

高温ガス実験炉主要設備の開発

Development of Major Components for the Experimental Very High Temperature Gas-cooled Reactor

日本原子力研究所を中心として開発が進められている多目的高温ガス実験炉は、同研究所の計画では昭和63年度に着工が予定されている。現在は詳細設計の段階にあり、昭和62年から始まる安全審査の準備が進められている。日立製作所及びバブコック日立株式会社でも、昭和48年以来本計画に参画し、原子炉压力容器、蒸気発生器、非常用炉心冷却設備などの設計を担当するとともに、機器設計に必要な材料、性能、構造等に関する研究・開発を実施してきた。

本論文は、日本原子力研究所からの委託により実施した原子炉压力容器用材料試験、蒸気発生器伝熱流動試験及び非常用炉心冷却設備起動時伝熱流動試験の成果、並びに今後の計画内容について述べたものである。

工藤昭雄* Akio Kudô
浅海隆夫** Takao Asami
松島 均*** Hitoshi Matsushima
車地隆治**** Takaharu Kurumaji

1 緒 言

日本原子力研究所を中心として開発が進められている多目的高温ガス実験炉は、昭和63年度着工を目指して、現在詳細設計が実施されつつある。本実験炉は、ブロック型燃料体を用いた熱出力50MW、炉心出口冷却材温度950℃の原子炉であり、設計及び研究開発を進める一方、プラント合理化が検討されている。

図1に本実験炉プラントの系統概略を示す。日立製作所及びバブコック日立株式会社は昭和48年以来、これまでに原子炉压力容器、中間熱交換器、蒸気発生器及び水・蒸気設備、非常用炉心冷却設備などの設計を担当してきた。

本実験炉の開発に当たっては、原子炉压力容器主要構造部材である $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼NT(焼きならし焼き戻し)材の設計用材料データの整備、厳しい温度条件下で使用される蒸気発生器の伝熱流動特性、原子炉压力容器表面からの輻射伝熱により事故時炉心冷却を行なう非常用炉心冷却設備の冷却特性などの実験的確認が必要である。以下に日立製作所及びバブコック日立株式会社で実施しているこれらの性能、構造、材料などの研究・開発成果及び今後の計画について述べる。

2 高温ガス実験炉用材料の研究・開発

原子炉压力容器は運転温度が400℃であることから、この温度領域で多くの実績(水添脱硫リアクタなど)をもつ $2\frac{1}{4}$ Cr-

1Mo鋼NT材(SCMV4)が、また主フランジ用ボルト材としてはタービンボルト材として実績のある1Cr-0.5Mo-V鋼(SNB16)が選定されている。

一方、これらの材料に対しては第1種の原子力機器用の高温設計データが必ずしも十分整備されておらず、現在、昭和62年から始まる安全審査に向けて下記のような材料試験を日本原子力研究所からの委託研究及び自社R&D(Research and Development)として実施中である。

- (1) ヘリウム中及び大気中での高温強度(クリープ強度、疲労強度、クリープ疲労重畳効果)
- (2) 靱性強度
- (3) CH_4 , CO , CO_2 , H_2 などの不純物を含むヘリウム中での $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼NT材の脱・浸炭特性

今回は、これらの成果のうち、 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の高温強度について以下に述べる。

2.1 試験装置

ヘリウム中での材料試験は材料試験用ヘリウムループを用いて実施している。本ループに接続される材料試験機は、最大1,100℃までの試験が可能であり、その試験機外観を図2に示す。

2.2 高温強度特性

図3及び図4に400℃、450℃でのクリープ破断特性及び疲

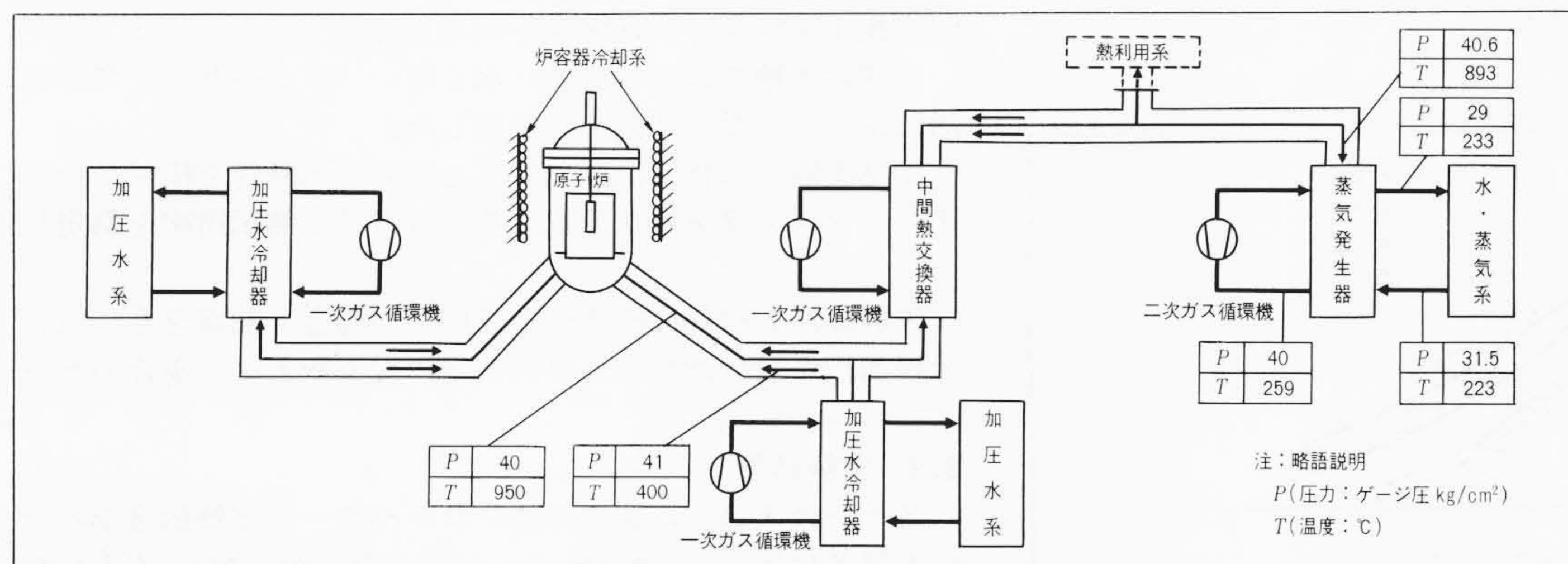


図1 多目的高温ガス実験炉系統図 冷却系は熱出力25MW×2ループで構成され、うち1ループには中間熱交換器が増設される。

* バブコック日立株式会社呉工場 工学博士 ** バブコック日立株式会社呉工場 *** 日立製作所機械研究所
**** バブコック日立株式会社呉研究所

劣特性の、大気中とヘリウム中との比較を示す。ヘリウム中のクリープ特性については、従来の大気中データバンド内にあり、ヘリウム環境効果は顕著でないことが明らかとなった。一方、疲労特性ではヘリウム中のほうが大気中と比較して疲労強度が高くなるが、これはヘリウム中では、き裂先端での酸化が防止されることによるものと考えられる。

