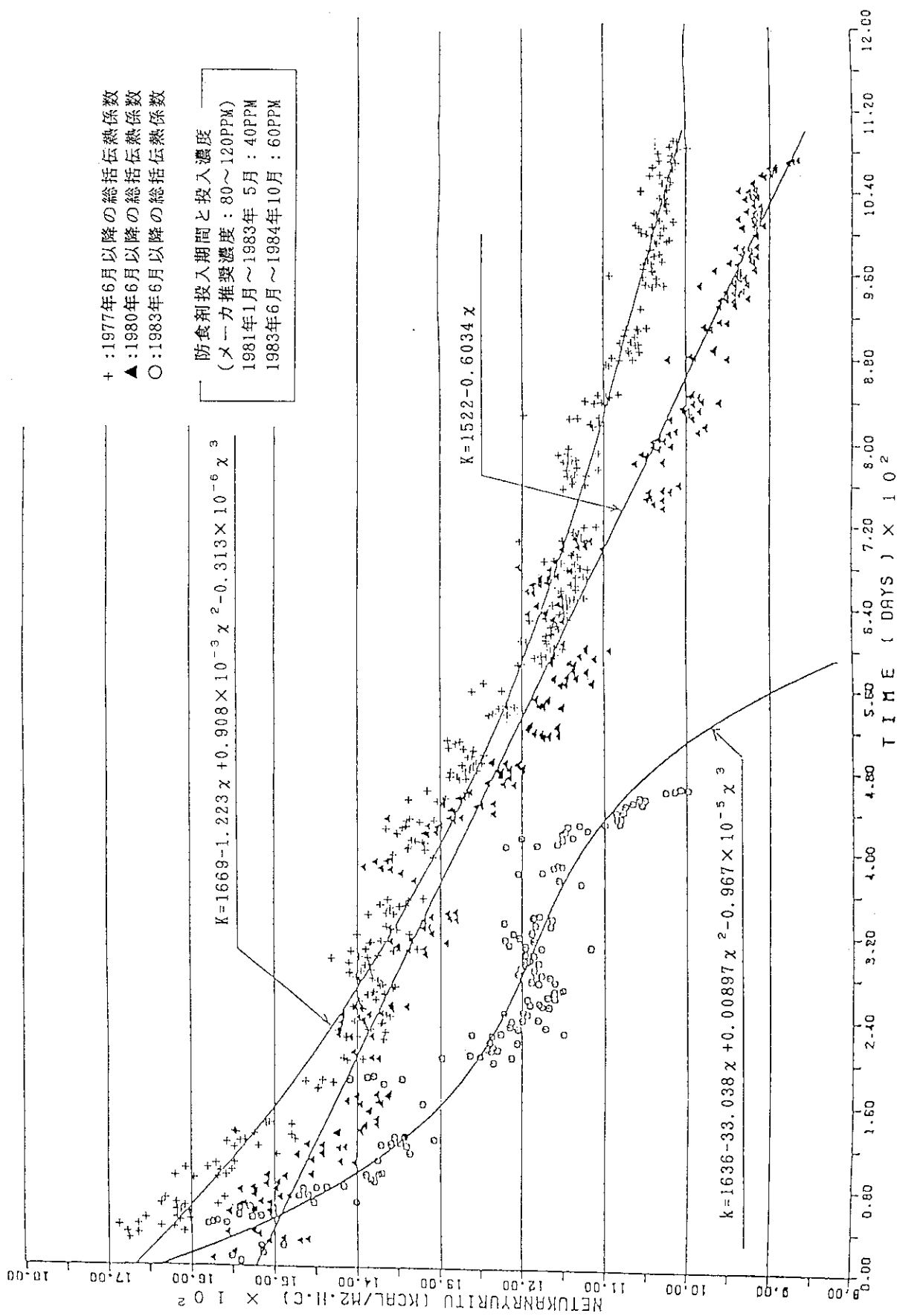


Fig. 3.4 Effect of Anticorrosive

注1. ⊙印は裏面  
注2. ( )内数値は測定値

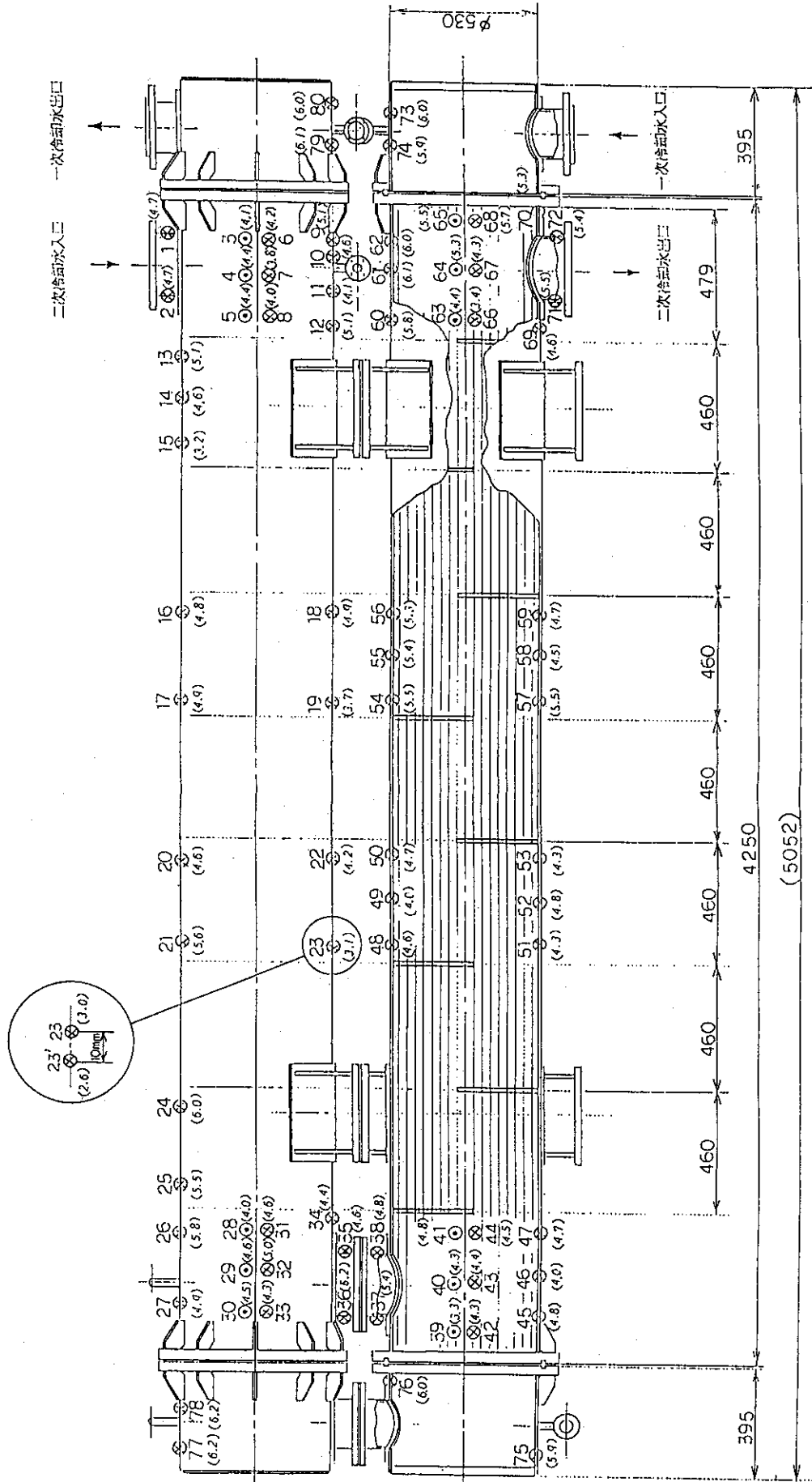


Fig. 3.5 Results of Corrosion Condition on No.1 Old Heat Exchanger(June 1990)





## 4. 更新工事の基本方針

### 4.1 熱的設計と更新範囲

旧熱交換器は3,000kWの熱交換量で設計製作されたもので、最大熱出力を3,500kWに上昇したため、熱的余裕が原子炉設置当時と比べ少なくなっていた。更新にあたっては、燃料の熱的設計の安全余裕をこれまでより約2℃向上させ、炉心出口温度を50.0℃以下に維持できるような伝熱面積を有することを熱的設計の基本方針とした。

なお、炉設置変更を伴うような熱交換器の形式や基数の変更は行わず、伝熱面積の増大は、胴径を太くし伝熱管の本数を増加することによりまかなった。胴径を変更するため、熱交換器と取り合う冷却系配管の一部も更新することとした。更新範囲をFig. 4.1に示す。

### 4.2 構造設計と使用材料

十分な耐圧強度及び耐震強度を有し、同時に流体振動による伝熱管の損傷を防止することを構造設計の基本方針とした。

使用する材料は、耐食性を重視して全てステンレス鋼材を採用することとした。

### 4.3 耐震強度設計

熱交換器は、現在の耐震設計技術指針となっている「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG 4601-1987)の重要度分類の定義や機能上の分類からはBクラスに該当する。Bクラスの設計では、固有値解析の結果が剛領域に有れば静的地震力(水平震度0.36Gのみで垂直は考慮しなくて良い)に耐えることを確認すればよい。

しかしながらJRR-4建設当時には、現在のような重要度や機能に応じた耐震設計のクラス分けという考え方は確立しておらず、JRR-4の炉設置許可申請書では「設計水平震度としてはイ、原子炉本体、プール周壁など安全対策上緊急な施設/0.6G ロ、上記以外の原子炉設備/0.4G ハ、原子炉建家のごとく周辺公衆の災害防止上緊急な施設/0.3G、設計垂直震度としては設計水平震度の1/2を用いる」という設計方針が示されている。従って熱交換器は、水平/0.4G、垂直/0.2Gの地震力で耐震設計されたものと考えられる。

現在の基準と過去の設計基準との間に違いがある場合の扱いとしては、「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令(総理府令第11号)」の解説(1990年6月原子力安全局)では、「原子炉設置(変更)許可申請書に記載された方法に従う」として

いる。

よって、設計地震力を水平0.4G 垂直0.2Gとし、解析手法については耐震重要度分類のBクラスに準ずることを耐震設計の基本方針とした。

一方、Fig. 4.1に示すように更新する配管の範囲は、配管系全体から見ればごく狭いうえ熱交換器との取り付け部が耐震解析上の固定点となっている。加えて配管材質や管径・配管ルートなどの変更も行わず、従って今回の配管更新は従来の配管系の振動モデルや解析結果に重大な変更を与えるものではなく、配管の更新に係る耐震設計については省略した。

#### 4. 4 旧熱交換器の廃棄方法

放射性廃棄物は可能な限り減容することが望ましい。そうした視点から言えば旧熱交換器についても解体減容してドラム缶等に収納し保管廃棄する方法が考えられる。しかしながら解体作業はかなりの困難を伴う上、内部伝熱管により減容率も小さく、かつ相当の予算と作業期間を要することとなる。そのため旧熱交換器は、解体せずに一体の放射性固体廃棄物として取り扱うこととした。

一方、大型機器の放射性固体廃棄物の引き渡し前の措置は、原則として全て定形の金属容器に収納するよう措置することになっている。熱交換器は管台・細管等を外部に取り付けた異形の大型機器で、その外壁をもって定形容器として扱うことは困難である。保管廃棄施設における施設空間の合理的な活用と管理並びに作業の安全性確保を図ることも考慮し、旧熱交換器の廃棄は、専用の保管廃棄容器を製作して収納することとした。

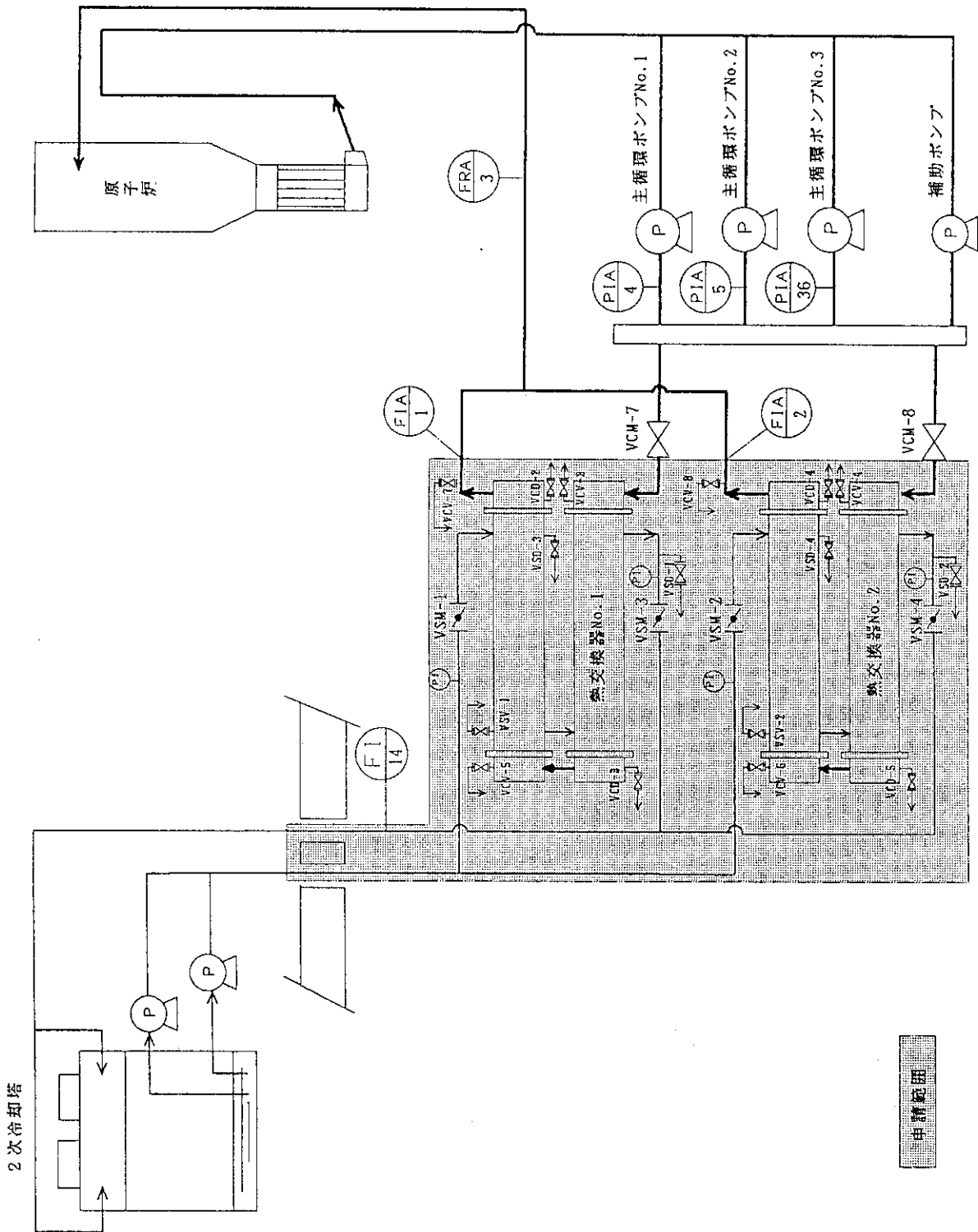


Fig. 4. 1 Replacement Area of Reactor Cooling System

## 5. 新熱交換器の設計

### 5. 1 設計条件

更新工事の基本方針に基づき、新しい熱交換器の設計条件をTable 5.1に示すように決定した。新熱交換器の基本設計図を付録1に示す。

### 5. 2 設計基準

#### 1) 耐圧強度の設計基準と機器種別

研究炉施設の構造等の設計は、従来、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準を定める告示」（告示501号）に準拠して行われてきた。熱交換器の更新を決定した1990年に原子力安全局より「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」が出された。JRR-4の設工認工事としては初めてこの技術基準を適用、Table 5.2に示すような機器種別を行い耐圧強度に係る設計を行うこととした。

#### 2) 溶接設計の基準

研究炉施設の溶接に関する設計及び施工は、従来、「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（省令81号）に準拠して行ってきた。1986年12月に原子炉等規制法が改正された。これにともない「試験研究の用に供する原子炉等の溶接の技術基準に関する総理府令」（府令74号）および「試験研究の用に供する原子炉等の溶接の方法の認可について」（61安局(原規)第57号）が定められ、原子力事業者が行っていた溶接に関する設計及び工事の方法の認可申請は溶接施工業者が直接行い、溶接検査も科学技術庁の使用前検査から指定機関（原子力安全技術センター）が代行する検査となった。

「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転に関する規則」（府令第83号）の第三条の七では、原子炉冷却系統施設に属する容器及び管について溶接検査の対象となる機器をTable 5.3に示すように定めている。

規則等の規定から、今回の更新工事で溶接に係る認可申請や指定機関の検査を受検すべき範囲は、熱交換器の管側（1次冷却水）と1次冷却系配管である。胴側（2次冷却水）及び2次系配管は、構造の技術基準では「第4種容器及び第4種管」に該当するが、溶接の技術基準においては放射性物質を内包していないため「第4種容器及び第4種管」には該当せず、溶接に係る認可申請や検査の対象外となる。また1次冷却系のベント・ドレン配管（15A）も、最高使用圧力と管の外径から溶接に係る認可申請や検査の対象外となる。

これら法規制の対象外の機器の溶接については、溶接の技術基準の「第4種容器及び第4種管」に準拠した設計と施工を行い、原研側で自主検査を行うこととした。

### 5.3 設計計算

#### 5.3.1 耐圧強度計算

##### 1) 必要厚さ

「研究炉の構造等の技術基準」に基づいた強度計算の結果求められる板厚が「必要厚さ」で、強度計算の結果求められた主要構造物の必要厚さをTable 5.4に示す。なお、材質としてSGP-Eを使用した2次冷却系配管の耐圧強度計算では、許容引張応力に告示501号別表第6の「備考1.イ」を用いるとともに、必要厚さの計算では継手効率を継目無管として取り扱った。<sup>1)</sup>

材質に炭素鋼を用いる場合の構造等の技術基準の考え方は、当然ながら腐食しろを考慮したもので、「必要厚さ」に腐食しろが含まれている。従って以下に述べる「最小厚さ」では腐食しろを考慮する必要は全くない。

##### 2) 最小厚さと耐圧強度設計

以下の式で現される考え方を「最小厚さ」と定義し、「最小厚さ」が「必要厚さ」を上回る設計とした。

$$\text{最小厚さ} = (\text{使用する材料の呼び厚さ}) - (\text{素材のJIS寸法公差}) - (\text{加工減公差})$$

従って材料の選定や加工方法が決まれば「最小厚さ」は決まる。設計した主要部材の「呼び厚さ」と「素材のJIS寸法公差」、「加工減公差」および「最小厚さ」をTable 5.4に示す。表に示すように「最小厚さ」は耐圧強度計算で求めた「必要厚さ」を上回っており、十分な強度を有した設計を行った。

##### 3) 穴の補強

熱交換器の胴に冷却系配管の管台を取り付けるためには胴に穴をあけなければならない。穴をあけたことによる補強の考え方を以下に述べる。

###### (1) 補強計算を要しない穴の最大径

補強を要しない穴の最大径については、管側（第3種容器）については技術基準第7条第6項第2号を、胴側（第4種容器）については第35条第3項第2号を適用して以下のように行った。

補強計算を要しない穴の最大径は、次のa、bで計算した値のうちいずれか大きい方の値とする。

a、穴の径が61mm以下で、かつ次の計算式により計算した値以下の穴

$$dr1 = \frac{D \cdot 2ts}{4} \quad (5.1)$$

b、穴の径が200mm以下で、かつ次の計算式で求めた値以下の穴

$$dr2 = 8.05 \sqrt[3]{D \cdot ts (1-k)} \quad (5.2)$$

ただしkは、次の計算式により計算した値で、 $k > 0.99$ のときは $k = 0.99$ とする。

$$k = \frac{P \cdot D}{182S \cdot \eta \cdot ts} \quad (5.3)$$

ここで

$dr1, dr2$  : 補強を要しない穴の最大径(mm)

$D$  : 穴の中心における胴の外径(mm)

$t_s$  : 胴の最小厚さ(mm)

$k$  : 係数

$P$  : 最高使用圧力(kg/cm<sup>2</sup>)

$S$  : 最高使用温度における材料の許容引張応力(kg/mm<sup>2</sup>)

$\eta$  : 継手効率 (穴が長手継手を通る場合はその継手効率、その他の場合は1)

