

JAERI-M
83-039

NSRR高温高压ループの開発

1983年3月

丹沢 貞光・菊池 隆・藤城 俊夫

JAERI-M 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。

入手の問い合わせは、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、お申しこしてください。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。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute. 1983

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 日立高速印刷株式会社

NSRR 高温高圧ループの開発

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

丹沢 貞光・菊池 隆・藤城 俊夫

(1983年1月31日受理)

本報告書は、NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) 実験用に製作した高温高圧ループの設計、製作及び特性試験結果に関してまとめたものである。

高温高圧ループは、軽水動力炉 (PWR および BWR) の運転条件を模擬した高温高圧流動条件下における燃料破損実験に使用するために開発したものである。

炉外及び炉内において特性試験を行った結果、高温高圧流動条件下のインパイル実験装置に必要な性能の確認ができ、製作目的全般にわたって所定の成果が得られた。

Fabrication and Performance Tests of NSRR
High-Temperature High-Pressure Loop

Sadamitsu TANZAWA, Takashi KIKUCHI
and Toshio FUJISHIRO
Division of Nuclear Safety Research,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received January 31, 1983)

Described are the detail design and the performance test results of High-Temperature High-Pressure Loop for the NSRR experiment.

The loop is designed to accomodate high-temperature, high-pressure and coolant flow conditions, for the reactivity initiated accident fuel behavior tests under operating conditions of PWR and BWR.

The out-of-pile and in-pile performance tests were made succesfully, and the design target values of the coolant temperature of 325°C, the pressure of 160 kg/cm²g, and the coolant velocity of 5 m/sec was attained, necessary to perform the in-pile test simulating the power reactor operating conditions.

Keywords. High-Pressure Loop, Fuel Failure, Reactivity Initiated Accident, Failure Mechanism, Failure Threshold. Performance Test, NSRR.

目 次

1. 序 言	1
2. 装置の概要	1
2.1 1次循環系統	2
2.2 補助系統	2
2.3 計測制御系統	2
2.4 装置架台	3
2.5 実験手順	3
3. 設 計	9
3.1 設計方針	9
3.2 構造設計	9
3.3 設計条件	26
3.4 設計基準	38
3.5 設計計算の結果	41
3.6 計測制御系統の設計	63
3.7 フィルタエレメントの設計	65
3.8 フィルタ容器の遮蔽	66
3.9 安全弁の吹出容量	68
3.10 実験物取扱い設備との整合性	72
4. 高温高圧ループの製作及び試験検査	77
5. 装置の性能	82
5.1 温度及び圧力	82
5.2 試験燃料の発熱量	82
5.3 実験体系	83
5.4 実験計装	83
6. 特性試験	90
6.1 特性試験の概要	90
6.2 高温高圧ループの強度確認試験結果	90
6.3 運転試験	97
7. 結 言	107
謝 辞	107
参考文献	108
付 録 NSRR装置の概要	110

CONTENTS

1.	Introduction	1
2.	Outline of Loop System	1
2.1	Primary Current Loop System	2
2.2	Secondary Current Loop System	2
2.3	Control and Measuring System	2
2.4	Base of System	3
2.5	Procedure of Experiment	3
3.	Design	9
3.1	Design Philosophy	9
3.2	Stress Analysis	9
3.3	Design Conditions	26
3.4	Design Basis	38
3.5	Results of Design Analysis	41
3.6	Design of Control and Measuring System	63
3.7	Design of Filter Element	65
3.8	Shielding of Filter Containment	66
3.9	Design of Safety Valves	68
3.10	Handling Performance of NSRR Facilities	72
4.	Fabrication and Test	77
5.	Performance	82
5.1	Pressure and Temperature	82
5.2	Energy Deposition of Test Fuel	82
5.3	Space of Test Section	83
5.4	Measuring Instruments	83
6.	Performance Tests	90
6.1	Introduction	90
6.2	Mechanical Strength Test of Test Section	90
6.3	Operation Test	97
7.	Conclusions	107
	Acknowledgement	107
	References	108
	Appendix Characteristics of NSRR	110

1. 序 言

原子炉安全性研究炉 NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) 計画においては、原子炉を用いた軽水炉燃料の破損実験を実施しており、反応度事故時における燃料挙動を工学的立場から解明し動力炉の安全性に貢献することを目的としている¹⁾。

NSRRでは、1975年10月に燃料破損実験を開始して以来、これまでに500回を超える数多くのパラメータ実験を行った。これらの実験は、NSRRの長期研究計画のもとに、大気圧カプセル、低圧ループ及び高温高圧カプセルを用いて実施したものである^{2), 3), 4)}。この長期研究計画では、まず常温常圧下における実験(大気圧カプセル実験)で主要なパラメータの影響を把握した後、低圧(10kg/cm²・g)の流動条件下における実験(低圧ループ実験)及び軽水炉の運転温度及び圧力を模擬した実験(高温高圧カプセル実験)を実施し、さらに流動も含む軽水炉の運転条件を模擬した実験(高温高圧ループ実験)を行うというように、順次実験条件を実炉の運転条件に近づけながら進めている。

本報告で述べる高温高圧ループは、上述の長期研究計画の中で、実炉の運転条件下でNSRR実験を行うための実験装置である。

NSRRでは、流動条件を得る目的で、まず初めに、昭和51年度に炉外の試作ループ(10kg/cm²・g, 180℃)を製作し、その後、昭和52年度に同一の流動条件の得られるインパル実験用の低圧ループを製作し実験を行った。インパル実験用の高温高圧ループの設計・製作にあたっては、試作ループ、低圧ループ及び別途開発を行ってきた高温高圧カプセルの設計・製作⁵⁾⁶⁾⁷⁾、あるいは運転の経験によって得られた技術資料をもとに進めた。

本稿は、この高温高圧ループの設計・製作及び特性試験結果についてまとめたものである。

2. 装置の概要

高温高圧ループは、以下に示す初期条件下で試験燃料を照射するための装置で、一次循環系統、補助系統、計測制御系統及び装置架台で構成する。本装置の系統図をFig.2.1に、原子炉棟内での配置をFig.2.2に、またPhoto.1に全体写真を示す。

初期条件	圧 力	温 度	流 量
PWR 条件	160 kg/cm ² ・g 以下	運転圧力における飽和温度以下	280 l/min 以下
BWR 条件	70 kg/cm ² ・g 以下	運転圧力における飽和温度以下	280 l/min 以下

1. 序 言

原子炉安全性研究炉 NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) 計画においては、原子炉を用いた軽水炉燃料の破損実験を実施しており、反応度事故時における燃料挙動を工学的立場から解明し動力炉の安全性に貢献することを目的としている¹⁾。

NSRR では、1975 年 10 月に燃料破損実験を開始して以来、これまでに 500 回を超える数多くのパラメータ実験を行った。これらの実験は、NSRR の長期研究計画のもとに、大気圧カプセル、低圧ループ及び高温高圧カプセルを用いて実施したものである^{2), 3), 4)}。この長期研究計画では、まず常温常圧下における実験（大気圧カプセル実験）で主要なパラメータの影響を把握した後、低圧 ($10 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$) の流動条件下における実験（低圧ループ実験）及び軽水炉の運転温度及び圧力を模擬した実験（高温高圧カプセル実験）を実施し、さらに流動も含む軽水炉の運転条件を模擬した実験（高温高圧ループ実験）を行うというように、順次実験条件を実炉の運転条件に近づけながら進めている。

本報告で述べる高温高圧ループは、上述の長期研究計画の中で、実炉の運転条件下で NSRR 実験を行うための実験装置である。

NSRR では、流動条件を得る目的で、まず初めに、昭和 51 年度に炉外の試作ループ ($10 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$, 180°C) を製作し、その後、昭和 52 年度に同一の流動条件の得られるインパル実験用の低圧ループを製作し実験を行った。インパル実験用の高温高圧ループの設計・製作にあたっては、試作ループ、低圧ループ及び別途開発を行ってきた高温高圧カプセルの設計・製作⁵⁾⁶⁾⁷⁾、あるいは運転の経験によって得られた技術資料をもとに進めた。

本稿は、この高温高圧ループの設計・製作及び特性試験結果についてまとめたものである。

2. 装置の概要

高温高圧ループは、以下に示す初期条件下で試験燃料を照射するための装置で、一次循環系統、補助系統、計測制御系統及び装置架台で構成する。本装置の系統図を Fig. 2.1 に、原子炉棟内での配置を Fig. 2.2 に、また Photo. 1 に全体写真を示す。

初期条件	圧 力	温 度	流 量
PWR 条件	$160 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 以下	運転圧力における飽和温度以下	280 l/min 以下
BWR 条件	$70 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 以下	運転圧力における飽和温度以下	280 l/min 以下

2.1 1次循環系統

一次循環系統は、冷却水を所定圧力及び温度に設定し、試験部に循環させるためのもので、実験孔内に挿入される炉内部と原子炉棟1階床上に設置される炉外部で構成される。炉内部は、2重管構造になっており、試験燃料を収納し照射を行うための試験部容器とこれにフランジにより接続する圧力管で構成される。冷却水は圧力管入口ノズルより流入し円管部を下降し試験部容器に達した後、容器底部で反転し試験燃料部を通過し、内管内を上昇し圧力管出口ノズルより炉外部へ流出する。試験部容器底部には、熱電対温度計、試験燃料部流量計及び圧力計等の実験計装を取りつけるための計装線引出しプラグを設けている。圧力管頭部は、試験燃料が破損した際に発生する圧力波の伝播を軽減するために、内容積を拡大し、かつマフラー状の構造となっている。また、破損燃料粒子を捕収するために、試験部容器及び圧力管内にストレーナ等を取り付けることが可能となっている。炉外部は、一次循環系統の圧力を調整するための加圧器、温度を調整するための加熱器、純水を循環するための循環ポンプ、炉内部から流出した破損燃料粒子を捕収するためのフィルタ容器、実験終了後温度・圧力を下げるための冷却器及び弁、配管類で構成される。ここで、加熱器及びフィルタ容器は上述の圧力波の伝播を軽減する機能を持っている。また、フィルタ容器には被曝防止のための鉛遮蔽体を設けている。

2.2 補助系統

補助系統は、圧力抑制系統、給排水系統、窒素ガス系統、給排気系統及び洗浄系統で構成される。圧力抑制系統は、一次循環系統各部のベントガスを一時貯留または安全弁からの吹出し蒸気を凝縮するためのものであり、圧力抑制タンク及び弁、配管類で構成される。給排水系統は、一次循環系統及び圧力抑制系統へ純水を供給するライン、循環ポンプの冷却のための浄水供給ライン及び排水ラインで構成される。ここで、一次循環系統及び圧力抑制系統の排水は既設の原子炉棟廃液タンクへ、循環ポンプ冷却排水は同機器ドレンタンクへ収容する。窒素ガス系統は、一次循環系統の初期加圧及び容器内にたまったFPガスを掃気するためのもので弁、配管類で構成される。給排気系統は、冷却器の冷却空気の排気ブローア、ダンパ、給排気ライン及び装置架台の換気ラインで構成される。排気ラインは原子炉棟排気ダクトに、また換気ラインはセミホットケープの換気ラインに接続されている。洗浄系統は、実験終了後必要に応じて一次循環系統を浄化するためのもので、既設のイオン交換筒、ポンプ及び弁、配管類を使用している。

2.3 計測制御系統

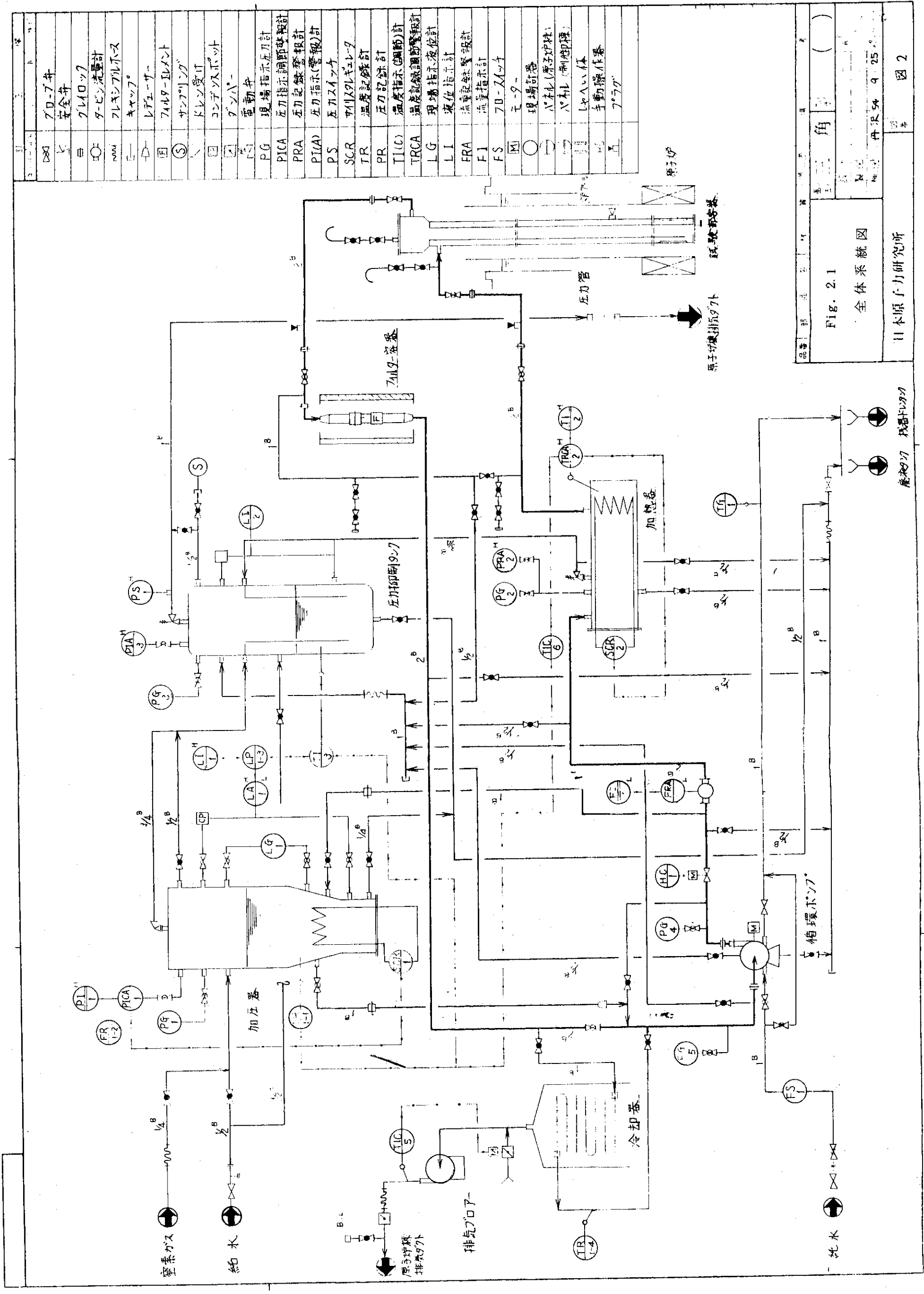
計測制御系統は、本ループの運転・監視を行うためのものであり、計測・制御機器、指示・記録・警報計及びスイッチ類等で構成される。本装置の運転監視は主として原子炉棟で行うものとするが、制御室においても運転監視及び緊急時の停止操作ができるようになっている。

2.4 装置架台

装置架台は、一次循環系統炉外部及び補助系統の各機器配管を組み込み支持するための鉄骨構造物である。また、装置架台は、万一一次循環系統からFPガスが漏洩した場合でも、原子炉棟内への拡散を防止するため外面を鉄板またはアクリル板で覆い、架台内部は外部と比較して減圧になるようにしている。

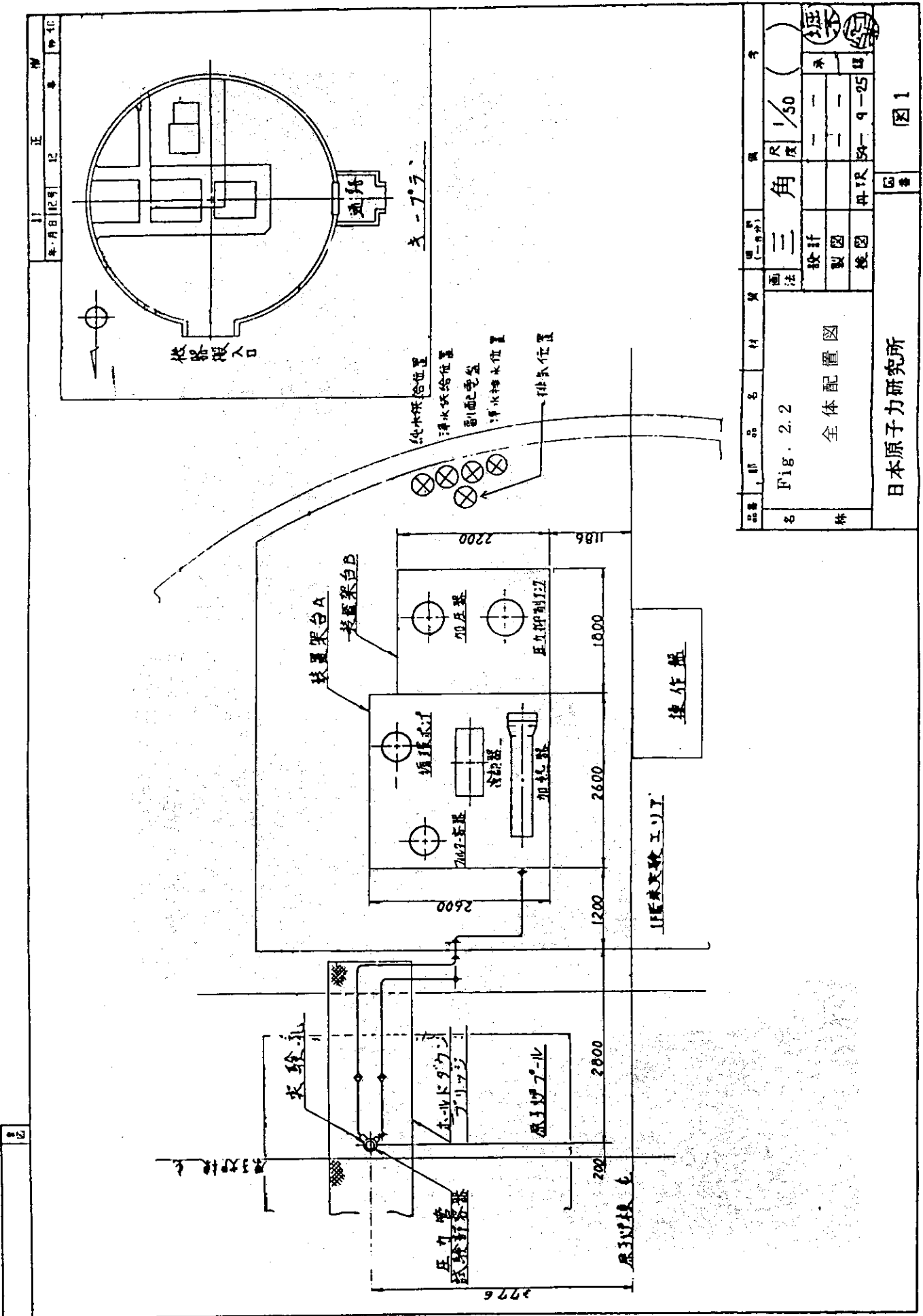
2.5 実験手順

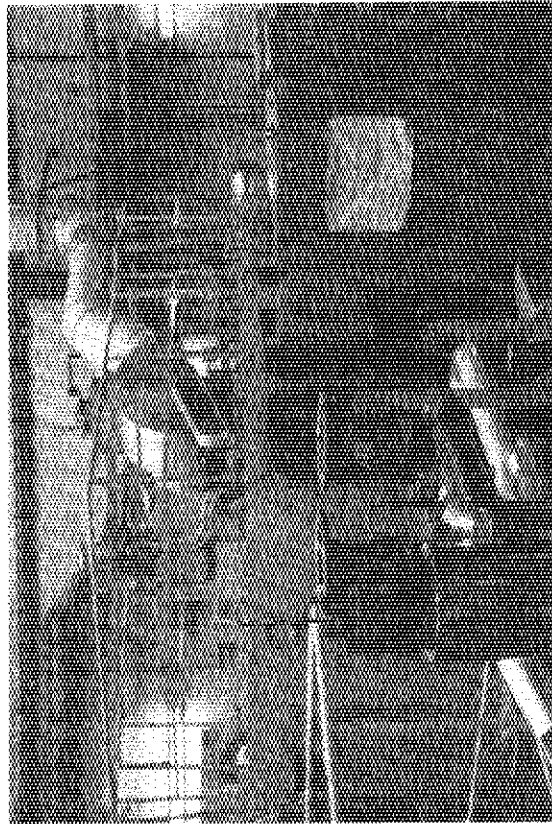
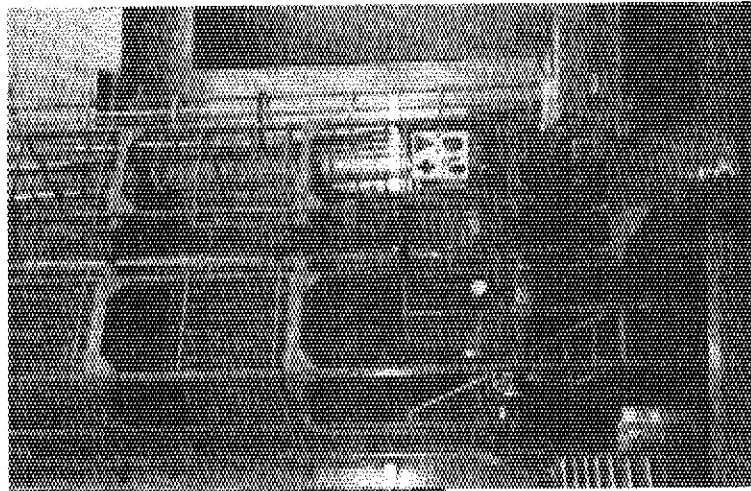
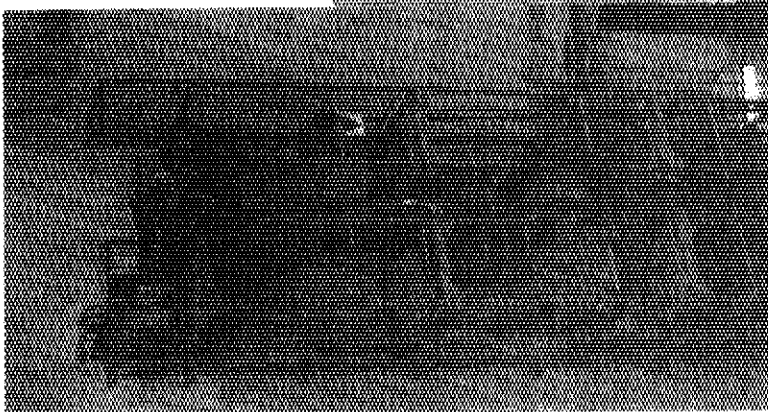
燃料破損実験は、試験燃料の装荷、実験計装の取付、炉内部の組立、炉内部の実験孔内挿入、上下部のホールドダウンブリッジ及びグリッピング装置による固定、炉内部と炉外部の接続、一次循環系統の昇圧、昇温、流量調整等による初期実験条件の設定、試験燃料の照射の順序で行う。照射実験終了後、一次循環系統を冷却し、温度、圧力を常温、常圧まで下げた後、炉内部と炉外部を切離す。炉内部については、放射能減衰のため実験孔内あるいはセミホットケープ内に貯留し、放射能を十分減衰させた後、試験燃料を取り出すため解体する。なお一次循環系統は、必要に応じて洗浄系統により浄化を行う。