3 蒸気発生器伝熱特性の研究

本実験炉では、交換熱量25.3MWの直管切欠きバツフル形の蒸気発生器を採用している。その構造及び流体の温度条件

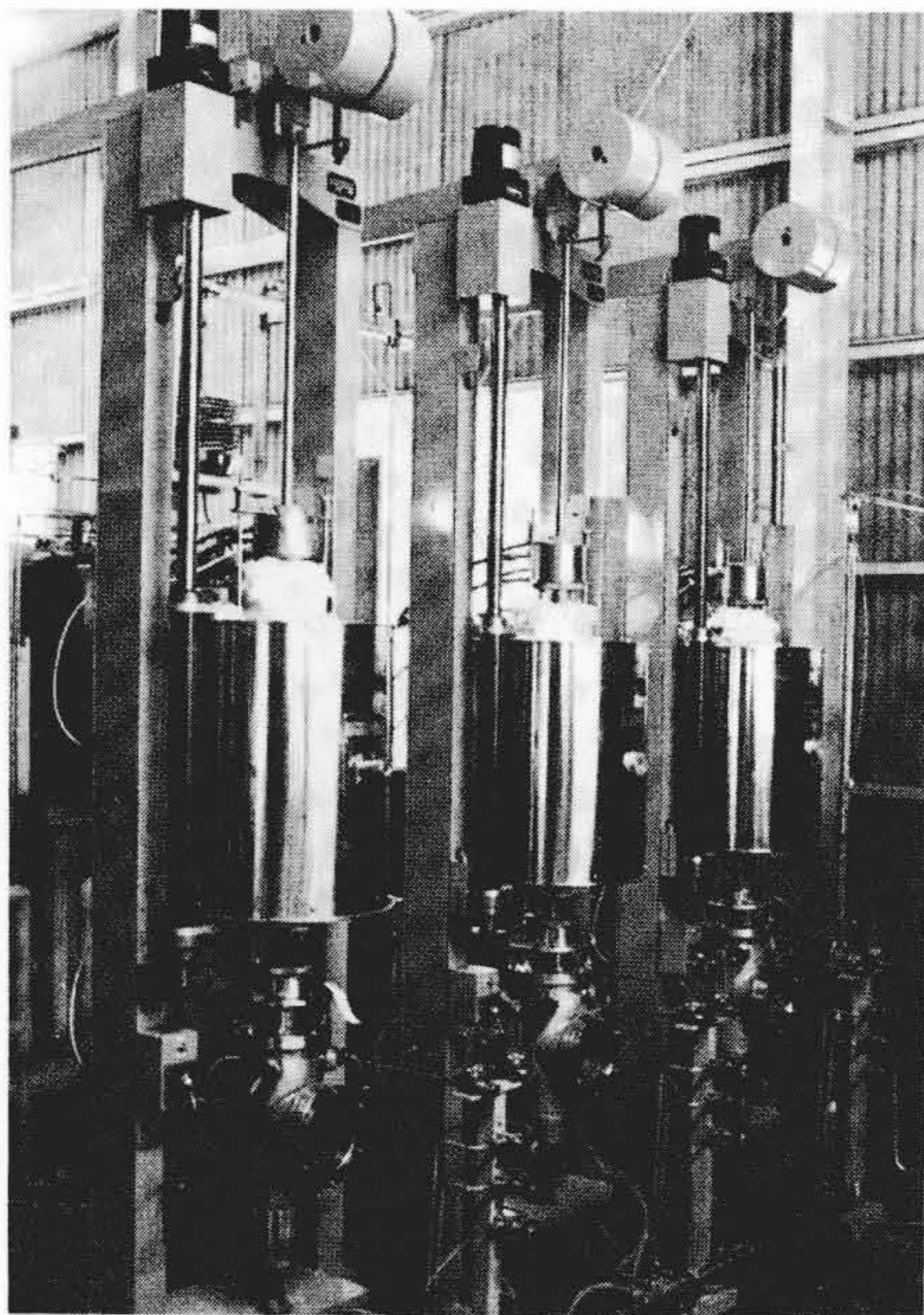


図2 材料試験装置
外観 材料試験用ヘリウムループと接続されたクリープ試験機外観を示す。

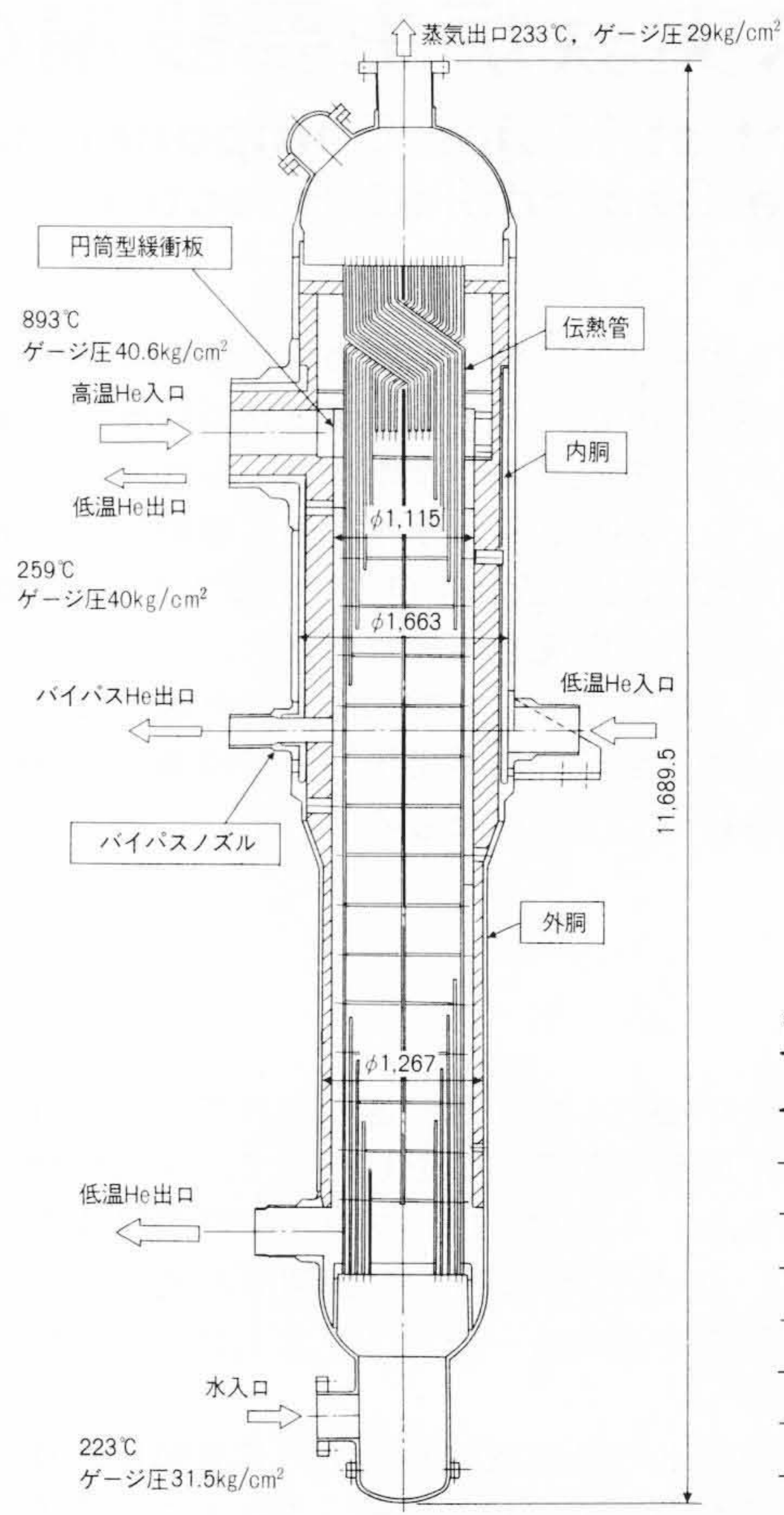


図5 蒸気発生器構造及び定格運転時流体条件 直管切欠きバツフル形の蒸気発生器で、ヘリウムガスは胴側、水・蒸気は管側を流れる。

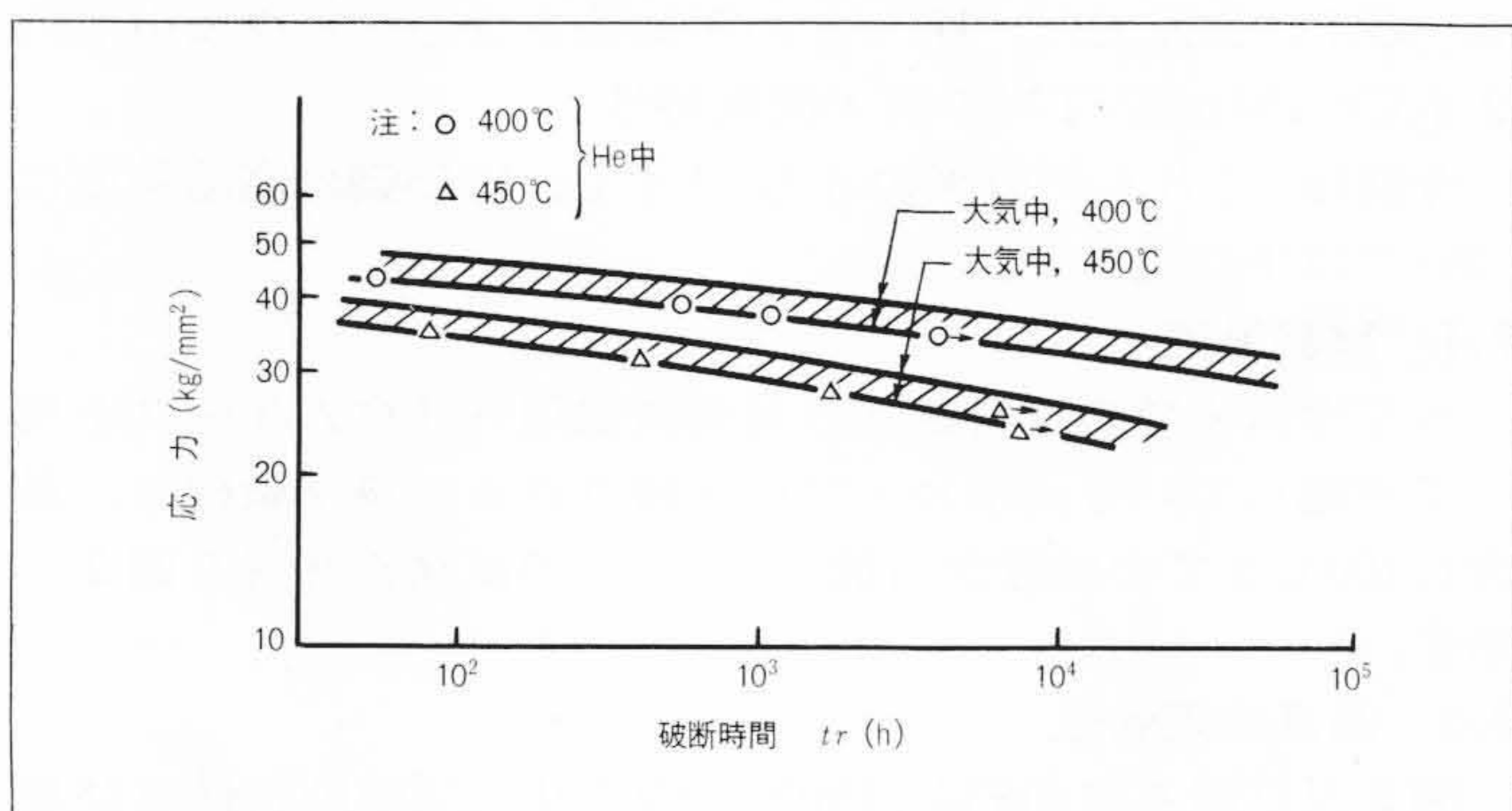


図3 2 1/4 Cr-1Mo鋼のヘリウム中クリープ破断特性 図中の斜線部は、大気中在来データバンドを示す。

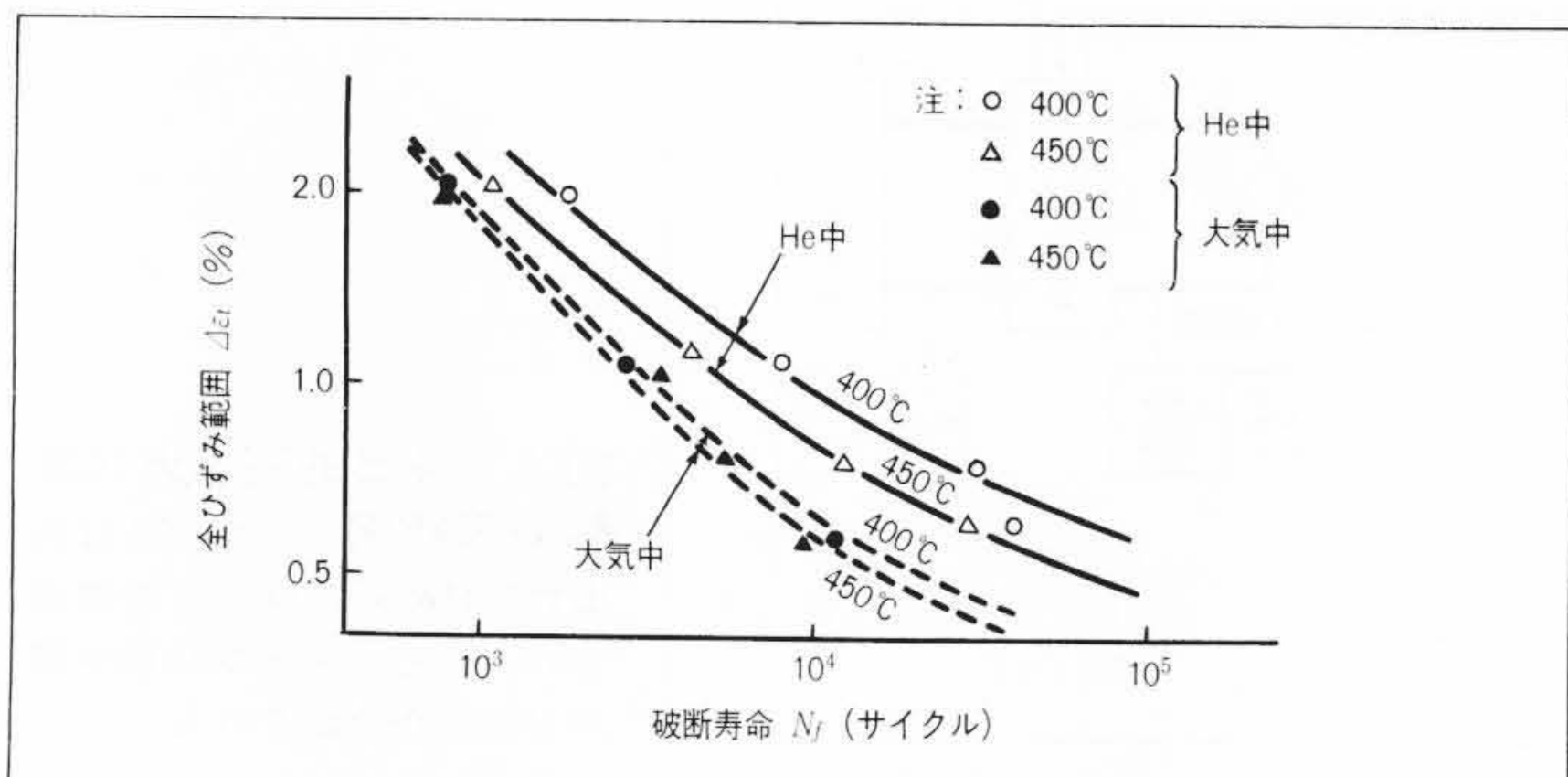


図4 2 1/4 Cr-1Mo鋼の疲労特性 ヘリウム中及び大気中の疲労強度を比較して示すが、400°C、450°Cのいずれの温度でもヘリウム中のほうが長寿命となる。