計算の結果、穴の補強計算を必要とする管台穴は、1次及び2次系の出入口の管台(8B)と胴側点検孔(6B)であった。

## (2) 穴の補強計算

穴の補強計算の考え方を以下に述べる。

ここで

$d$  : 管台の外径から管台の最小厚さを除いた値

$t_s$  : 胴の最小厚さ

$t_{nr}$  : 管台の必要厚さ

$t_{sr}$  : 胴の必要厚さ

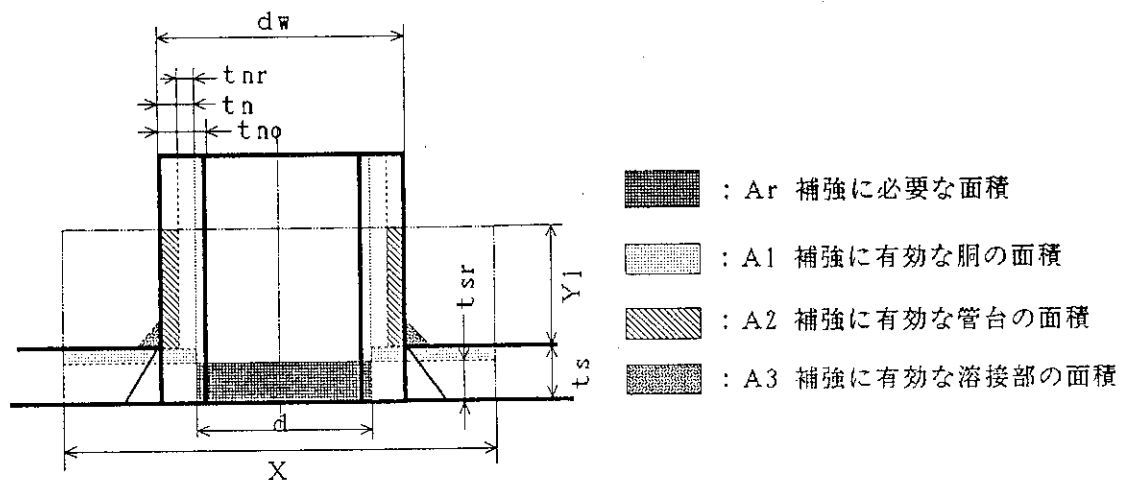
$t_n$  : 管台の最小厚さ

$X$  : 胴の補強の有効範囲

$t_{no}$  : 管台の呼び厚さ

$Y$  : 管台の補強の有効範囲

$S_s$  : 胴板材の許容引張応力



(1) 胴に穴があるということは、その穴の部分が胴内圧に対抗する力を受け持てないことになる。従って穴の補強に必要な面積は、 $A_r$ となる。

(d) 本来  $A_r$  の面積が受け持つべき力を周囲で受け持つことになる。このうち胴自身が受け持てる力としては、最小厚さから必要厚さを差し引いた余分の板厚の部分  $A_1$  (補強に有効な胴の面積) で受け持てる力である。

(h) 以下の条件が成立すれば、補強の必要はない。

$$dw \cdot tsr - A_1 < 0 \quad (5.4)$$

この場合、溶接部には荷重はかからない。

(e) もし足りない場合は、他の補強部分 (管台や補強板) に不足分に相当する力を伝達する必要があり、溶接部の強度はこの荷重に耐えられれば良い。その時の荷重を  $w_2$  とすると

$$w_2 = (dw \cdot tsr - A_1) S_s \quad (5.5)$$

(f) 一方補強部よりも先に溶接部が破損しないためには、「(胴を除く補強部の面積) × (許容応力)」に相当する荷重を、溶接部は伝達しうる能力が要求される。その時の荷重を  $w_1$  とすると

$$w_1 = (A_2 + A_3) S_s \quad (5.6)$$

(g) 溶接部が伝えるべき荷重は、どちらか小さい方でよい。

$$\min(w_1, w_2) \quad (5.7)$$

(t) 溶接部の予想される破断箇所の強さは、溶接部の伝えるべき荷重より大きければよい。

(f) すなわち穴の補強計算は次の二項を満足すればよい。

補強に有効な総面積 > 補強に必要な面積

$$A_0 = A_1 + A_2 + A_3 > A_r \quad (5.8)$$

溶接部の破断箇所の強さ > 溶接部の負うべき荷重

穴の補強計算を必要とした 1 次及び 2 次系の出入口の管台 (8B) と胴側点検孔 (6B) については、いずれも補強に有効な胴の面積 ( $A_1$ ) が補強に必要な面積 ( $A_r$ ) を十分に上回り、補強板を設ける必要はなかった。

### 5. 3. 2 耐震強度計算

#### 1) 荷重の組み合わせと許容限界

JEAG 4601-1987 の B クラスに準拠して荷重の組み合わせと許容限界を Table 5.5 に示すように定めた。

#### 2) 計算方法

(1) 応力計算は、JEAG 4601-1987 の B クラスの横置円筒形容器の計算方法に準拠して計算した。

(2) 固有値解析は、有限要素法の構造解析プログラム S A P - V を用いて求めた。

(3) 容器及び内容物の重量は、胴の中心軸への集中荷重として考えた。

(4) 容器は胴を 2 個の脚で支持され、下胴の脚はそれぞれ基礎ボルトに固定されており、上胴の脚はそれぞれ取付ボルトで下胴に固定されているものとした。ただし長手方向地震について安全側に評価するため、下胴、上胴とも 2 個の脚のうち 1 個の脚は胴の長手方向にスライドできるものとした。



- (5) 地震力は容器に対して水平方向及び垂直方向から作用する。
- (6) 安全側に評価するため、熱交換器の構造材料の「呼び厚さ」で重量計算を行い、「最小厚さ」で応力計算を行った。
- (7) 既設の基礎ボルトには有害な傷や減肉がなくそのまま用いることとした。基礎ボルトの材質が不明なために、告示501号別表9で示される鋼材の設計降伏点のうち最も強度の低い機械構造用炭素鋼鋼材（JIS G4051）のS10C相当品として安全側に取り扱い、ボルト自身の機械的強度の経年劣化は無視した。なお基礎ボルトの施工法も不明で、その引抜強度については更新工事の途中に実機で試験を行いその健全性を確認した。詳細を6.8に述べる。
- (8) 熱交換器単体についての固有値解析及び応力計算とは別に、冷却系配管の重量を熱交換器の管台に加えた場合についても解析と計算を行い問題の無いことを確認する。

### 3) 評価方法

評価方法は以下により行った。

#### (1) 固有周期の評価

固有周期が0.05秒以下で、十分な剛性を有することを確認する。

#### (2) 応力の評価

##### (i) 胴の応力評価

胴に発生する1次一般膜応力及び1次応力が、前述した許容限界以下であることを確認する。

##### (ii) 脚の応力評価

脚に発生する組み合わせ応力が、前述した許容限界以下であること。即ち許容引張応力 $f_{st}$ は、以下となる。

$$f_{st} = 1.5f_t = \min(0.7S_u, S_y) \quad (5-9)$$

##### (iii) 基礎ボルトの応力評価

引張力とせん断力を同時に受ける基礎ボルトに発生する引張応力 $\sigma_b$ は、下記2式より求められる許容引張応力 $f_{bt}$ 以下であること。

$$f_{bt} = 1.4f_{to} - 1.6\tau_b \quad (5-10)$$

$$f_{bt} \leq f_{to} \quad (5-11)$$

基礎ボルトに発生するせん断応力 $\tau_b$ は、せん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力 $f_{bs}$ 以下であること。

ただし引張力のみを受ける基礎ボルトの許容引張応力 $f_{to}$ およびせん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力 $f_{bs}$ は、前述した許容限界で以下となる。

$$f_{to} = 1.5f_t = 0.75(\min(0.7S_u, S_y)) \quad (5-12)$$

$$f_{bs} = 1.5f_s = \frac{\min(0.7S_u, S_y)}{\sqrt{3}} \quad (5-13)$$

### 4) 結果

#### (1) 固有周期

計算結果をTable 5.6に示す。

固有周期はいずれも0.05秒を下回り、十分な剛性が確認できたので、動的解析は省略した。

## (2) 応力

計算結果をTable 5.7に示す。

算出された応力は全て許容応力以下であり、十分な耐震強度を有している。

## 5.3.3 熱計算

### 1) 計算方法

- (1) 管内側境膜伝熱係数はSiederの式に基づき、胴側境膜伝熱係数はBellの式に基づき計算した。<sup>2)</sup>
- (2) 流体の物性値は、日本機械学会技術資料「流体の熱物性値集」(1983年)に記載された値を用いて流体の平均温度に対応する値を比例法により補間した値を使用した。
- (3) 汚れ係数は、伝熱工学資料(改訂第4版)に記載されている値のうち、1次冷却水については蒸留水の値を、2次冷却水については冷却塔処理水の値をそれぞれ準用した。

### 2) 計算結果

#### (1) 総括伝熱係数

総括伝熱係数は以下のように求められる。

$$\frac{1}{U} = \frac{1}{h_o} + r_o + \frac{tt}{kt} \left( \frac{d_o}{d_m} \right) + r_i \left( \frac{d_o}{d_i} \right) + \frac{1}{h_i} \left( \frac{d_o}{d_i} \right) \quad (5.14)$$

ここで

$h_o$ : 胴側境膜伝熱係数 (kcal/m <sup>2</sup> h°C)	$h_o=5,063$
$h_i$ : 管内境膜伝熱係数 (kcal/m <sup>2</sup> h°C)	$h_i=5,172$
$r_o$ : 2次冷却水の汚れ係数 (m <sup>2</sup> h°C/kcal)	$r_o=2.0 \times 10^{-4}$
$r_i$ : 1次冷却水の汚れ係数 (m <sup>2</sup> h°C/kcal)	$r_i=1.5 \times 10^{-4}$
$tt$ : 伝熱管の厚さ (m)	$tt=1.2 \times 10^{-3}$
$kt$ : 伝熱管の熱伝達率 (kcal/mh°C)	$kt=14$
$d_o$ : 伝熱管の外径 (m)	$d_o=15.9 \times 10^{-3}$
$d_i$ : 伝熱管の内径 (m)	$d_i=13.5 \times 10^{-3}$
$d_m$ : 伝熱管の平均直径 (m)	$d_m=14.7 \times 10^{-3}$

式(5.14)にそれぞれの値を代入すると、総括伝熱係数は1,117 kcal/m<sup>2</sup>h°Cと求められた。なお製作時の係数は、式(5.14)の汚れ係数をゼロとして1,930kcal/m<sup>2</sup>h°Cと求められた。

#### (2) 必要伝熱面積と有効伝熱面積

必要伝熱面積 $A_r$ は、式(3.1)(3.2)(3.3)(3.4)(3.5)(3.6)に

$Q$ : 熱交換量 (kcal/h)	$Q=1.5 \times 10^6$
$\rho_i$ : 1次冷却水の平均温度における密度 (kg/m <sup>3</sup> )	$\rho_i=989.7$

Wi	: 1次冷却水の流量 (m <sup>3</sup> /min)	Wi=3.5
Ci	: 1次冷却水の平均温度における比熱 (kcal/kg°C)	Ci=0.995
Ti1	: 1次冷却水の入口温度 (°C)	
Ti2	: 1次冷却水の出口温度 (°C)	Ti2=50.0
To1	: 2次冷却水の入口温度 (°C)	To1=32.3
To2	: 2次冷却水の出口温度 (°C)	To2=39.3

を代入し  $A_r = 126.7 \text{ m}^2$  と求められた。

一方有効伝熱面積  $A_o$  は、

$d_o$	: 伝熱管外径 (m)	$d_o = 15.9 \times 10^{-3}$
Nt	: 1 胴あたりの伝熱管本数	Nt=341
L	: 伝熱管有効長さ (m)	L=4.178
N	: 1 基あたりの胴の数	N=2

とすると

$$A_o = \pi d_o \cdot Nt \cdot L \cdot N \quad (5-15)$$

となる。

設計した熱交換器は、必要伝熱面積が有効伝熱面積を上回り十分な冷却能力を有している。

Table 5.1 Design Conditions of New Heat Exchangers

形 式		向流型直管一折流二胴式	
基 数		2基	
熱交換量 (kcal/h/基)		$1.5 \times 10^6$ (1750kW/基)	
静的震度	水平方向	$C_H = 0.40$	
	垂直方向	$C_V = 0.20$	
		管側 (1次側)	胴側 (2次側)
冷却材の種類		軽水 (純水)	軽水 (ろ過水)
最高使用温度 (°C)		60.0	60.0
最高使用圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )		5.0	5.0
熱交換器入口温度 (°C)		50.0	32.3
流量 (m <sup>3</sup> /min/基)		3.5	3.6
内包する放射性物質の濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		$7.4 \times 10^5$ *	内包せず

\* 原子炉3,500kW運転中における<sup>16</sup>Nループの配管周囲の線量当量率測定結果から計算で求めた値

Table 5.2 Classification of Pressure Design

対象機器	機器種別	「研究炉の構造等の技術基準」の該当条項
熱交換器管側 (1次側)	3種容器	第2条三ハ 炉心に接近する機器であって、その故障、損壊等により放射性物質の漏洩を生じさせる恐れのあるものに属する機器
1次冷却系配管	3種管	
熱交換器胴側 (2次側)	4種容器	第2条四 「第4種容器」又は「第4種管」とは、第3種機器及び次号に規定する第5種管以外の容器又は管 (内包する流体の放射性物質の濃度が $3.7 \times 10^{-2}$ Bq/cm <sup>3</sup> (流体が液体の場合にあつては $3.7 \times 10^4$ Bq/cm <sup>3</sup> )以上の管又は最高使用圧力が0kg/cm <sup>2</sup> を超える管に限る)をいう。 五 「第5種管」とは、放射線管理の用に供するダクトであつて、内包する流体の放射性物質の濃度が $3.7 \times 10^{-2}$ Bq/cm <sup>3</sup> 以上のものをいう
2次冷却系配管	4種管	

Table 5.3 Classification of Welding Design

内包する 放射性物質の濃度	溶接検査の対象となる機器 「研究炉等の設置、運転に関する規則」	
	$\geq 37\text{kBq/cm}^3$	容器
管		最高使用圧力が $\geq 1.0\text{kg/cm}^2$ にあつては外径 $>61\text{mm}$ の管
		最高使用圧力が $< 1.0\text{kg/cm}^2$ にあつては外径 $>100\text{mm}$ の管
$< 37\text{kBq/cm}^3$	容器	最高使用温度 $< 100^\circ\text{C}$ にあつては最高使用圧力 $\geq 20\text{kg/cm}^2$ の容器
	管	最高使用温度 $< 100^\circ\text{C}$ にあつては最高使用圧力 $\geq 20\text{kg/cm}^2$ の外径 $\geq 150\text{mm}$ の管

Table 5.4 Specification and Required Design Thickness for Main Components

主要部材		必要厚さ (mm)	呼び厚さ (mm)	素材の寸法 公差(mm)	加工減 公差(mm)	最小厚さ (mm)	
熱 交 換 器	管側 1次系	胴板	1.50	6.00	1.40 * 1	0.60 * 5	4.00
		平板	24.21	30.00	1.60 * 1	0.50	27.90
		管板	19.05	36.00	1.60 * 1	0.50	33.90
		伝熱管	0.32	1.20	0.00 * 2	0.00	1.20
		管台8B	0.42	6.50	0.82 * 3	0.50	5.18
		管台1/2B	0.04	2.80	0.50 * 3	0.50	1.80
		胴フランジ	36.50	37.50			36.50 * 7
		管台フランジ	19.00	19.00			19.00 * 7
	胴側 2次系	胴板	1.53	6.00	1.40 * 1	0.60 * 5	4.00
		管台8B	0.42	6.50	0.82 * 1	0.50	5.18
		管台1/2B	0.04	2.80	0.50 * 3	0.50	1.80
		6B平板	17.00	20.00	---	1.00 * 6	19.00
	1冷却系 配管	8B	0.42	6.50	0.82 * 1	0.50	5.18
		6B	0.32	5.00	0.63 * 3	0.50	3.87
2冷却系 配管	10B	3.80	6.60	0.83 * 4	1.00	5.28	
	8B	3.80	5.80	0.73 * 4	1.00	4.58	

Table 5.4 において

- \* 1 JIS G4304 SUS304 厚さの許容差（記号A）の幅最大の値
- \* 2 JIS G3463 SUS304LTB 厚さの許容差の値
- \* 3 JIS G3459 SUS304TP-S 厚さの許容差の値
- \* 4 JIS G3452 SGP 厚さの許容差の値
- \* 5 加工減 0.50mm に、曲げ加工代 0.10mm を加えた値
- \* 6 JISG3214 SUS F304 鍛造材機械加工の許容差の値
- \* 7 JISG3214 SUS F304 鍛造材機械加工により最小厚さを下回らない値

Table 5.5 Design stress

	胴板	脚	基礎ボルト
荷重の組み合わせ	$D + Pd + Md + SB$	$D + Md + SB$	$D + Md + SB$
許容限界	1次一般膜応力は、 $0.6S_u$ と $S_y$ のいずれか小さい方。ただし $1.2S$ の方が大きい場合にはこの値。	引張、圧縮、曲げ、せん断の許容限界は、告示501号第88条第3項第1号イにより規定される通常運転状態における許容値( $f_t, f_c, f_b, f_s$ )の1.5倍の値。	引張、せん断の許容限界は、告示501号第88条第3項第2号イにより規定される通常運転状態における許容値( $f_t, f_s$ )の1.5倍の値。

Table 5.5において

- D : 死荷重
- Pd : 最高使用圧力による荷重
- Md : 死荷重、地震荷重を除く機械的荷重
- SB : Bクラスの静的地震力
- $S_u$  : 設計引張強さ（告示501号別表第10に規定される値）
- $S_y$  : 設計降伏点（告示501号別表第9に規定される値）
- S : 許容引張応力（告示501号別表第6に規定される値）

Table 5.6 Calculation of Natural Period

計 算 条 件		固有周期
熱交換器単体	胴板厚さ 6mm	0.032 sec
	胴板厚さ 4mm	0.037 sec
熱交換器 + 1次・2次配管	胴板厚さ 6mm	0.035 sec
	胴板厚さ 4mm	0.040 sec

Table 5.7 Calculation of Design stress

部材	材料	応力 (kg/mm <sup>2</sup> )	算出応力 (kg/mm <sup>2</sup> )		許容応力 (kg/mm <sup>2</sup> )
			熱交単体	含配管	
胴	SUS 304	1次一般膜	4.6	7.7	19.6
		1次	8.6	13.0	19.6
脚	SUS 304	組み合わせ	2.1	2.7	21.0
基礎ボルト	S10C相当	引張	2.4	3.5	15.7
		せん断	3.3	3.6	12.1

## 6. その他工事に係る設計上の検討事項

### 6. 1 1次冷却水出入口管台径の変更

JRR-4では最大熱出力を2,500kwから3,500kwに上昇する際に、原子炉の冷却能力を確保するために1次冷却水流量を約30%増大させた。そのため1次冷却系配管の管内流速は3.08m/secとなり、いわゆる経済流速(1.5~3.0m/s)<sup>3)</sup>を超えた状態となっていた。1次冷却系管台のノズル効果により生ずる圧力損失の低減を図り、併せて燃料低濃縮化に伴い1次冷却水流量の増大が必要となった場合にも対応できるよう、1次冷却系管台の管径を現状の6Bから8Bに変更した。この変更により1次系管台の流速は、1.79m/secに改善された。

### 6. 2 伝熱管の流体振動対策

冷却材の循環により生ずる流体振動により伝熱管の損傷を受けない構造とするため、(1)伝熱管の有効長さとおつフルプレートのピッチを旧熱交換器と同様とする、(2)2次冷却水の入口側管台の直下に新たに緩衝板を設ける、(3)おつフルプレートを固定するスタットボルト及びナットは、締め付けたのち溶接施工を行う、などの対策を行うこととした。

伝熱管とおつフルプレートを組み立てた状態で外観検査及び寸法検査を行い上記対策が確実に行われたことを確認した。さらに伝熱管の健全性確認の一手段として、管板にそれぞれ水平、垂直、軸方向の振動測定用ポイントを新たに設けた。

### 6. 3 伝熱管点検孔の新設

旧熱交換器には点検孔が設けられておらず、化学洗浄時に伝熱管の汚れがどの程度除去できたかを目視にて確認することができなかつた。化学洗浄による伝熱管表面の汚れ除去の具合を目視にて確認できるようにするために、胴の中央部横に6Bの点検孔を新たに設けた。