△	プロセッサ
◇	安全弁
□	グレイロツク
○	タービン流量計
▽	フラッシュボス
●	キャップ
○	レギュレータ
○	7バルブ-エレメント
○	サンプリング
○	ドレン受付
○	コンデンスポット
○	ダンプ
○	電動弁
PG	現場指示圧力計
PICA	圧力指示調節警報計
PRA	圧力記録警報計
PI(A)	圧力指示(警報)計
PS	圧力スイッチ
SCR	サークルレギュレータ
TR	温度記録計
PR	圧力記録計
TIL(C)	温度指示(調節)計
TRCA	温度記録調節警報計
LG	現場指示液位計
LI	液位指示計
FRA	流量記録警報計
FI	流量指示計
FS	70-スイッチ
M	モータ
○	現場計器
○	パネル(原子炉棟)
○	パネル(制御棟)
○	レール
○	自動操作器
○	フラグ

Fig. 2.1
 全体系統図
 日本原子力研究所





組立架台上の炉内部

Photo. 2.1 高温高圧ループの全景

炉外部（循環部）および装弁盤

3. 設 計

3.1 設計方針

高温高压ループは、PWR及びBWRの定格運転時における冷却材の圧力、温度及び流動条件を模擬した状態で燃料破損実験を実施することが要求される。また、本装置を使用した実験では各種実験パラメータを変えながら幅広く反応度事故時の燃料挙動について研究を進めていくことが必要である。さらに、実験実施時においては、装置の健全性ととも、原子炉施設周辺の安全性も確保しなければならない。

本装置の設計にあたっては、上記の要求を考慮して以下の設計方針に従い設計を行った。^{8), 9)}

- (1) 実験によって生ずる圧力、温度及びこれらの荷重の繰返しに耐え、かつ発生する放射性核分裂生成物を密封できる構造であること。
- (2) 運転・停止状態において、発生が予想される地震等の外的荷重に対し健全性を損わない構造であること。
- (3) 放射線照射によって材料固有の強度が損なわれないこと。
- (4) 試験燃料の発熱量を確保するため、試験部容器の設計においては中性子吸収の低減ができるだけ少ない構造であること。
- (5) 炉内部については、実験毎に組立及び分解の作業が行われるため、NSRR実験設備(実験物取扱い架台、解体セル等)との取合いについて十分配慮した構造であること。
- (6) (5)で示した作業の際の放射線被曝の低減化をはかるため作業性の良い構造であること。
- (7) 燃料の破損粒子については、できるだけ炉内部に貯留できること。また炉外部に流出した分については遮蔽付の容器に捕収できること。

3.2 構造設計

3.2.1 一次循環系統炉内部

(1) 試験部容器

Fig. 3.1 に試験部容器及び圧力管の組立図を示す。

試験部容器は、容器銅部、下部フランジ、スカート及び断熱材から成る。本試験部容器は、これまでにNSRRで製作した大気圧カプセル及び高压カプセル等の試験部容器と異なり、容器底部をフランジ構造とし、下部フランジには計装取出プラグを設けた。これは実験計装の取り付けを容易にするために、これまでの構造を変更したものである。容器のフランジ部及び熱電対引出部のシール部は中空の金属Oリング、またその他の計装引出部についてはスウェッジロックを用いてシールする構造とした。

(2) 内部構造物

Fig. 3.2 に内部構造物の組立図を示す。

内部構造物は大きくして入口流路管、試験燃料部及び出口流路管により構成される。入口流路管は試験燃料を支持すると共に、圧力管より流入した循環水を反転し試験燃料部へ送る機能を持っている。試験燃料部はダミー燃料、延長棒及び流路管等から構成される。ダミー燃料は全部で9本あり、4本は流路管に固定されている。照射実験時は残り5本のダミー燃料を実験目的に応じて試験燃料と交換して行うため、ダミー燃料は試験燃料と同一寸法及び形状となっている。延長棒は試験部容器底で反転した循環水を安定した流れに戻す助走区間の役目を持っている。出口流路管は、試験燃料部と圧力管内管をつなぐための円筒管で、内部に燃料が破損した際には破損粒子を捕収するためのストレーナ（80メッシュ及び200メッシュ）を収納できる構造となっている。

(3) 圧力管

圧力管は、炉外部と試験部容器をつなぐための二重管構造の配管で、炉外部から流入した循環水は円環部を通して試験部容器に達し、反転後内管内を通して炉外部に流出する構造となっている。圧力管は全長約1.1mと長いため、ほぼ中央で2分割し、分割部には内部構造物内のストレーナが破損した場合のバックアップ用のストレーナ（同一仕様）を配置した。圧力管頭部は、試験燃料が破損した際に発生する圧力波の伝播を軽減するため、内部にマフラー状の緩衝板を設け、かつ容積を拡大した。また、圧力管下部には解体時の水抜き用のバルブを設けた。

3.2.2 一次循環系統炉外部

(1) 加圧器

Fig. 3.3に加圧器の構造図を示す。

加圧器は、内部に15kWの電気ヒータを持つ縦円筒型の容器で、一次循環系統の加圧及び圧力調整を行うためのものである。加圧及び圧力調整は主として蒸気圧で行うが、初期加圧については窒素加圧もできる構造となっている。また、加圧器は一次循環系統の昇温に伴って膨張する循環水を吸収する役目を持っている。加圧器頭部には、容器の安全を考慮して $167 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ で作動する安全弁を取り付けた。

(2) 加熱器

Fig. 3.4に加熱器の構造図を示す。

加熱器は、内部に40kWの電気ヒータを持つ横円筒型の容器で、循環水の昇温を行うためのものである。循環水の温度調整は、内蔵電気ヒータの出力調整により行う。また、加熱器は圧力管と直結しているため圧力波の伝播の減衰器としての役目ももっている。さらに、加圧器と同様、 $180 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ で作動する安全弁を取り付けてある。

(3) 循環ポンプ

Fig. 3.5に循環ポンプの外形図を、またFig. 3.6に特性を示す。

循環ポンプは、一次循環水を最大約 280 l/min （試験燃料部で約 5 m/s ）で循環させるためのポンプであり、漏洩防止の観点から密封型のキャンドモータポンプを使用した。

(4) フィルタ容器

Fig. 3.7にフィルタ容器の組立図を示す。

フィルタ容器は、炉内部のストレーナが破損した場合、あるいはストレーナを通過した微細

な破損粒子を捕収するためのフィルタ（捕収能力 $40\mu\text{m}$ ）を収納するための容器であり，外部を放射線被曝を避けるため鉛の遮蔽体で覆っている。フィルタ容器の蓋は開閉時の作業を簡略化するためグレイロックを用いた構造となっている。また，フィルタ容器は圧力管出口に直結しているため，圧力波の伝播の減衰器としての役割を果たしている。

(5) 冷却器

Fig. 3.8 に冷却器の外観を示す。

冷却器は，一次循環水の温度調整（加熱器の補助）及び実験終了後に装置を速やかに冷却するためのもので，強制空冷式のフィンチューブ型である。冷却に使用された空気は，NSRR 施設の換気系統に排気される。本装置で空冷の冷却方式を採用した理由は，水冷の場合には内外の水温差が大きすぎる（冷却開始時には約 300°C ）ため，冷却器に作用する熱応力が大きくなり，また NSRR 施設のドレンタンクの容量に制限があるため等の理由による。

(6) 弁，配管類

一次循環系統に使用する弁は，ANSI 2500 ポンドクラスまたは通商産業省令「一搬高圧ガス保安関係省令補完基準肉厚算定に関する基準に従って設計されたものを使用した。特に，一次循環系統の流量調整弁には電動弁を，加圧器の気相部に取り付け弁については弁のグランド部からの放射性廃気ガスのリークを防止するためペローシール弁を使用した。

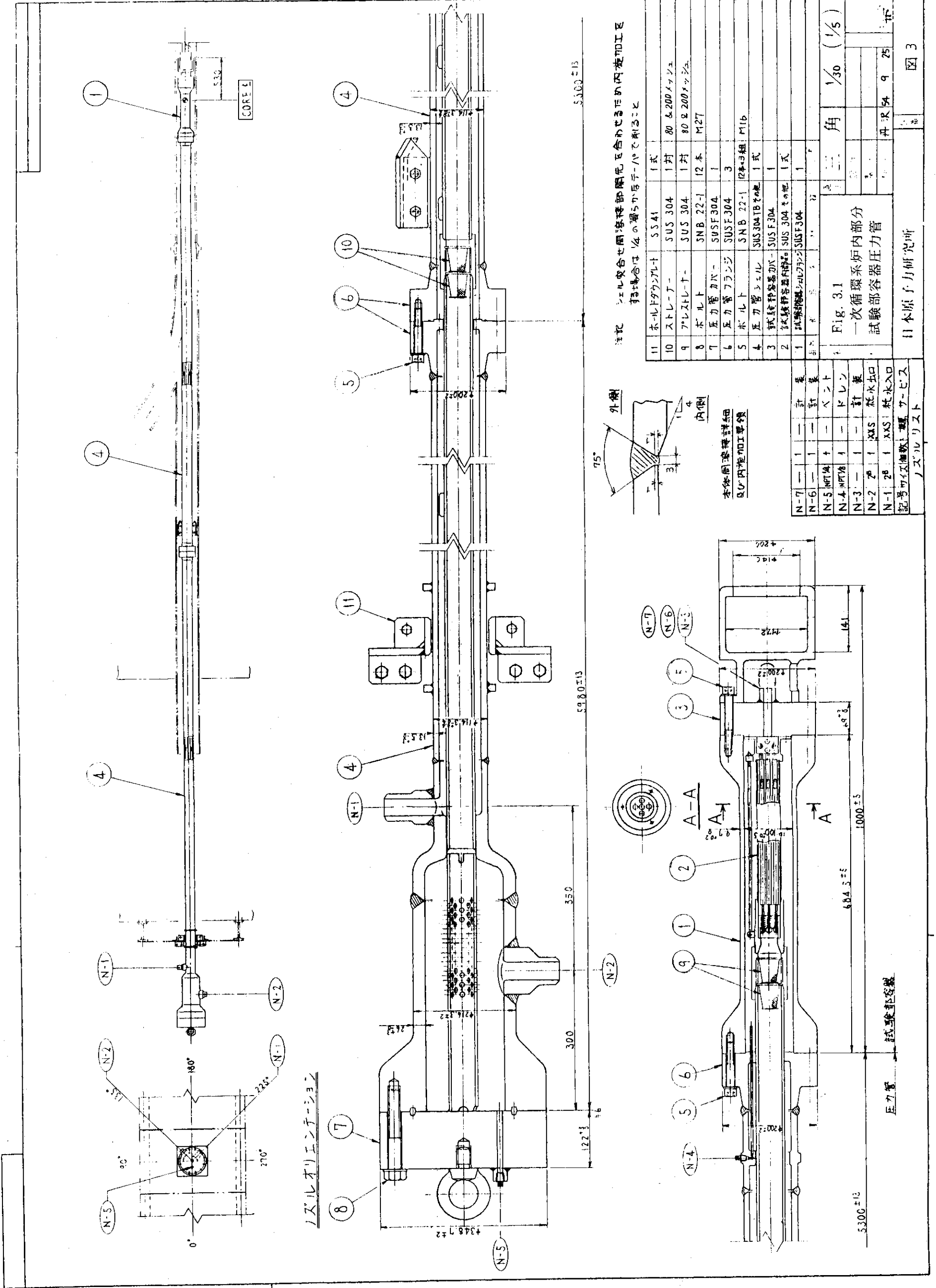
一次循環系統配管については，熱膨張による配管の伸び及び熱応力を十分吸収できる構造とした。また，配管の接続はすべて突合せ溶接とし，切離し部についてはグレイロックを用いた。Fig. 3.9 に高圧ループの鳥かん図を示す。

3.2.3 補助系統

補助系統は，圧力抑制系統，給排水系統，窒素ガス系統，給排気系統及び洗浄系統で構成される。本系統は圧力抑制タンク及び洗浄系統を除き，すべて弁及び配管類で構成される。

圧力抑制タンクは，一次循環系統の安全弁が作動した際に吹出す高温の蒸気を，内部に貯留した常温水中に導くことにより高温蒸気を凝縮し，圧力を抑制するための容器である。また一次循環系統各容器上部にたまった放射性排気ガスを逃し弁を通してパージして貯留する役目も果たしている。また本容器には， $5\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ で作動する安全弁を設けている。Fig. 3.10 に圧力抑制タンクの外観図を示す。

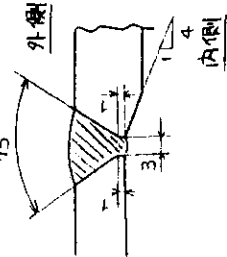
洗浄系統は，試験燃料が破損した場合に，イオン化した燃料微粒子を吸着するためのもので，ポンプ及びイオン交換筒等により構成される。本系統は低圧ループ実験装置で作成したものを使用する。



ノズルオリエンテーション

注記 シェル収合せ間接部開孔を合わせるための内径加工を
 実施場合は 1/4 の量しか添字「P」で示すこと

11	ボルトナット	S S 41	1式
10	ストレート	SUS 304	1対 80 & 200 ヶツツ
9	フレストレート	SUS 304	1対 80 & 200 ヶツツ
8	ボルト	S N B 22-1	12本 M27
7	圧力管ナット	SUS F 304	1
6	圧力管フランジ	SUS F 304	1
5	ボルト	S N B 22-1	12本 M16
4	圧力管シール	SUS 304 TB 2種	1式
3	試験部容器カバー	SUS F 304	1
2	試験部容器内筒	SUS 304 その他	1式
1	試験部容器外筒	SUS F 304	1



本体同径部詳細
 及び内径加工要領

N-7	1	1	計量
N-6	1	1	計量
N-5	1	1	ベント
N-4	1	1	ドレン
N-3	1	1	計量
N-2	1	1	XS 排水口
N-1	2	1	XS 排水口
記号可変個数: 1 個, 2 個, 3 個, 4 個, 5 個, 6 個, 7 個, 8 個, 9 個, 10 個, 11 個, 12 個, 13 個, 14 個, 15 個, 16 個, 17 個, 18 個, 19 個, 20 個, 21 個, 22 個, 23 個, 24 個, 25 個, 26 個, 27 個, 28 個, 29 個, 30 個, 31 個, 32 個, 33 個, 34 個, 35 個, 36 個, 37 個, 38 個, 39 個, 40 個, 41 個, 42 個, 43 個, 44 個, 45 個, 46 個, 47 個, 48 個, 49 個, 50 個, 51 個, 52 個, 53 個, 54 個, 55 個, 56 個, 57 個, 58 個, 59 個, 60 個, 61 個, 62 個, 63 個, 64 個, 65 個, 66 個, 67 個, 68 個, 69 個, 70 個, 71 個, 72 個, 73 個, 74 個, 75 個, 76 個, 77 個, 78 個, 79 個, 80 個, 81 個, 82 個, 83 個, 84 個, 85 個, 86 個, 87 個, 88 個, 89 個, 90 個, 91 個, 92 個, 93 個, 94 個, 95 個, 96 個, 97 個, 98 個, 99 個, 100 個			

Fig. 3.1
 一次循環系炉内部分
 試験部容器圧力管

日本原子力研究所 図 3

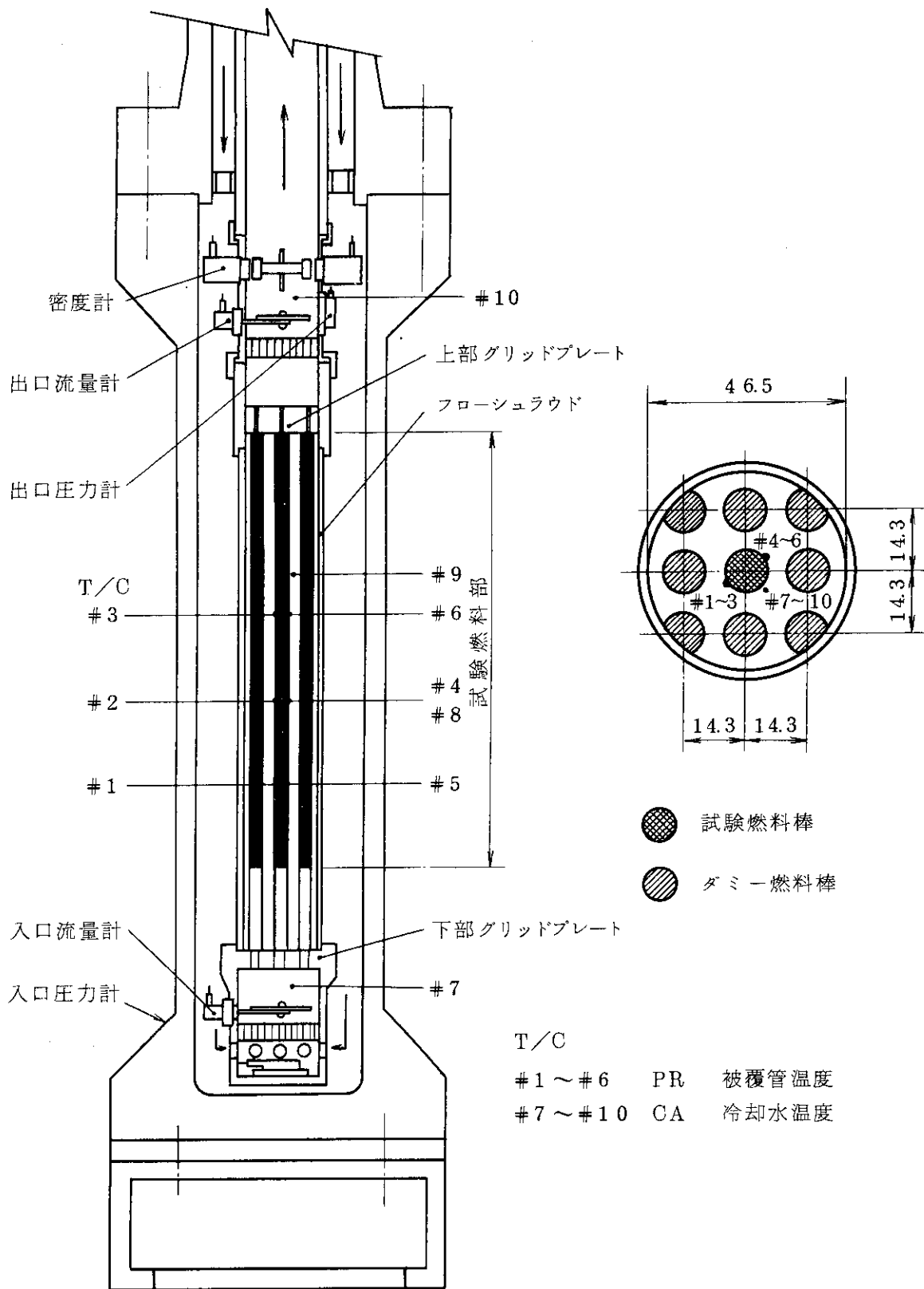
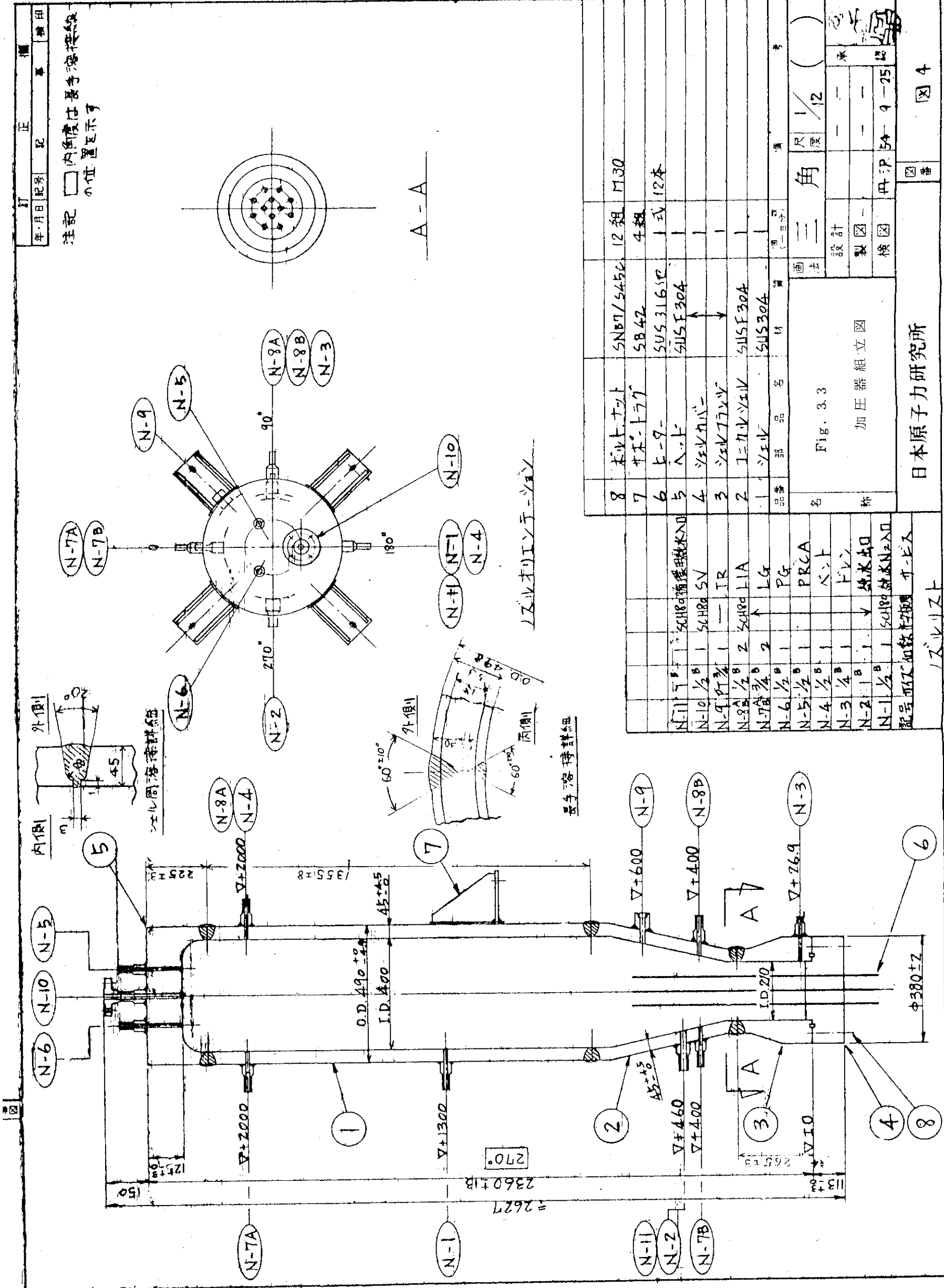
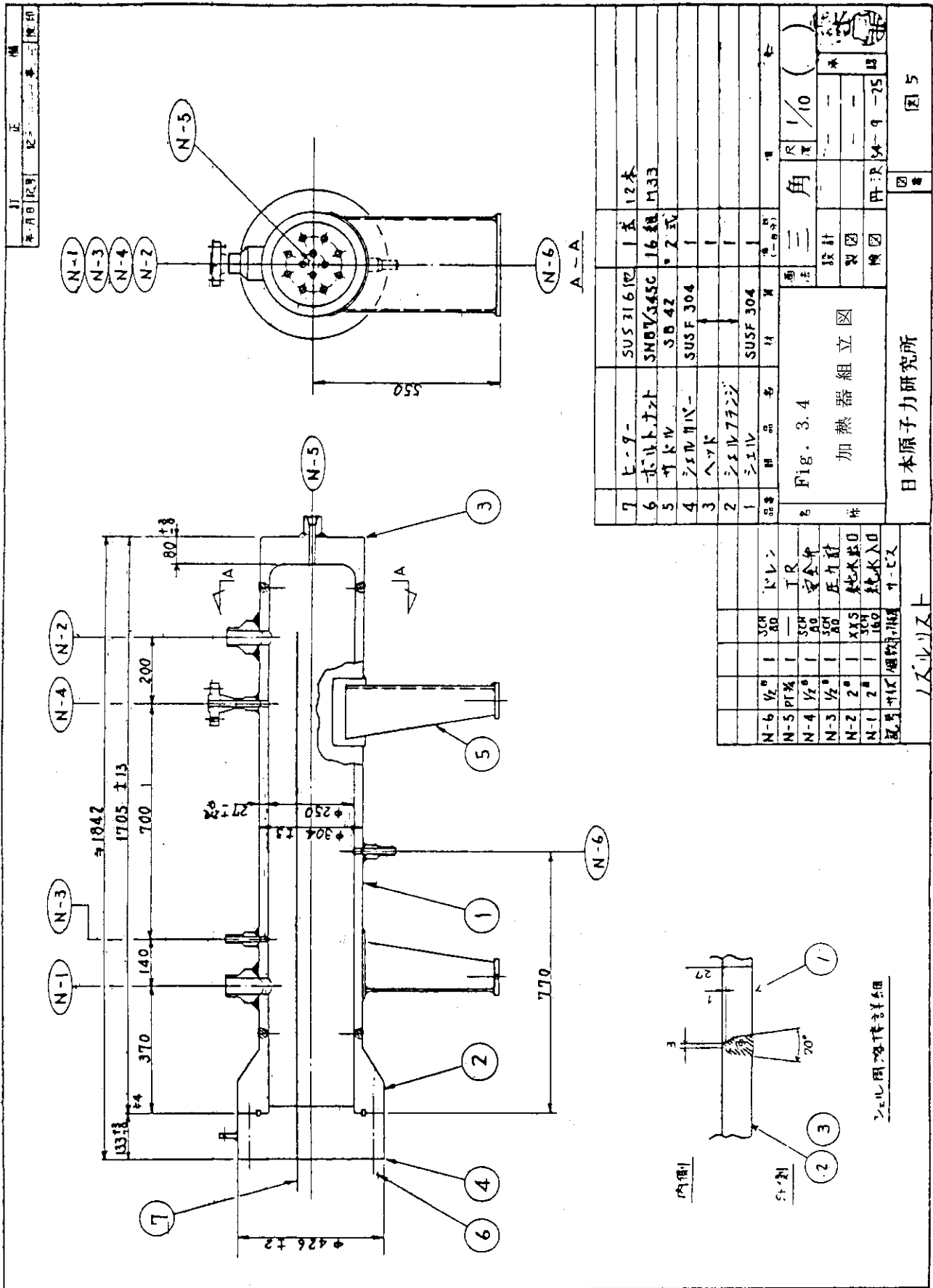