を図5に示す。高温ヘリウムガスが流入する入口部では、そのヘリウム温度と伝熱管流体との温度差が最大660°Cとなり、伝熱管への熱負荷は非常に大きくなる。したがって、高温ヘリウムガスの流動条件によっては、伝熱管が局部的に過熱され、バーンアウトが発生する可能性がある。

バブコック日立株式会社では、本蒸気発生器の設計を担当するに当たり、高温ヘリウムガス入口部の伝熱管熱負荷を低減し、かつ均一化させる入口部構造について実験的検討を日立製作所の研究所で実施した。以下にその概要について述べる。

3.1 実験装置及び実験方法

本実験は図6に示す実機1/4スケールの試験体を用いて、流動可視化実験及び伝熱実験を実施した。

可視化実験では胴側流体に水を用い、トレーサとして界面活性剤による微小空気泡を使用した。

伝熱実験では胴側流体に空気を用い、伝熱管を模擬した薄肉ステンレス管を直接通電加熱する方法で熱伝達率を測定した。

実験は、入口部に緩衝板を設けない場合、曲面をもつ板状の緩衝板を設けた場合及び円筒状の緩衝板とした場合のケースについて実施した。

3.2 実験結果

各ケース入口部の胴側流体フローパターンと熱伝達率の一例を図7に示す。緩衝板がない場合〔同図(a)〕には、流入した胴側流体が高速で管群配列に沿って流れ、入口ノズル近傍では大きな熱伝達率となる。緩衝板を設けた場合〔同図(b)〕は胴側流体は緩衝板により管群外周方向に偏流し、胴の内壁に沿

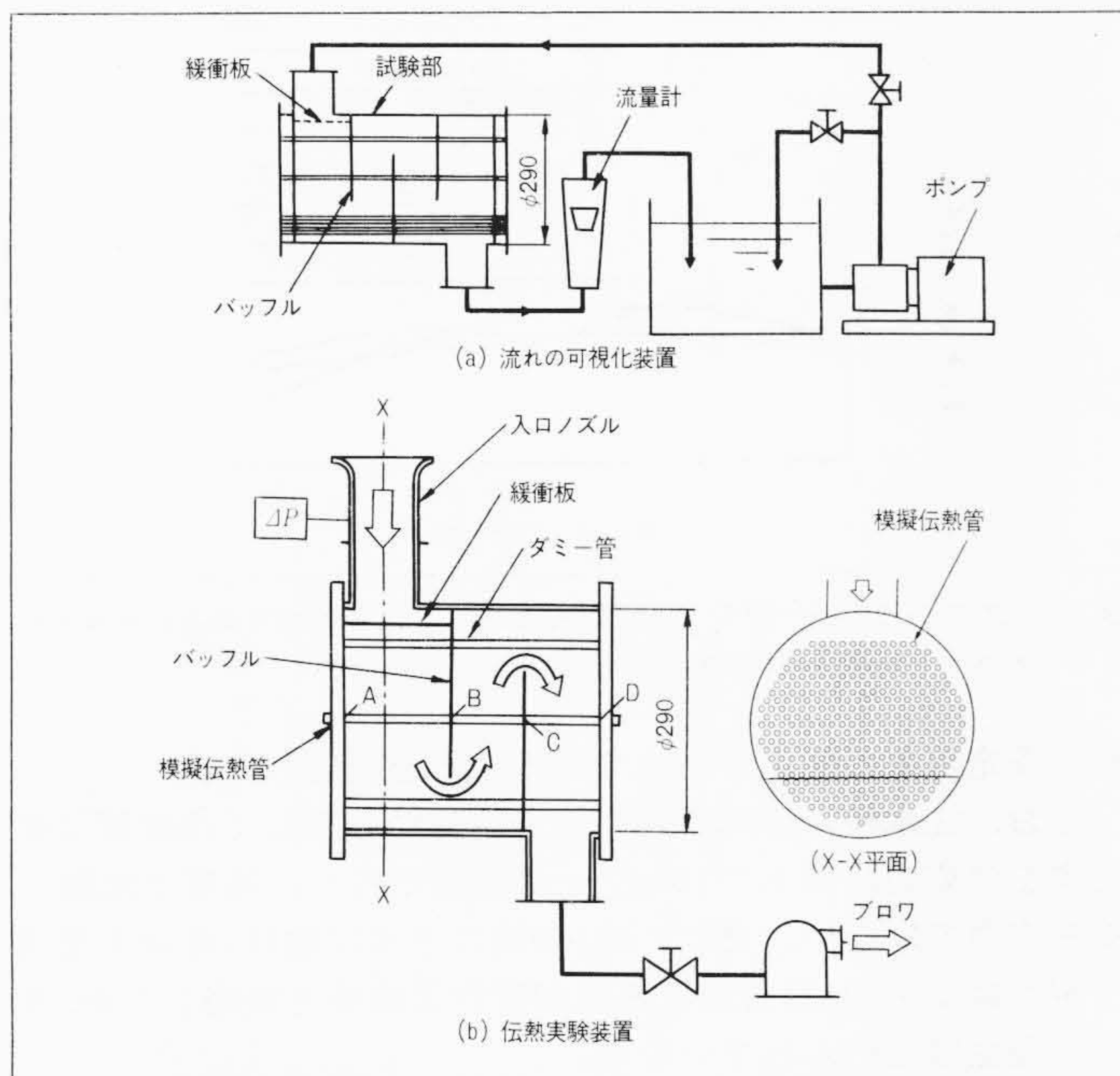


図6 蒸気発生器伝熱流動実験装置 流動可視化実験及び伝熱実験用の試験体構造並びに装置の基本構成を示す。

った流れとなり、管群中央部にはよどみ域が発生する。したがって、胴側熱伝達率は外周部で非常に大きくなり、また、その不均一性も緩衝板を設けない場合に比較して大きい。一方、円筒型の緩衝板を設けた場合[同図(c)]には、胴側流体は、この緩衝板を乗り越えるように管群内に流れ込むため、管群全体にほぼ均一に流れ熱伝達率分布も均一化される。