### 6. 4 2次冷却系出入口圧力計の新設

JRR-4では定格運転時に2基の熱交換器を並列に運転している。1次系はそれぞれの熱交換器出口に流量計が設けられていてこの流量計で流量配分の調整を行っているが、2次冷却系については熱交換器個別の流量計は無く、また出入口圧力計も無かつたため、これまでは弁の開度にしたよつて流量配分の調整を行つてきた。2次冷却系の流量配分の調整をより適正に行うため、2次冷却系の熱交換器出入口配管に新たに圧力計を設けた。

### 6. 5 2次冷却系熱交出入口弁の型式変更

従来の玉形弁から操作性が優れていて軽量でコンパクトなバタフライ弁に変更した。バタフライ弁の選定にあつては、化学洗浄を考慮して接液部はステンレス鋼とし、シートリングは化学洗浄の薬剤である過酸化水素(H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>)を考慮してテフロンシートを採用した。なお今回更新した弁を除く2次冷却系の弁は1991年に技術部で玉形弁からバタフライ弁に更新したが、それらの弁のシートリングの材質はNBRで、過酸化水素に耐性が無く、今後2次冷却系の化学洗浄を行う際には洗浄範囲の限定などの対策を講ずる必要がある。



## 6. 6 2次冷却系熱交出入口温度計の取付角度、取付位置の改善

2次冷却系の熱交換器出入口温度計は2次冷却系の熱出力の算出に用いている。最大熱出力3,500kW時の2次冷却系の $\Delta T$ は7.02°Cである。すなわち相対的な測定誤差0.1は、最大熱出力の1.42%、約50kWの誤差に相当する。測温体の取り付け方によって生ずる測定誤差をできるだけ少なくすることが望ましい。従来の出入口温度計は流れ方向に沿って取り付けられており、出口温度計は熱交換器出口合流点から約1m下流側に設けられていた。測温体の取り付け方法による測定誤差を減少させるために、測温体の取り付け角度を流れに逆らう方向とし、出口温度計の取り付け位置をできるだけ均一温度となるよう合流点から約2.5m下流の場所に変更した。

## 6. 7 保管廃棄容器の設計と製作

### 1) 製作した保管廃棄容器の仕様

- a) 同一の構造・寸法のを2基製作する。1基当たりに収納する廃棄物重量は1,891kgである。なお、収納する熱交換器及び取り合い配管は動かぬように容器に固定する。
- b) 容器の吊り具数は4ヶ所、吊り具の安全係数は降伏応力の3倍、破断応力の5倍以上とする。
- c) 構造強度は、4点吊りに耐え、かつ容器を二段重ねしても自荷重と設計震度（水平 $1.8 \times 0.2 = 0.36$ ）に耐えるよう設計する。
- d) 容器の材料はSS41を用いる。ただし蓋締用ボルト及びナットはSUS材を用いる。
- e) 蓋締めにネオプレンパッキンを装着する。
- f) 容器の表面はエポキシ系の樹脂で全面を塗装し、そのうち容器の横胴1ヶ所にRIマークと廃棄物表示用のアルミプレート（ビス止め、無地、 $400 \times 300$ mm）を取り付ける。

### 2) 保有放射能の評価

保管廃棄物の保有放射能を評価するため、1次冷却系配管を取り外して熱交換器の管側内面をスミヤサーベイした。最大汚染密度は $1.0 \times 10^3$ cpm/ $100\text{cm}^2$ であった。GM管の検出感度を2.7dpm/cpm、採取効率を10%、熱交換器の管側表面積を $1.223 \times 10^6\text{cm}^2$ とすれば、熱交換器1基あたりの最大保有放射能は $5.5 \times 10^7$ Bqとなる。さらに1次系の取り合い配管を加え、保管廃棄容器に収納する廃棄物の最大保有放射能を算出すると $5.7 \times 10^7$ Bqと評価された。なおこの値は、東海研究所放射線安全取扱い手引きでは低レベル廃棄物の区分（ $< 3.7 \times 10^9$ Bq）に該当する。

## 6. 8 基礎ボルトの引き抜き検査法

既設の基礎ボルトの施工法が不明で、更新する熱交換器の基礎ボルトとして利用できるかどうか確認するための引抜検査を行うこととしたが、基礎ボルトの引抜検査方法については、日本工業規格（JIS）にその定めがなく、検査方法について検討した。

### 1) 引抜検査の試験荷重

基礎ボルトに加わる荷重は、耐震計算を行い以下のように求められている。

地震の方向	長手方向	横方向
引張力	$F_b = 15 \text{ kg}$	$F_b = 472 \text{ kg}$
せん断力	$T_b = 651 \text{ kg}$	$T_b = 327 \text{ kg}$

ところで引張応力（垂直応力）とせん断応力をうける構造部分の許容応力度については、下記の式を満足しなければならない。<sup>4)</sup>

$$f_t^2 \geq \sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3\tau_{xy}^2 \quad (9.1)$$

ここで

$f_t$  : 許容引張応力度

$\sigma_x, \sigma_y$  : 互いに直交する垂直応力度

$\tau_{xy}$  :  $\sigma_x, \sigma_y$ の作用する面内のせん断応力度

基礎ボルトに発生する応力度のうち長手方向か横方向かのいずれか一方のみ（例えば $\sigma_x=0$ ）とすると式(9.1)は、

$$f_t^2 \geq \sigma_y^2 + 3\tau_{xy}^2 \quad (9.2)$$

となり、さらに右辺の応力度を引張力とせん断力の組合荷重( $F_c$ )として式(9.2)を置き換えると、

$$F_c^2 = F_b^2 + 3T_b^2 \quad (9.3)$$

となる。従って組合荷重は、

$$F_c = \sqrt{F_b^2 + 3T_b^2} \quad (9.4)$$

となる。これを計算すると

地震の方向	長手方向	横方向
組合荷重	1,127.7 kg	737.3 kg

と求められる。以上のことから基礎ボルトの健全性の確認は、1,127.7kg以上の試験荷重で基礎ボルトの引抜検査を実施し、これに合格すれば良い。

## 2) 試験荷重の保持時間

検査荷重の保持時間については、日本工業規格の「鋼製ボルト・小ねじの機械的性質（JIS B 1051(1985)）」で定めているボルト及び小ねじの「保証荷重試験(4.2.4)」の考え方を運用し、15秒間を保持時間とすることとした。

## 7. 新熱交換器等の仕様

更新工事に係る新熱交換器及び更新配管の主な仕様をTable 7.1に、新旧設備の主な変更箇所の対比をTable 7.2に示す。

地震の方向	長手方向	横方向
引張力	$F_b = 15 \text{ kg}$	$F_b = 472 \text{ kg}$
せん断力	$T_b = 651 \text{ kg}$	$T_b = 327 \text{ kg}$

ところで引張応力（垂直応力）とせん断応力をうける構造部分の許容応力度については、下記の式を満足しなければならない。<sup>4)</sup>

$$f_t^2 \geq \sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \sigma_y + 3\tau_{xy}^2 \quad (9.1)$$

ここで

$f_t$  : 許容引張応力度

$\sigma_x, \sigma_y$  : 互いに直交する垂直応力度

$\tau_{xy}$  :  $\sigma_x, \sigma_y$ の作用する面内のせん断応力度

基礎ボルトに発生する応力度のうち長手方向か横方向かのいずれか一方のみ（例えば $\sigma_x=0$ ）とすると式(9.1)は、

$$f_t^2 \geq \sigma_y^2 + 3\tau_{xy}^2 \quad (9.2)$$

となり、さらに右辺の応力度を引張力とせん断力の組合荷重( $F_c$ )として式(9.2)を置き換えると、

$$F_c^2 = F_b^2 + 3T_b^2 \quad (9.3)$$

となる。従って組合荷重は、

$$F_c = \sqrt{F_b^2 + 3T_b^2} \quad (9.4)$$

となる。これを計算すると

地震の方向	長手方向	横方向
組合荷重	1,127.7 kg	737.3 kg

と求められる。以上のことから基礎ボルトの健全性の確認は、1,127.7kg以上の試験荷重で基礎ボルトの引抜検査を実施し、これに合格すれば良い。

## 2) 試験荷重の保持時間

検査荷重の保持時間については、日本工業規格の「鋼製ボルト・小ねじの機械的性質 (JIS B 1051(1985))」で定めているボルト及び小ねじの「保証荷重試験(4.2.4)」の考え方を運用し、15秒間を保持時間とすることとした。

## 7. 新熱交換器等の仕様

更新工事に係る新熱交換器及び更新配管の主な仕様をTable 7.1に、新旧設備の主な変更箇所の対比をTable 7.2に示す。

Table 7.1 Specification of main Replacement Components

1 次 冷 却 系 熱 交 換 器	型 式		向流型直管 1折流2胴式		
	基 数		2 基		
	熱 交 換 量 (kcal/h/基)		$1.5 \times 10^6$		
	伝 熱 面 積 (m <sup>2</sup> /基)		142		
	主 要 寸 法	胴側	外 径 (mm)	562	
			厚 さ (mm)	6	
		管 板 厚 さ (mm)		36	
		管側	外 径 (mm)	562	
			厚 さ (mm)	6	
		管 側 平 板 厚 さ (mm)		30	
		伝熱管	外 径 (mm)	15.9	
			厚 さ (mm)	1.2	
		長 さ (mm)		5132	
	主 要 材 料	胴 側 胴 板		SUS304	
		管 板		SUS304	
		管 側 胴 板		SUS304	
		管 側 平 板		SUS304	
		伝 熱 管		SUS304LTB-S	
	1次冷却系 配管	主要 寸法	外 径 (mm)	216.3φ(8B)	165.2φ(6B)
厚 さ (mm)			6.5	5.0	
材 料		SUS304TP			
2次冷却系 配管	主要 寸法	外 径 (mm)	267.4φ(10B)	216.3φ(8B)	
		厚 さ (mm)	6.6	5.8	
	材 料		SGP-E		

Table 7.2 Comparative Specification between Old Heat Exchangers and New ones

項 目		既設設備	新規設備	
熱 交 換 器	伝 熱 面 積(m <sup>2</sup> )	120/基	142/基	
	寸 法	胴 外 径(mm)	530	562
		伝 熱 管(mm)	15.9φ×1.2t ×4178ℓ×300本/基	15.9φ×1.2t ×4178ℓ×341本/基
		1次側管台径*1(mm)	165.2(6B)	216.3(8B)
	材 質	胴 側 胴 板	SS41相当	SUS304
		邪 魔 板	SS41相当	SUS304
		ス ペ ー サ ー	SGP	SUS304TP
		固 定 棒	SS41相当	SUS304
	緩 衝 板	なし	あり	
	点 検 孔	なし	あり(6B)	
2次系 配管	熱交出入口弁	玉形弁(砲金)	バタフライ弁(SUS,テフロンシート)	
	熱交出入口圧力計	なし	あり	
	温度計の取付角度	流れ方向	流れと逆方向	
	熱交出口温度計の 取付位置	熱交No.1, No.2の出口 合流点より約1m下流	熱交No.1, No.2の出口 合流点より約2.5m下流	

## 8. 工事の方法及び手順

工事の方法及び手順のフローシートをFig 8.1に示す。設計及び工事の方法の認可申請については、研究炉部の部内安全審査会（1991年4月24日）と原子炉運転委員会（同月26日）の審査を受けたのちの1991年5月10日に認可申請（3原研21第36号）を行った。本申請に対し科学技術庁長官より同月17日に認可（3水原第292号）が下り、工事を開始した。



## 9. 検査

### 9. 1 検査の種別

#### 1) 契約業者の社内検査

契約業者は、原研の自主検査に先立ち社内検査を実施した。社内検査は、あらかじめ原研の承認を得た要領書に基づいて行われた。

#### 2) 原研の自主検査

工事の進捗状況に応じ原研の自主検査を実施した。実施した自主検査の検査時期、検査場所、検査項目の一覧を付録 2に示す。

原材料入手時期には、原材料の材料検査、伝熱管の外観検査と寸法検査を実施した。部品加工組立時期には、チューブの有効長さやバンドルの寸法検査、胴側胴板内面の溶接検査など次の組立段階に進むと検査不能となる箇所について検査した。工場製作完了時には、外観、寸法、耐圧、気密、溶接などの検査を実施した。現場据付完了時には、外観、耐圧、性能などの検査を実施した。

#### 3) 使用前検査（科学技術庁立会検査）

原子炉等規制法第28条に基づく使用前検査の申請を、1991年6月5日に行い（3原研21第50号）、工場検査2回、現地検査2回、計4回の使用前検査を受検して合格した。使用前検査要領書は、検査別に4分冊として作成した。使用前検査の検査対象、検査項目、立会区分の一覧を付録 3に示す。

### 9. 2 検査項目、検査方法及び検査結果

#### 1) 材料検査

材料証明を要求した部材と素材メーカーから提出されたミルシートの照合を行うとともに、ミルシートに記載された化学成分及び機械的強度が、日本工業規格に合致することを確認した。

なおミルシートと部材の対応は、原則として素材からの板取り前に行い、切断前のケガキ状態で各部材に材料識別番号などを刻印し、組み立てられるまで部材とミルシートとの照合ができるよう材料管理を行った。伝熱管については素材の健全性を特に確認する必要から、渦流探傷検査を材料検査として追加し、異常の無いことをミルシートにより確認した。

#### 2) 外観検査

目視により、外表面に機能及び強度上有害なかき傷、打こん、クラックなどの欠陥の無いこと、承認図面などで指示した仕様を満足していることを確認した。

判定基準の「機能及び強度上有害な傷」とは、クラックの他、打痕等の場合にあっては健全部の板厚が耐圧強度計算で求めた必要厚さを下回る傷を「有害な傷」として取扱い、問題となるような傷はなかった。また検査本数の多い伝熱管（1,374本）の外観検査は、「JIS Z 9015(1980)計



数調整型抜き取り検査－合格品質水準:4.0、検査水準:S-3」を適用して検査を実施した。

### 3) 寸法検査

熱交換器の主要寸法を鋼製直尺、鋼製巻尺、ノギス、超音波測定器などを用いて測定し、所定の許容寸法内にあることを確認した。

板厚の許容寸法は、耐圧強度計算で用いた最小厚さ以上とした。その他の寸法で承認図で寸法公差の指示が無い検査箇所についてはJIS B 0404付表1の18級以上の精度を許容寸法の基準とした。なお、胴の真円度の許容値は、告示501号第19条の規定に準拠した。

### 4) 溶接検査

原子炉等規制法第28条の2に基づく溶接検査の対象となる溶接部については、原子力安全センターの発行する合格証により健全性を確認した。それ以外の溶接部については、「研究炉の溶接の技術基準」の第4種容器及び第4種管の基準に準じた検査を自主検査として実施し、これに合格した。

### 5) 気密検査

伝熱管と管板の拡管・シール溶接、管板と胴側胴板との組立溶接後、溶接部の気密検査を実施して漏洩の無いことを確認した。検査方法は、最高使用圧力の1.1倍以上の気圧を加圧して30分以上圧力を保持した後に、伝熱管と管板の溶接部に石鹼水を塗布して漏洩の有無を検査した。

### 6) 耐圧漏洩検査

熱交換器の胴側、管側ならびに取り合い配管について、「研究炉の構造等の技術基準」第78条に基づき耐圧漏洩検査を実施した。

胴側の耐圧検査において、検査圧力に昇圧したのちの圧力保持時間に徐々に僅かではあるが圧力が降下する現象が認められた。圧力降下は、ゆっくりと約1時間に渡って続いた後止まり、圧力降下の幅は約0.1kg/cm<sup>2</sup>であった。同じ溶接部の気密検査では、漏洩も圧力降下も全く認められず溶接部の健全性が確認されていることから、この圧力降下の現象は以下のように考えることができる。

鋼材の弾性領域においては、圧力と歪の関係は比例的關係にある。しかしながら歪の発生は、昇圧と同時にではなく時間的な遅れを伴うものである。一方熱交換器の構造は、機器の特質から容積に対する表面積の割合が大きく、かつ多くのチャンネル部を有した構造である。こうした構造の場合は、昇圧による変容効果が比較的大きいものと考えられる。こうしたことを考え合わせれば、圧力上昇ののち徐々に歪が拡大し、歪みによって容積が増大し、その結果として圧力降下したものと推定される。気密検査は圧縮性の気体による検査のため、歪みによるわずかな容積の増大ではほとんど圧力の変動に影響を与えなかったものと解釈できる。

熱交換器の工場完成時の耐圧漏洩検査においては、伝熱管と管板の溶接部を直接目視しながらの検査はできず、圧力計の変動により漏洩の有無を判断せざるを得ない。従って実際の検査では、圧力降下を加味した検査圧力に昇圧した後に、圧力が安定するのを待ち、圧力安定後30分の保持

時間を取ってから検査を行い、変形がなくかつ漏洩の無いことを確認した。

今後、熱交換器など昇圧と歪の関係で変容効果が大きい機器で、仮に漏洩があっても危険を伴わない程度の検査圧力で、かつ検査箇所が直接目視で確認できない耐圧漏洩検査の場合は、水圧よりも気圧による耐圧漏洩検査の方が圧力降下がなく望ましい検査方法と考えられる。

#### 7) 基礎ボルトの引き抜き検査

基礎ボルトの引抜検査は、旧熱交換器撤去後、全ての基礎ボルトについて、地震時に加わる組み合わせ荷重(1,127.7kg)を上回る1,250kgの引抜荷重で15秒間保持し、これに合格した。

#### 8) 振動検査

熱交換器据え付け完了後、1次及び2次冷却システムを運転状態にし、有害な振動や異音の無いことを確認した。

熱交換器は静的な機器で、有害振動についての公的な基準はない。そこで、振幅の基準としては低速回転(300rpm)ポンプの運転振動の一般的な許容限界値となっている片振幅50 $\mu$ を、振動速度の基準としてはISO-2372のClass Iの基準値1.8mm/secを準用し、検査した。

#### 9) 性能検査(冷却材飽和値確認検査)

工事完了の後、原子炉を起動して熱交換器の性能を検査した。検査の基準は、使用前検査と自主検査と別々に設けた。すなわち使用前検査の基準は、原子炉規制法の規定から「原子炉出力を最大熱出力で運転したとき、炉心出口温度の飽和値が炉設置許可制限値(60 $^{\circ}$ C)未満であること」で、総括伝熱係数の確認など熱交換器自体の性能を直接検査するものではない。従って自主検査で熱交換器自体の性能を検査し、使用前検査で自主検査の記録を「参考」として確認することとした。自主検査の検査基準は「原子炉出力を最大熱出力で運転したとき、炉心出口温度の飽和値が熱的設計値(50 $^{\circ}$ C)未満で、かつ総括伝熱係数が設計値(1,300kcal/m<sup>2</sup>h $^{\circ}$ C)以上であること」として性能検査を行った。

検査の結果、炉心出口温度の最高値は28.4 $^{\circ}$ C、総括伝熱係数は1,908kcal/m<sup>2</sup>h $^{\circ}$ Cで、検査基準を十分に満たし合格した。なお性能検査の記録を付録4として収録する。

## 10. 品質管理

- (1) 本工事の品質管理については、原子炉施設品質保証管理規定（平成3年4月15日付け 3原研05第19号）、品質保証基本計画（平成2年6月8日付け 2原研05第43号）及びJRR-4施設品質保証計画（平成2年4月15日付け 3原研21第30号）に基づき、設計、工程、検査、文書管理等の品質保証活動を行った。
- (2) 契約業者の品質管理は、設計及び製作の着手前に業者に品質保証計画書の提出を求め、本工事においてその計画に基づく品質保証活動が行われていることを立会検査を行って確認した。
- (3) 本工事に係る品質保証活動は十分に行われ、所要の検査には全て合格した。性能検査結果からは、新熱交換器の性能が設計通りであることが裏付けられ、その後の原子炉の共同利用運転に順調に供されている。

## 11. 現場工事

### 11.1 現場工事の手順

熱交換器の更新に係る現場工事は、予定した原子炉停止期間（1991年12月16日～1992年2月7日）に全て終了した。現場工事の手順をFig. 11.1に、現場工事の様子をphoto. 11.1～11.12に示す。

### 11.2 安全管理

- (1) 放射線安全教育を全作業従事者に対し作業開始前に実施した。毎日の作業を開始するにあたっては十分な作業の事前打ち合わせを行い、工事期間中に事故や災害は発生しなかった。
- (2) 放射線管理については、業者に独自の放射線管理体制の確立を求めるとともに、一般廃棄物や工具等を一般搬出等する際には、原研放管の測定管理に従わせるとともに、以下のような管理を行った。