Fig. 3.2 高温高圧ループ内部構造物及び計装



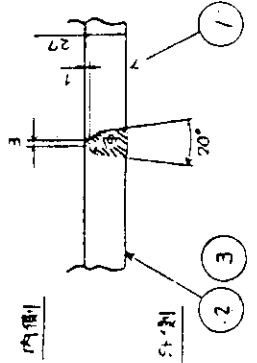


N-6	3/4"	SCM	ドレン
N-5	PTX	—	TR
N-4	1/2"	SCM	安全弁
N-3	1/2"	SCM	圧力計
N-2	2"	XYS	熱水出口
N-1	2"	160	熱水入口
配管	材質	細目	4-CX

7	ボルトナット	SUS 316 12本
6	ナット	SNBY345C 16組 M33
5	シールド	JB 42 2式
4	シールド	SUSF 304
3	ヘッド	—
2	シールド	—
1	シールド	SUSF 304

角	1/10
設計	—
製図	—
検図	—
丹波	9-25

加熱器組立図
日本原子力研究所 図 5



シールド部詳細

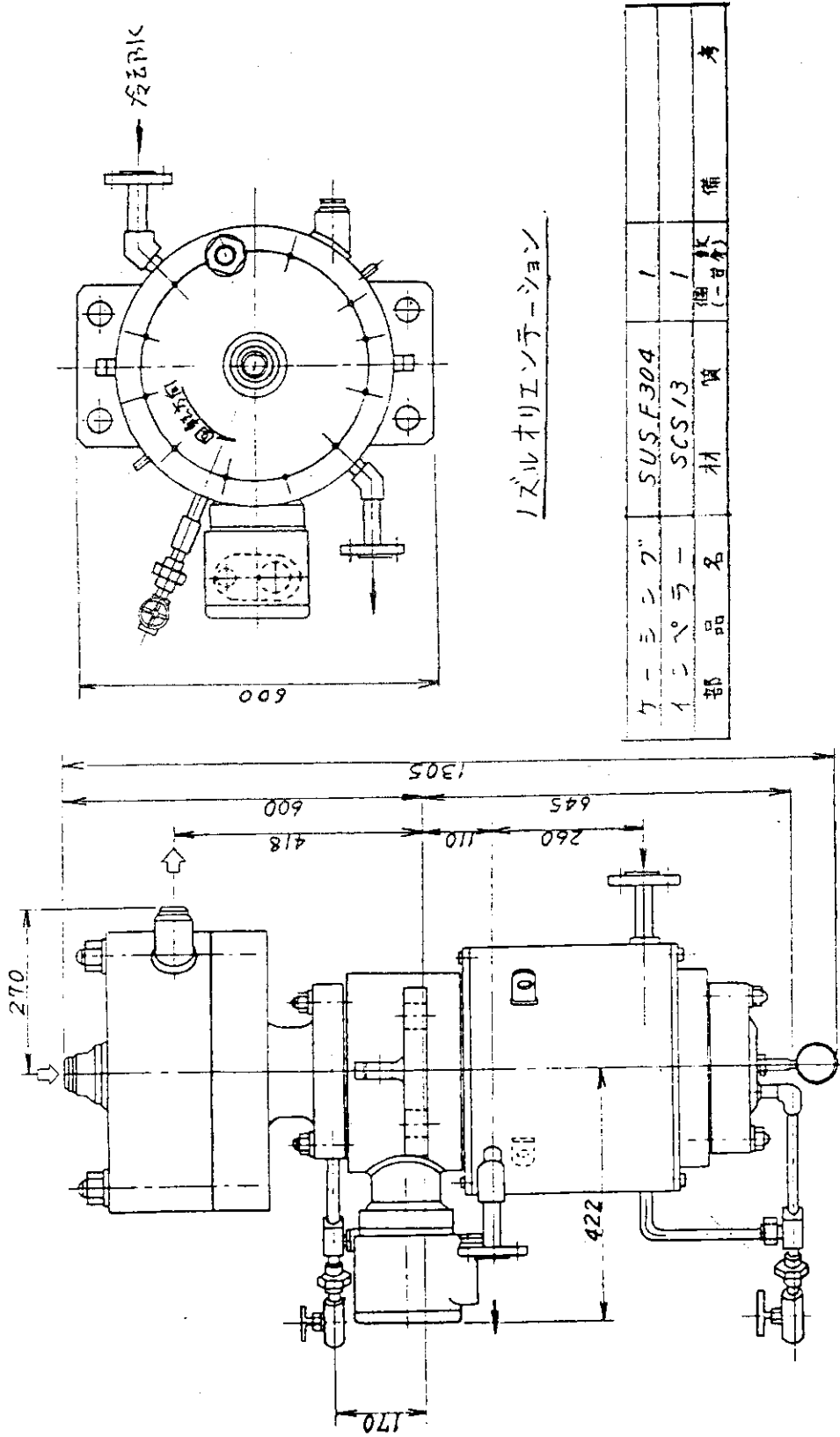


Fig. 3.5 循環ポンプ

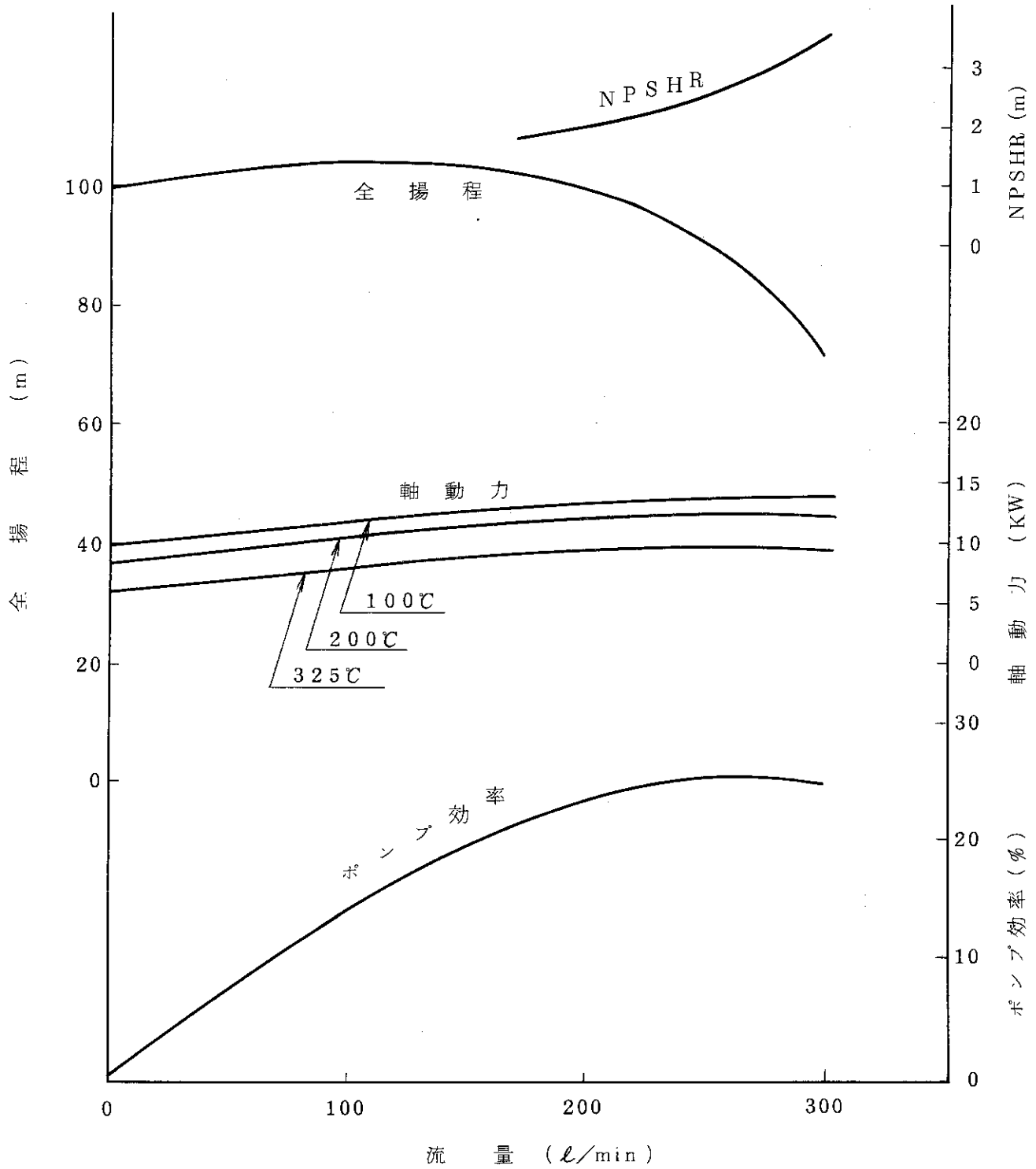


Fig. 3.6 循環ポンプ特性曲線

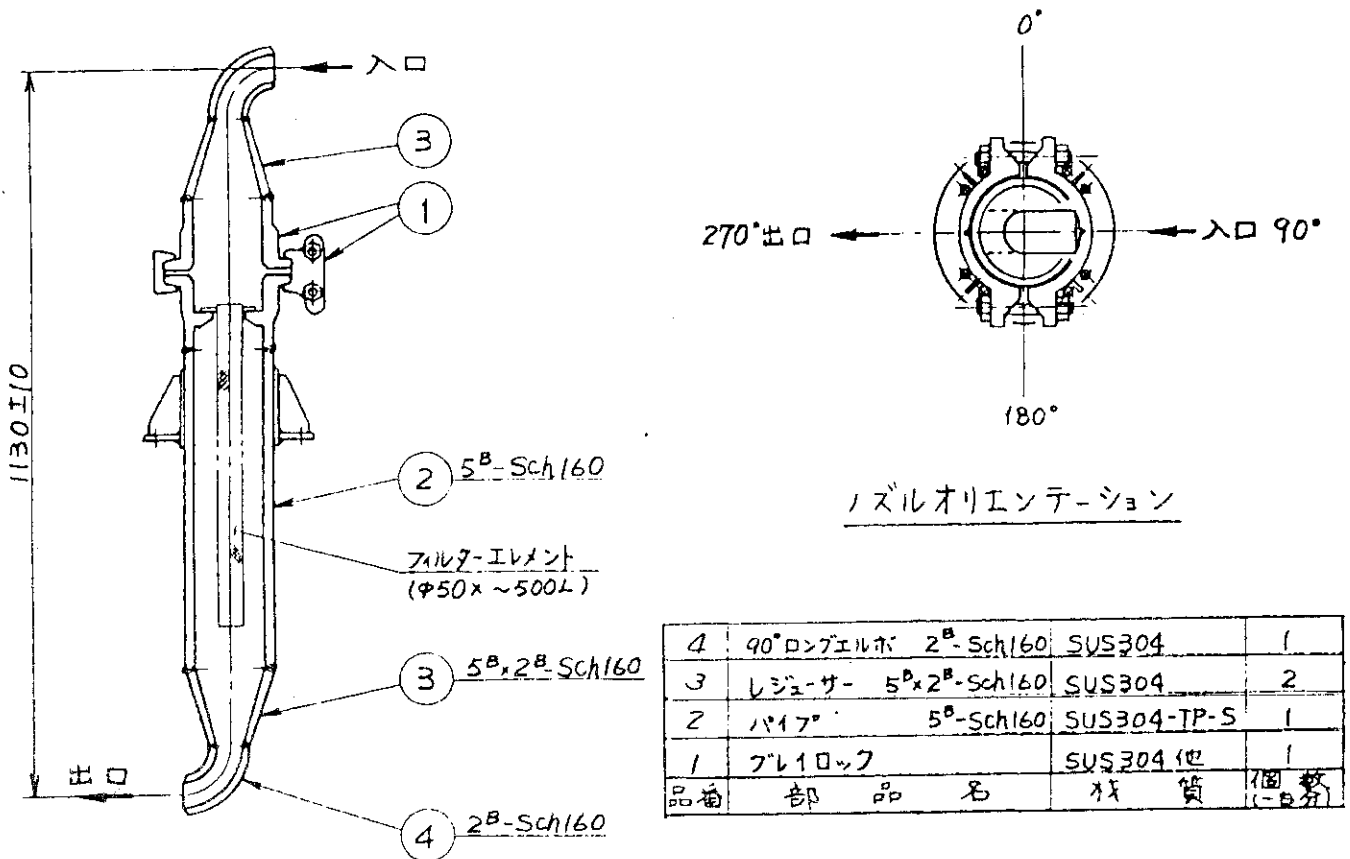


Fig. 3.7 フィルター容器

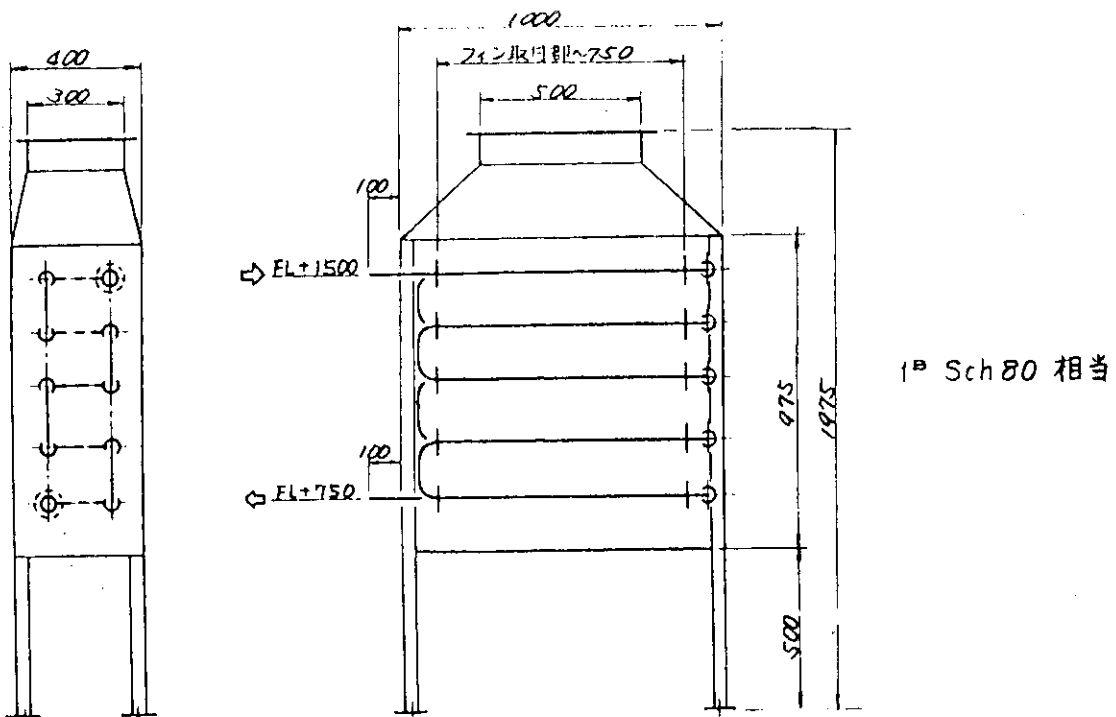


Fig. 3.8 冷却器

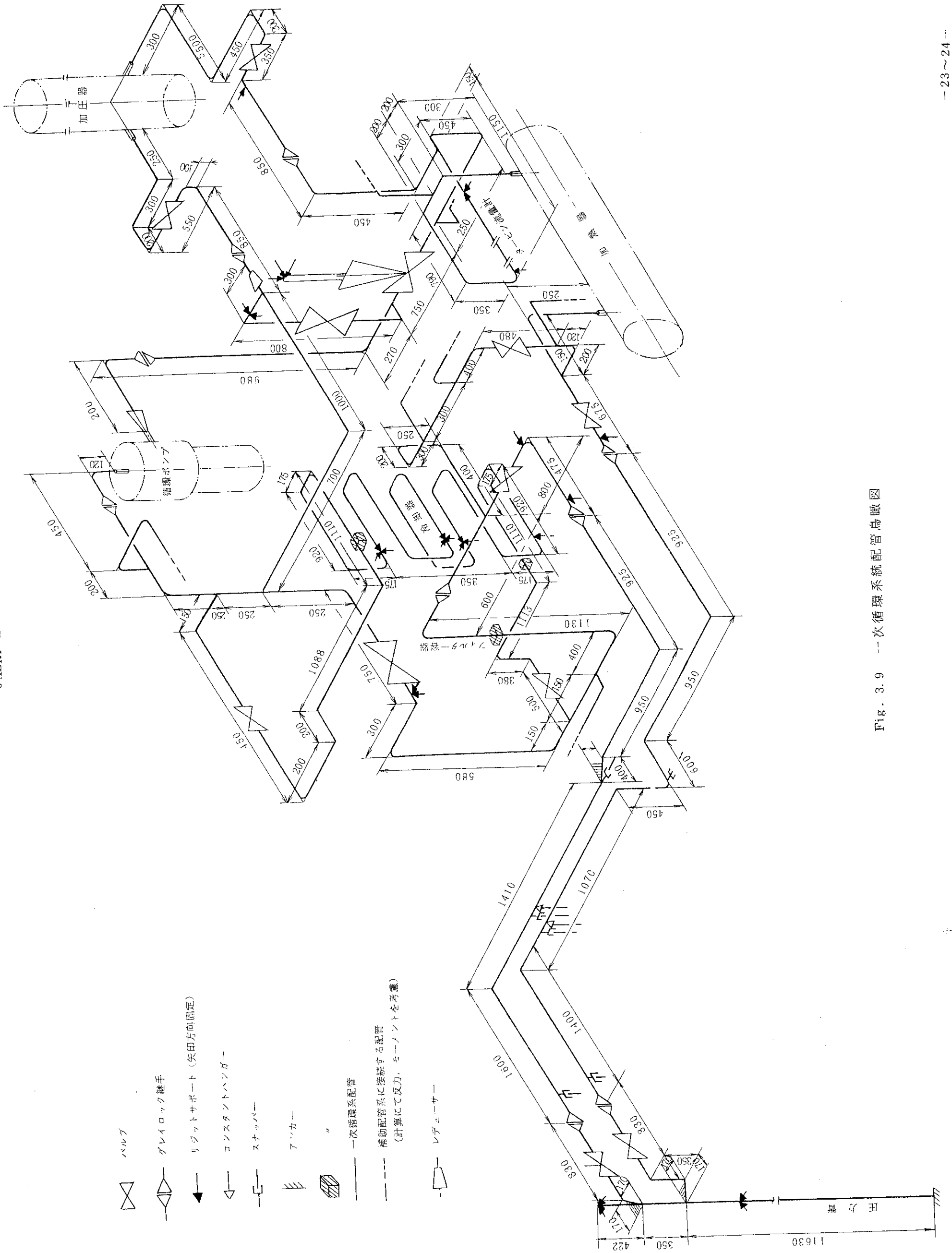
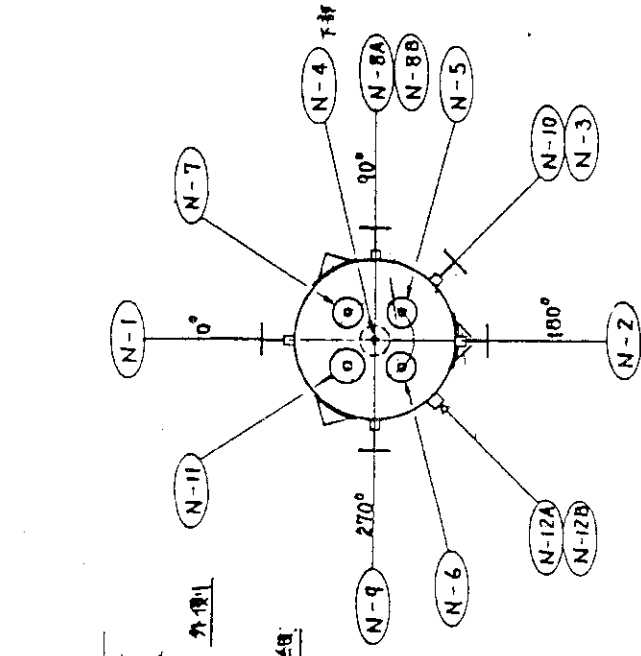