この胴側熱伝達率は管群ごとの局所レイノルズ数を考慮したZukauskasの式(千鳥管群の乱流平均熱伝達率計算式)により、実験値と±20%以内の精度で整理でき、この成果を反映した空間特性解析プログラムを開発した。実機の性能解析結果の一例を図8に示す。円筒型緩衝板は緩衝板がない場合と比較して、最大熱伝達率では約32%低減し、最大と最小の熱伝達率変動幅では±38%から±15%まで均一化できることが明らかとなった。

4 非常炉心冷却系の開発

多目的高温ガス実験炉では、減圧事故など主冷却系による炉心冷却が不可能となる事故時の残留熱及び崩壊熱を除去する目的で、非常炉心冷却系が設置されている。

本冷却系の系統構成を図9に示すが、事故時に冷却パネルに注水し、輻射伝熱により炉心及び圧力容器の冷却を行なう。この冷却パネルは、通常運転時には約400°Cに加熱されているため、注水と同時に激しい沸騰が生じ、冷却管は急冷される。

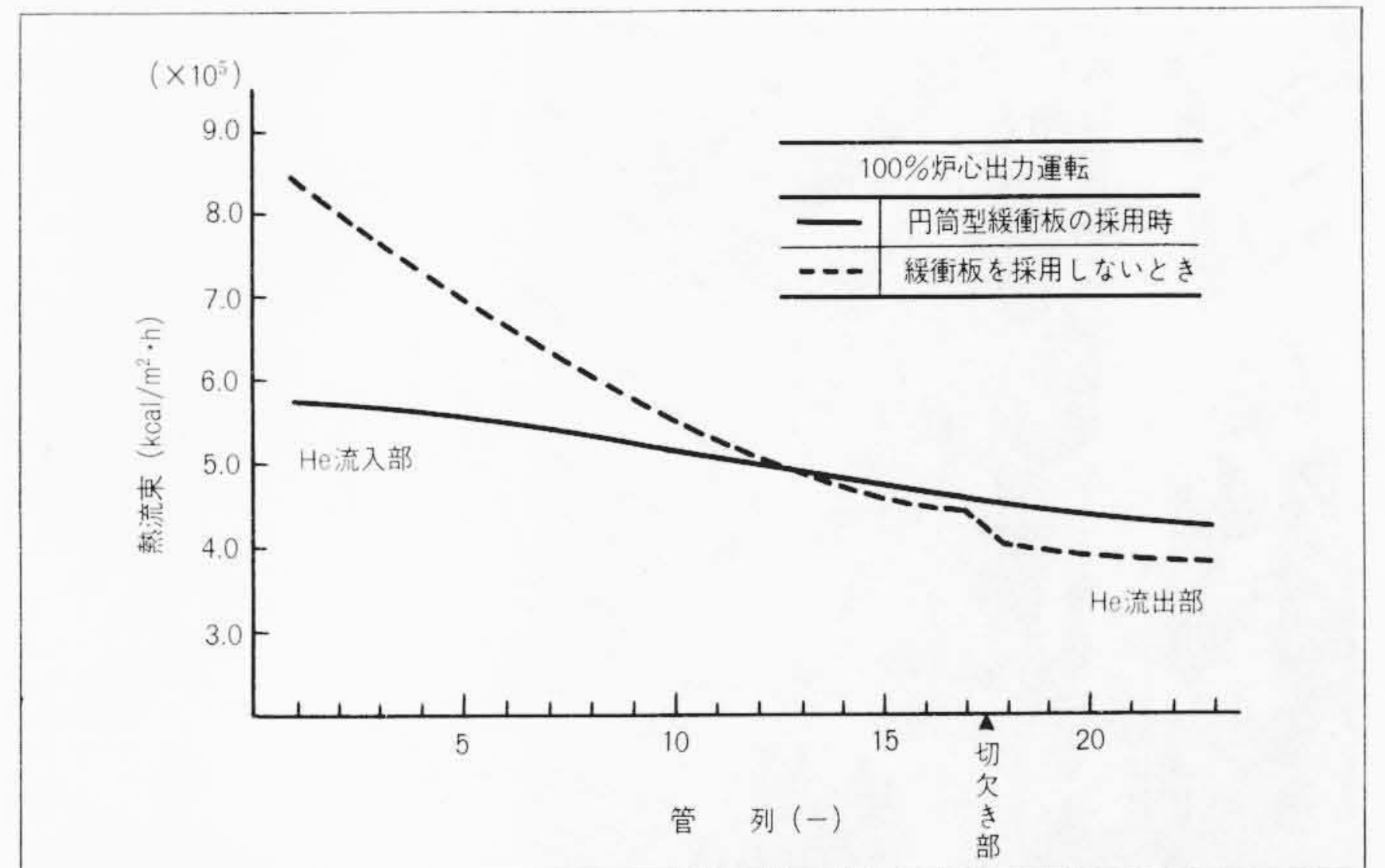


図8 蒸気発生器熱流束分布 実機設計での高温ヘリウム入口部の熱流束分布解析例を示す。