#### イ、外部被曝の管理

作業従事者には、FD(フィルムバッジ)とPD(ポケット線量計)を着用させ、作業期間中の集積線量と日々の被曝線量を管理した。作業開始前に、作業環境における線量当量率を測定、作業期間中は週一回測定した。全作業従事者の期間中の外部被曝線量は、いずれもフィルム検出感度以下で、有意な被曝を受けることなく工事を完了させた。

#### ロ、空気汚染と内部被曝の管理

空気汚染や内部被曝を防止しかつ系内への異物混入を防ぐために、工事に伴い一時的に撤去した配管や既設配管の開口部をウエスおよびビニールシートで梱包した。配管の復旧時には開口部に噴霧水を吹きかけて復旧作業を行い、放射性塵埃等の浮遊を防止した。

#### ハ、表面汚染の管理

表面汚染の拡大防止対策として、撤去及び据え付け作業に伴い1次冷却系が開封されている期間、熱交換器が据え付けられている炉室地階ポンプ室を一時的に汚染区域に設定した。汚染管理区域境界には区画、標識を設け、作業従事者の出入り管理を行い、靴の履き換えを励行して汚染の拡大を防止するとともに、適時同区域の汚染検査を実施した。また

## 10. 品質管理

- (1) 本工事の品質管理については、原子炉施設品質保証管理規定（平成3年4月15日付け 3原研05第19号）、品質保証基本計画（平成2年6月8日付け 2原研05第43号）及びJRR-4施設品質保証計画（平成2年4月15日付け 3原研21第30号）に基づき、設計、工程、検査、文書管理等の品質保証活動を行った。
- (2) 契約業者の品質管理は、設計及び製作の着手前に業者に品質保証計画書の提出を求め、本工事においてその計画に基づく品質保証活動が行われていることを立会検査を行って確認した。
- (3) 本工事に係る品質保証活動は十分に行われ、所要の検査には全て合格した。性能検査結果からは、新熱交換器の性能が設計通りであることが裏付けられ、その後の原子炉の共同利用運転に順調に供されている。

## 11. 現場工事

### 11.1 現場工事の手順

熱交換器の更新に係る現場工事は、予定した原子炉停止期間（1991年12月16日～1992年2月7日）に全て終了した。現場工事の手順をFig. 11.1に、現場工事の様子をphoto. 11.1～11.12に示す。

### 11.2 安全管理

- (1) 放射線安全教育を全作業従事者に対し作業開始前に実施した。毎日の作業を開始するにあたっては十分な作業の事前打ち合わせを行い、工事期間中に事故や災害は発生しなかった。
- (2) 放射線管理については、業者に独自の放射線管理体制の確立を求めるとともに、一般廃棄物や工具等を一般搬出等する際には、原研放管の測定管理に従わせるとともに、以下のような管理を行った。

#### イ、外部被曝の管理

作業従事者には、FD（フィルムバッジ）とPD（ポケット線量計）を着用させ、作業期間中の集積線量と日々の被曝線量を管理した。作業開始前に、作業環境における線量当量率を測定、作業期間中は週一回測定した。全作業従事者の期間中の外部被曝線量は、いずれもフィルム検出感度以下で、有意な被曝を受けることなく工事を完了させた。

#### ロ、空気汚染と内部被曝の管理

空気汚染や内部被曝を防止しかつ系内への異物混入を防ぐために、工事に伴い一時的に撤去した配管や既設配管の開口部をウエスおよびビニールシートで梱包した。配管の復旧時には開口部に噴霧水を吹きかけて復旧作業を行い、放射性塵埃等の浮遊を防止した。

#### ハ、表面汚染の管理

表面汚染の拡大防止対策として、撤去及び据え付け作業に伴い1次冷却系が開封されている期間、熱交換器が据え付けられている炉室地階ポンプ室を一時的に汚染区域に設定した。汚染管理区域境界には区画、標識を設け、作業従事者の出入り管理を行い、靴の履き換えを励行して汚染の拡大を防止するとともに、適時同区域の汚染検査を実施した。また

熱交換器の撤去及び1次冷却系配管の取り外しにあたっては系内に残存する1次冷却水の飛散に十分なる注意を払い、フロア等に流出した場合には速やかに水洗いを行うなど作業に伴う汚染の拡大防止と早期除染に努めた。

## 二、放射性廃棄物の管理

旧熱交換器及び更新のため撤去した1次系配管については、専用の保管廃棄容器に収納して処理場に輸送した。

更新する2次系配管など一般排出が可能な廃棄物については、GM管表面汚染検査計を用いた直接法（サーベイ法）及び間接法（スミヤ法）により、一般排出の基準（ $\beta \cdot \gamma < 0.4$  Bq/cm<sup>2</sup>）を満足していることを確認するとともに、Ge(Li)半導体検出器を用いた $\gamma$ 線核種分析により放射化の無いことを確認して一般排出した。

- (3) 作業は、放射線管理区域作業用つなぎ服、布手袋、ヘルメット、R I安全靴を常時着用して行った。1次冷却水の飛散を伴う作業など作業の必要により、ゴム手袋、マスクを着用した。

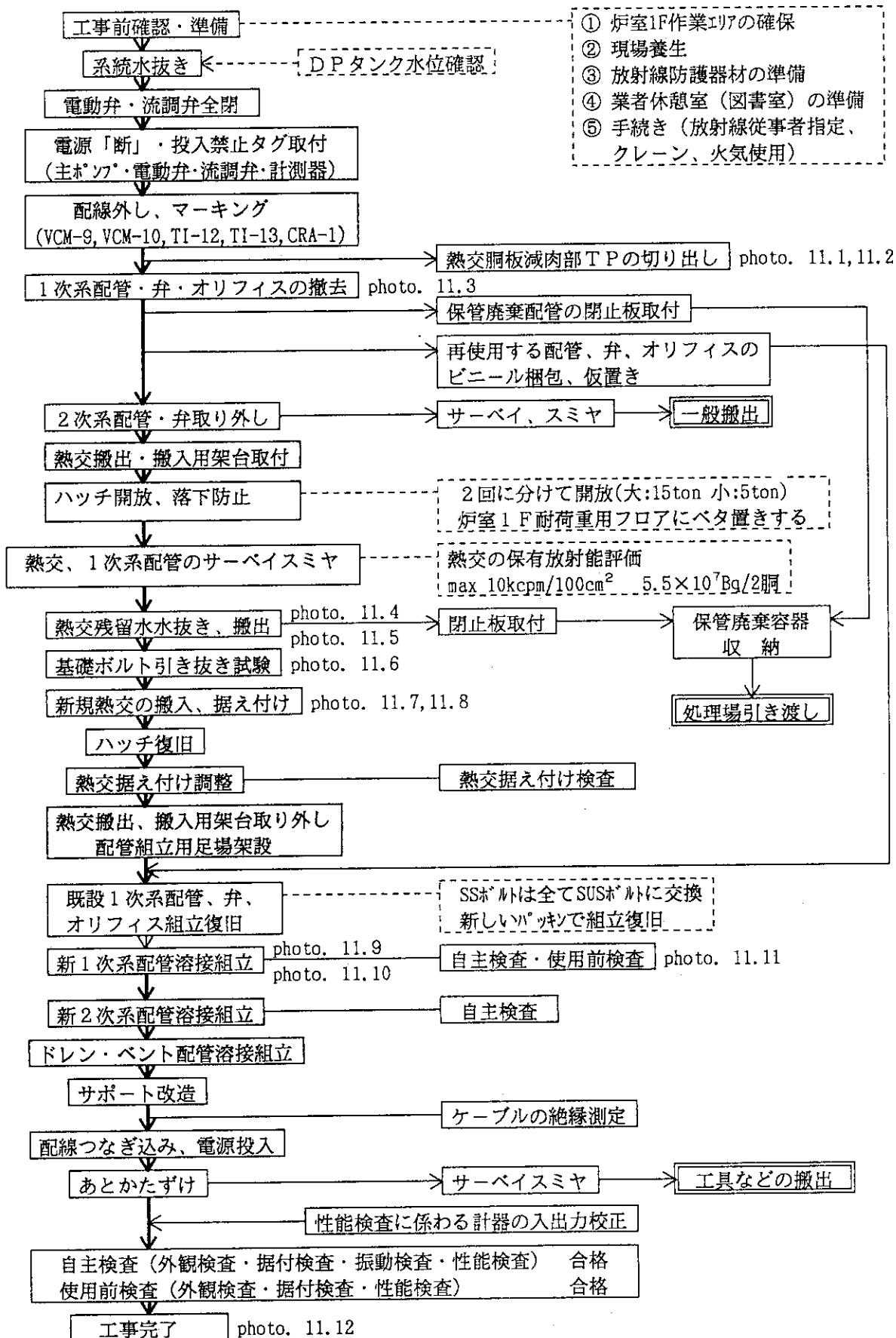


Fig. 11.1 Flow Chart of On Site Works

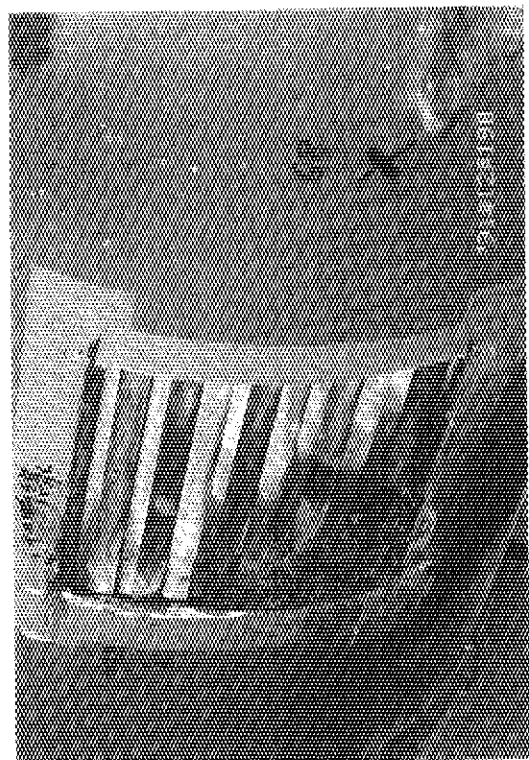


Photo 11.1 Inner Conditions of No. 1 Heat Exchanger

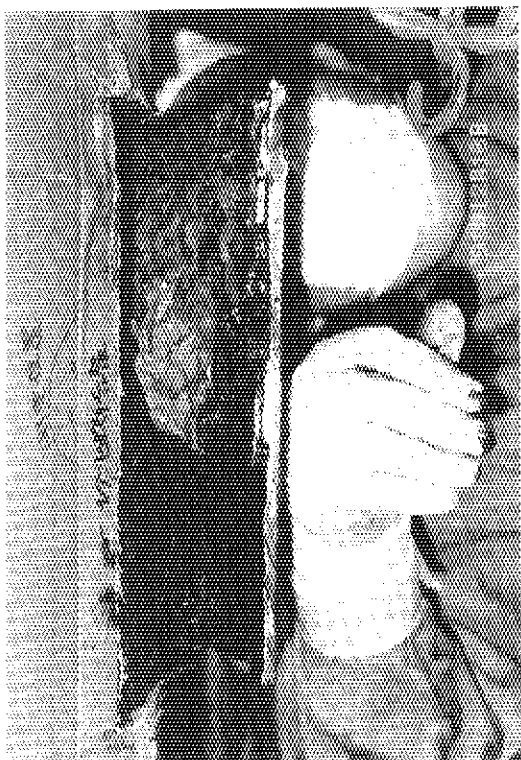


Photo 11.2 Cutting of Test Piece  
(No. 2 Heat Exchanger)