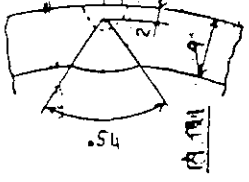
Fig. 3.9 一次循環系統配管鳥瞰図

訂正
年月日記号 記 番号 検印

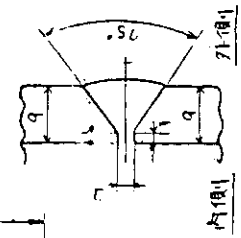
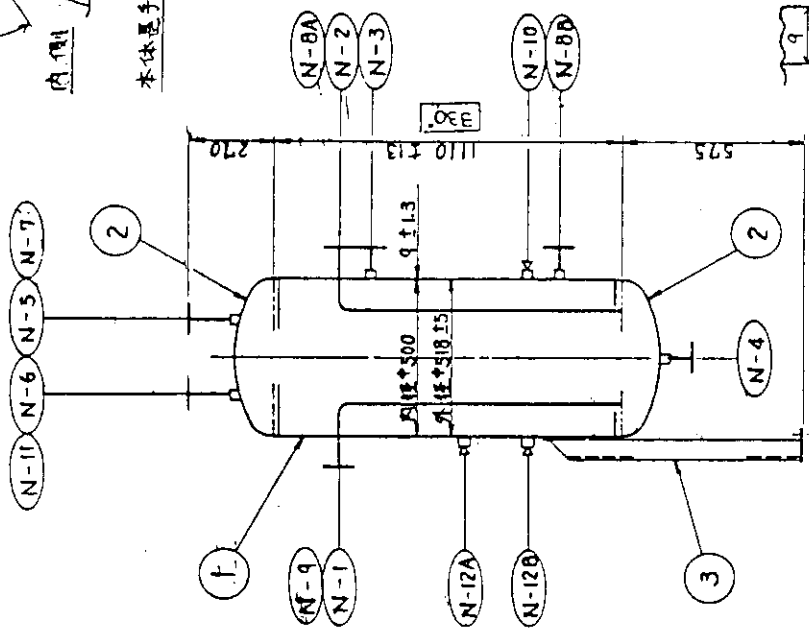
注記 □ 内角座はシールド管と密着
線の位置を示す。



ノズルオリエンテーション



本体電子溶接詳細



本体固定部詳細

N-12	PTING	2	検査
N-11	320	1	検査
N-10	203	1	3-V
N-9	203	1	T.L.
N-8A	203	1	スチール
N-8B	203	1	スチール
N-7	1	1	PI
N-6	1	1	PG
N-5	1	1	ベント
N-4	1	1	FLV
N-3	1/2	1	熱交換
N-2	3/4	1	スチール
N-1	3/4	1	スチール

3	55.41	3組
2	SUS 304	2
1	SUS 304	1

名 三角 1/5 ()

Fig. 3.10
圧力抑制タンク
組立図

設計
製図
検印

図 6

日本原子力研究所

3.3 設計条件

3.3.1 燃料破損に伴なう負荷荷重の算定

(1) 算定の根拠

反応度事故時の燃料破損実験はこれまで米国の SPERT-CDC で行われたので本ループ設計のための負荷荷重の算定は、この SPERT-CDC 実験のデータに基づき行う。

SPERT 実験結果によると、水中に置かれた燃料がパルス照射によって破損する際に発生する破壊力は、実験燃料破損にともない飛散する高温の燃料片によって周囲の水が急激に加熱される結果生じる蒸気爆発的な衝撃圧力、及びこの際に発生した蒸気の膨張によって吹上げられた水塊がカプセル上蓋に衝突して生じる水撃圧力が主要なものである。測定された燃料破損時の発生圧力及び機械エネルギー転換率を Fig. 3.11 及び Fig. 3.12 に示す。ただし、カプセル内に自由液面がない場合、もしくは、自由液面があっても流動抵抗が大きい場合には、水塊の吹上げが起こらないので水撃圧力の発生はなく、衝撃圧力のみが主要なものとなる。

(2) ループ各部に作用する衝撃圧力

試験部容器内で発生した衝撃圧力は、一次循環系統各部を波形、振幅及び大きさを変えつつ伝播するので、各部に作用する衝撃圧力は伝播計算により算出した。

i) 計算方法

計算は、特性曲線法による一次元圧力波伝播計算コード MIOMOS-1 により行った。

ii) 計算モデル

一次循環系統の機器・配管を Fig. 3.13 に示すようにモデル化した。モデル化においては、次のような仮定を用いた。

(イ) 圧力波源は試験部容器内の試験燃料部上下端面とし、この位置に設計用圧力波を入力として与えた。

(ロ) 加熱器及び加圧器のヒータ管群は、圧力波の減衰効果を有するが、本計算では無視した。

(ハ) 配管エルボ、バルブ、循環ポンプ及びフィルターは配管とみなした。

iii) 計算条件

計算に用いた初期条件及び設計用圧力波形を以下に示す。

(イ) 初期条件

運転モード	圧力(kg/cm ² ・g)	温度(℃)	流速(m/sec)	密度(kg sec ² /cm ⁴)
PWR	160	325	0	67.95
BWR	70	280	0	76.66

(ロ) 設計用圧力波形

圧力ピーク値：50 kg/cm²・g (PWR運転モード)及び130 kg/cm²・g (BWR運転モード)

Fig. 3.14 に示す，SPERT実験で得られた衝撃圧力のピーク値を結んだ最大圧力線図に基づき，最大実験条件 (PWR運転モードでは健全燃料400 cal/g UO₂，BWR運転モードでは健全燃料600 cal/g UO₂，浸水燃料450 cal/g UO₂) に対する衝撃圧力のピーク値として求めた。

作用時間：1.1 msec

iv) 計算結果

伝播計算の結果得られた一次循環系統各部における圧力のピーク値及び作用時間幅をTable 3.1に示す。

Table 3.1 各部における圧力ピーク値及び作用時間幅

評価部位	Fig. 3.14 における圧力評価点	圧力ピーク値 (kg/cm ² ・g)		作用時間幅 (msec)	
		PWR	BWR	PWR	BWR
試験部容器：圧力管	SB, P1	50	130	1.1	1.1
圧力管と加熱器との間の配管	P8	50	130	1.8	4.3
圧力管とフィルター容器との間の配管	P2	15	47	1.8	12.5
フィルター容器	P3	2	36	1.5	16.0
加熱器	P7	2	40.3	1.3	13.0
フィルター容器と循環ポンプ間の配管	P4, P5	4	55	2.0	10.0
加熱器と循環ポンプとの間の配管	P6	4	46	2.0	7.0
加圧器と循環系統配管との間の配管	P9	4	56	2.0	1.5
加圧器	P10	4	45	2.0	4.0

(3) 相当静的圧力

本ループの強度設計においては，以上のように算出した衝撃圧力のピーク値をこれに相当する静的圧力に換算して負荷荷重とする。

衝撃圧力を相当静的圧力に換算するにあたっては，原子炉設置変更許可申請書追補-1「水カプセルの設計検査の考え方」(2.強度設計)に示す算出法によって得られた換算係数の最大値を，各部の衝撃圧力のピーク値に乗ずることによって求めた。

一次循環系統各部における相当静圧換算係数及び相当静的圧力を Table 3.2 に示す。

Table 3.2 相当静圧換算係数及び相当静的圧力

評 価 部 位	換算係数	相当静的圧力 ($\text{kg}/\text{cm}^2 \cdot \text{g}$)	
		P W R	B W R
試験部容器・圧力管	1.2	60	156
圧力管と加熱器との間の配管	1.2	60	156
圧力管とフィルター容器との間の配管	1.2	18	56.4
フィルター容器	1.2	2.4	43.2
加熱器	1.2	2.4	48.4
フィルター容器と循環ポンプとの間の配管	1.2	4.8	66
加熱器と循環ポンプとの間の配管	1.2	4.8	55.2
加熱器と循環系統配管との間の配管	1.2	4.8	67.2
加圧器	1.2	4.8	54

(4) 設計負荷荷重

設計負荷荷重は、相当静的圧力と本ループの最大使用圧力である静的圧力を加え合せたものであり、本設計においては、Table 3.3 に示す通りとする。

Table 3.3 設計圧力の算定

単位 $\text{kg}/\text{cm}^2 \cdot \text{g}$

評 価 部 位	PWR 運転モード			BWR 運転モード			設計値
	静 圧	相当静圧	合計値	静 圧	相当静圧	合計値	
試験部容器・圧力管 S, P1	160	60	220	70	156	226	250
圧力管と加熱器との間の配管 P8	160	60	220	70	156	226	
圧力管とフィルター容器との間の配管 P2	160	18	178	70	56.4	127	
フィルター容器 P3	160	2.4	163	70	43.2	114	180
加熱器 P7	160	2.4	163	70	48.4	119	
フィルター容器と循環ポンプとの間の配管 P4 P5	160	4.8	165	70	66	136	
加熱器と循環ポンプとの間の配管 P6	160	4.8	165	70	55.2	126	
加圧器と循環系統配管との間の配管 P9	160	4.8	165	70	67.2	138	
加圧器 P10	160	4.8	165	70	54	124	

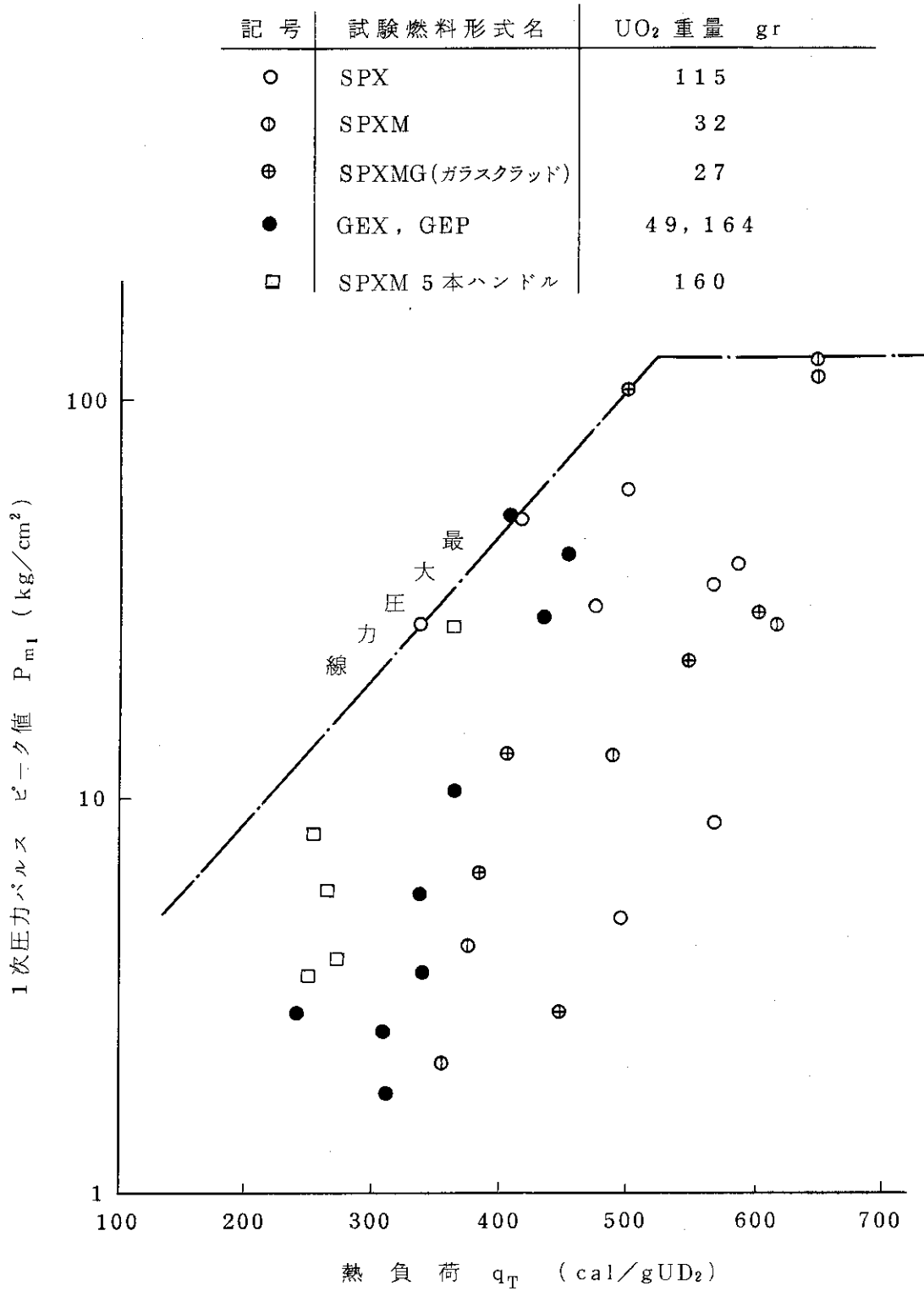


Fig. 3.11 燃料破損時の発生圧力 (SPERT 実験データ)

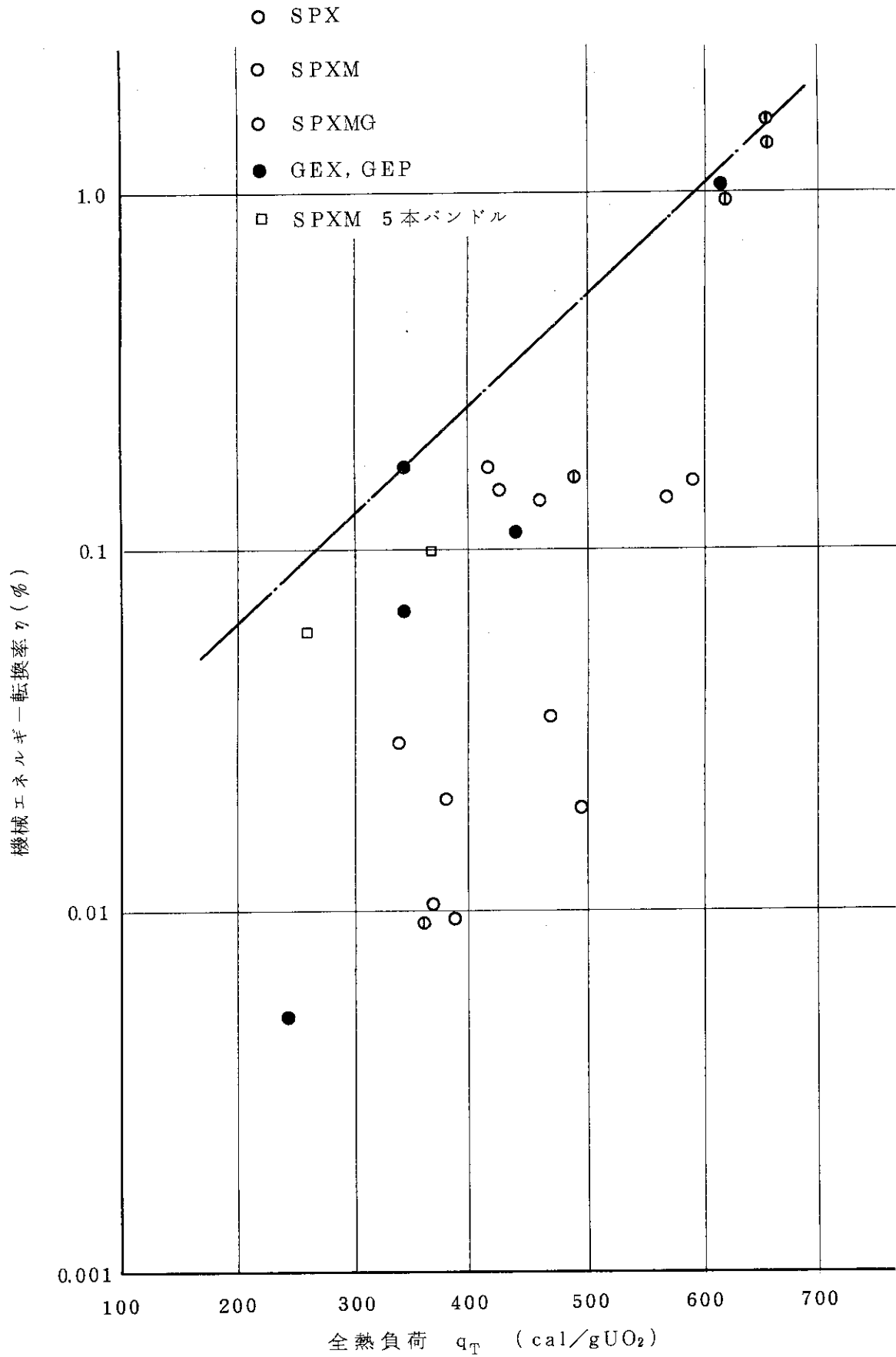
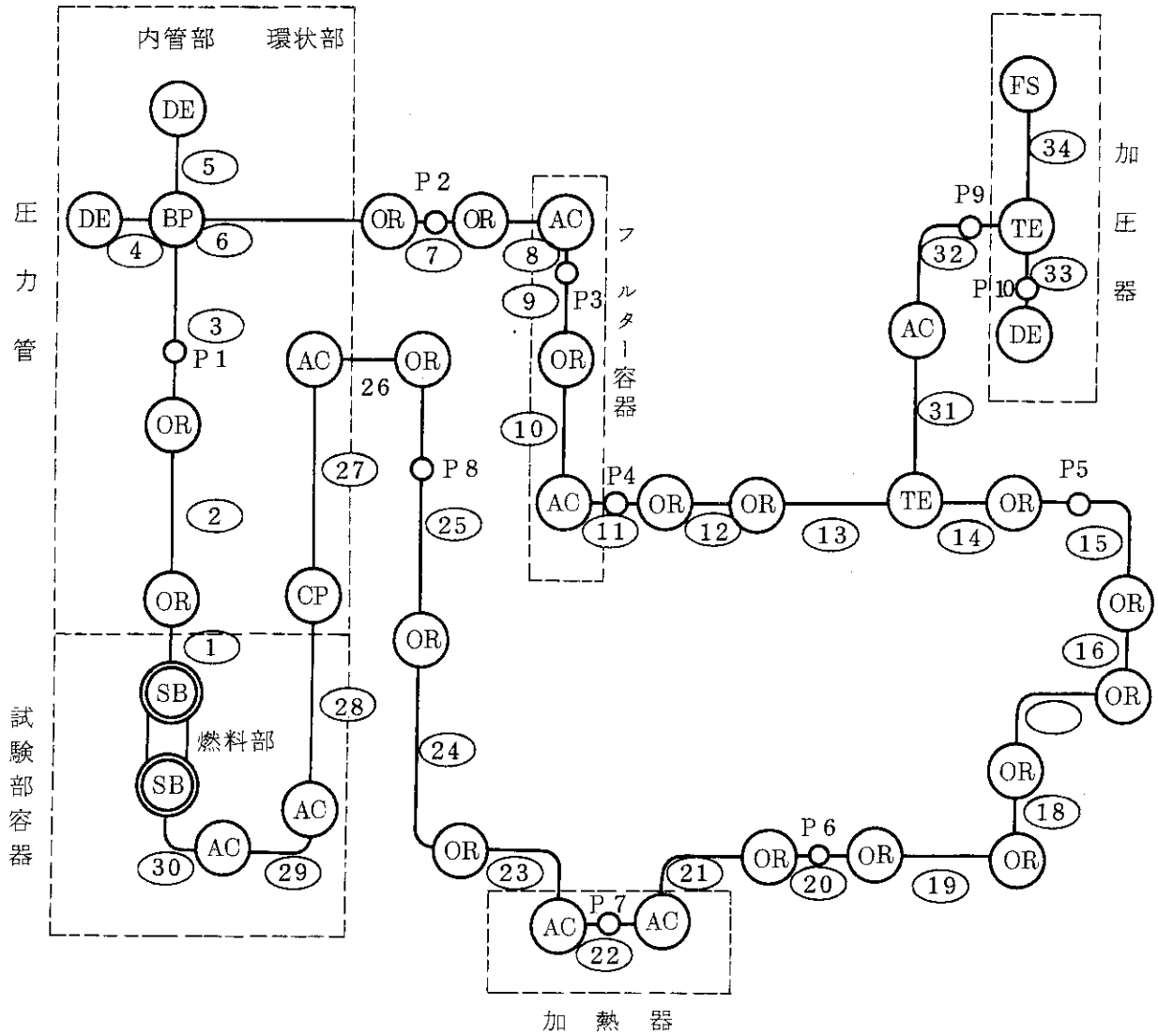


Fig. 3.12 燃料破損時の機械エネルギー転換率



○ および ⊕ : Junction
(35 Junctions)

① ~ ③④ ; Leg
(34 Legs)

○ ; 評価部位

SB ; 圧力波源
DE ; 盲端
FS ; 自由液面
TE ; 3分岐
BP ; 分岐
AC ; 断面変化部
OR ; オリフィス
CP ; 連続管

Fig. 3.13 圧力波伝播計算モデル

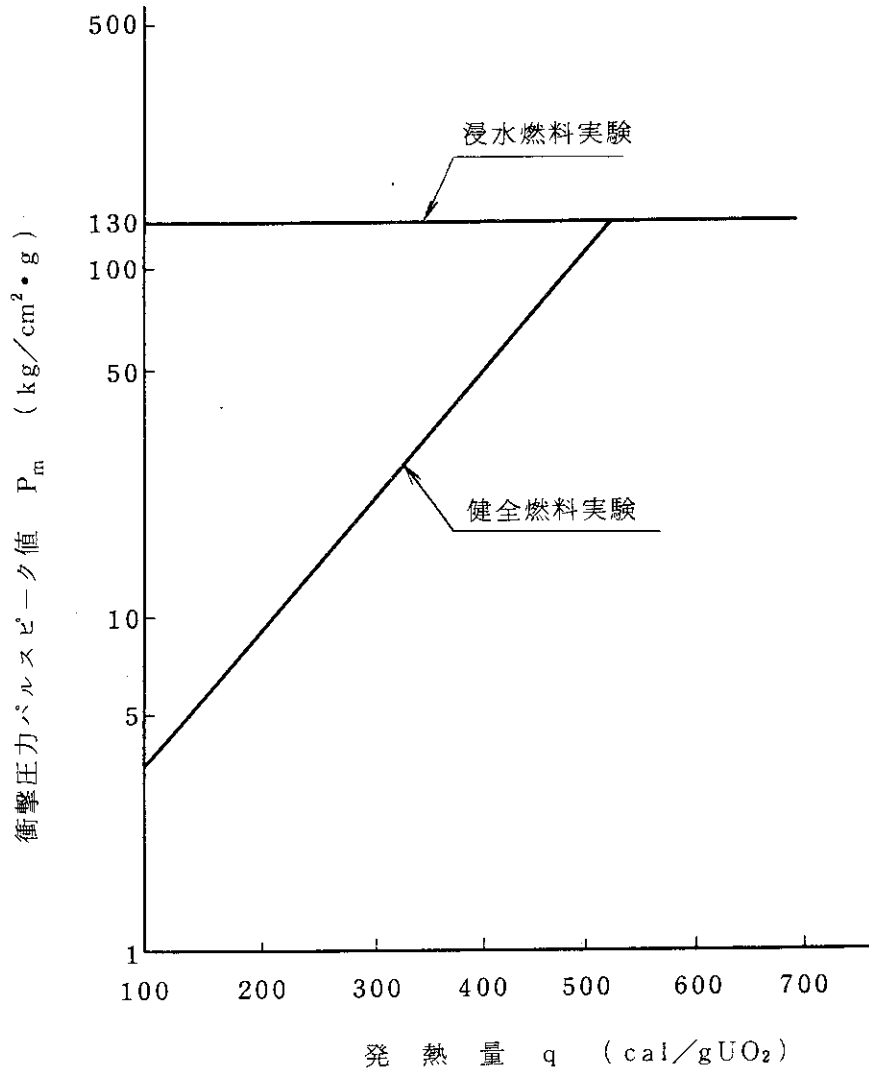


Fig. 3.14 設計用最大圧力線図

3.3.2 各部の荷重の評価

ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section IIIに基づき設計状態、運転状態及び試験状態のそれぞれについて構造解析を行った。