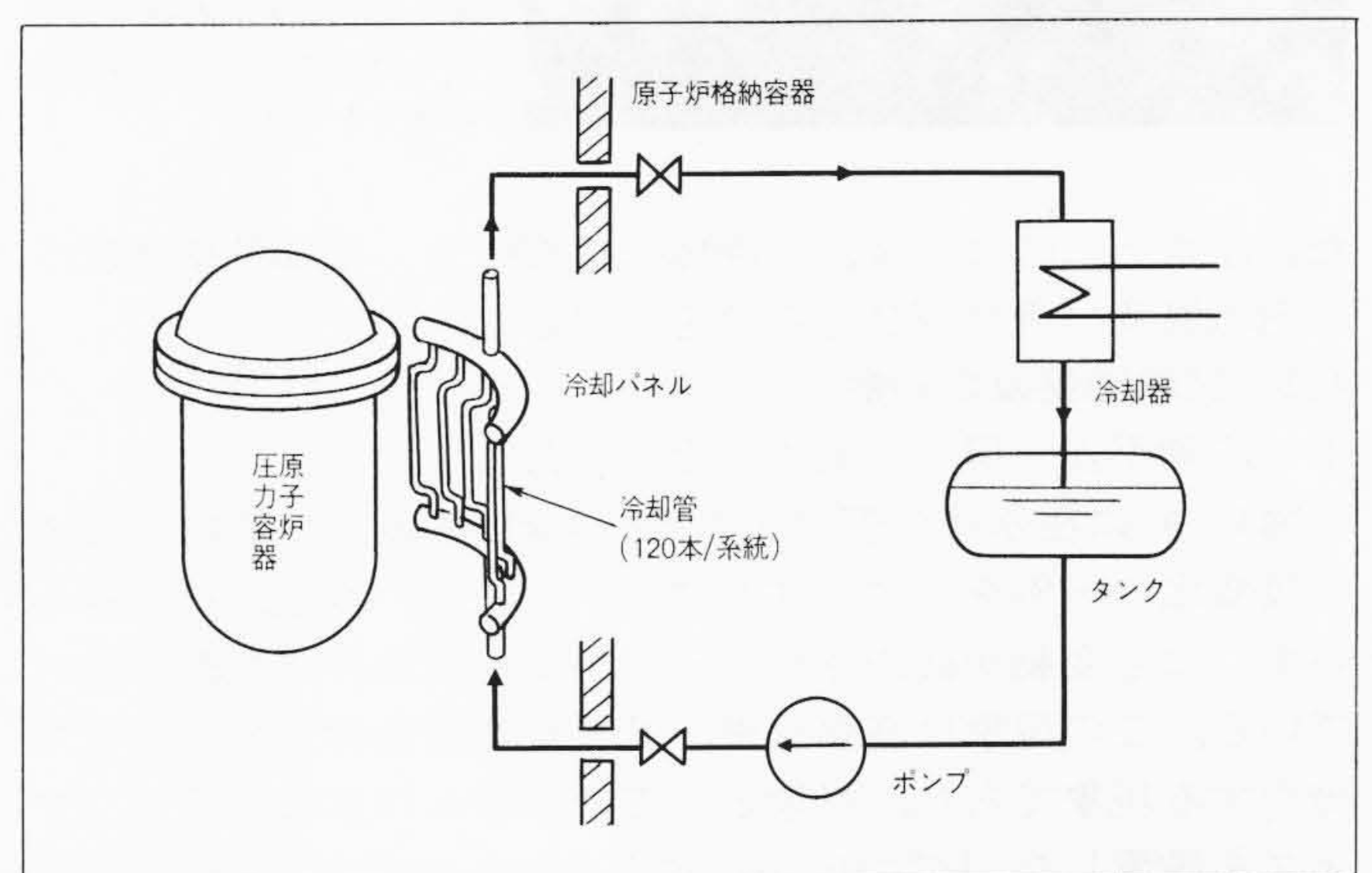


図9 非常炉心冷却系系統構成 本冷却系は2系統から成り、各冷却パネルは原子炉圧力容器の上面、側面及び下面に配置されている。

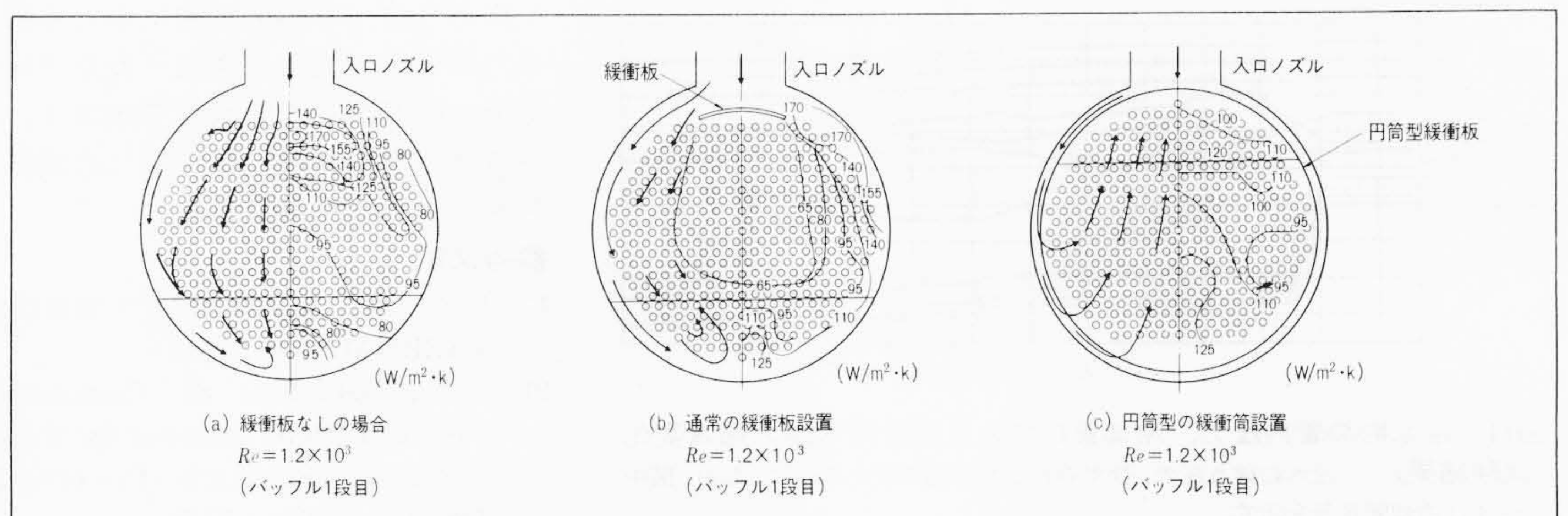
この現象は、軽水炉炉心のLOCA(冷却材喪失事故)時再冠水現象と同様の伝熱流動現象と予想される。したがって、本冷却系の開発に当たり、注水時の伝熱流動現象、並列管の流動安定性、冷却管構造健全性などの起動時特性を確認しておく必要がある。

4.1 試験体及び試験方法

試験体は、上下端がヘッドに接続された4本の冷却管(直径25.4mm×肉厚3.4mm×長さ4m、材質STPA24)から構成された実寸大部分モデルであり、その全景を図10に示す。

注水実験は、注水温度(20°C、50°C)、注水速度(5~12cm/s)をパラメータとして実施した(実機設計条件：注水温度30°C、注水速度6cm/s)。試験は大気圧下で実施し、試験体温度をあらかじめ所定の温度まで加熱の上、試験部への注水を行なっ