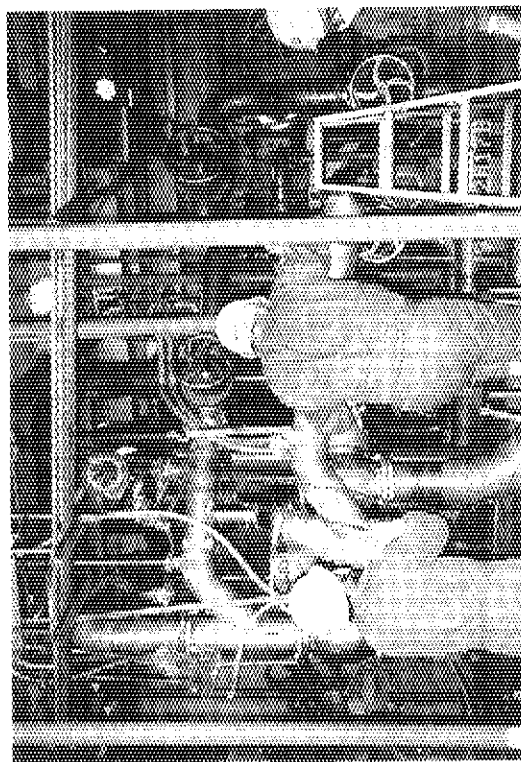


Photo 11.3 Removing of Primary Cooling pipe

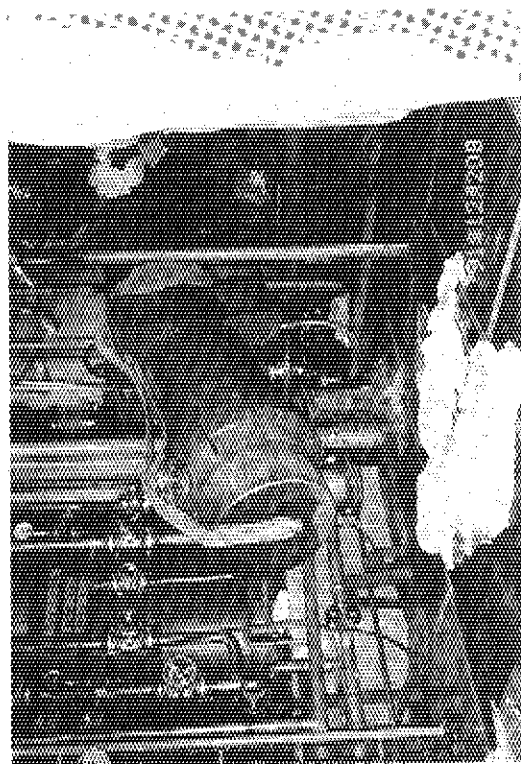


Photo 11.4 Drain of Remained Water from Heat Exchanger

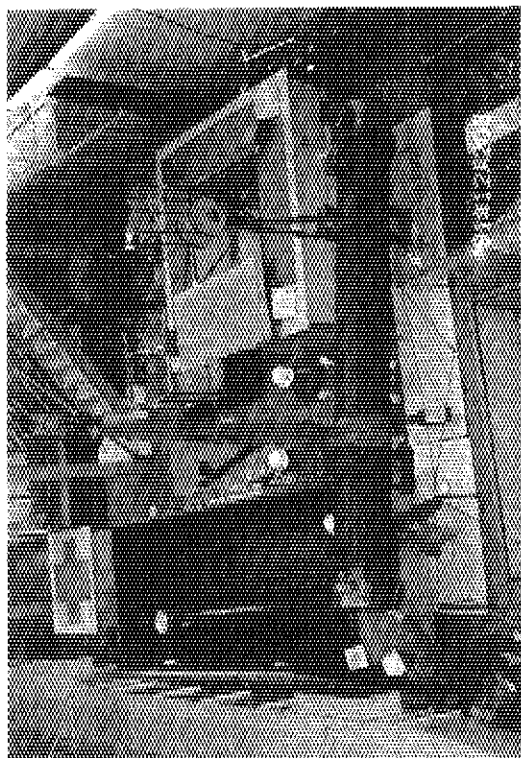


Photo 11.5 Carry of Old Heat Exchanger

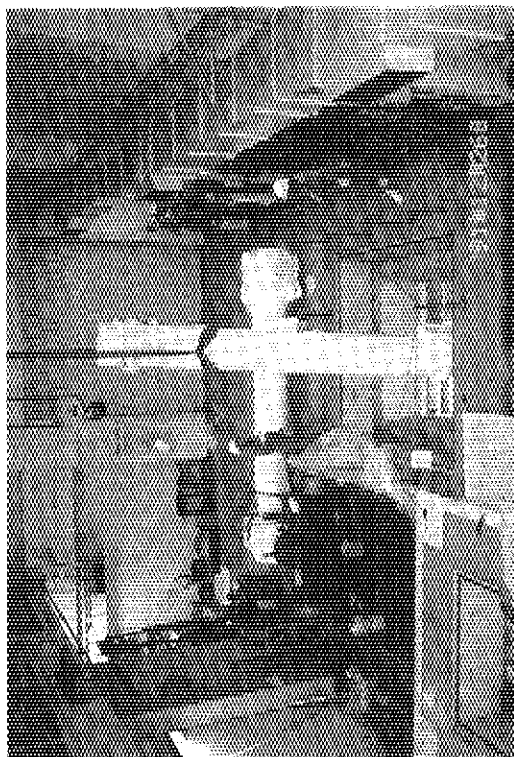


Photo 11.7 Carry of the New Heat Exchanger

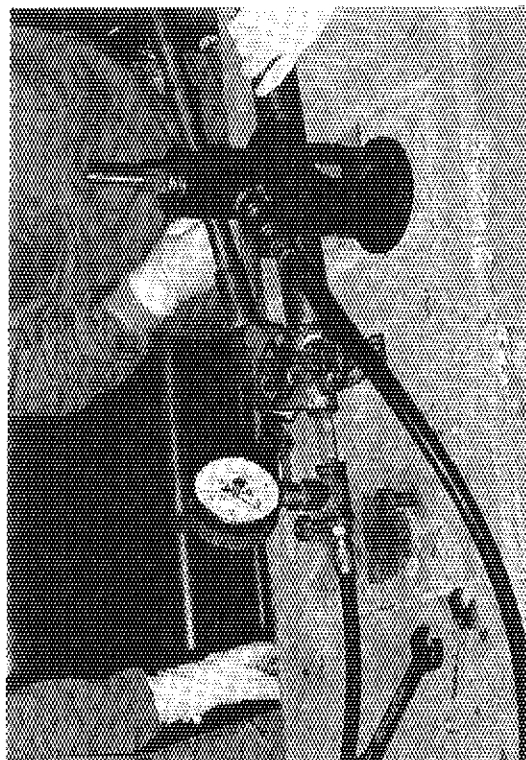


Photo 11.6 Test of the Base Bolt

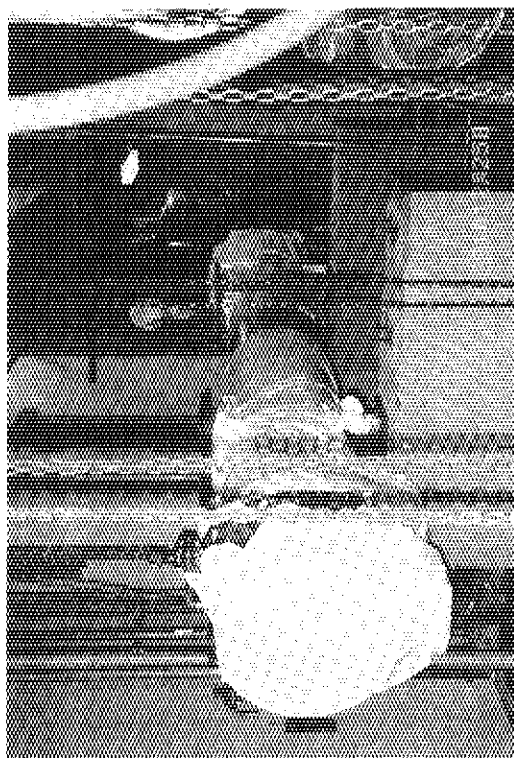


Photo 11.8 Temporary Setting of the New Primary Cooling Pipe



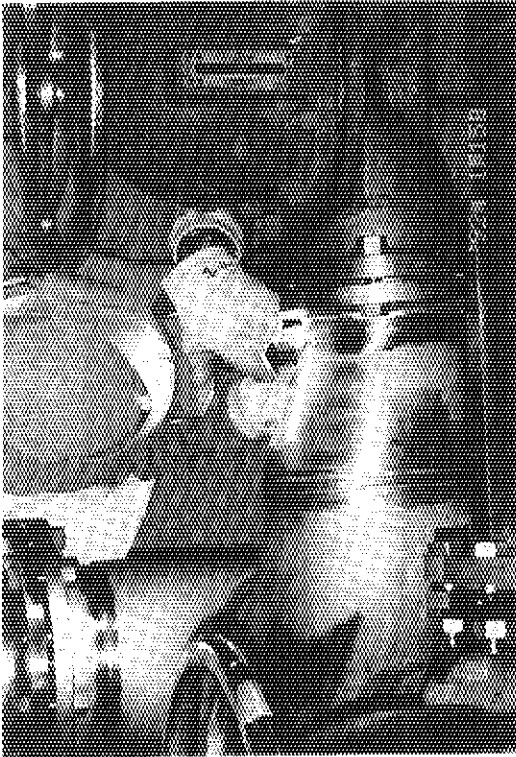


Photo 11.10 Welding of the New Primary Cooling Pipe

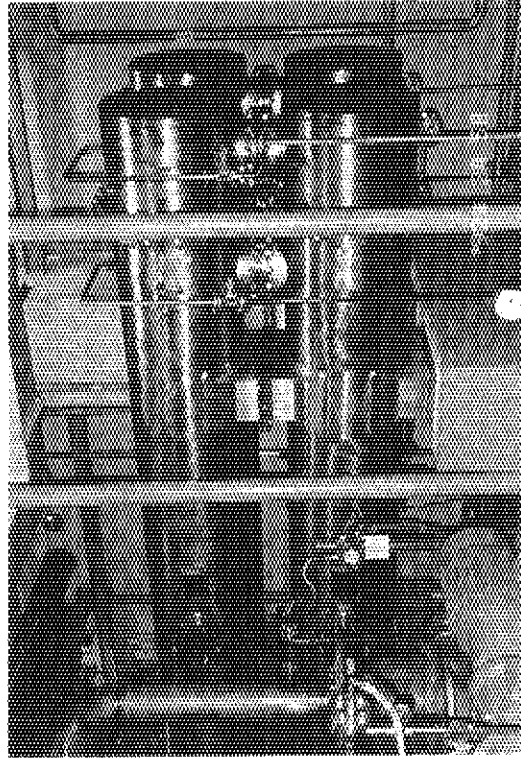


Photo 11.12 Completion of Replacement

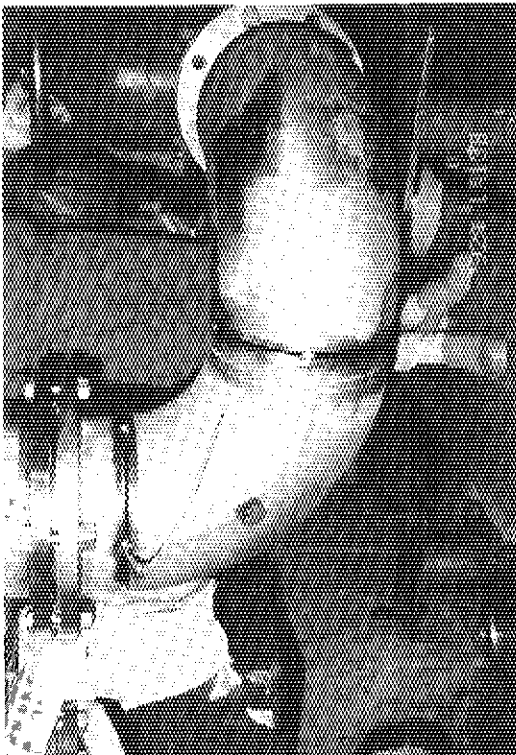


Photo 11.9 Welding of the New Primary Cooling Pipe



Photo 11.11 Inspection by STA  
(pressure-proof test)

## 12. 旧熱交換器の腐食調査

### 12.1 腐食胴板の切断採取と観察

- (1) 腐食状況を調査するため、熱交換器1基についてそれぞれ1箇所、最小肉厚部周辺の胴板を約20cm角づつ切断採取した。熱交換器No.2から採取した腐食胴板には、胴の長手溶接線も含まれている。切断開口部と付着堆積物の状況をphoto. 12.1及びphoto. 12.2に示す。
- (2) 胴板を切断採取した時、器内の状況を観察した。熱交換器No.1の切断箇所は胴の横中央部であったが、胴板と伝熱管の間に付着堆積物が硬く固まっていた。熱交換器No.2の切断箇所は胴の最下部で、付着堆積物で伝熱管が埋まるほどになっていた。いずれの付着堆積物も形状や色などから主要な成分はヘマタイト ( $\text{Fe}_2\text{O}_3$ ) とスライム、スケールと推定された。
- (3) スライムやヘマタイト、スケールなどの付着堆積は、長期間に渡り徐々に形成されたものと推定されるが、両切断箇所とも周溶接に用いた裏当て材があり (photo. 12.1, photo. 12.2)、この裏当て材が冷却水の流れを部分的に滞留させて付着堆積物をトラップする役割を果たしたものと考えられる。また胴最下部では、胴板とバツフルプレートとの間隙が付着堆積物で埋まり、ドレン弁では器内の水を完全排水できずバツフルプレート毎に水溜まりができ、それがまた沈殿堆積を一層促進させる効果を果たしたものと推定される。そのことは、旧熱交換器撤去作業でドレン弁にて水抜きした後、熱交換器を片吊りしたら胴側管台から多量の水が流出した (photo. 11.4) 事実によっても裏付けられる。
- (4) 切断採取した胴板を水洗いし、さらに鉄錆を除去するために希塩酸で洗浄して、腐食面を観察した。切断前には、「局所的なピitting腐食が進行している」と考えられていたが、腐食の進行に凹凸はあるものの全面に渡る直線状の微視的腐食溝が円周方向に規則正しく並んでいた。

胴板は、平板を冷間ロール加工して製作したものである。塑性変形によって生じたすべりステップが優先的に腐食されて直線状の微視的腐食溝を生ずることは、メカノケミカル反応として知られているが、腐食面の状況からは胴板加工時の塑性変形の影響がうかがえた。

- (5) 両試験片の切断箇所には胴の周溶接に用いた裏当て材があった。試験片採取時の観察から、溶接時にこの裏当て材が歪み、胴板と歪んだ裏当て材の間隙が流れを滞留させ、付着堆積を促進したと考えられる。流路表面が平滑であれば付着堆積は起こしにくく、溶接に裏当て材を用いないなど溶接設計に工夫がある。今回の更新では裏当て材は使用していない。

### 12.2 採取胴板の板厚測定

- (1) 更新工事の根拠付けとなった超音波厚み計による腐食状況調査の信頼性を確認するために、切断採取した胴板の板厚を、超音波厚み計とマイクロメータで測定した。二つの測定法による実測値は良く一致し、過去の非破壊検査のデータの信頼性が確認された。
- (2) 採取胴板の板厚測定の結果、腐食が最も進行していた箇所は、熱交換器No.1の胴板では1990年の非破壊検査の最小板厚箇所と同じ箇所でも2.4mmであったものが2.23mmに減肉しており、

熱交換器No.2の胴板では1990年の非破壊検査の最小板厚箇所から外れた箇所に2.12mmの板厚が検出された。検出された最小板厚の2.12mmは、設計上の必要板厚2.18mmをわずかに下回っており、使用限界に達していたことが判明した。

### 12.3 付着堆積物の化学分析

#### (1) 試料の採取

腐食環境を調査するため、腐食胴板の切断採取時に、熱交換器ごとに付着堆積物を併せて採取した。採取した付着堆積物を乾燥させたのち、熱交換器別に約50gずつポリビン容器にサンプリングし、化学分析を実施した。

#### (2) 化学分析と試料の調整

実施した化学分析の成分と試料の調整、分析方法をTable 12.1に示す。

#### (3) 分析結果

分析結果をTable 12.2に示す。分析結果から以下のように指摘できる。

- ①No.1及びNo.2のサンプルとも付着堆積物の主要な成分は鉄(Fe)で、一般のスライムに含まれる鉄の成分(約5%)と比べ極端に高い(50%を超える)濃度を検出した。これは著しく腐食が進行していたことを裏付けている。
- ②塩素(Cl)や炭酸イオン( $\text{CO}_3^{2-}$ )、亜硫酸イオン( $\text{SO}_3^{2-}$ )、硫酸イオン( $\text{SO}_4^{2-}$ )などが相当量検出されたことは、炭素鋼製の胴板が腐食環境下にさらされていたことを裏付けている。リン酸イオン( $\text{PO}_4^{3-}$ )が検出されたのは、過去に2次冷却水に投入していたリン酸系の防食剤が付着堆積物の中に残留したものと推定される。
- ③鉄の検出濃度は、No.2のサンプルよりもNo.1のサンプルの方がより高く検出された。さらにカルシウム(Ca)やマグネシウム(Mg)、クロム(Cr)、ニッケル(Ni)、マンガン(Mn)などの成分の検出濃度も、No.1のサンプルの方がNo.2のサンプルより数倍も濃縮されて検出された。これらの成分はスライム中にも含まれるが、硫酸イオンなどと反応し熱交換器の化学洗浄液にも難溶性のスケール( $\text{CaSO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ など)を析出する。  
一方、スライムを構成しているケイ素(Si)やアルミニウム(Al)、リン(P)などの成分の検出濃度は、No.2のサンプルの方がより高く検出された。  
サンプルによる検出濃度の違いは、No.1サンプルが熱交換器の胴の横中央部の付着固化物であったこと、No.2サンプルが胴の最下部の付着堆積物であったことなど、サンプルの生成過程の違いによるものと考えられる。

### 12.4 腐食部の金相試験

#### (1) 金相試料の調整

金相的な面で腐食要因があったかどうかを調査するために、切断採取した胴板の最小板厚

箇所と溶接線の断面について金相検査を実施することとした。熱交換器No.1からはTP-No.1の試験片を、熱交換器No.2からはTP-No.2・1とTP-No.2・2の試験片を金相試料として切り出し、金相検査を実施した。

## (2) 検査項目及び要領

### ①断面マクロ組織検査

腐食液として10%硝酸水を用いた。

### ②断面ミクロ組織検査

腐食液として3%硝酸アルコールを用い、それぞれ100、200、400倍の倍率で観察した。

## (3) 観察結果

試験片の断面マクロ組織をphoto. 12.3に、TP-No.1の断面ミクロ組織をphoto. 12.4に、TP-No.2・1の断面ミクロ組織をphoto. 12.5に、TP-No.2・2の断面ミクロ組織をphoto. 12.6に示す。母材部及び溶接部とも金相的な面での腐食要因は認められず、構造材であるSS鋼の一般的な組織が確認された。

## 12.5 旧熱交換器の腐食度

旧熱交換器の腐食胴板から切断採取した試験片の最小板厚は2.12mmであった。最小板厚部に着目すれば、供用期間25年で3.88mm腐食したことになる。炭素鋼の密度を $7.87\text{g/cm}^3$ とすれば、実機における侵食度(mm/y)及び腐食度( $\text{mg/dm}^2\cdot\text{day:mdd}$ )は、「侵食度(mm/y)=腐食度(mdd) $\times 365 \times 10^{-4} \div$ 炭素密度( $\text{g/cm}^3$ )」の関係から、0.155mm/y、33mddとなる。

腐食の進展を左右する2次冷却水の水質管理は、防食剤を投入した期間が3年9ヶ月、自動給水弁による蒸発補給のみの期間が約1年間で、残りの20年以上の期間は冷却ポンドへの強制補給により冷却水の濃縮倍数を3倍程度に維持していた期間である。つまり、冷却ポンドへの強制補給などで適切な濃縮倍数に水質を管理すれば、防食剤を用い無くとも、防食剤投入による腐食抑制目安(30mdd)<sup>18)</sup>に近い防食効果が得られることを示している。

Table 12.1 Chemical Analysis Method

	Cl	P	Na, K	Si	Ca, Mg, Al, Fe, Cr, Ni, Mn, CO <sub>3</sub> <sup>2-</sup> , PO <sub>4</sub> <sup>3-</sup>	SO <sub>3</sub> <sup>2-</sup>	SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup>
分析前処理	温水中で溶解			塩酸、硝酸で溶解後、過塩素酸処理		過酸化水素水 塩酸で溶解	塩酸で溶解
分析方法	吸光光度法	炎光光度法	二酸化ケイ素重量法	高周波プラズマ発光分析法		重量法	

Table 12.2 Chemical Analysis for Corrosion Products

	Cl	P	Na	K	Si	Ca	Mg	Al	Fe	Cr	Ni	Mn	CO <sub>3</sub> <sup>2-</sup>	PO <sub>4</sub> <sup>3-</sup>	SO <sub>3</sub> <sup>2-</sup>	SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup>
熱交No.1	0.24	0.10	0.24	0.13	0.64	0.60	0.02	0.01	53.5	0.07	0.06	0.26	1.34	0.31	0.98	1.08
熱交No.2	0.21	0.19	0.24	0.13	1.46	0.10	0.01	0.04	51.2	0.03	0.02	0.11	0.30	0.58	2.32	1.03

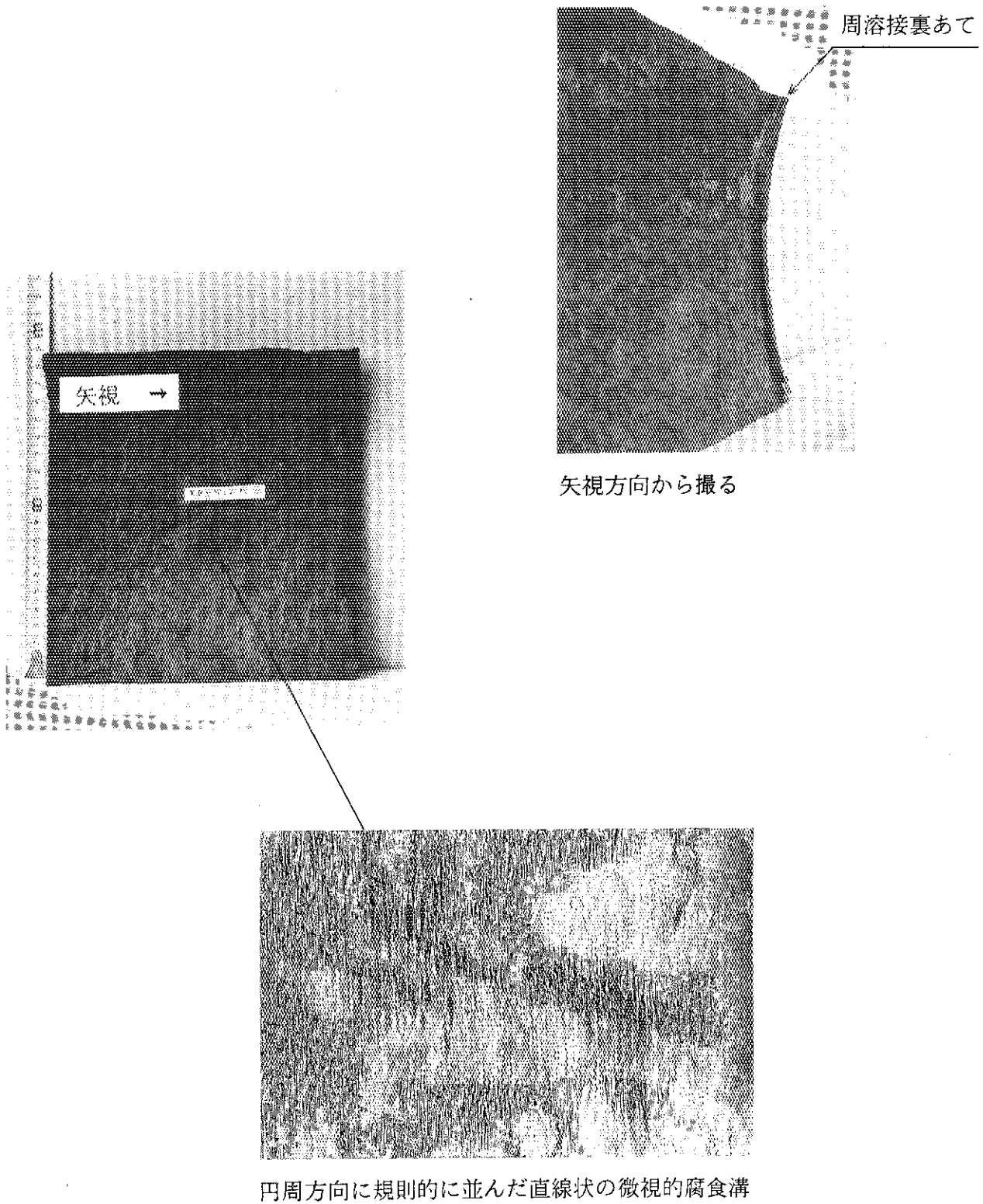


Photo 12.1 Sample of Shell Plate(No.1 Heat Exchanger)

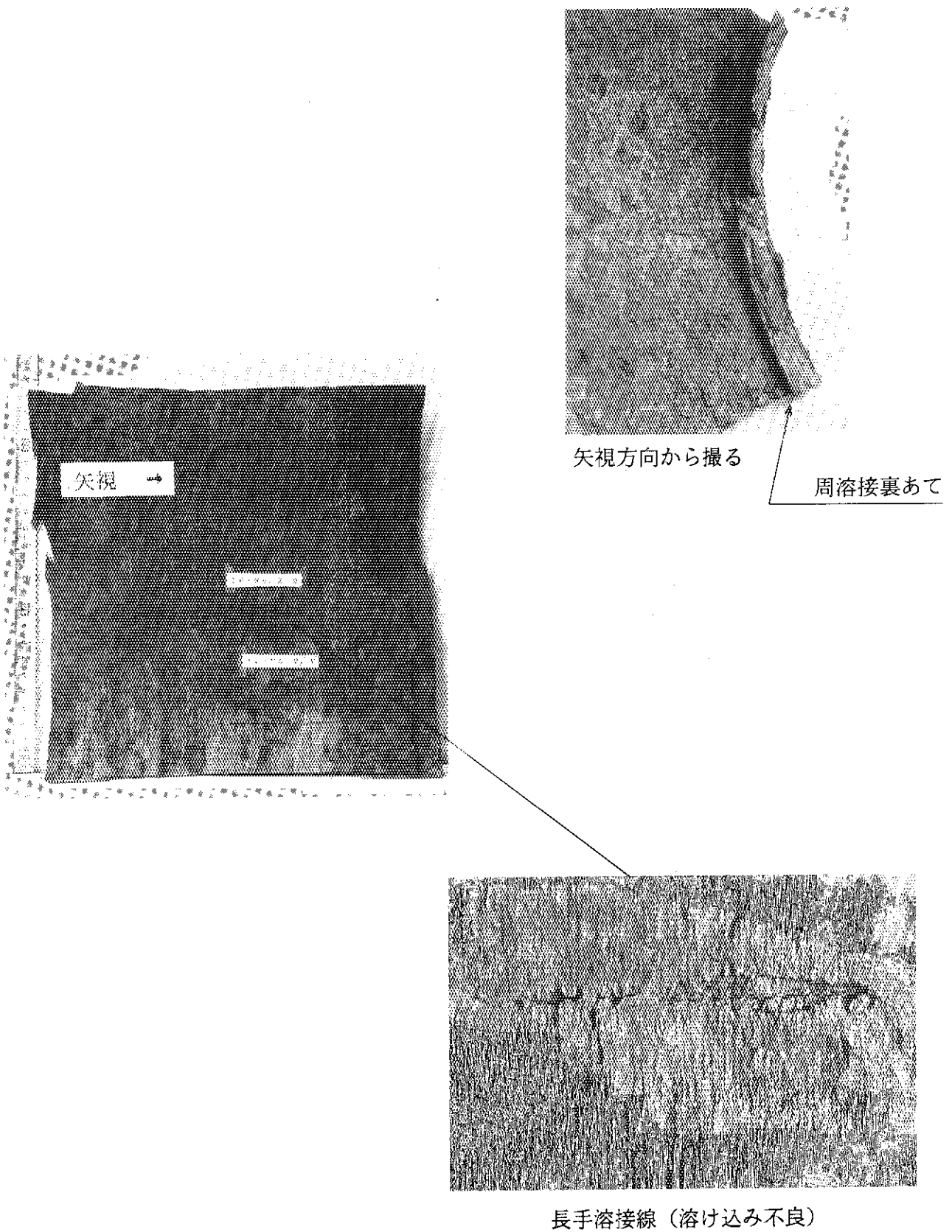
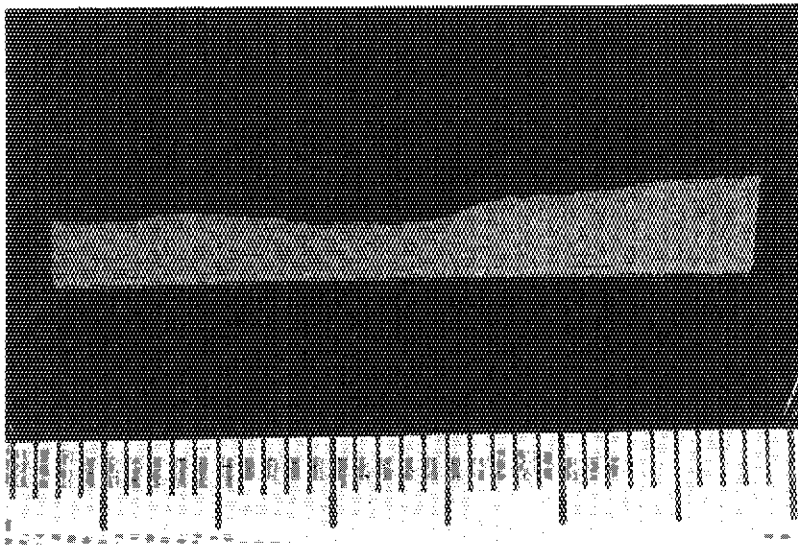