各状態での荷重の評価について以下に示す。

(1) 設計状態

設計圧力及び設計温度により構造解析を行った。

(2) 運転状態

装置の運転中に生ずる状態について下記の4つの状態に分類して構造解析を行った。

i) 正常状態

普通に装置を起動、定格運転、停止している時に生ずる状態で、使用目的に照らして正常に作動している場合である。正常状態の荷重としては、起動、定格運転及び停止時の運転圧力及び温度に対する荷重を考え、この各運転荷重に地震力に相当する荷重を重ね合わせる。また定格運転時の荷重に燃料破損時に発生する衝撃圧力に相当する荷重を重ね合わせる。地震力と衝撃圧力に相当する荷重は同時に発生しないものとする。起動・停止時の温度変化速度は 60°C/hr として評価する。

ii) 異常状態

運転員の操作あるいは機器の異常等による正常状態からはずれた状態であるが、本装置はインターロック及び安全弁等により十分保護されているため本状態は生じないので構造解析は行わない。

iii) 緊急状態

正常状態より、かなりはずれた状態で、一度装置を停止する必要があるような状態に相当し、装置の使用期間中何度も生じるものであってはならない。本状態の荷重としては、設計ベースの地震に相等する荷重を考える。

iv) 損傷状態

装置の安全上仮想的に想定するような状態であり、本装置はこのような状態で使用しないため構造解析は行わない。

(3) 試験状態

装置の使用前あるいは使用中に実施される耐圧試験について、以下に示す試験条件に対して構造解析を行った。

i) 耐圧健全性確認試験

製造時あるいは装置移動時に一次循環系統の耐圧健全性を確認するために行う試験である。本試験は、設計圧力に基づき25回行うものとし、試験状態の荷重を評価する。ただし、試験部容器については、塑性歪を許す設計であり、設計圧力に基づく試験圧力で耐圧試験を行うことができないので、材料の弾性範囲内の圧力を試験圧力とする。

ii) シール部漏洩試験

実験毎に接続・分離される一次循環系統(試験部容器、圧力管及び連絡用配管の切離し部)の漏洩を調べるために行うもので、運転圧力に基づき実験毎に200回行うものとして荷重を評価する。

3.3.3 最大実験条件

本装置に対する最大実験条件は、PWR運転モードでは $160\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ （一次循環系統）の圧力、及び $160\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ の圧力に相当する飽和温度（ 347°C 、ただし一次循環水は常に飽和温度以下とする）の初期条件で、健全燃料実験に対して発熱量 400 cal/gUO_2 （Fig.3.14に示す設計用圧力線図で衝撃圧力 $50\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ に対する発熱量、欠陥燃料実験は行わない）並びに総発熱量が $3.1 \times 10^5\text{ cal}$ を超えない範囲とする。また、BWR運転モードでは、 $70\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ （一次循環系統）の圧力、及び $70\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ の圧力に相当する飽和温度（ 286°C 、ただし一次循環水は常に飽和温度以下とする）の初期条件で、有効破壊エネルギー 920 cal （健全燃料 $90\text{ g(UO}_2)$ 実験に対して発熱量 600 cal/gUO_2 相当量、欠陥燃料 $90\text{ g(UO}_2)$ 実験に対して発熱量 450 cal/gUO_2 相当量）、並びに総発熱量が $3.1 \times 10^5\text{ cal}$ を超えない範囲とする。Fig.3.15及びFig.3.16に最大実験条件の範囲を示す。

3.3.4 設計条件

(1) 一次循環系統（Table 3.4に荷重条件を示す）

i) 一次循環系統炉内部

(イ) 設計温度	350°C
(ロ) 設計圧力	$250\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$
(ハ) 運転温度	325°C （PWR運転モード） 280°C （BWR運転モード）
(ニ) 運転圧力（初期条件）	$160\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ （PWR運転モード） $70\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ （BWR運転モード）
(ホ) 衝撃圧力のピーク値 （燃料破損時）	$50\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ （PWR運転モード） $130\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ （BWR運転モード）
(ヘ) 循環流量	280 l/min
(ト) 耐震クラス	Aクラス
(チ) 使用流体	純水

ii) 一次循環系統炉外部

(イ) 設計温度	350°C
(ロ) 設計圧力	
(a) PH配管（高压配管）	$250\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ （加熱器出口ノズルから圧力管入口ノズルまで、及び圧力管出口ノズルからフィル ター容器入口ノズルまでの一次循環系統炉外部配管）
(b) PM配管（低压配管）	$180\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ （(a)以外の一次循環系統炉外部配管）
(c) 一次循環系統炉外部機器	$180\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$
(ハ) 運転温度	
(a) 加圧器	347°C （PWR運転モード） 286°C （BWR運転モード）

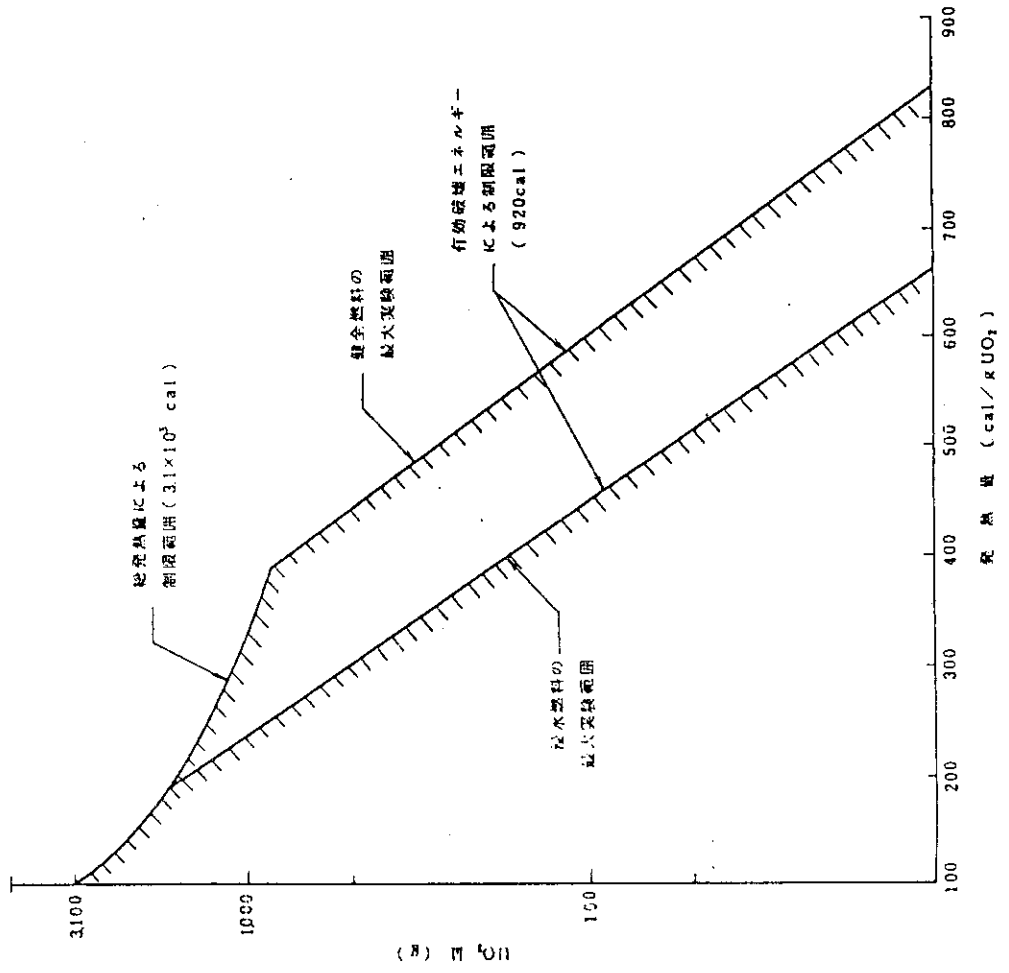


Fig. 3.16 BWR運転モード

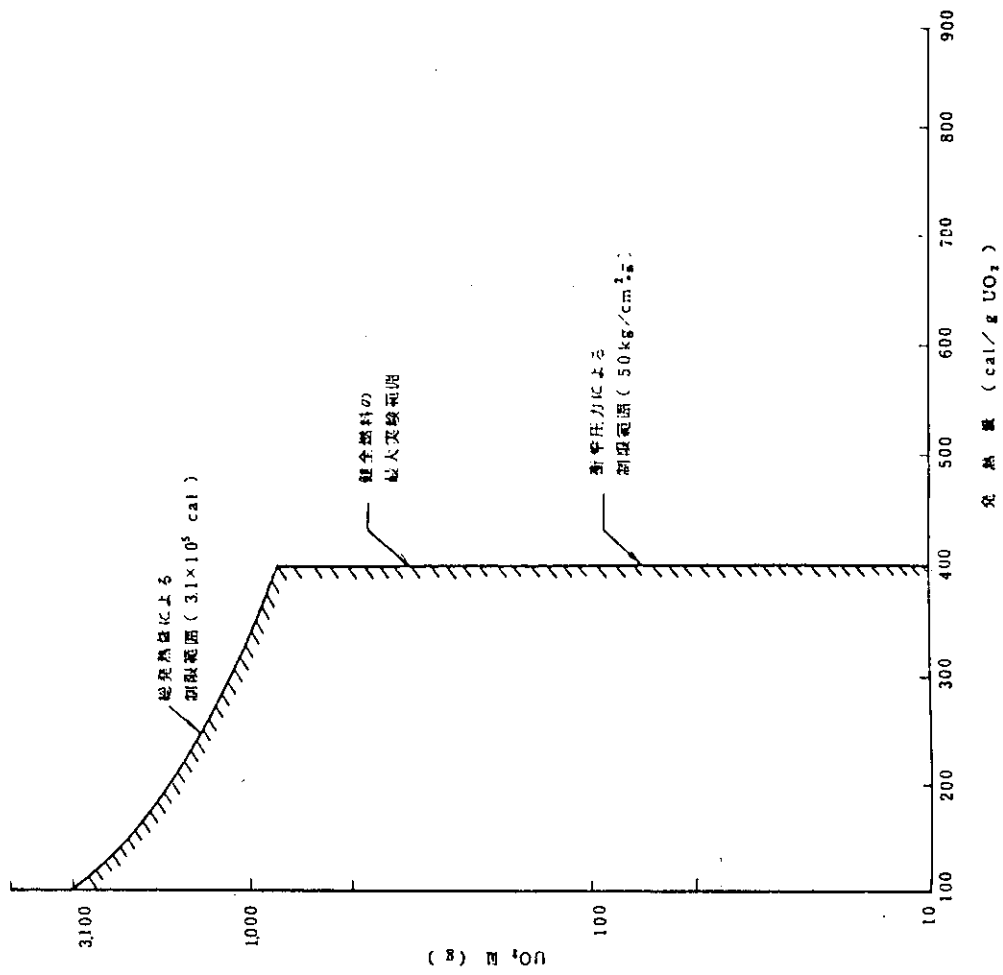


Fig. 3.15 PWR運転モード

- (b) (a)以外の機器及び配管 325℃ (PWR運転モード)
 280℃ (BWR運転モード)
- (二) 運転圧力(初期条件) 160 kg/cm²・g (PWR運転モード)
 70 kg/cm²・g (BWR運転モード)
- (ホ) 衝撃圧力のピーク値(燃料破損時)衝撃圧力波の伝播解析により求める。
- (ヘ) 循環流量 280 ℓ/min
- (ト) 耐震クラス Bクラス
- (チ) 使用流体 純水
- (2) 補助系統
- i) 圧力抑制系統
- (イ) 圧力抑制タンク
- (a) 設計温度 160℃
- (b) 設計圧力 5 kg/cm²・g
- (c) 使用流体 純水
- (d) 耐震クラス Bクラス
- (ロ) 圧力抑制系統配管
- (a) 設計温度 160℃
- (b) 設計圧力 5 kg/cm²・g
- (c) 使用流体 純水
- ii) 給排水系統
- (イ) 純水供給系統
- (a) 設計温度 60℃
- (b) 設計圧力 5 kg/cm²・g
- (c) 使用流体 純水
- (ロ) 浄水供給系統
- (a) 設計温度 60℃
- (b) 設計圧力 5 kg/cm²・g
- (c) 使用流体 浄水
- (ハ) 排水系統
- (a) 設計温度 60℃
- (b) 設計圧力 大気圧
- (c) 使用流体 純水または浄水
- iii) 窒素ガス系統
- (a) 設計温度 60℃
- (b) 設計圧力 10 kg/cm²・g
- (c) 使用流体 窒素ガス
- iv) 給排気系統
- (a) 設計温度 60℃

- (b) 設計圧力 大気圧
 (c) 使用流体 空気

V) 洗浄系統

- (a) 設計温度 60℃
 (b) 設計圧力 5 kg/cm²・g
 (c) 使用流体 純水

(3) 装置架台

- (a) 設計温度 常温
 (b) 耐震クラス Bクラス

(4) 実験物の負荷反応度

実験孔内に挿入する実験物について、最大の負荷反応度は 0.0256 ΔK とする。

(5) フィルターエレメント

- i) 破損燃料粒子重量：5 g (代表粒子径 75 μm)
 ii) 捕集能力 : 40 μm
 iii) 主要材質 : SUS304 または SUS316 焼結金属
 iv) 許容圧力損失 : 0.1 kg/cm² (定格流量時)

(6) フィルター容器の遮蔽

パルス照射後 30 分の時点で

- 遮蔽体表面 200 mrem/hr 以下
 遮蔽体表面から 1 m の地点 10 mrem/hr 以下

Table 3.4 荷重条件

状態	部位 条件	試験部容器	圧力管及び PH配管	炉外部機器 及びPM配管	備考
設計条件	設計圧力(kg/cm ² ・g) 設計温度(℃)	250 ¹⁾ 350	250 350	180 350	¹⁾ 静的圧力 180kg/cm ² ・g
運 転 状 態	正常状態 運転圧力(kg/cm ² ・g) { 通常時 (静的圧力) 燃料破損時 (静的+動的圧力) 運転温度(℃) 起動停止(回) 地震力×回数	160	160	160	但し加圧器 347℃ 1回の地震あたり 左記の地震力の波 が40波長分作用 するものとする。
		250	250	180	
		325	325	325	
緊 急 状 態	地震力×回数	運転ベースの地震に相当する荷重×4回			設計ベースの地震に相当する荷重×1回
		設計ベースの地震に相当する荷重×1回			
試 験 状 態	試験圧力(kg/cm ² ・g)				
	耐圧健全性確認試験 ²⁾	327 ³⁾	406	292	回数 25回
	シール部漏洩試験 ²⁾	260	260	—	回数 200回
	試験温度(℃)	常温	常温	常温	

1) 試験部容器胴部については、250kg/cm²・gにて弾塑性解析を行う。
また、180kg/cm²・gにて弾性解析を行う。

2) 設計圧力又は運転圧力×1.25× $\frac{\text{材料の試験温度における許容応力強さ}(140\text{kg/mm}^2)}{\text{材料の最高使用温度における許容応力強さ}(10.8\text{kg/mm}^2)}$

3) 試験部容器の試験圧力は2)の条件では弾性範囲を超えるので0.9S_yから定める。

3.4 設計基準

3.4.1 一次循環系統

(1) 試験部容器・圧力管

試験部容器・圧力管の設計は通商産業省告示第501号「発電用電子力設備に関する構造等の技術基準」に定める第一種容器に準じて設計する。荷重条件に対する応力強さの制限値は、同告示及び同告示に明示されていない条件については、「ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, 1977」に準じ以下の通りとする。

条件		応力強さ		
		P _m	P _L 及びP _L +P _b	P _L +P _b +Q
設計条件		S _m	1.5 S _m	—
運転状態	正常状態	S _m	1.5 S _m	3 S _m
	緊急状態	1.2 S _m S _y } の大きい方	1.8 S _m 1.5 S _y } の大きい方	—
試験状態		0.9 S _y	1.35 S _y	—

P_m:一次一般膜応力強さ
P_L:一次局部応力強さ
P_b:一次曲げ応力強さ

S_m:許容応力強さ(原則的には1/3 S_u又は2/3 S_yの小さい方
ボルトについては1/3 S_y, 評価温度における値を用いる)
S_y:降伏強さ
S_u:引張強さ

但し、試験部容器胴部については、塑性歪を許す設計とするので、弾塑性応力解析を行い、塑性歪が以下に定める制限値を超えないように設計する。

- i) 板厚平均歪 $\leq 2\%$ または限界変形量の $1/10$ 以下
 - ii) 表面歪 $\leq 2\%$ または限界変形量の $1/10$ 以下
 - iii) 局所歪 $\leq 5\%$ または限界変形量の $1/4$ 以下
- (2) 加圧器・加熱器

加圧器・加熱器の設計は、通商産業省告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」に定める第一種容器に準じて設計する。荷重条件に対する応力強さの制限値は、(1)と同様にする。

(3) 配管、フィルター容器及び冷却器

配管の設計は、通商産業省告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」に定める第一種管に準じて設計する。荷重条件に対する応力強さの制限値は、「ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, 1977 NB-3600」に従って行う。

フィルター容器及び冷却器については、構造上配管として取扱えるので、上記配管の設計に準じて行う。

3.4.2 補助系統

圧力抑制タンク他の補助系統の設計は通商産業省告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」に定める第3種容器または第2種管に準じて設計する。荷重条件に対する応力強さの制限値は、同告示及び同告示に示されていない条件については、労働省告示第11号「圧力容器構造規格」に定める第一種圧力容器として設計する。

3.4.3 装置架台

装置架台の設計は、日本建築学会「鋼構造設計基準」に従って設計する。

3.4.4 使用材料

本ループの主要機器・配管類には、オーステナイトステンレス鋼を使用し、その他の部分には使用条件に対して十分に機械的強度を有する材料を使用する。

本ループの主要部分の使用材料をTable 3.5に示す。

Table 3.5 主要部使用材料

主 要 部 名 称		材 料	適 川 規 格
試 験 部 容 器	シェル・フランジ	SUSF304	JISG3214
	シェルカバー	SUSF304	JISG3214
	スカート	SUSF304	JISG3214
	フランジボルト	SNB22-1	JISG4108
圧 力 管	外 管	SUS304TB	JISG3463
	内 管	SUS304TP	JISG3459
	フランジ	SUSF304	JISG3214
	フランジカバー	SUSF304	JISG3214
	フランジボルト	SNB22-1	JISG4108
	ノズル	SUSF304	JISG3214
加 圧 器	シェル	SUS304	JISG4304
	コニカルシェル	SUSF304	JISG3214
	フランジ	SUSF304	JISG3214
	フランジカバー	SUSF304	JISG3214
	ヘッド	SUSF304	JISG3214
	フランジボルト/ナット	SNB7/S45C	JISG4107/4051
	ノズル	SUSF304	JISG3214
加 熱 器	シェル	SUSF304	JISG3214
	フランジ	SUSF304	JISG3214
	ヘッド	SUSF304	JISG3214
	カバー	SUSF304	JISG3214
	フランジボルト/ナット	SNB7/S45C	JISG4107/4051
	ノズル	SUSF304	JISG3214
冷 却 器	チューブ	SUS304TP	JISG3459
循 環 ポン プ	インペラ	SCS13	JISG5121
	ケーシング	SUSF304	JISG3214
圧 力 抑 制 ク ラ ン ク	シェル	SUS304	JISG4305
	ヘッド	SUS304	JISG4305
	ノズル	SUS304TP	JISG3459
一 次 循 環 系 統 配 管		SUS304TP	JISG3459
補 助 系 統 配 管		SUS304TP	JISG3459

3.5 設計計算の結果

3.5.1 構造解析

ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section IIIに基づき、設計状態、運転状態及び試験状態のそれぞれについて構造解析を行った。各機器の評価点をFig. 3.17～3.19に、架台の解析モデルをFig. 3.20に、また評価結果をTable 3.6～3.15に示す。