図7 胴側流体フローパターンと熱伝達率分布(実験結果) 各図とも左側にフローパターンを、右側に熱伝達率分布を示す。



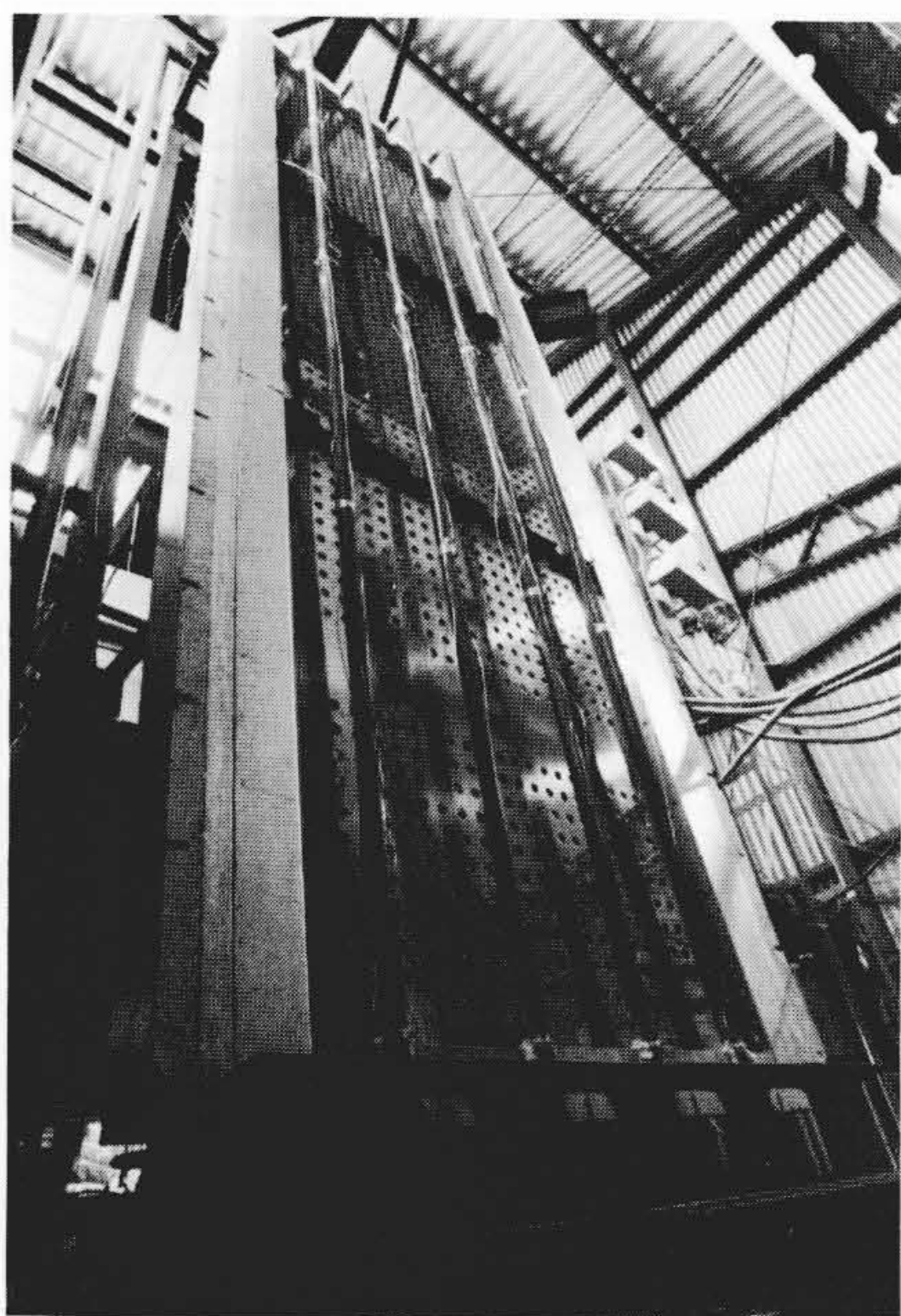


図10 試験体全景
注水実験に用いた実寸大部分モデルの冷却パネル試験体全景を示す。

た。注水と同時に流量、試験体入口部圧力、冷却管壁温度、管内水温及び冷却管ひずみ量を測定した。

4.2 試験結果及び検討

(1) 流動不安定現象の発生とその対策

図11(a)に注水時の管内圧力、冷却管ひずみ及び管内水温の過渡変化の一例を示す。注水に伴い、圧力、水温、ひずみのいずれにも変動が観測され、流動不安定現象の発生が示されている。この現象は高熱流束、低質量速度条件下の並列管で発生する現象であり、対策として冷却管入口部に多段オリフィスを設置した。同図(b)が示すように、オリフィスにより流