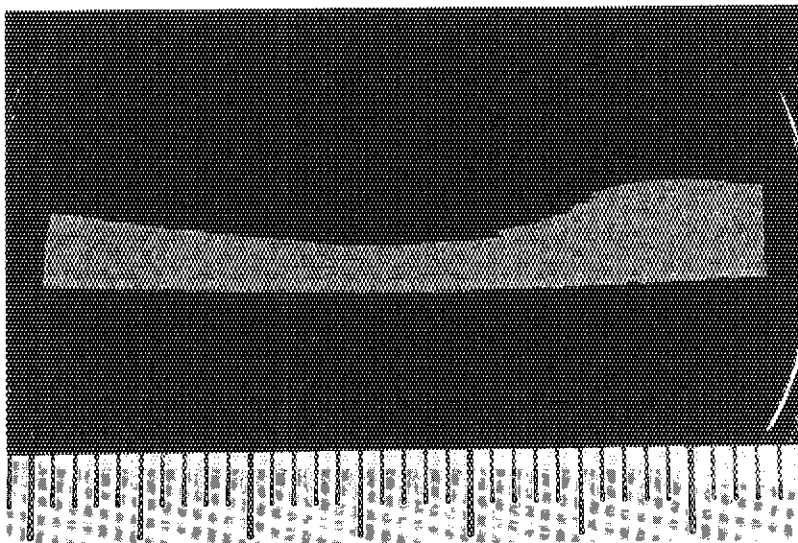
Photo 12. 2 Sample of Shell Plate(No. 2 Heat Exchanger)



内面

外面

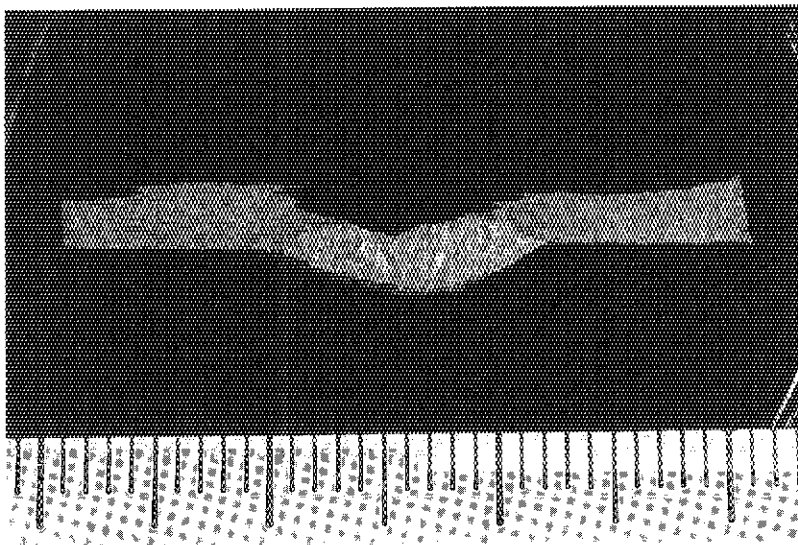
TP-No. 1



内面

外面

TP-No. 2 · 1



内面

外面

TP-No. 2 · 2

Photo 12. 3 Macro Structure of Sample Plate



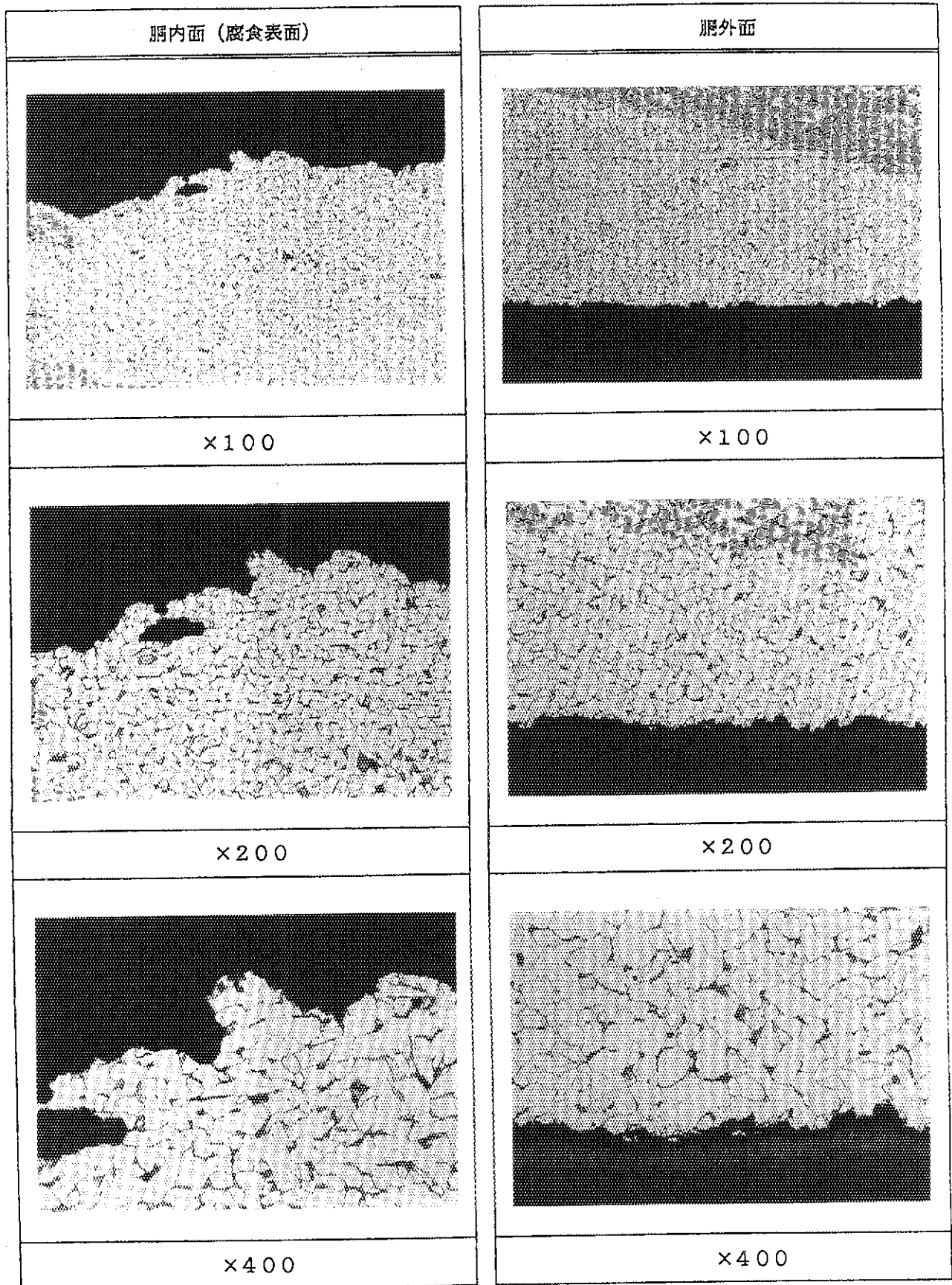


Photo 12. 4 Microstructure of Test Piece No. 1

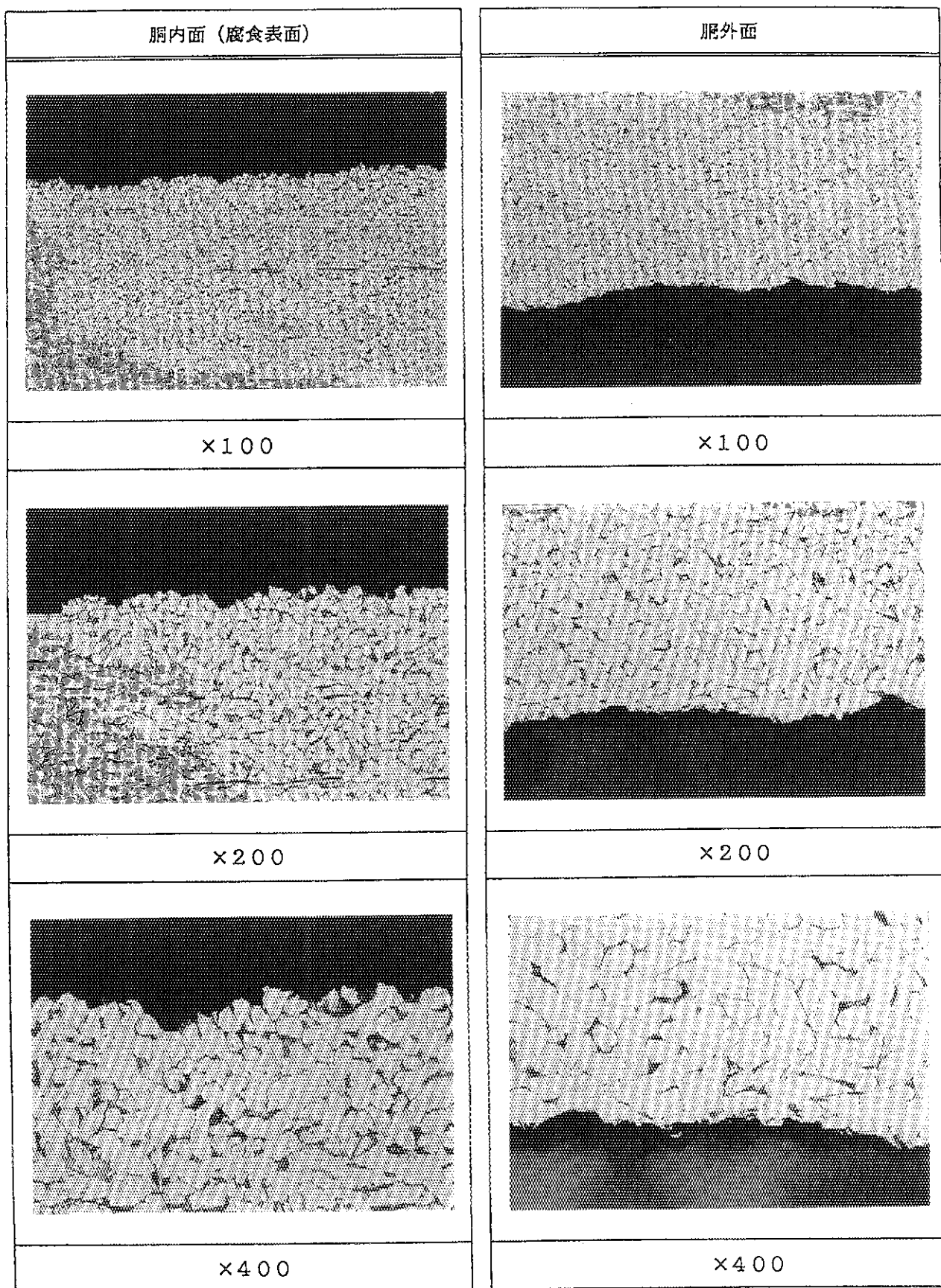


Photo 12.5 Microstructure of Test Piece No.2.1

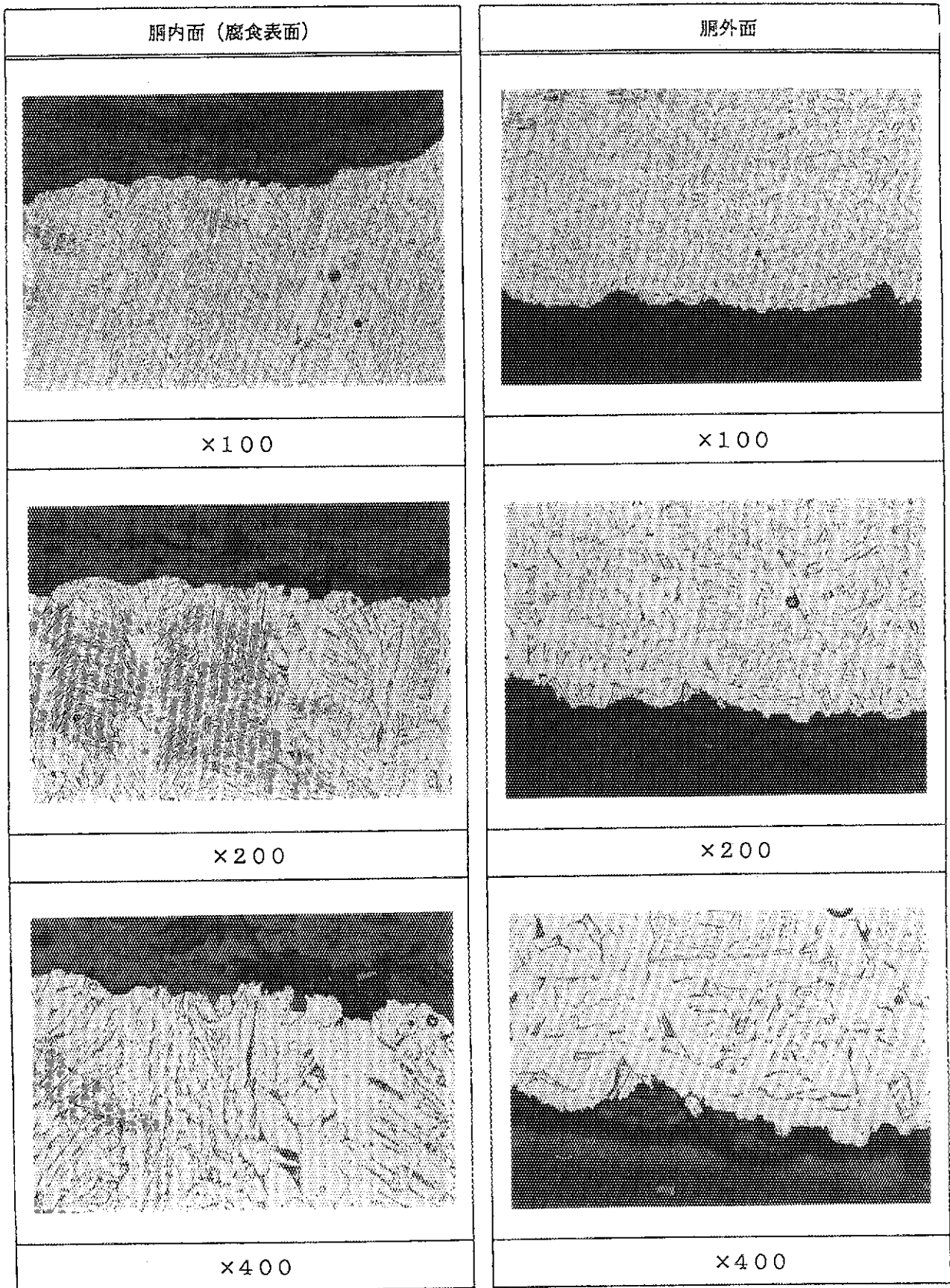


Photo 12. 6 Microstructure of Test Piece No.2. 2

## 13. 新熱交換器の性能と今後の管理

### 13.1 新熱交換器の性能

設計上、汚れ係数をゼロとしたときの総括伝熱係数は $1,930\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ で、性能検査（1992年2月7日）で測定された係数は $1,908\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ であった。設計値と測定結果は極めて良く一致し、設計の妥当性が性能検査によって立証された。なお、研究炉の熱交換器の仕様比較をTable 13.1に示す。

### 13.2 今後の管理

#### 1) 2次冷却水の水質管理

2次冷却水の水質は、自動給水弁による蒸発分の補給だけでは電気伝導度が原水の約10倍に濃縮される。このような高濃度の冷却水では、カルシウム硬度、アルカリ度、シリカ濃度などの濃度が高くスケールの形成を促進するとともに、細菌の増殖によるスライムの発生と伝熱管への付着もすすむ。スケールの形成とスライムの発生を防止するには、給水方法を強制補給方法にして、濃縮倍数を3以下（ $250\sim 300\mu\text{S/cm}$ ）に管理することが望ましい。

熱交換器更新後、2次系ポンドへの原水給水配管に流量計を新設し、濃縮倍数を3以下とするために必要な強制補給水量を調査した。その結果 $7\sim 8\text{m}^3/\text{h}$ を強制的に補給すれば目標の電気伝導度に維持されることがわかり、現在強制補給を実施している。なおこの補給水量は、一日（6時間）の原子炉利用運転で2次冷却ポンドのほぼ一杯分の水量に相当する。

#### 2) 総括伝熱係数の下限値と管理目標値

##### (1) 下限値

熱交換器の性能の下限値は、夏期、2次冷却水の熱交換器入口温度(TI-12)が高い時でも炉心の冷却に支障を及ぼさないことが条件で、炉心出口温度(TRA-1-2)を警報設定値( $55^\circ\text{C}$ )未満に保持する必要がある。

近年、実際にTI-12が最も高い温度を記録したのは、1990年8月23日の $31.4^\circ\text{C}$ であった。この温度を使って、総括伝熱係数を $700\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ とした時のTRA-1-2の温度を計算して求めると $53.7^\circ\text{C}$ となる。また炉設置許可申請書に記載されているTI-12の温度 $32.3^\circ\text{C}$ を使った場合を同様にして求めるとTRA-1-2は $54.5^\circ\text{C}$ となる。いずれも警報設定値より低く、新熱交換器の総括伝熱係数の下限値は、 $700\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ にするのが妥当と考える。

##### (2) 化学洗浄の管理目標値

しかしながら係数が下限値になると炉心出口温度は $53^\circ\text{C}$ を超え、スイミングプール型原子炉としてプール表面からの蒸発量が増大するなど、炉心冷却とは別の施設管理上の問題も予想される。

近年TRA-1-2が最も高い温度を記録したのは1991年7月26日の $48.24^\circ\text{C}$ であった。施設管理面も考慮すればTRA-1-2は $50^\circ\text{C}$ 以下が望ましく、その時のTI-12が過去最高温度の $31.5^\circ\text{C}$ とした場合に必要総括伝熱係数を計算すると約 $930\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ と求められる。従って新熱交換器の化学洗浄の管

理値は、旧熱交換器と同様 $900\sim 1,000\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ とするのが妥当と考える。

### 3) 供用開始以後の総括伝熱係数の変化

使用前検査に合格して供用を開始してから1994年5月18日までの係数の変化について、旧熱交換器の時と同様の方法で調査した。係数の暦日変化をFig. 13.1に、温度と係数の変化の関係をFig. 13.2に、原子炉積算出力に対する係数の変化をFig. 13.3に示す。

#### (1) 初年度、第2年度の平均低下率が改善

暦日変化のグラフ(Fig. 13.1)に示すように平均低下率( $\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C/day}$ )は、初年度が1.07、第2年度が0.54であった。この低下率はFig. 3.1に示す旧熱交換器の低下率よりも少ない。また係数( $\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}$ )が1,200以上の期間の低下率に着目してみても、旧熱交換器より更新後の方が低下率は少ない。こうした低下率の改善は、2次冷却水の水質向上が寄与していると考えられる。

#### (2) 積算出力比の低下率は悪化

他方、原子炉積算出力(2143kW)当たりの係数の低下率( $\text{kcal/m}^2\text{h}^\circ\text{C}/2143\text{kW}$ )は、旧熱交換器の係数1200超の場合が2.46(Fig. 3.3)、供用後の新熱交換器は2.57(Fig. 13.3)と悪化している。

1993年度から実施した3.5MW共同利用運転の削減と運転出力の低減などで、旧熱交換器の対象期間と比べ新熱交換器の対象期間の方が、低出力運転(2次冷却系停止)日や原子炉運転停止日が増えている。新熱交換器になって、暦日一日当たりの平均低下率が改善されたにも係わらず、原子炉積算出力比の平均低下率が悪化したことから、原子炉停止中(胴内の2次冷却水は滞留状態)においても、伝熱管へのスライム等の付着が進行し、係数低下が進むものと考えられる。定期自主検査期間など、長期間に渡る原子炉停止中には胴内を排水保管とすることが熱交換器の性能維持に資するものと期待される。