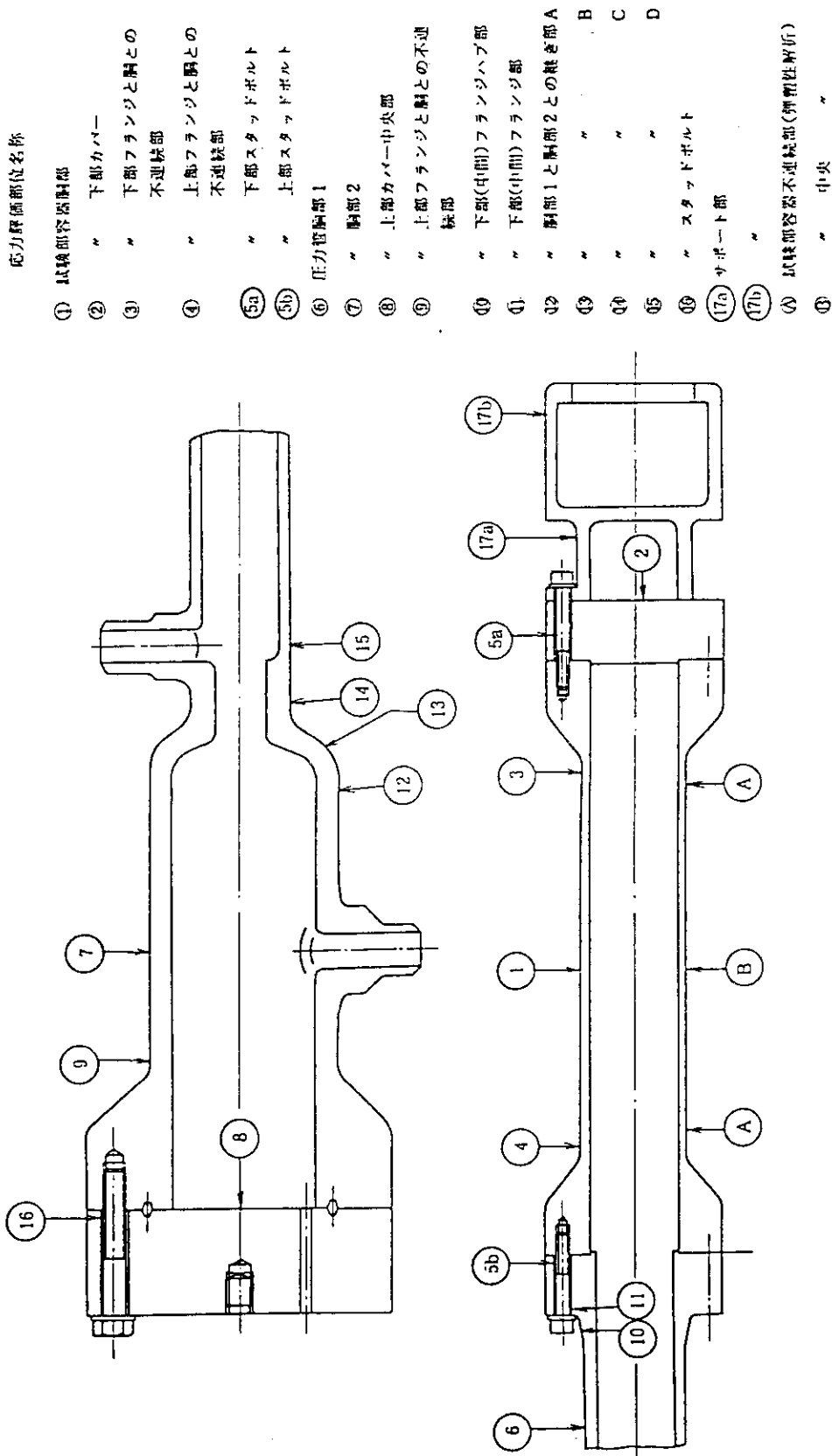


Fig. 3.17 試験部容器・圧力管応力評価部位

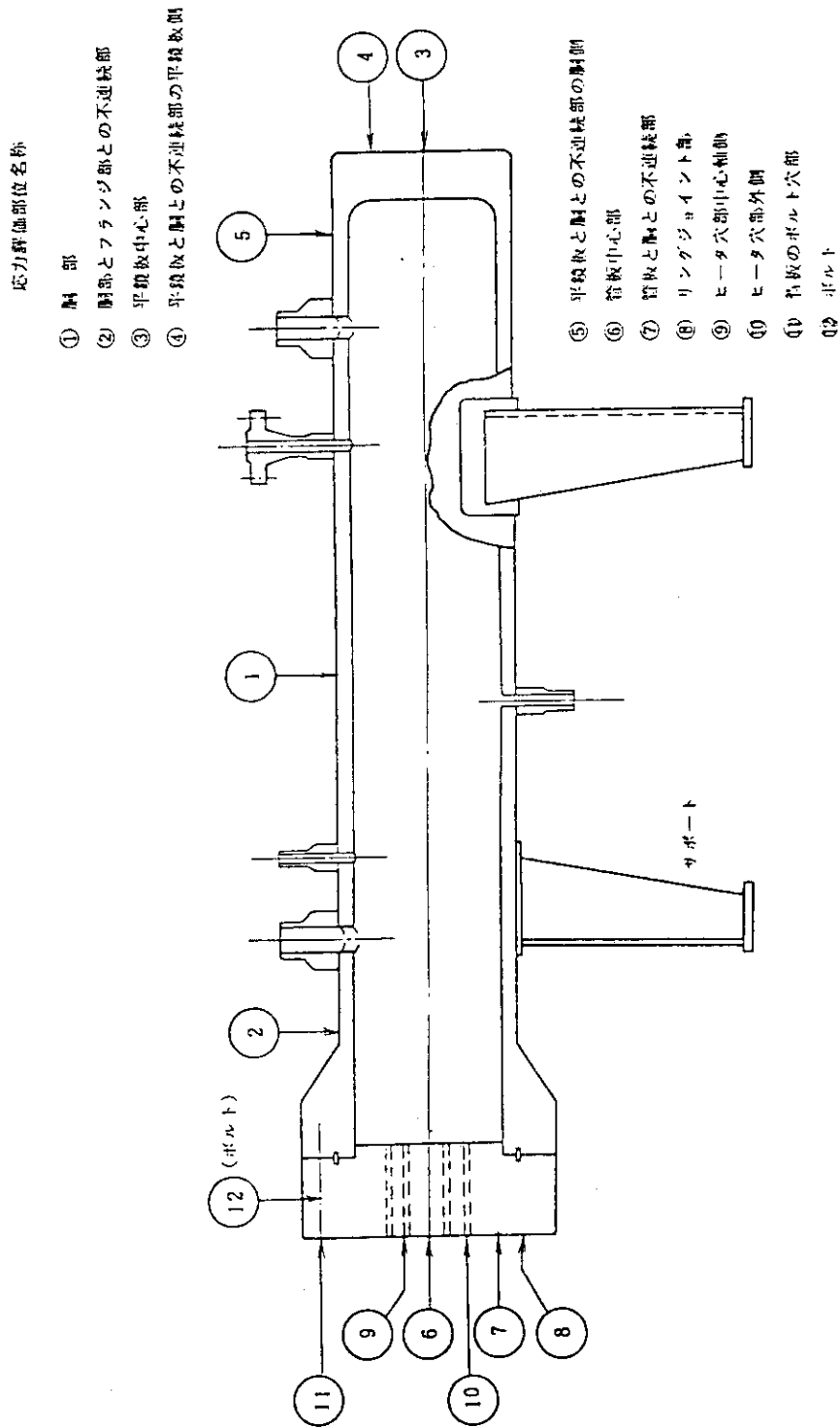


Fig. 3.19 加熱器応力評価部位

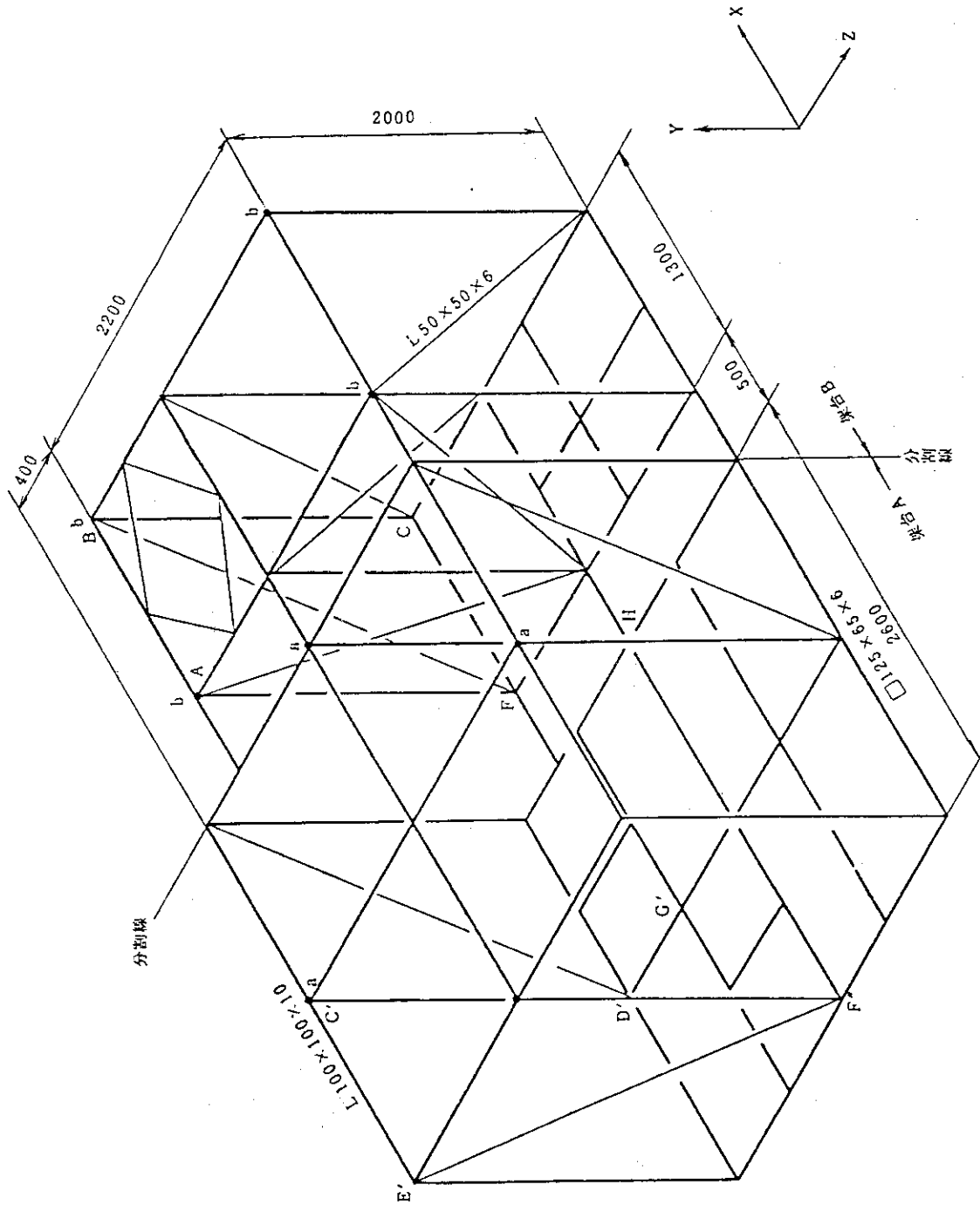


Fig. 3.20 装置架台モデル図

Table 3.6 試験部容器の評価結果 I

評価部位 kg/mm ²	設計条件			正常状態			緊急状態			状態				
	P _m (P _L)		P _L +P _b	P _i +P _b +Q		疲労損傷係数		P _m (P _L)		P _L +P _b		疲労損傷係数		
	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	
① 胴部	*	—	*	—	16.73	33.00	0.00	1.0	9.22	13.20	9.22	19.80	0.00	1.0
					12.10		0.00						0.00	
② 下部カバー	0.97	10.80	1.77	16.20	6.19	33.00	0.00	1.0	0.60	13.20	1.60	19.80	0.00	1.0
			3.59		2.86		0.00		2.72		2.72		0.00	
③ 下部フランジと胴との不連続部	*	—	*	—	16.68	33.00	0.00	1.0	9.40	19.80	9.40	19.80	0.00	1.0
					13.18		0.00						0.00	
④ 上部フランジと胴との不連続部	*	—	*	—	16.25	33.00	0.00	1.0	9.17	19.80	9.17	19.80	0.00	1.0
					12.90		0.00						0.00	
⑤a 下部スタッドボルト	16.56	27.97	18.23	41.95	25.86	86.40	0.20	1.0	27.12	69.12	21.33	103.68	0.03	1.0
			14.89		36.82		0.38		32.91		32.91		0.06	
⑤b 上部スタッドボルト	16.60	27.97	18.01	41.95	32.99	86.40	0.32	1.0	27.34	69.12	28.05	103.68	0.03	1.0
			15.18		30.16		0.25		26.64		26.64		0.03	
⑦a サポート部	0.81	10.80	0.81	16.20	1.70	32.40								
					2.14									
⑦b サポート部	0.44	10.80	0.44	16.20	5.98	32.40								
					4.19									

Table 3.7 試験部容器の評価結果 II

評価部位	kg/mm ²	試験状態											
		耐圧健全性確認試験				シール部漏洩試験				疲労損傷係数			
		P _m (P _L)		P _L +P _b		P _m (P _L)		P _L +P _b		P _m (P _L)		P _L +P _b	
		計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値
① 胴部	内面	18.85	18.90	18.85	28.34	0.00	1.0	15.02	18.90	15.02	28.34	0.00	1.0
	外面					0.00						0.00	
② 下部カバ-	内面	1.29	18.90	1.93	28.34	0.00	1.0	1.01	18.90	1.79	28.34	0.00	1.0
	外面			4.34		0.00		3.69		3.69		0.00	
③ 下部フランジと胴との不連続部	内面	18.87	28.34	18.87	28.34	0.00	1.0	15.07	28.34	15.07	28.34	0.00	1.0
	外面					0.00						0.00	
④ 下部フランジと胴との不連続部	内面	18.64	28.34	18.64	28.34	0.00	1.0	14.65	28.34	14.65	28.34	0.00	1.0
	外面					0.00						0.00	
⑤a 下部スタッドボルト	内面	20.18	68.27	22.12	102.4	0.02	1.0	17.04	68.27	18.74	102.4	0.10	1.0
	外面			18.24		0.01				15.33		0.06	
⑤b 上部スタッドボルト	内面	20.27	68.27	23.86	102.4	0.02	1.0	17.12	68.27	20.17	102.4	0.10	1.0
	外面			16.69		0.01				14.06		0.06	

Table 3.8 圧力管の評価結果 I

評価部位	kg/mm ²	設計条件						運転状態						状態					
		P _m (P _L)		P _L +P _b		P _L +P _b +Q		疲労損傷係数		P _m (P _L)		P _L +P _b		P _L +P _b		疲労損傷係数			
		計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値
		状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態	状態
⑥ 胸部 1	内	9.14	10.80	9.14	16.20	11.66	33.0	0.00	1.0	5.85	13.20	5.85	19.80	5.85	19.80	0.00	0.00	1.0	1.0
	外																		
⑦ 胸部 2	内	8.95	10.80	8.95	16.20	11.43				5.73	13.20	5.73							
	外					6.47													
⑧ 上部カバ-中央部	内	0.63	10.80	1.96	16.20	2.95				0.46	19.80	1.35							
	外			0.88		1.60						0.54							
⑨ 上部フランジと胸部 2との不連続部	内	9.69	16.20	9.69	16.20	11.83				6.25		6.25							
	外					7.56													
⑩ 下部(中間) フランジ部	内	8.79	16.20	8.79	16.20	9.79				5.97		5.97							
	外					7.16													
⑪ 下部(中間) フランジ部	内	4.00	16.20	1.98	16.20	1.72				2.81		1.60							
	外			6.71		8.21						4.69							
⑫ 胸部1と胸部2との 継ぎ部	内	4.58	16.20	4.58	16.20	8.63				2.99		2.99							
	外					2.33													
⑬ 同 B	内	4.68	16.20	4.68	16.20	7.57				2.99		2.99							
	外					3.20													
⑭ 同 C	内	5.50	16.20	5.50	16.20	8.04				3.61		3.61							
	外					3.04													
⑮ 同 D	内	7.29	16.20	7.29	16.20	9.50				4.71	19.80	4.71	19.80	4.71	19.80	0.00	0.00		
	外					5.07													
⑯ スタッドボルト	内	15.25	27.97	17.63	41.95	36.80	86.4	0.38	1.0	29.82	69.12	31.52	10368	0.05	1.0				
	外			12.88		32.05		0.31				28.12		0.04					

Table 3.9 圧力管の評価結果 II

評価部位	kg/mm ²	試験状態						試験状態					
		耐圧健全性確認試験			シール部漏洩試験			疲労損傷係数		疲労損傷係数			
		P _m (P _L) 計算値	P _L +P _b 許容値	計算値	P _m (P _L) 計算値	P _L +P _b 許容値	計算値	P _m (P _L) 許容値	P _L +P _b 許容値	計算値	許容値		
⑥ 胴部 1	内面 外面	16.97	18.90	16.97	28.34	0.00	1.0	9.51	18.90	9.51	28.34	0.00	1.0
⑦ 胴部 2	内面 外面	17.29	↕	17.29	↕	↕	↕	11.10	↕	11.10	↕	↕	↕
⑧ 上部カバー中央部	内面 外面	1.07	18.90	3.54 1.74				0.74	18.90	2.37 1.11			
⑨ 上部フランジと胴部 2との不連続部	内面 外面	18.59	28.34	18.59				11.99	28.34	11.99			
⑩ 下部(中間) フランジバブ部	内面 外面	15.05	↕	15.05				9.11	↕	9.11			
⑪ 下部(中間) フランジ部	内面 外面	6.51		2.78 10.62				4.13		2.02 6.94			
⑫ 胴部1と胴部2との 継ぎ部 A	内面 外面	8.83		8.83				5.67		5.67			
⑬ 同 B	内面 外面	9.03		9.03				5.80		5.80			
⑭ 同 C	内面 外面	10.62	↕	10.62	↕	↕		6.83	↕	6.83	↕	↕	
⑮ 同 D	内面 外面	14.06	28.34	14.06	28.34	0.00	↕	9.03	28.34	28.34	28.34	0.00	↕
⑯ スタッドボルト	内面 外面	27.15	68.27	31.27 23.02	102.4	0.03 0.02	1.0	18.32	68.27	21.15 13.49	102.4	0.13 0.08	1.0

Table 3.10 加圧器の評価結果

評価部位	kg/mm ²	設計条件		運転状態		試験状態		状態			
		P _m (P _t)		P _L +P _b +Q		P _L +P _b		P _m (P _L)		P _L +P _b	
		計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値
① 大径胴部	内	8.90	10.80	10.67	32.51	14.43	18.90	-	-	-	-
	外			7.21							
② 小径胴部	内	5.14	16.20	7.01		8.31	28.34	8.31	28.34	28.34	
	外			3.88							
③ 円錐胴部	内	7.14	16.20	8.93		11.58	28.34	11.58	28.34		
	外			5.58							
④ 平鏡板中心部	内	1.77	10.80	0.69		2.88	18.90	7.00	18.90		
	外			3.84							
⑤ 平鏡板と胴との不連続部 A	内	1.77	16.20	6.20		2.88	28.34	11.31	28.34		
	外			3.05							
⑥ " B	内	4.50	16.20	16.30		7.31	28.34	7.31	28.34		
	外			8.29							
⑦ 管板中心部	内	0.46	10.80	16.08		0.74	18.90	8.43	18.90		
	外			16.09							
⑧ 管板と胴との不連続部	内	1.56	16.20	16.16		2.50	28.34	6.28	28.34		
	外			16.34							
⑨ リングジョイント部	内	2.52		16.76		3.83		6.21			
	外			16.45							
⑩ ヒータ穴部中心軸側	内	1.17		24.24		1.91		12.91			
	外			24.29							
⑪ ヒータ穴部外側	内	1.36		22.65		2.21		7.84			
	外			22.77							
⑫ 管板のボルト穴部	内	1.53	16.20	23.47		2.33	28.34	3.61	28.34	28.34	
	外			23.50							
⑬ ボルト	内	12.26	19.30	30.63		18.86	64.80	23.32	72.00		
	外			34.01		0.14					

Table 3.11 加熱器の評価結果

評価部位	kg/mm ²	設計条件		運転状態		試験状態		状態			
		P _m (P _L)		P _L +P _b +Q		P _L +P _b		P _m (P _L)		P _L +P _b	
		計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値	計算値	許容値
① 胴部	内	9.12	10.80	-	10.91	0.00	1.0	14.80	18.90	-	-
	外	-	-	-	7.34	-	-	-	-	-	-
② 胴部とフランジ部の不連続部	内	9.23	16.20	9.23	10.69	↑	↑	14.92	28.34	14.92	28.34
	外	-	-	-	7.80	-	-	-	-	-	-
③ 平鏡板中心部	内	1.74	10.80	↑	5.22	-	-	2.82	18.90	6.64	↑
	外	-	-	-	4.09	-	-	-	-	-	-
④ 平鏡板と胴との不連続部の平鏡板側	内	1.74	16.20	6.69	6.69	-	-	2.82	28.34	10.85	-
	外	-	-	-	3.21	-	-	-	-	-	-
⑤ 平鏡板と胴との不連続部の平鏡胴側	内	4.66	16.20	4.66	18.96	-	-	7.56	28.34	7.56	-
	外	-	-	-	9.64	-	-	-	-	-	-
⑥ 管板中心部	内	0.57	10.80	5.15	18.98	-	-	0.92	18.90	8.31	-
	外	-	-	-	18.98	-	-	-	-	-	-
⑦ 管板と胴との不連接部	内	1.65	16.20	3.88	19.05	↓	-	2.64	28.34	6.18	-
	外	-	-	-	19.25	-	-	-	-	-	-
⑧ リングジョイント部	内	2.76	↑	4.29	19.42	0.00	-	4.23	↑	6.84	-
	外	-	-	-	19.48	-	-	-	-	-	-
⑨ ヒータ穴部中心軸側	内	1.13	↓	6.23	27.55	0.07	-	1.85	↓	10.01	-
	外	-	-	-	27.56	-	-	-	-	-	-
⑩ ヒータ穴部外側	内	1.27	↓	4.34	25.46	0.05	-	2.06	↓	6.89	-
	外	-	-	-	25.45	-	-	-	-	-	-
⑪ 管板のボルト穴部	内	2.07	16.20	3.03	31.68	0.11	-	3.18	28.34	4.71	28.34
	外	-	-	-	31.48	-	-	-	-	-	-
⑫ ボルト	内	10.69	19.30	13.01	27.22	0.12	-	16.57	64.80	20.12	72.00
	外	-	-	-	28.85	-	-	-	-	-	-

Table 3.12 一次循環系配管の解析結果

配管系統	一次応力強さ		二次応力強さ		疲労損傷係数				
	節点番号	計算値 (kg/mm ²)	許容値 (kg/mm ²)	節点番号	計算値 (kg/mm ²)	許容値 (kg/mm ²)	節点番号	計算値	許容値
一次系 A	130 ティー	9.01	16.20	130 ティー	20.96 19.53	33.00	130 ティー	0.5055	1.0
一次系 B	8282 エルボ	11.52	16.20	75 エルボ	31.31 19.55	33.00	32 ティー	0.0221	1.0
冷却器系	114 エルボ	8.69	16.20	7 エルボ	16.71	33.00	任意	0.0	1.0

Table 3.13 補助系統配管の強度計算

配管系統	最高使用圧力 (kg/cm ² ・g)	設計温度 (℃)	最小肉厚 t (mm)	使用肉厚 t _n (mm)
圧力抑制系統 1/2 ^B	5	160	0.050	2.10
" 3/4 ^B	5	160	0.063	2.10
" 1 ^B	5	160	0.079	2.80
窒素ガス系統 1/4 ^B	10	60	0.053	1.65
純水・浄水供給系統 1/2 ^B	5	60	0.042	2.10
" 1 ^B	5	60	0.066	2.80
洗浄系統 1/2 ^B	5	60	0.044	2.10
排水・排気系統 1/4 ^B	0	60	0.0	1.65
" 1/2 ^B	0	60	0.0	2.10
" 1 ^B	0	60	0.0	2.80

Table 3.14 圧力抑制タンクの強度計算

評価部位	最高使用圧力 (kg/cm ² ・g)	設計温度 (℃)	最小肉厚 t (mm)	使用肉厚 t (mm)
シエル	5	160	1.17	9.0
ヘッド	5	160	0.92	7.7

Table 3.15 架台の強度計算結果

評価部位	長期荷重		短期荷重	
	計算値	許容値	計算値	許容値
はり材	0.18 0.18	1.0	0.22 0.195	1.5
柱材	0.075 0.056	1.0	0.075 0.056	1.5
筋かい	0.051 0.022	1.0	0.087 0.012	1.5
ベース材(吊上時)	—	—	0.136 0.130	1.5
アンカーボルト	0.0 ¹⁾ 0.0 ²⁾	1.0	0.019 ¹⁾ 0.226 ²⁾	1.5 1.0

注 上段計算式 $\sigma_c/f_c + c\sigma_B/f_B$ による

下段 " $(t\sigma_B - \sigma_c)/f_t$ による

1) 上段計算式 τ/τ_0 による

2) 下段 " $(1.4\sigma_t - 1.0\tau)/f_{t0}$ による

3.5.2 試験部容器の弾塑性解析

試験部容器の薄肉胴部については、中性子の吸収を少なくするため、可能な限り肉厚を薄くすることが必要なため、弾塑性解析を行い、歪を許す設計を行った。

解析モデルを Fig. 3.21 に示す。

試験部容器の構造は軸対称で、薄肉円筒部は十分に長いため、薄肉部としてテーパ部の影響が入らない程度に十分な長さを取った 1/4 象限のモデル化を行った。また、解析は軸対称弾塑性解析コード EP-RING を用いて行った。