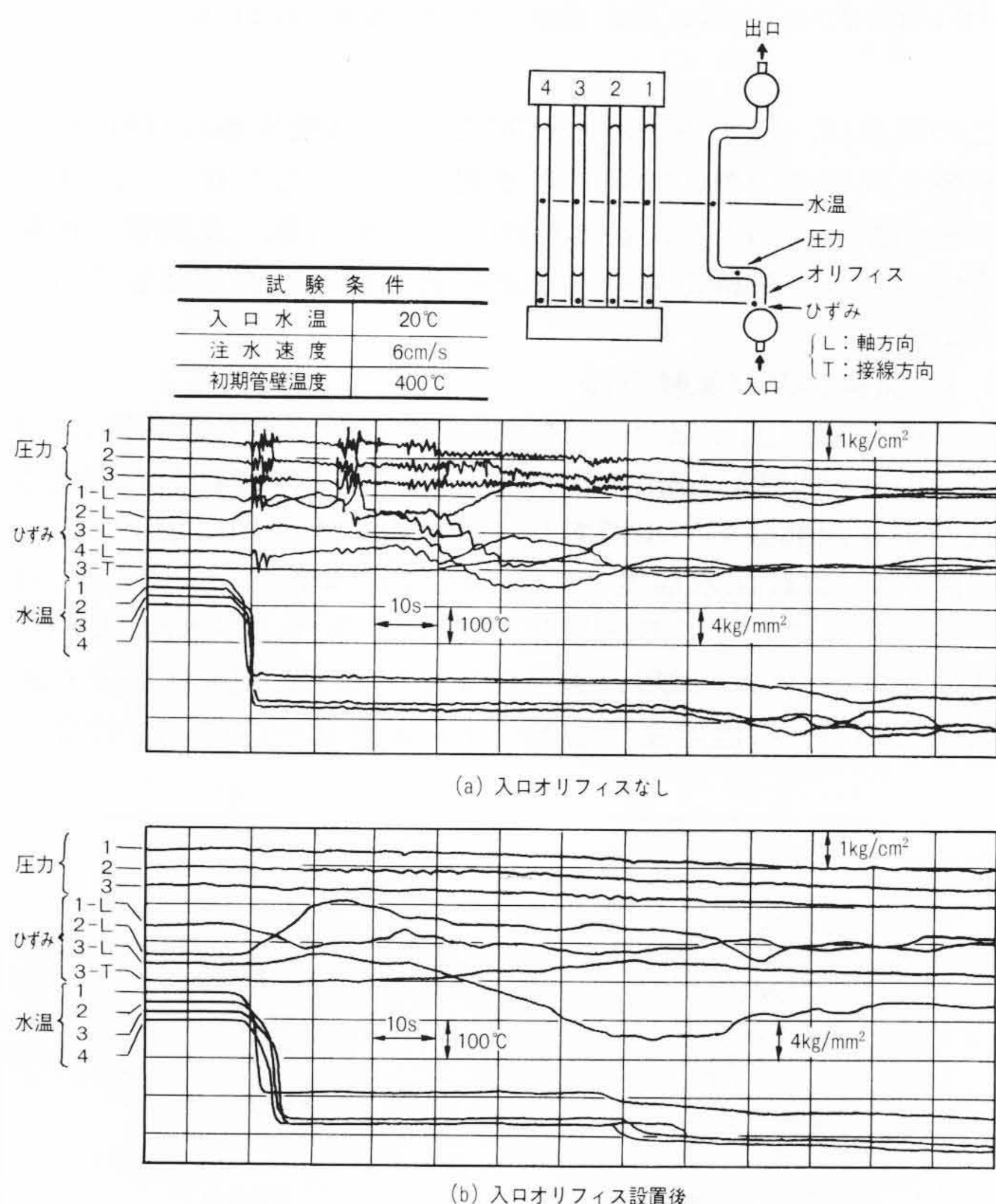
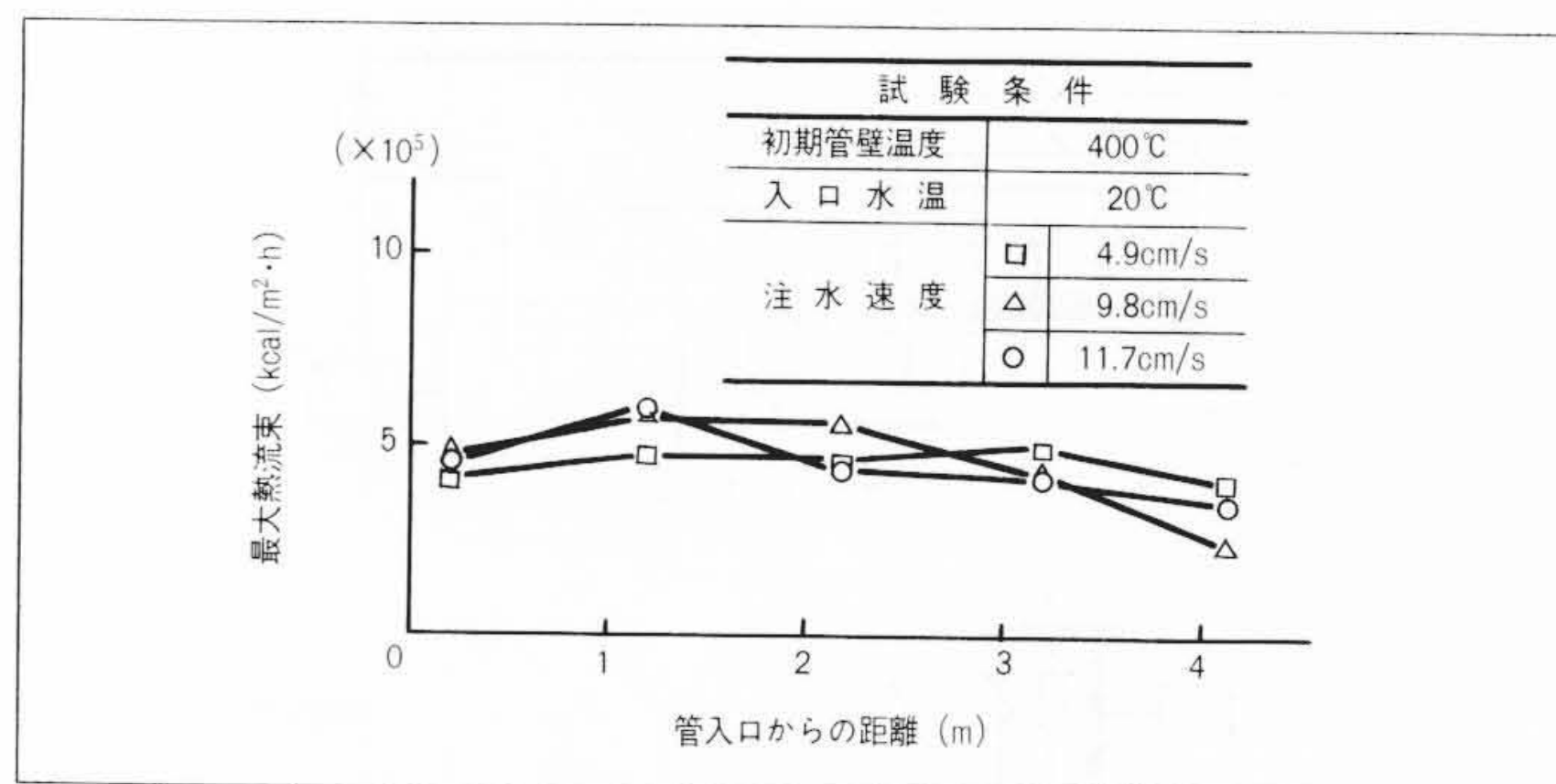


図11 注水時の管内圧力、冷却管ひずみ及び管内水温の過渡変化(試験結果) 注水に伴う圧力、ひずみ及び水温過渡変化を示す。なお、図中1～4は冷却管番号を示す。



動不安定現象の発生が防止できることを確認した。

なお、注水時に冷却管の不均一冷却に起因して冷却管に発生する熱応力は最大で10kg/mm²程度であり、強度上問題となる応力ではない。更に、約100回の注水試験後(寿命中使用予定回数: 7回)目視による冷却管内面検査を実施したが、き裂の発生は認められていない。

(2) クエンチ点近傍の最大熱流束

図12にクエンチ点近傍の最大熱流束の一例を示す。本試験範囲でのクエンチ点近傍の最大熱流束は最大約 5×10^5 kcal/m²·hであり、冷却管出口に向かうにつれて減少する。これは上流で発生した蒸気及び液滴による徐冷の影響によるものと考えられる。このときのクエンチ温度は250～300℃であり、注水速度との相関は見られなかった。

5 結 言

以上、多目的高温ガス実験炉開発の一環として日立製作所及びバブコック日立株式会社で実施してきた研究・開発の成果を取り上げて報告した。要約すると次のように結論される。

- (1) 原子炉圧力容器材料の設計データは整備されつつあり、また、400℃近傍では有害なヘリウム環境効果がないことを明らかにできた。
- (2) 蒸気発生器高温ヘリウム入口部の形状を改良することにより、熱負荷の均一化及び信頼性の高い設計が可能となった。
- (3) 非常用炉心冷却系冷却パネルの起動時伝熱流動特性を明らかにするとともに、注水時の構造健全上問題がないことを確認できた。

これらの主要成果は既に実験炉機器設計に反映させてある。

なお今後は、実験炉安全審査に対応すべく、

- (1) 材料データの蓄積と基準化
- (2) 非常用炉心冷却設備による事故時炉心冷却特性研究
- (3) プラント動特性研究

などに関し、顧客との技術面の協力を図り、積極的な推進を図っていく考えである。

終わりに、本研究実施に当たり御指導いただいた、日本原子力研究所の動力炉開発・安全性研究管理部長 原 昌雄工学博士、同部次長安野武彦工学博士、及び多目的高温ガス実験炉設計室宮本喜晟室長をはじめ関係各位に対し、心からお礼を申し上げる次第である。

参考文献

- 1) 野村, 外, 多目的高温ガス実験炉第1次高温構造設計指針, JAERI-M 6396(1976)
- 2) R. A. Seban, et al.: Comparison of Experimental and Predicted Heat Transfer for the UCB Reflood Experiment, NP-1290, Research Project 248-1, Topical Report, December 1979, EPRI