### 4) 化学洗浄工程の変更

従来の化学洗浄は、胴板材質と配管材質が炭素鋼のため、スライムの除去だけではなくスケールの除去も工程に組み込んで行ってきた。今後の化学洗浄は、胴材質をステンレス鋼に変更したこと、2次冷却系の配管もエポキシ樹脂でライニングされている(ただし今回の工事で更新した2次冷却系の配管についてはライニングしていない)ことから、スライムの除去を重点にした洗浄工程(過酸化水素のみ)に変更する予定である。

### 5) 長期停止期間中の2次冷却水のブロー

旧熱交換器の撤去作業の片吊時に、胴ドレン弁にて水抜きを完了したはずの器内から多量の残留水が流出した。これは、胴板とバッフルプレートとの間隙が埋まるほどにスライムやスケールが堆積し、それがまたスライムやスケールの沈澱堆積を一層促進し、バッフルプレートに仕切られた水溜まりができたために胴ドレン弁では完全排水できなかつたためと推定されている。新しい熱交換器のバッフルプレート下端と胴底面の間隙は、わずか9mmで、その間隙が埋まるほどのスライムが沈澱堆積すれば、同様の現象が生まれ、総括伝熱係数を低下させるとともに胴ドレン弁が用をなさなくなる。こうした現象を防止する必要がある。さらに2次冷却水をブローして胴内を乾燥させれば、前述したように係数低下の抑制が期待できる。

Table 13.1 Heat Exchanger Specification of research Reactor in JAERI

		JRR-4	JRR-2	JRR-3	JMTR		
型 式		向流型直管 1折流2胴式	横型U字二重 管板2胴式	横型シェルアクト <sup>*</sup> チューブ2胴式	縦型シェルアクト <sup>*</sup> Uチューブ式		
基 数		2	2	2	3		
伝 熱 面 積 (m <sup>2</sup> /基)		142	266	1,060	1,100		
水質	管 側	1次冷却水 (純水)	1次冷却水 (重水)	2次冷却水 (ろ過水)	1次冷却水 (純水)		
	胴 側	2次冷却水 (ろ過水)	2次冷却水 (ろ過水)	1次冷却水 (純水)	2次冷却水 (ろ過水)		
構 造 設 計	シ エ ル	胴 内 径 (mm)	550	950	1,650	1,600	
		胴 長 (mm)	5,132	4,447	5,350	10,150	
		最高使用圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )	5.0	5.27	8.0	5.0	
		材 質	SUS 304	SUS 304	SUS 304L	SS 41	
	伝 熱 管	外 径 (mm)	15.9	15.9	19.0	19.0	
		厚 さ (mm)	1.2	1.2	1.0	1.2	
		長 さ (mm)	5,132	6,500	3,485	8,550	
		本 数 (本/基)	341	825	5,496	1,152	
		最高使用圧力 (kg/cm <sup>2</sup> )	5.0	5.27	8.0	20.0	
		材 質	SUS 304L	SUS 304L	SUS 316L	SUS 27	
	熱 的 設 計	原子炉熱出力 (kW)		3,500	10,000	19,500	50,000
		1 次 冷 却 水	流 量 (m <sup>3</sup> /h)	420	1,134	1,200	2,000
			入口温度 (°C) :Ti <sub>1</sub>	50.0	54.0	42.06	55.0
			出口温度 (°C) :Ti <sub>2</sub>	42.8	47.07	35.0	47.0
2 次 冷 却 水		流 量 (m <sup>3</sup> /h)	432	772	1,450	1,300	
		入口温度 (°C) :To <sub>1</sub>	32.3	27.5	30.0	31.0	
		出口温度 (°C) :To <sub>2</sub>	39.3	38.7	35.83	43.0	
汚 れ 係 数 (m <sup>2</sup> h°C/kcal)	胴 側	0.0002	0.0002	0.0001	0.000276		
	管 側	0.00015	0.0001023	0.0001	0.000307		
総括伝熱係数 (kcal/m <sup>2</sup> h°C)		1,117	1,256	1,613	1,252		
1次冷却水温度効率 <sup>9)</sup> :E <sub>1</sub>		0.41	0.26	0.59	0.33		
熱出力/伝熱面積 (kW/m <sup>2</sup> )		12.3	18.8	9.2	15.1		

$$E_1 = \frac{T_{i1} - T_{i2}}{T_{i1} - T_{o1}}$$

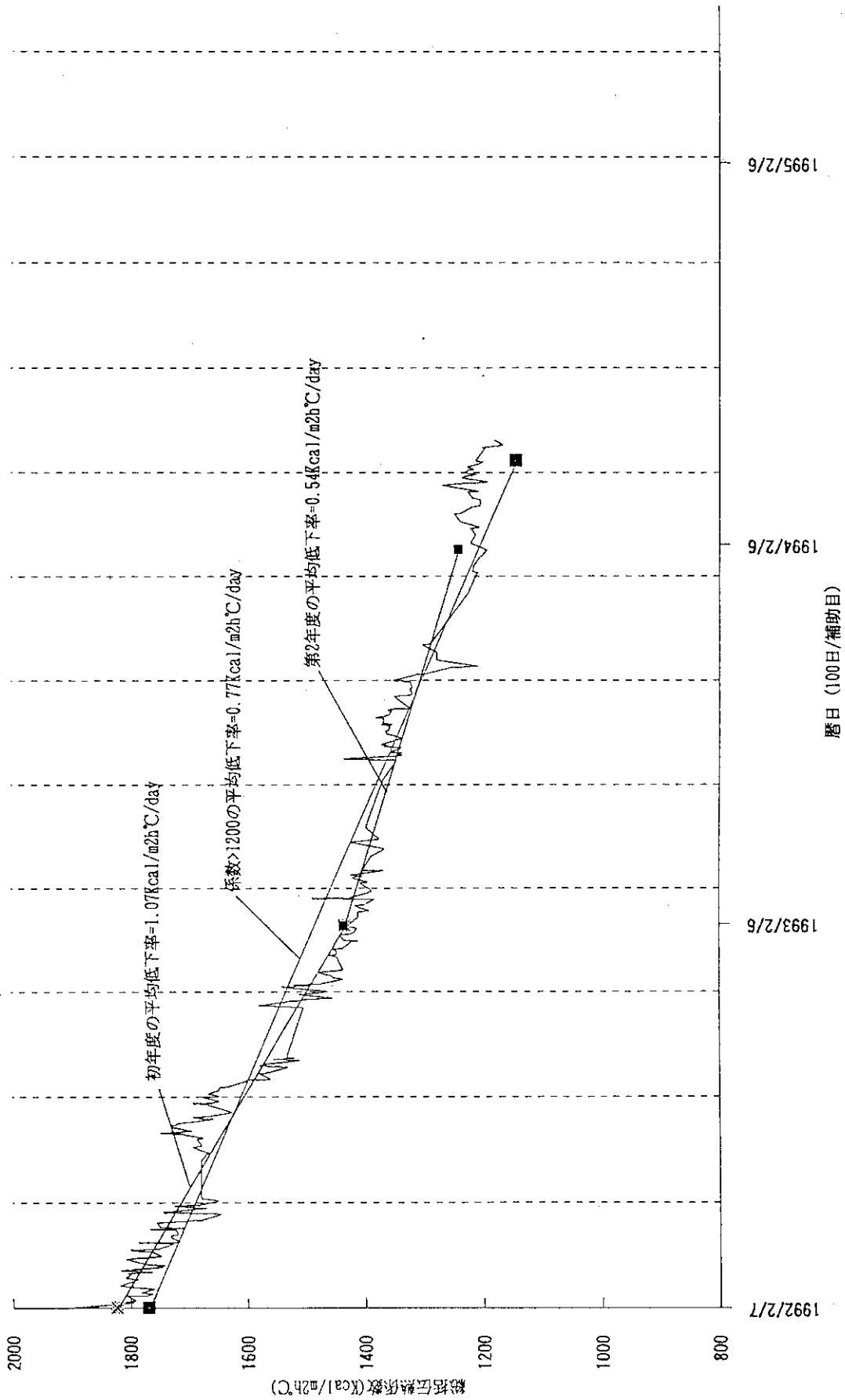


Fig. 13. 1 Whole Heat-Transfer Factor of New Exchangers

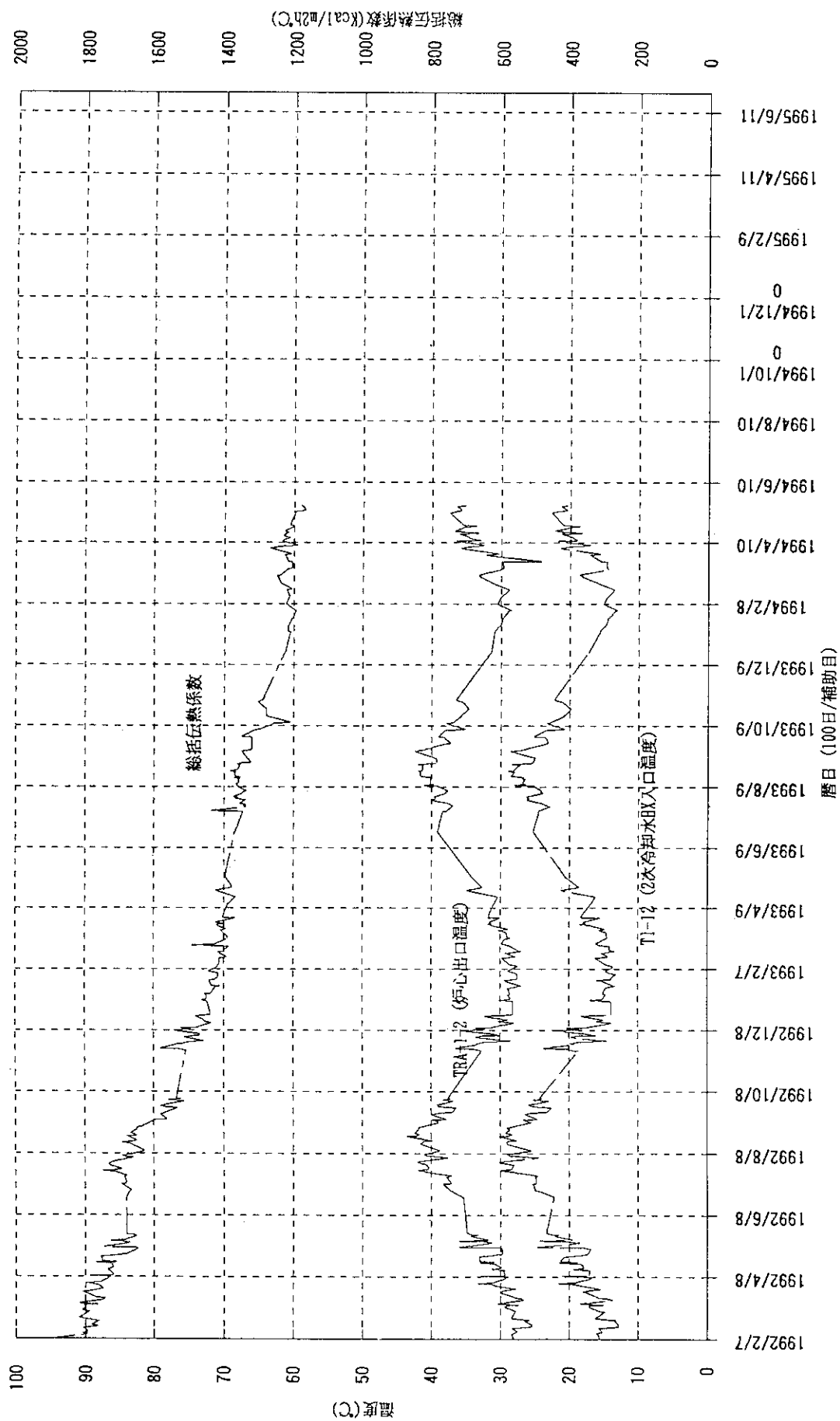


Fig. 13. 2 Comparison of Whole Heat-Transfer Factor and Coolant Temperature (New Heat Exchangers)



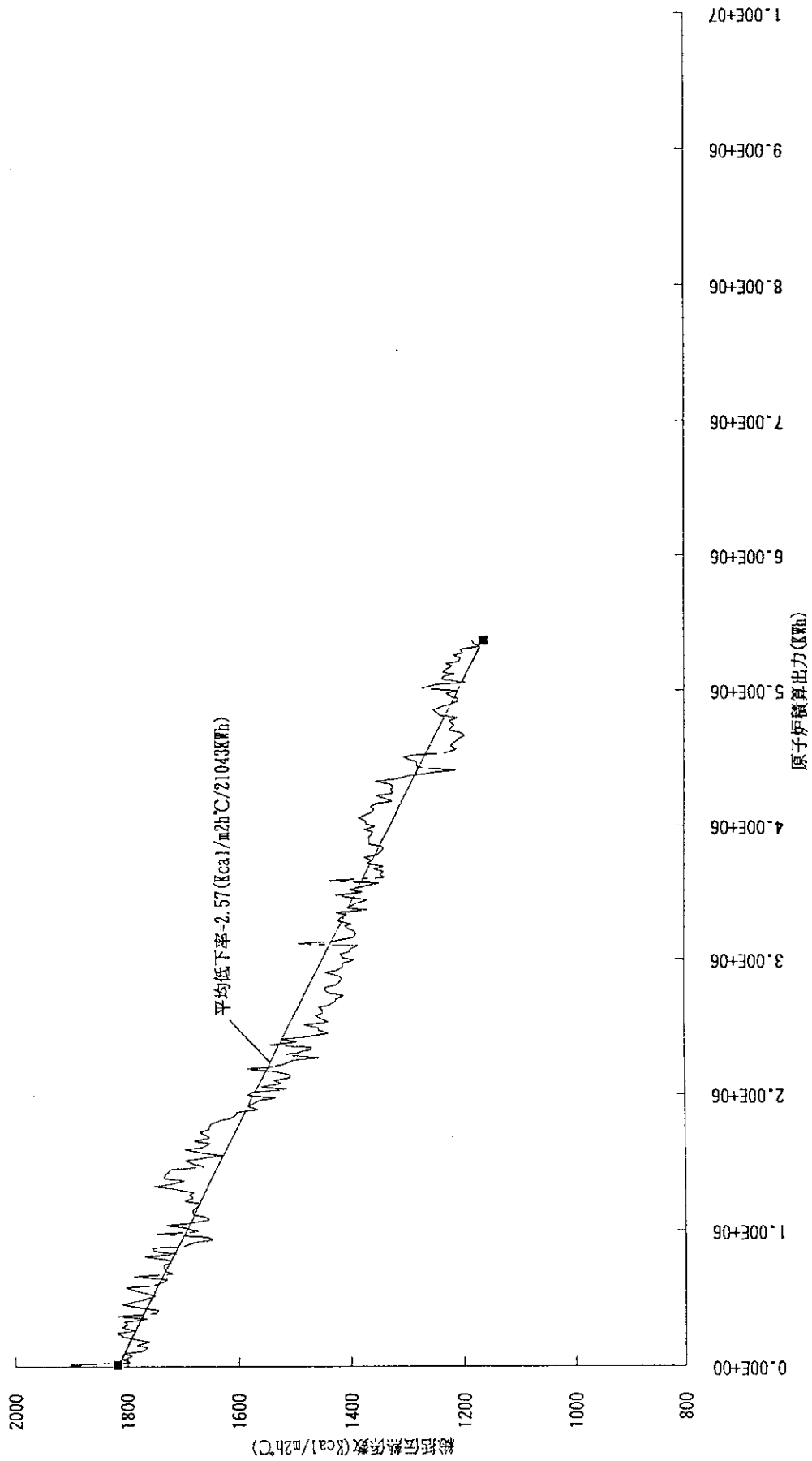


Fig. 13. 3 Integrating Power and Whole Heat-Transfer Factor (New Heat Exchangers)

## 14. おわりに

旧熱交換器の腐食胴板を切断採取して調査した結果、①熱交換器を更新する根拠となった超音波厚み計による板厚測定データの信頼性が確認されたこと、②胴板の腐食減肉が引き続き進行していたこと、③腐食の進行が局所的ではなく胴板全面に渡っていたこと、④使用限界に達する腐食の進行が超音波厚み計による板厚測定測定ポイント以外の箇所で確認されたこと、などから熱交換器更新工事は予防保全として時宜にかなった工事であったと評価できる。

一般的には、開放循環式冷却水系における炭素鋼の腐食度 ( $\text{mg}/\text{dm}^2 \cdot \text{day} : \text{mdd}$ ) は50~150mddと非常に大きく、腐食度を30mdd以下に抑制するために防食剤の投入が行われているが、旧熱交換器の管理と更新によって、防食剤を投入せずろ過水を強制補給して冷却水の電気電導度を原水の約3倍 ( $\sim 500 \mu\text{S}/\text{cm}$ ) 以下に管理した場合にも同程度(33mdd)の腐食抑制効果が得られることが判明した。

防食剤の投入は、炭素鋼材の防食とともに伝熱管の表面にも防食皮膜を形成して総括伝熱係数を著しく低下させる。これまでのJRR-4の管理データによれば、係数低下率は防食剤投入によって約2倍にも達する。係数低下率の増大は、化学洗浄間隔を短縮し、業務量と運転経費の増大を招くことにもなる。

JRR-4における熱交換器の管理と更新によって明かとなった腐食度と防食剤投入の有無による係数低下率の違いは、他の研究炉等における熱交換器管理にとっても貴重なデータといえる。熱交換器の健全性を確保するため、数mdd程度の防食が必要な場合は防食剤の投入は避けられないが、30mdd程度の防食で管理可能であれば、熱交換器の冷却性能を維持するために防食剤の投入を停止して総括伝熱係数の低下率の変化を調査することが期待される。

より根元的な防食対策は、熱交換器及び冷却系配管の材料選定である。原研における研究炉の2次冷却系配管(ろ過水)は炭素鋼管が採用されているが、腐食環境にある2次冷却系だからこそ耐食性を有する材料を選定すべきで、もし炭素鋼配管を採用した場合は、配管内面をエポキシ樹脂等により防食コーティングするなど施工時に防食対策を施すべきであろう。防食剤の投入を必要としない運転が可能となれば、冷却性能の維持など管理上も経済的にもメリットが多いと考えられる。

JRR-4において熱交換器の管理が適切に行われ、さまざまな改良を加えた更新工事が予定された原子炉停止期間内に完了し、設計性能が性能検査にて確認された。熱交換器の管理と更新に係る技術的諸課題についてまとめた本書が、今後の熱交換器の管理等に役立つことを期待する。

## 謝 辞

熱交換器更新工事が無事終了できたのは、研究炉部白井英次部長のご指導のもと、工事に携わったJRR-4管理課、施設第1課及び放射線管理第2課の方々の協力の賜である。水分析や付着堆積物の化学分析では研究炉部技術開発室の吉島哲夫氏に、腐食状況の観察と金相試験では原子炉安全工学部機器信頼性研究室の柴田勝之氏にご指導とご協力を頂いた。研究炉部大西信秋次長、JRR-4管理課中島照夫課長、船山佳郎原子炉主任技術者、渡辺終吉第1係長及び新井信義主査には、本書を査読して頂き貴重なご意見とご指導を頂いた。ここに皆さんに深く感謝の意を表します。

## 参 考 文 献

- 1) 火力原子力発電技術協会：“発電用原子力設備に関する構造等の技術基準質疑応答集(2年改訂版)”，火力原子力発電技術協会，97，(1987)
- 2) 尾花英朗：“熱交換器設計ハンドブック”，工学図書，309，(1977)
- 3) 小栗富士雄：“配管設計ガイドブック”，共立出版，9，(1980)
- 4) 日本建築学会：“鋼構造設計規準”，丸善，13，(1979)
- 5) 研究炉管理部：“研究炉・ホットラボの運転と技術管理”，JAERI-M 90-166，(1990年9月)
- 6) 研究炉部：“研究炉・ホットラボの運転と技術管理”，JAERI-M 91-150，(1991年9月)
- 7) 研究炉部：“平成3年度研究炉部報”，JAERI-M 92-154，(1992年10月)
- 8) 研究炉部：“平成4年度研究炉部報”，JAERI-M 93-226，(1993年12月)