解析は微小変形理論及びひずみ増分理論に基づいて行い、降伏条件は Von Mises の条件、また降伏後の挙動を表わす硬化則は等分硬化則に従うものとした。

解析結果を Table 3.16 に、最大荷重時の塑性域を Fig. 3.22 に示す。

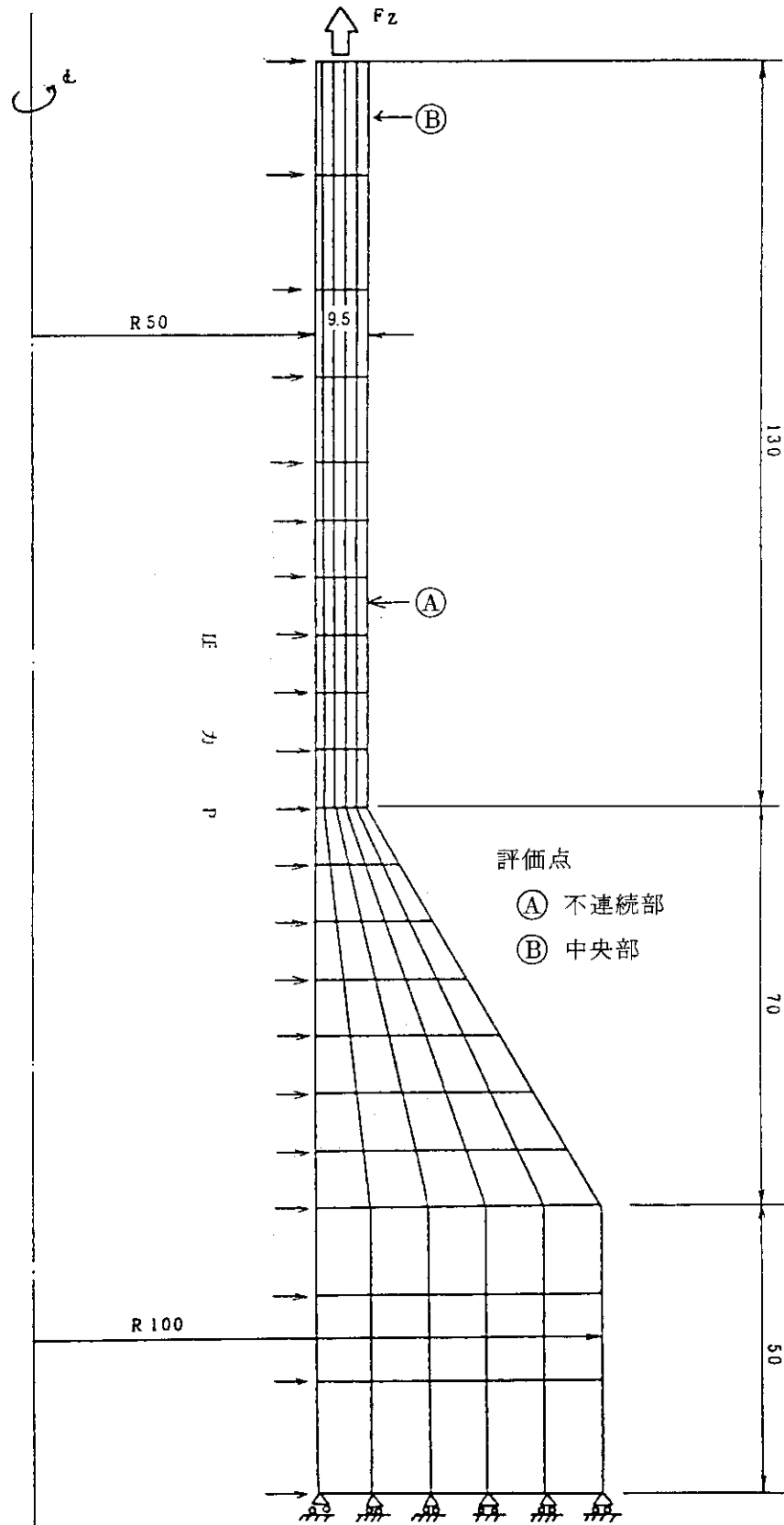


Fig. 3.21 解析モデル

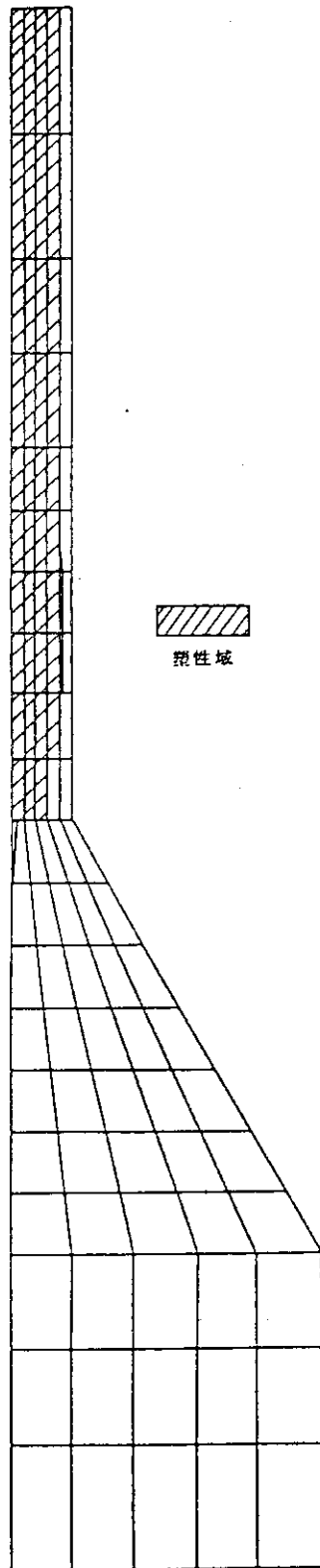


Fig. 3.22 塑性域の進展 ($P = 250.0 \text{ kg} / \text{cm}^2 \cdot \text{g}$)

Table 3.16 試験部容器胴部の弾塑性計算結果

歪評価点	板厚平均歪 (%)				表面歪 (%)			局所歪 (%)		
	rz 面内主歪		周方向主歪 ϵ_3	許容値	rz 面内主歪		周方向主歪 ϵ_3	許容値	最大値	許容値
	ϵ_1	ϵ_2			ϵ_1	ϵ_2				
不連続部	-0.050	0.014	0.078	2	-0.068	0.028	0.090	2	0.090	5
①	-0.0103	0.0001	0.0095	2	-0.0186	-0.008	0.0116	2	-0.0186	5
中央	-0.051	0.014	0.075	2	-0.078	0.015	0.085	2	-	5
②	-0.0103	0.0001	0.0086	2	-0.0176	0.0006	0.010	2	-	5

3.5.3 耐震解析

本装置の耐震解析を建築基準法に基づき行った。本解析については、解析条件のみで特に結果については記載しないが、解析結果は構造解析における正常及び緊急状態の解析の計算ベースとなっている。Fig. 3.23～26 に解析モデルを示す。解析条件は以下の通りである。

(1) 重要度による分類

- i) Aクラス：一次循環系統炉内部（実験孔挿入部）
- ii) Bクラス：一次循環系統炉外部，圧力抑制系統，架台

(2) 設計ベースの地震力

i) Aクラス

設計用地震波（振動基盤における最大加速度として0.18gの地震波）を基に動的解析を行って得られた原子炉棟各階における床応答スペクトルの包絡線より水平方向の震度を求める。ただしこれらによるベースシアア及びベースモーメントが建築基準法に定める震度（以下 C_0 ）の3倍の値によるそれらを下まわる場合には水平方向震度 $3C_0$ による震度を適用する。

垂直方向の震動，地震力は基礎面における水平方向震度 $3C_0$ の $1/2$ 倍の値を一律に適用して求め，水平方向の震動，地震力と同時にかつ不利な方向に作用させる。

ii) Bクラス

水平方向震度は $1.5C_0$ から定める。

(3) 運転ベースの地震力

水平・垂直両方向とも設計ベースの地震力の $1/2$ を運転ベースの地震力とする。

(4) 地震発生回数

本カプセルの使用期間中の定格運転時に設計ベースの地震が1回，運転ベースの地震が4回起こるものとする。

(5) 地震波

1回の地震につき，(2)または(3)で記した震度の波が40波長分作用するものとする。

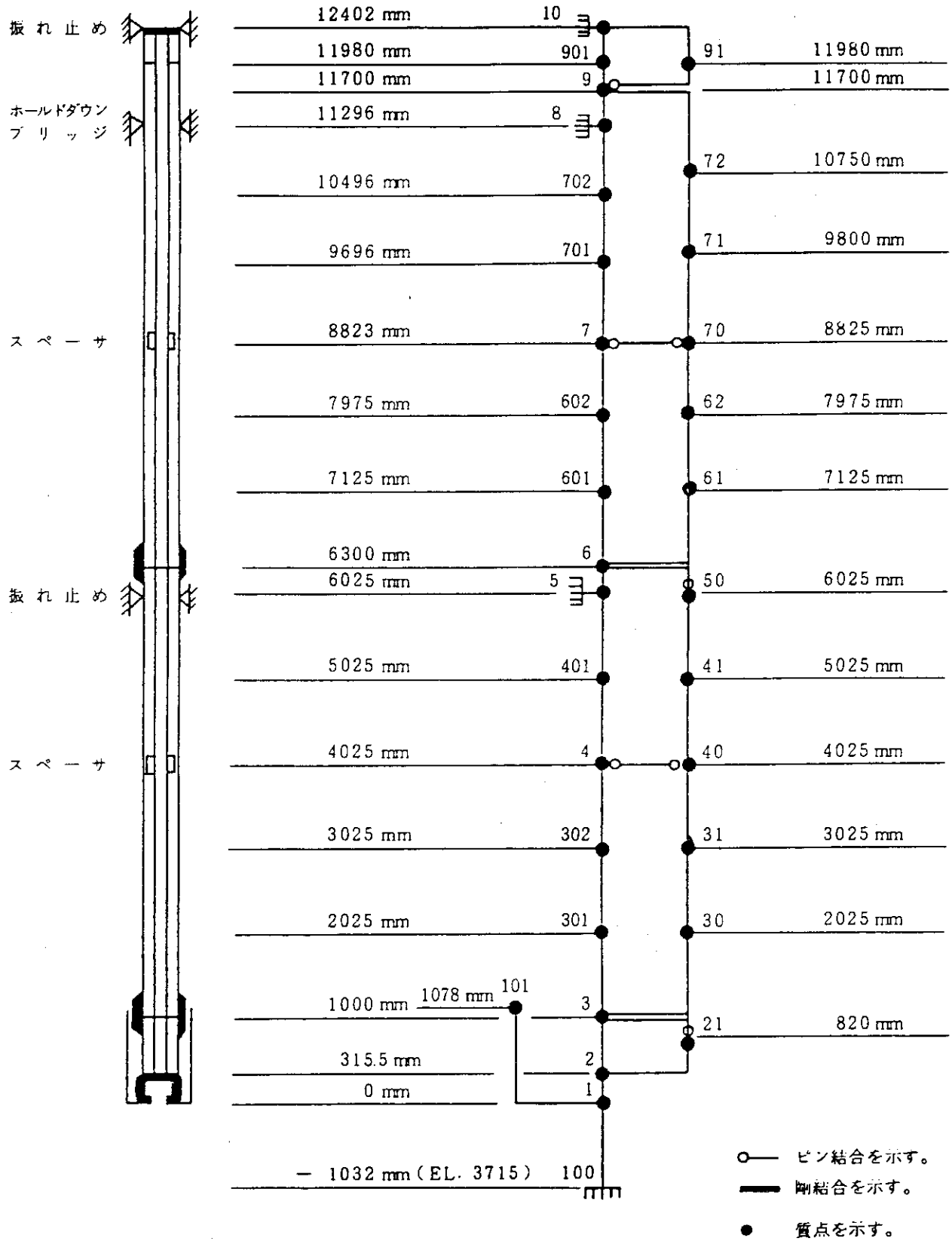
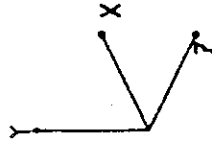


Fig. 3.23 炉内部モデル

2GATA RYUDOSUI CAPSULE
NUPIPE MATHEMATICAL MODEL

MM LEGEND

- / - NODE LOCATION
- - MASSPOINT LOCATION
- ~ - SPRING HANGER
- - SNUBBER
- ← - RIGID SUPPORT
- ≡ - ANCHOR
- ≡ - ELASTO JOINT
- ≡ - FLEXIBLE ANCHOR
- ≡ - VALVE
- ↑ - CONSTANT HANGER



ROTATION ABOUT Y-AXIS = -45 DEG.
X-Z PLANE TILT = 30 DEG.

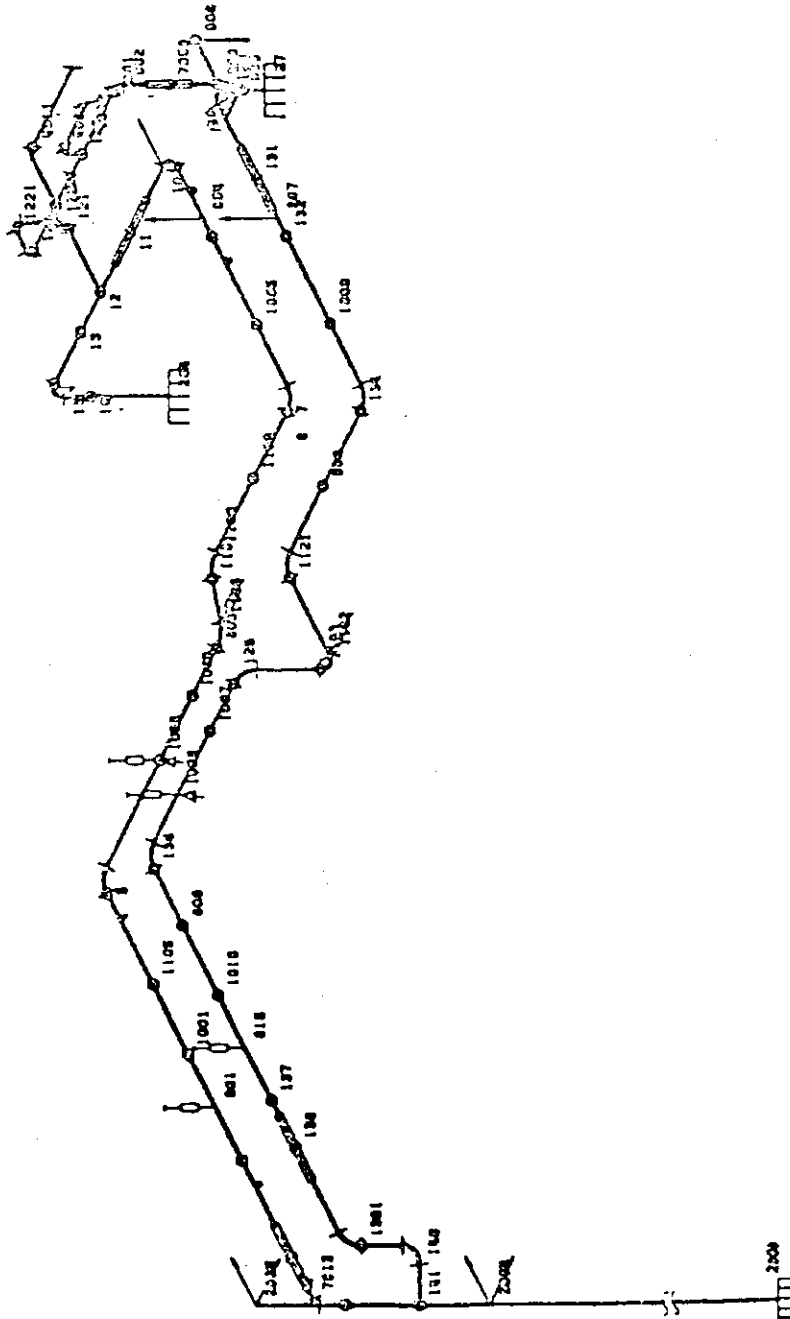
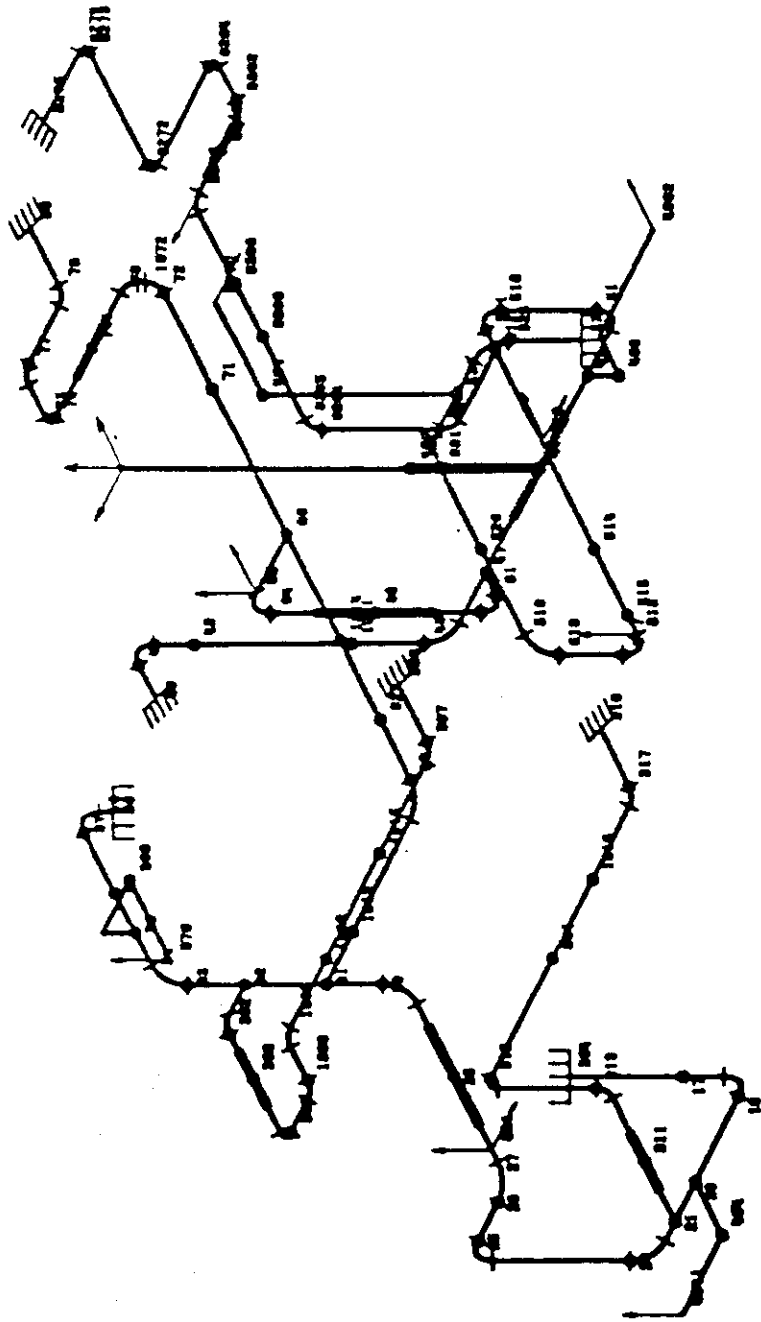
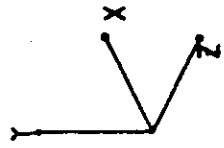
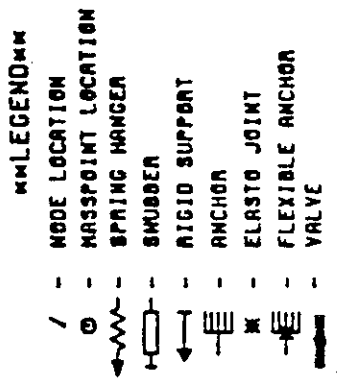


Fig. 3.24 一次系A 配管解析モデル図

2GATA RYUDOSUI CAPSULE
NUPIPE MATHEMATICAL MODEL

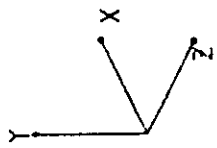


ROTATION ABOUT Y-AXIS - -45 DEG.
X-Z PLANE TILT - -90 DEG.

Fig. 3.25 一次系 B 配管解析モデル図

200TA COOLER
NUPIPE MATHEMATICAL MODEL

- LEGEND
- / - NODE LOCATION
 - - REFERENCE POINT LOCATION
 - SPRING HANGER
 - - SMOOZER
 - ↓ - RIGID SUPPORT
 - ANCHOR
 - ELASTIC JOINT
 - FLEXIBLE ANCHOR
 - VALVE



ROTATION ABOUT Y-AXIS = -45 DEG.
X-Z PLANE TILT = 30 DEG.

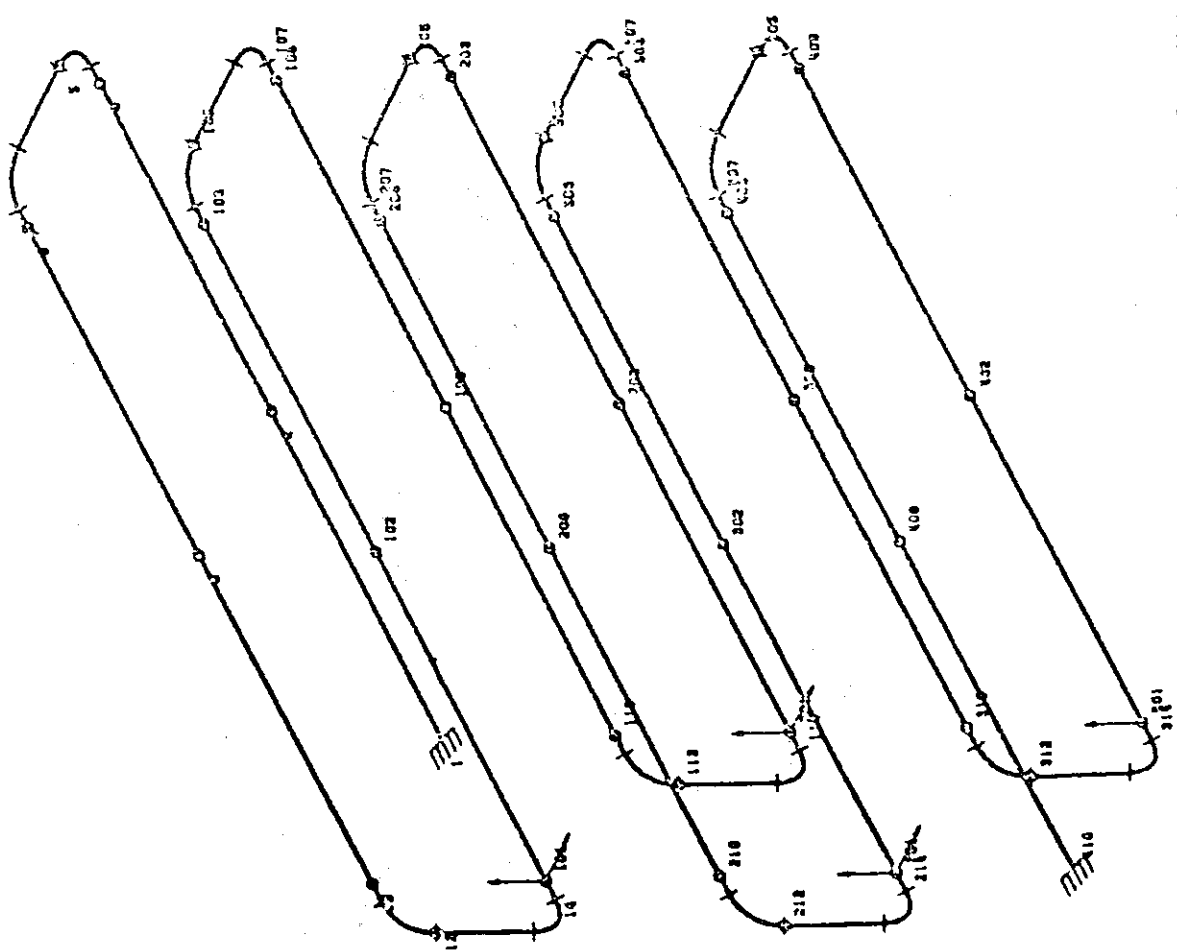


Fig. 3.26 冷却器系配管解析モデル図

3.6 計測制御系統の設計

計測制御系統は、高温高圧ループを安全・確実に運転監視することを目的とし設計を行った。高温高圧ループの運転監視は原則として原子炉棟内に設置した操作盤により行うものとした。しかし、重要な情報（加圧器圧力、加熱器温度及び循環流量）については制御室においても監視できるものとし、緊急時には制御室において停止できるものとした。計装項目、警報表示及びインターロックに関しては Table 3.17 及び Fig. 3.21 に示す。

一次循環系統の圧力、温度及び流量の制御方式は以下の通りとした。

(1) 圧力制御

加圧器内に装荷した電気ヒータの出力を ON, OFF, スライダック及びサイリスタレギュレータにより調節

(2) 温度制御

加熱器内に装荷した電気ヒータの出力を ON, OFF, スライダック及びサイリスタレギュレータにより調節

(3) 流量制御

循環ポンプ出口に取り付けた流量調節弁及びバイパス流量による調節

(4) 冷却器温度制御

冷却器の出口空気温度により冷却ファンの風量調節ダンパーの開度を調節

Table 3.17 計測項目及びインターロック一覧表

R: 記録計, I: 指示計
C: 制御計, A: 警報計
H: 高, L: 低

計測点	計測項目	監視項目 原子炉棟	制御室	インターロック	警報表示
加 圧 器	圧 力	RICA ^H	IA ^H	高で加圧器ヒータ断	原子炉棟及び制御室
	温 度	R	—	—	—
	液 位	RA ^H _L	IA ^H _L	低で加圧器ヒータ断 及び循環ポンプ停止	原子炉棟及び制御室
加 熱 器	圧 力	RA ^H	A ^H	—	原子炉棟及び制御室
	温 度	RCA ^H	IA ^H	高で加熱器ヒータ断	原子炉棟及び制御室
加 圧 器 加 熱 器	温 度 差	IC	—	加熱器ヒータ ON OFF 制御	—
循環ポンプ ┌ 循環水 │ モータ └ 冷却水	流 量	RA _L	IA _L	低で加熱器ヒータ断	原子炉棟及び制御室
	サーモスタット	—	—	断で循環ポンプ停止	—
	流 量	—	—	低で循環ポンプ停止	—
冷 却 器 一 次 側 出 口	温 度	R	—	—	—
二 次 側 出 口	温 度	IC	—	—	—
圧 力 抑 制 タ ン ク	圧 力	IA ^H	A ^H	—	原子炉棟及び制御室
	液 位	I	—	—	—
	温 度	I	—	—	—
	安全弁作動	A	A	—	—
放 射 能 濃 度 高		IA ^H	IA ^H	—	原子炉棟及び制御室