## 謝 辞

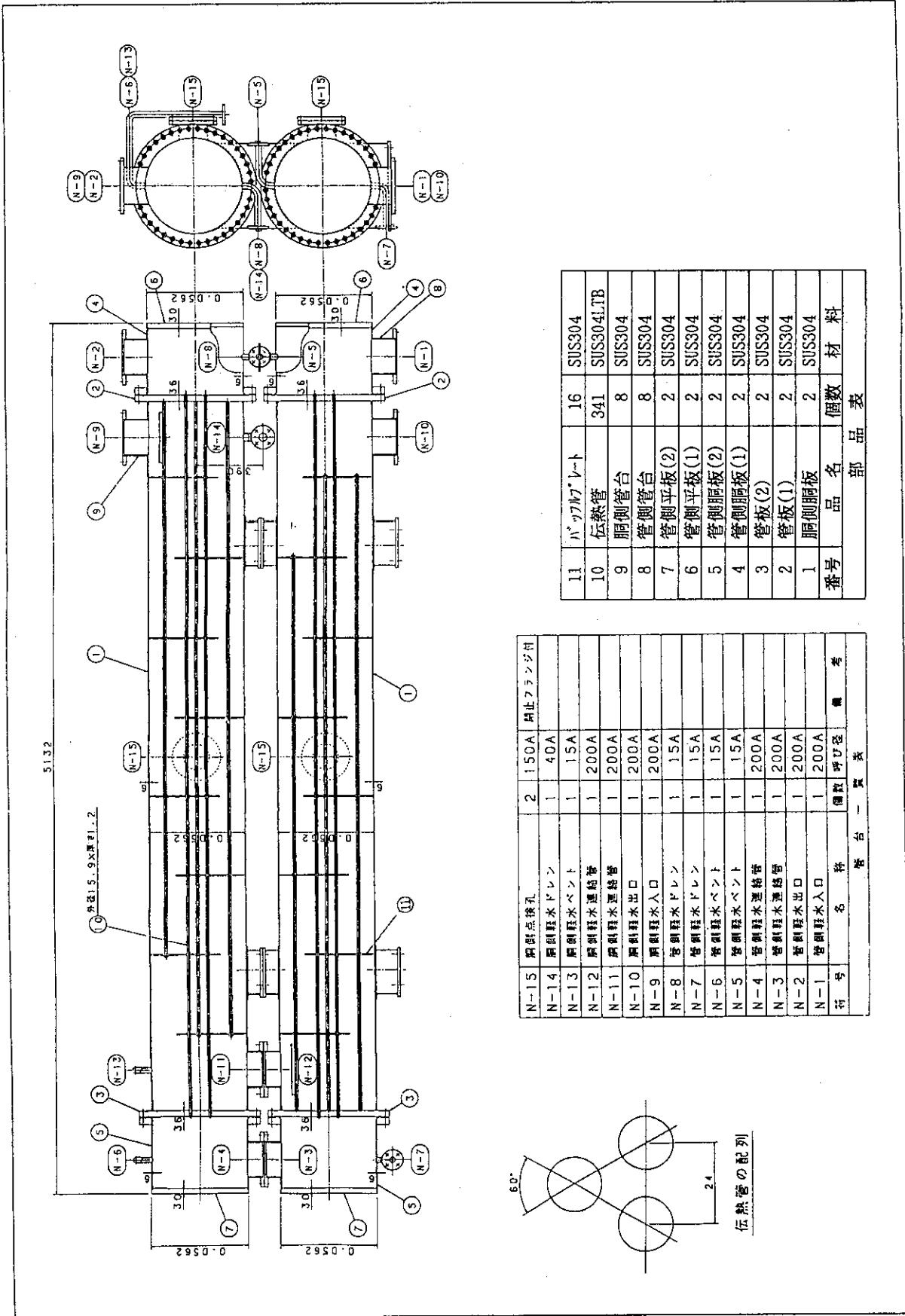
熱交換器更新工事が無事終了できたのは、研究炉部白井英次部長のご指導のもと、工事に携わったJRR-4管理課、施設第1課及び放射線管理第2課の方々の協力の賜である。水分析や付着堆積物の化学分析では研究炉部技術開発室の吉島哲夫氏に、腐食状況の観察と金相試験では原子炉安全工学部機器信頼性研究室の柴田勝之氏にご指導とご協力を頂いた。研究炉部大西信秋次長、JRR-4管理課中島照夫課長、舩山佳郎原子炉主任技術者、渡辺終吉第1係長及び新井信義主査には、本書を査読して頂き貴重なご意見とご指導を頂いた。ここに皆さんに深く感謝の意を表します。

## 参 考 文 献

- 1) 火力原子力発電技術協会：“発電用原子力設備に関する構造等の技術基準質疑応答集(2年改訂版)”，火力原子力発電技術協会，97，(1987)
- 2) 尾花英朗：“熱交換器設計ハンドブック”，工学図書，309，(1977)
- 3) 小栗富士雄：“配管設計ガイドブック”，共立出版，9，(1980)
- 4) 日本建築学会：“鋼構造設計規準”，丸善，13，(1979)
- 5) 研究炉管理部：“研究炉・ホットラボの運転と技術管理”，JAERI-M 90-166，(1990年9月)
- 6) 研究炉部：“研究炉・ホットラボの運転と技術管理”，JAERI-M 91-150，(1991年9月)
- 7) 研究炉部：“平成3年度研究炉部報”，JAERI-M 92-154，(1992年10月)
- 8) 研究炉部：“平成4年度研究炉部報”，JAERI-M 93-226，(1993年12月)

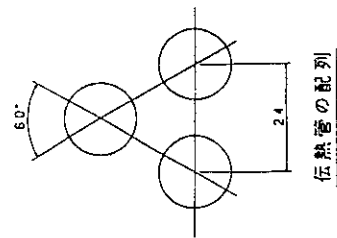
付 録

付録1 熱交換器基本設計図



符号	名称	符号	数量	単位	備考
N-15	筒側点検孔	2	150A	閉止フランジ付	
N-14	筒側排水フレント	1	40A		
N-13	筒側排水ベント	1	15A		
N-12	筒側排水連絡管	1	200A		
N-11	筒側排水連絡管	1	200A		
N-10	筒側排水出口	1	200A		
N-9	筒側排水入口	1	200A		
N-8	管側排水フレント	1	15A		
N-7	管側排水フレント	1	15A		
N-6	管側排水ベント	1	15A		
N-5	管側排水ベント	1	15A		
N-4	管側排水連絡管	1	200A		
N-3	管側排水連絡管	1	200A		
N-2	管側排水出口	1	200A		
N-1	管側排水入口	1	200A		

番号	品名	個数	部材
11	ハットワット	16	SUS304
10	伝熱管	341	SUS304LTB
9	筒側管台	8	SUS304
8	管側管台	8	SUS304
7	管側平板(2)	2	SUS304
6	管側平板(1)	2	SUS304
5	管側胴板(2)	2	SUS304
4	管側胴板(1)	2	SUS304
3	管板(2)	2	SUS304
2	管板(1)	2	SUS304
1	筒側胴板	2	SUS304



伝熱管の配列

付録2 自主検査の検査時期、検査場所、検査項目

検査時期		検査場所	検査項目	整理 番号	検査内容
原材料 入手時	9月5日	舞鶴工場	材料検査	A-1-1	使用前検査対象部材の材料検査
				A-1-2	使用前検査対象部材以外の材料検査
			外観検査	A-2	伝熱管の外観検査
			寸法検査	A-3	伝熱管の寸法検査
部品 加工 組立時	10月17日	舞鶴工場	外観検査	B-1	No.1バンドル組立状態の外観検査
			寸法検査	B-2	No.1バンドル組立状態の寸法検査
			材料検査	B-3	対象部材の内、検査が済んでいない部材の検査
			溶接検査	B-4	No.1組立前の胴内面の溶接検査
	10月28日	舞鶴工場	外観検査	C-1	No.2バンドル組立状態の外観検査
			寸法検査	C-2	No.2バンドル組立状態の寸法検査
溶接検査			C-3	No.2組立前の胴内面の溶接検査	
工場 製作 完了時	12月9日 ～11日	舞鶴工場	外観検査	D-1	工場完成時の外観検査
			寸法検査	D-2	工場完成時の寸法検査
			気密検査	D-3	伝熱管と管板との気密検査（気圧1.1倍）
			耐圧漏洩検査	D-4-1	胴側耐圧漏洩検査（水圧1.5倍）
			耐圧漏洩検査	D-4-2	管側耐圧漏洩検査（水圧1.5倍）
			溶接検査	D-5	胴側溶接継手の検査

検査時期	検査場所	検査項目	整理 番号	検査内容
12月25日 ～1月9日	原研現場	基礎ボルト検査	E-1	熱交換器本体据付用基礎ボルトの引き抜き検査
		熱交換器据付検査	E-2	熱交換器本体の据付検査
1月13日 ～30日	原研現場	材料検査	F-1-1	1次冷却系配管の材料検査
			F-1-2	2次冷却系配管の材料検査
			F-1-3	ベント・ドリル配管(1次・2次系)の材料検査
			F-1-4	弁の材料検査
		外観検査	F-2-1	1次冷却系配管の外観検査
			F-2-2	2次冷却系配管の外観検査
		耐圧漏洩検査	F-3-1	1次冷却系配管溶接部の耐圧漏洩検査
			F-3-2	2次冷却系配管溶接部の耐圧漏洩検査
		溶接検査	F-4	2次冷却系配管の溶接継手の検査
		2月4日 ～7日	原研現場	外観検査
据付検査	G-2			据付状態及び漏洩検査
振動検査	G-3			規定運転流量に置ける振動検査
性能検査	G-4			温度の飽和値、総括伝熱係数の検査



付録3 使用前検査の検査対象、検査項目、立会区分

件名		1次冷却系熱交換器の更新			
認可番号		3水原第292号		認可申請番号	3原研21第36号
認可年月日		平成3年5月17日		認可申請年月日	平成3年5月10日
検査対象		立会期日	検査項目	立会区分	
原子炉冷却系施設	1次冷却系熱交換器 No.1 No.2	平成3年10月29日 (ハントル組立時)	材料検査	△	
			外観検査	○	
			寸法検査	○	
		平成3年12月12日 (工場製作完了時)	外観検査	◎	
			寸法検査	◎	
			耐圧漏洩検査	○	
	配管の一部	平成4年1月27日	材料検査	△	
			耐圧漏洩検査	◎	
	申請範囲全体 (据付後)	平成4年2月7日	外観検査	◎	
			据付検査	◎	
性能検査			◎		

△：記録確認による検査

○：立会検査（一部記録確認）

◎：立会検査

## 付録4 性能検査記録

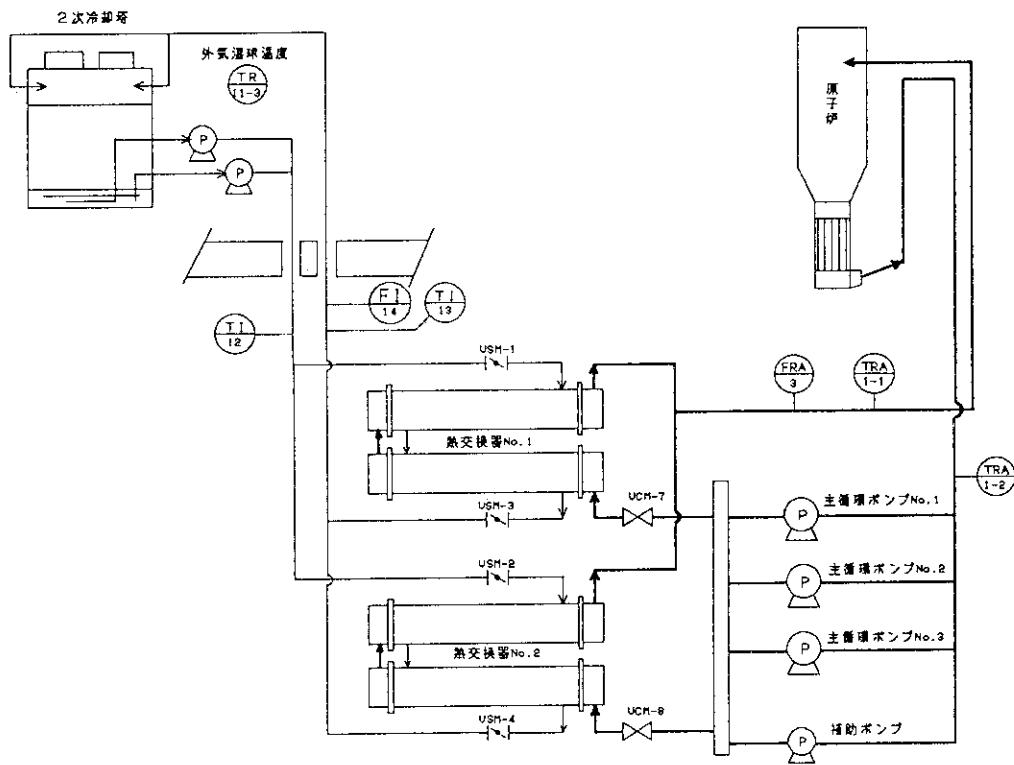
使用前検査記録		整理番号	IV-3
検査年月日	平成4年2月7日		
検査対象	原子炉冷却系統施設の申請範囲全体（1次冷却材炉心温度）		
検査項目	性能検査（飽和値確認検査）		
検査場所	日本原子力研究所 東海研究所 JRR-4		
<p>1. 結果</p> <div style="text-align: center; border: 1px solid black; width: 100px; height: 100px; margin: 20px auto;"> <p style="text-align: center;">良</p> </div> <p style="text-align: center;">詳細は別紙「性能検査記録」のとおり。</p> <p>2. 判定基準</p> <p style="text-align: center;">1次冷却水炉心出口温度の飽和値が炉設置許可制限値60℃未満であること。</p>			
備考	別紙「性能検査記録」		

別紙

性能検査記録

検査対象	原子炉冷却系統施設の申請範囲全体 (飽和値確認検査)	検査年月日	平成 4 年 2 月 7 日
検査対象物	1次冷却設備の1次冷却系熱交換器 (1次冷却材炉心温度)	検査場所	日本原子力研究所 東海研究所 JRR-4

1. 原子炉冷却系統施設の概要



2. 検査結果

詳細は添付「性能測定記録」のとおり。

添付

## 性能測定記録

原子炉起動時刻		11 時 06 分	3,500kw到達時刻		11 時 54 分			
測定時刻		11:00 起動前	12:04 3.5Mw	12:24 3.5Mw	12:44 3.5Mw	13:04 3.5Mw	13:24 3.5Mw	
測定項目								
原子炉熱出力(kw)		*1	0	3,425	3,367	3,410	3,439	3,449
1 次 冷 却 水	流量(m <sup>3</sup> /min)	FRA-3	7.0	7.0	7.0	7.0	7.0	7.0
	炉心入口温度(°C)	TRA-1-1	9.8	16.0	19.3	20.4	20.9	21.0
	炉心出口温度(°C)	TRA-1-2	9.8	23.1	26.2	27.5	27.9	28.2
2 次 冷 却 水	流量(m <sup>3</sup> /min)	FI-14	7.2	7.2	7.2	7.2	7.2	7.2
	熱交換器入口温度(°C)	TI-12	9.8	10.5	14.0	15.0	15.3	15.8
	熱交換器出口温度(°C)	TI-13	9.8	17.1	20.5	22.0	22.6	22.6
外気湿球温度(°C)		TR-11-3	5.8	6.2	6.4	6.0	5.8	6.1

測定時刻		13:44 3.5Mw	14:04 3.5Mw	14:24 3.5Mw	14:44 3.5Mw		
測定項目							
原子炉熱出力(kw)		*1	3,425	3,449	3,444	3,386	
1 次 冷 却 水	流量(m <sup>3</sup> /min)	FRA-3	7.0	7.0	7.0	7.0	
	炉心入口温度(°C)	TRA-1-1	21.1	21.2	21.3	21.3	
	炉心出口温度(°C)	TRA-1-2	28.1	28.3	28.4	28.3	
2 次 冷 却 水	流量(m <sup>3</sup> /min)	FI-14	7.2	7.2	7.2	7.2	
	熱交換器入口温度(°C)	TI-12	15.8	15.8	15.8	15.8	
	熱交換器出口温度(°C)	TI-13	22.6	23.2	23.2	23.2	
外気湿球温度(°C)		TR-11-3	6.0	6.2	6.4	6.2	

\*1: 1次冷却系の熱出力計の指示値を示す。  
注1) 熱出力校正を13時40分～13時54分に行った。  
注2) 熱交換器の「総括伝熱係数」について参考として以下に示す。

参考

## 熱交換器の総括伝熱係数の測定記録

熱交換器の熱交換性能を現す総括伝熱係数 $U$ は、以下のようにして求められる。

ここに

- $Q$  : 熱交換量 (kcal/h)  
 $U$  : 総括伝熱係数 (kcal/m<sup>2</sup>h°C)  
 $\Delta T_m$  : 対数平均温度差 (°C)  
 $T_{i1}$  : 1次冷却水の炉心出口温度(TRA-1-2) (°C)  
 $T_{i2}$  : 1次冷却水の炉心入口温度(TRA-1-1) (°C)  
 $T_{o1}$  : 2次冷却水の熱交換器入口温度(TI-12) (°C)  
 $T_{o2}$  : 2次冷却水の熱交換器出口温度(TI-13) (°C)  
 $W_i$  : 1次冷却水の流量 (m<sup>3</sup>/min)  
 $C_i$  : 1次冷却水の入口、出口温度の算術平均混合温度に置ける比熱 (kcal/kg °C)  
 $\rho_i$  : 1次冷却水の入口、出口温度の算術平均混合温度に置ける密度 (kg/m<sup>3</sup>)  
 $A$  : 伝熱面積 (m<sup>2</sup>)

とすれば、1次冷却系の熱交換量は

$$Q = 60 \rho_i \cdot C_i \cdot W_i \cdot (T_{i1} - T_{i2})$$

また総括伝熱係数は

$$U = \frac{Q}{A \cdot \Delta T_m}$$

ここで $\Delta T_m$ は次式により求められる

$$\Delta T_1 = T_{i1} - T_{o2}$$

$$\Delta T_2 = T_{i2} - T_{o1} \quad \text{として}$$

$$\Delta T_m = \frac{\Delta T_1 - \Delta T_2}{\ln (\Delta T_1 / \Delta T_2)}$$

測定結果は以下の通りであった。

## 熱交換器の総括伝熱係数の測定結果

項 目	測定時刻		14時55分 3.5Mw
	1次冷却水の炉心出口温度(TRA-1-2)	Ti <sub>1</sub>	℃
1次冷却水の炉心入口温度(TRA-1-1)	Ti <sub>2</sub>	℃	21.2
2次冷却水の熱交換器入口温度(TI-12)	To <sub>1</sub>	℃	15.6
2次冷却水の熱交換器出口温度(TI-13)	To <sub>2</sub>	℃	23.0
1次冷却水の流量(FRA-3)	Wi	m <sup>3</sup> /min	7.0
1次冷却水の入口、出口温度の算術平均混合温度 (Ti <sub>1</sub> +Ti <sub>2</sub> )/2	Ti	℃	24.70
Tiにおける比熱	Ci	kcal/kg °C	0.998
Tiにおける密度	ρi	kg/m <sup>3</sup>	997.10
1次冷却系の熱交換量 $60 \rho_i \cdot C_i \cdot w_i \cdot (T_{i1} - T_{i2})$	Q	kcal/h	$2.926 \times 10^6$
$\Delta T_1 = T_{i1} - T_{o2}$		℃	5.2
$\Delta T_2 = T_{i2} - T_{o1}$		℃	5.6
対数平均温度差 $\Delta T_m = \frac{\Delta T_1 - \Delta T_2}{\ln (\Delta T_1 / \Delta T_2)}$	$\Delta T_m$	℃	5.40
総括伝熱係数 $U = \frac{Q}{A \cdot \Delta T_m}$	U	kcal/m <sup>2</sup> h°C	1,908

注1) 伝熱面積Aは、 $142\text{m}^2 \times 2\text{基} = 284\text{m}^2$

注2) 設工認申請書添付計算書Ⅲ-2「1次冷却系熱交換器の熱計算書」では、総括伝熱係数が $1,117\text{kcal}/\text{m}^2 \text{ hr } ^\circ\text{C}$ 以上あれば、2次冷却水の熱交換器入口温度が炉設置許可申請書「添付書類8」に記載されている $32.3^\circ\text{C}$ に上昇したとしても炉心出口温度が $50.0^\circ\text{C}$ を超えないことが計算によって求められている。また汚れ係数をゼロとした場合の総括伝熱係数は $1,930\text{kcal}/\text{m}^2 \text{ h}^\circ\text{C}$ で、実測値は設計値と極めて良く一致している。