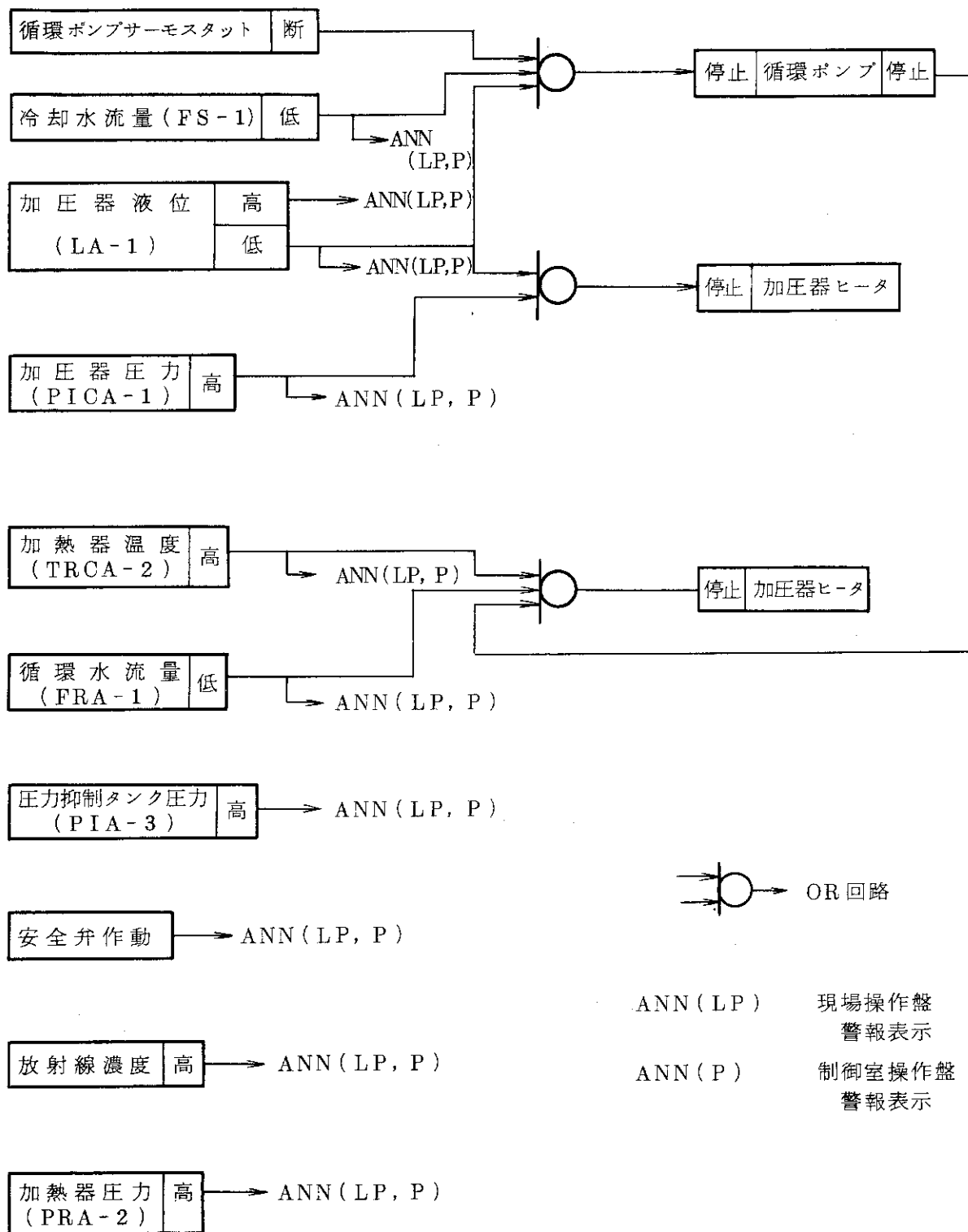


Fig. 3.27 安全系統ロジック図

3.7 フィルタエレメントの設計

高温高压ループを使用した燃料破損実験で燃料が破損した場合、破損粒子は原則として炉内部に取り付けたストレーナにより捕収される。しかしながら破損粒子は高温であるため、ストレーナの焼き切れ等の原因により、炉外に流出する可能性がある。そこで、炉外に流出した破損粒子を捕収するためフィルタを設け以下の設計を行った。

(1) 破損粒子

NSRRでこれまでに行った燃料破損粒子の粒径分布の1例を以下に示す。

(捕収総重量 86.26 g)

径	2mm 以上	2mm 以下 1mm 以上	1 mm 以下 500mm以上	500 μm以下 250 μm以上	250 μm以下 125 μm以上	125 μm以下 74 μm以上	総 量
重 量 (g)	41	23	13.8	6.5	1.5	0.46	86.26
割 合 (%)	47.5	26.7	16.0	7.5	1.7	0.6	100

上記の表より、炉外に流出する破損粒子の量は燃料総重量の1%とし、また粒径は74 μmで均一とした。したがって、最大流出量は5本バンドル体系(燃料約500g)の1%となり5gとした。

(2) 必要濾過面積

許容圧力損失を最大流量時に0.1kg/cm²・gとすると、今回使用するフィルタエレメントのフローレートは1.0 l/min/cm²であるから必要濾過面積は

$$280 \text{ l/min} / 1.0 \text{ l/min/cm}^2 = 280 \text{ cm}^2$$

となる。

(3) 捕収に必要な面積

重量5gの破損粒子の粒子数は、粒子の形状を直径74 μmの球形として、 2.3×10^6 個となる。一方、本フィルタエレメントの1 inch²の捕収粒子数は 4×10^4 個であるため、捕収に必要な面積は371 cm²となる。

(4) フィルタエレメントの仕様

上記(1)~(3)の結果より、本ループに使用するフィルタエレメントは

(イ) 濾過精度：40 μm

(ロ) 材 質：SUS304またはSUS316焼結金属相当

(ハ) 寸 法：φ50mm × 500mm^L(濾過面積785 cm²)

とした。

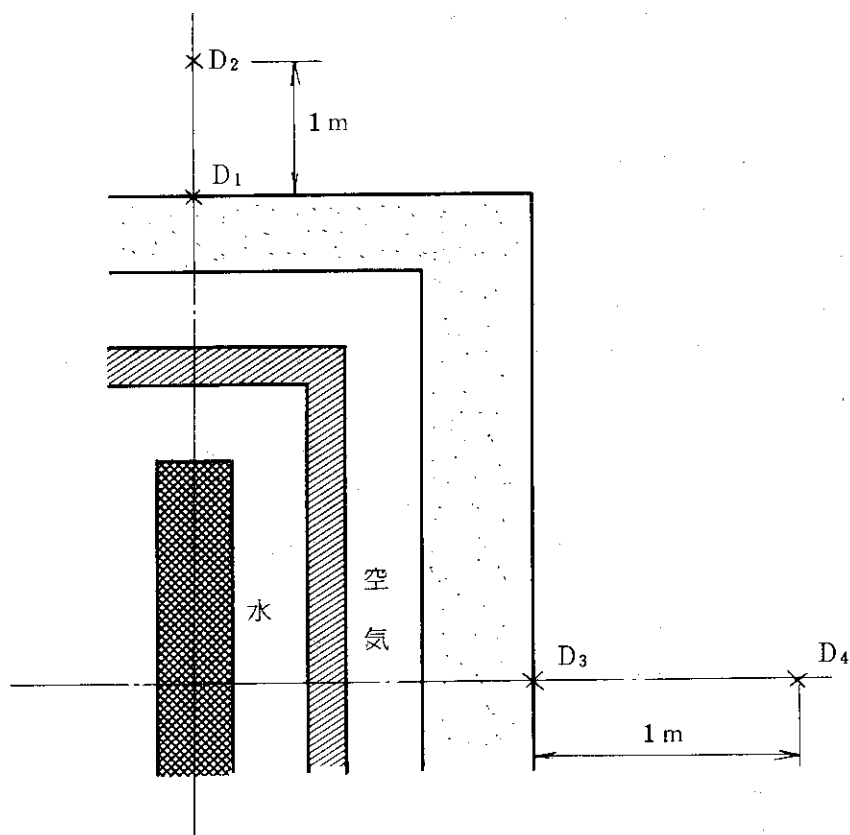
3.8 フィルタ容器の遮蔽

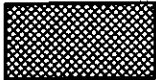
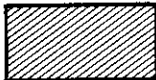

PWR 運転モードの最大実験条件で、5 本バンドル体系の燃料破損実験を行った際の総発熱量は 2×10^5 cal であり、パルス照射後 30 分間減衰した燃料の γ 線強度は 6.06×10^{12} MeV/sec となる。 γ 線の平均エネルギーを 1 MeV とすると、フィルタ容器内には全燃料の 1 % が捕収されるため、放射能強度は 1.64 Ci となる。

許容線量率を遮蔽体表面で 10 mrem/hr、1 m 離れた位置で 200 mrem/hr とし、フィルタ容器遮蔽体の放射線強度の計算を減衰核法を用いて行った。結果を Table 3.23 に示す。

Table 3.23 遮蔽計算結果

評価点	遮蔽体	線量率	許容線量率
D ₁	鉛 4 cm	27 mrem/hr	200 mrem/hr
D ₂		5 mrem/hr	10 mrem/hr
D ₃	鉛 7 cm	80 mrem/hr	200 mrem/hr
D ₄		6 mrem/hr	10 mrem/hr



-  線源 (1.64 Ci)
-  フィルター容器 (SUS 304)
-  遮蔽体 (鉛)

3.9 安全弁の吹出容量

本装置は試験部容器，加圧器，加熱器，循環ポンプ，冷却器及び圧力抑制タンクから構成されており，これらは互いに配管で連結されている。これらの装置のうち安全弁を装荷しているものは，加圧器，加熱器及び圧力抑制タンクである。

安全弁吹出容量の計算においては，配管の影響を無視してそれぞれの容器ごとに各容器で考えられる圧力上昇に十分見合う容量の安全弁を設置すれば装置としては十分に安全である。¹¹⁾

3.9.1 加圧器安全弁（蒸気用）

(1) 安全弁吹出圧力

$$167 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g} \text{ (飽和温度 } 349.7^\circ\text{C)}$$

$$\text{最大背圧 } 5 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$$

(2) 圧力上昇要因

内部ヒーター

$$15 \text{ KW} = 12900 \text{ Kcal/H}$$

$$\text{(} 1 \text{ KW時} = 860 \text{ Kcal)}$$

試験燃料に与えられる熱量は系内の温度・圧力が $160 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ ， 325°C の条件で瞬時に最大 310 Kcal 与えられるだけであり，安全弁吹出圧力条件以下のわずかな水温上昇に寄与するだけであって持続して蒸気を発生する熱源とはならないため安全弁の吹出容量の計算において考慮する必要はない。

即ち，内部に設置されている電気ヒーターによる吹出容量分のみを考慮すればよい。

(3) 内部発熱量による飽和蒸気の所要吹出容量 W'

圧力 $167 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ における蒸発熱は 217 Kcal/kg であるから

$$W' = \frac{12900}{217} = 59.55 \div 60 \text{ kg/H}$$

(4) 使用安全弁の吹出容量 W

a. 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準第501号，第73条，第1号の計算式に従って計算する。

弁のリフトが弁座口の直径の15分の1以上

吹出容量は

$$W = \frac{1.03P+1}{10} F \quad \left(\frac{1}{15} \leq \frac{L}{D} \leq \frac{1}{7} \right)$$

ここで，

D：弁座口径 12 mm

L：リフト 1 mm

W：吹出容量 (kg/H)

F : 弁座の角度が弁軸に対して90度の場合の弁座口の面積

$$\frac{\pi}{4} D^2 = 113.1 \text{ mm}^2$$

P : 弁の吹出圧力 167 kg/cm²・g

最大背圧 5 kg/cm²・g を考慮し, 162 kg/cm²・g とする。

$$\therefore W = \frac{1.03 \times 162 + 1}{10} \times 113.1 = 1898.5 \div 2000 \text{ kg/H}$$

故に $W = 2000 \text{ kg/H} > 60 \text{ kg/H}$

従って, 必要な容量の約33倍であり, 試験燃料からの熱量による吹出容量に対しても十分な容量である。

3.9.2 加熱器安全弁(水用)

(1) 安全弁吹出圧力

180 kg/cm²・g (350℃以下で使用)

最大背圧 5 kg/cm²・g

(2) 圧力上昇要因

内部ヒーター

40KW = 34400Kcal/H

試験燃料に与えられる熱量は系内の温度・圧力が160 kg/cm²・g, 325℃の条件で瞬時に最大310Kcal与えられるだけであり, 安全弁吹出圧力条件以下のわずかな水温上昇に寄与するだけであって持続して蒸気を発生する熱源とはならないため安全弁の吹出容量の計算において考慮する必要はない。

即ち, 内部に設置されている電気ヒーターによる吹出容量分のみを考慮すればよい。

(3) 内部発熱量による飽和水の所要吹出量

加圧器を除く一次循環系統の容量W(kg)の飽和水が内部発熱量Q Kcal/Hを受けた時の温度変化を ΔT (℃/H)とすると

$$Q = W \cdot C_p \cdot \Delta T \quad (1) \text{式}$$

ここで C_p は180 kg/cm²・g, 350℃における水の定圧比熱
また ΔT の温度変化に対し ΔV (m³/H)の体積膨張があったとき,

$$\Delta V = W \cdot \beta \cdot \Delta T / \gamma \quad (2) \text{式}$$

ここで β は体積膨張係数(1/℃)

γ は比重

(2)式を(1)式に代入して

$$\Delta V \cdot \gamma = \beta \cdot Q / C_p$$

左辺は一次循環系の容量の変化分 ΔW (kg/H)となるため、飽和水の吹出容量 W' (kg/H)は $W' = \beta \cdot Q / C_p$ となる。よって

$$W' = \frac{\beta \cdot Q}{C_p} = \frac{0.0069 \times 34400}{1.99} = 119.3 \approx 120 \text{ kg/H}$$

(4) 使用安全弁の吹出容量 W

発電用原子力技術基準には、水用安全弁の吹出容量の計算式は規定されていない。そこで ASME Code Section III, NB7825 に従って下記の通り計算を行う。

$$W = 0.5145 A (1.03P + 1) K \times 0.9$$

ここで

W : 吹出容量 (kg/H)

A : ノド部の面積 $4 \times 7 \text{ mm}^2$

P : 吹出圧力 $180 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$

最大背圧 $5 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$ を考慮し、 $175 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ とする。

K : 公称吹出係数 0.97

$$\begin{aligned} \therefore W &= 0.5145 \times 4 \times 7 \times (1.03 \times 175 + 1) \times 0.97 \times 0.9 \\ &= 2279.5 \approx 2280 \text{ kg/H} \end{aligned}$$

故に $W = 2280 \text{ kg/H} > 120 \text{ kg/H} = W'$

従って、必要な容量の約20倍であり、安全弁の吹出容量は十分である。

(5) 蒸気安全弁と考えた場合の再評価

(イ) 安全弁吹出圧力

$180 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ (350℃以下で使用)

最大背圧 $5 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$

(ロ) 圧力上昇原因

内部ヒーター

$40 \text{ KW} = 34400 \text{ Kcal/H}$

(1KW時 = 860Kcal)

(ハ) 内部発熱量により発生する蒸気量に必要な安全弁の吹出容量 W'

容器内を $180 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 、及びその飽和温度と仮定した時、蒸発熱は 193 Kcal/kg であるから

$$W' = \frac{(\text{発熱量})}{(\text{蒸発熱})} = \frac{34400}{193} = 178.2 \approx 179 \text{ kg/H}$$

(ニ) 安全弁の吹出容量 W

発電用原子力設備に関する構造等の技術基準第501号、第73条、第1号の計算式に従って計算する。

弁のリフトが弁座口の直径の15分の1以上、7分の1以下の場合、吹出容量Wは

$$W = \frac{1.03P + 1}{10} F \quad \left(\frac{1}{15} \leq \frac{L}{D} \leq \frac{1}{7} \right)$$

ここで

D : 弁座口径 12 mm

L : リフト 1 mm

F : 弁座の角度が弁軸に対して90度の場合の弁座口の面積

$$\frac{\pi}{4} D^2 = 113.1 \text{ mm}^2$$

P : 弁の吹出圧力 180 kg/cm²・g

最大背圧 5 kg/cm²を考慮し、175 kg/cm²・gとする。

$$\therefore W = \frac{1.03 \times 175 + 1}{10} \times 113.1 = 2049.9 \div 2050 \text{ kg/H}$$

故に $W = 2050 \text{ kg/H} > 179 \text{ kg/H} = W'$

従って、必要な容量の約1.1倍であり、安全弁の吹出容量は十分である。

3.9.3 圧力抑制タンク安全弁（蒸気用）

(1) 安全弁吹出圧力

5 kg/cm²・g（飽和温度160℃）

最大背圧 0 kg/cm²・g

(2) 所要吹出容量W'

圧力抑制タンクは電気ヒータによる内部発熱がないため、加圧器及び加熱器からの安全弁の吹出容量を同時に受けた場合が最もきびしい状態である。この場合圧力抑制タンクの安全弁は、圧力抑制タンクに送入される流体の合計以上の吹出容量をもたねばならない。

すなわち

$$\begin{aligned} W' &= \text{加圧器の吹出容量} + \text{加熱器の吹出容量} \\ &= 60 \text{ kg/H} + 120 \text{ kg/H} = 180 \text{ kg/H} \end{aligned}$$

(3) 使用安全弁の吹出容量W

通商産業省告示第501号、第73条第1号の計算式に従って計算する。弁のリフトが弁座口径の7分の1以上の場合の吹出容量は

$$W = \frac{1.03P + 1}{5} F \quad \left(\frac{1}{7} \leq \frac{L}{D} \right)$$

ここで

D : 弁座口径 16 mm

L : リフト 4 mm

F : 弁座の角度が弁軸に対して 90 度の場合の弁座口の面積

$$\frac{\pi}{4} D^2 = 201.1 \text{ mm}^2$$

P : 弁の吹出圧力 5 kg/cm²・g

$$\therefore W = \frac{1.03 \times 5 + 1}{5} \times 201.1 = 247.4 \text{ kg/H}$$

故に $W = 247 \text{ kg/H} > 180 \text{ kg/H} = W'$

従って、必要な容量の約 1.37 倍であり、安全弁の吹出容量は十分である。

3.10 実験物取扱い設備との整合性

高温高圧カプセルの炉内部は、長尺の重量物（全長約 12m，重量約 1200kg）であって、燃料破損実験を実施する毎に試験燃料取り出しのため組立て及び解体を行う必要がある。また、試験部容器は照射によって放射化するため取扱いには十分注意しなければならない。さらに、試験部容器は実験毎に詳細な寸法測定を、特の変形量が 1% を越えた場合には超音波探傷試験を実施しなければならない。

NSRR では、これらの作業及び試験検査のため、長尺実験物に対する実験物取扱い設備、すなわち実験物取扱い架台（Fig. 3.28）、実験物解体セル（Fig. 3.29）、保管架台（Fig. 3.30）、詳細寸法測定装置（プロフィールメータ，Photo 3.1）、超音波探傷試験装置（Photo 3.2）を設けている。

高温高圧ループの炉内部は、これら実験物取扱い設備が十分にその機能を果たすこと、また作業が円滑で安全に行えることに留意して設計を行った。

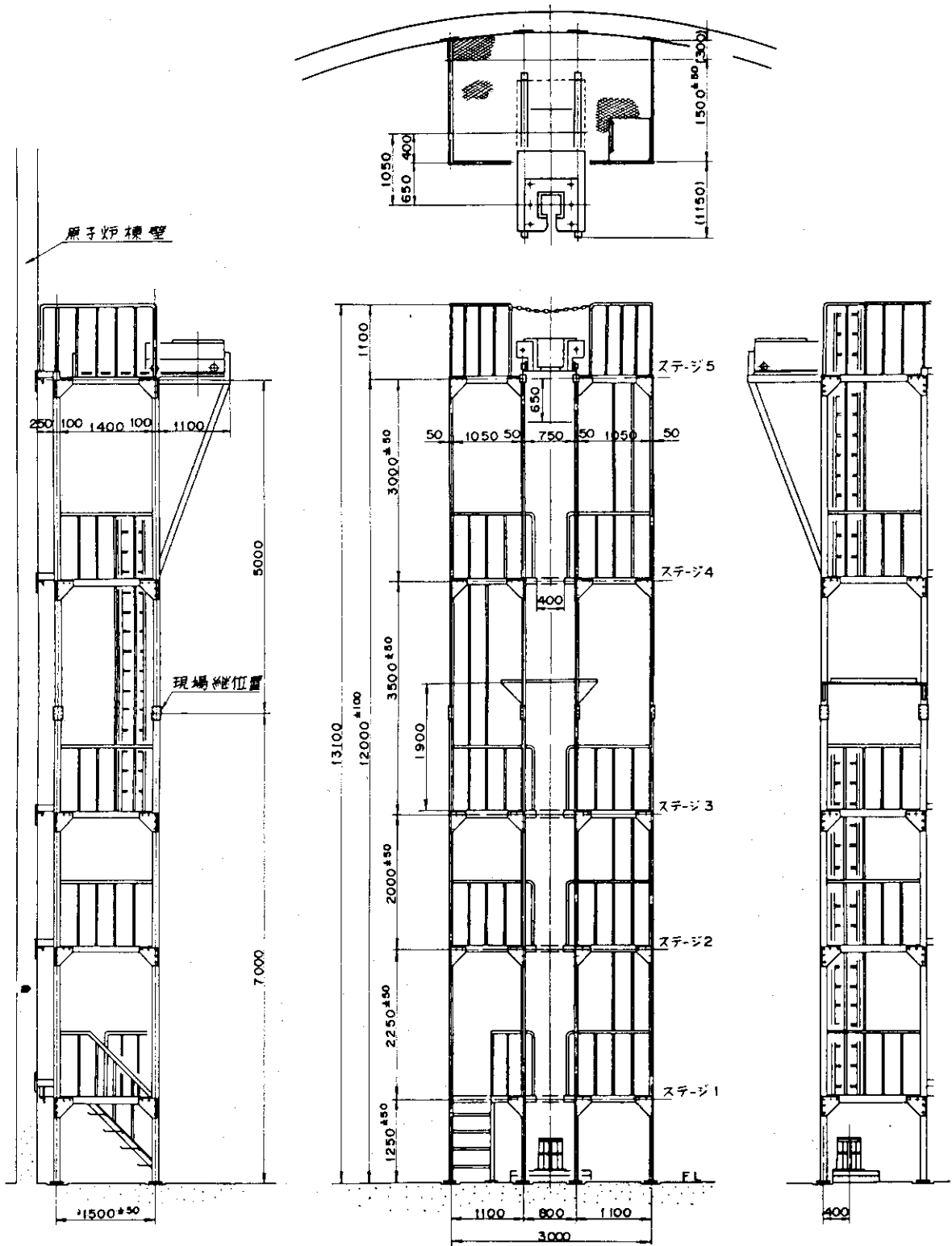


Fig. 3.28 NSRR 実験物取扱い架台組立図

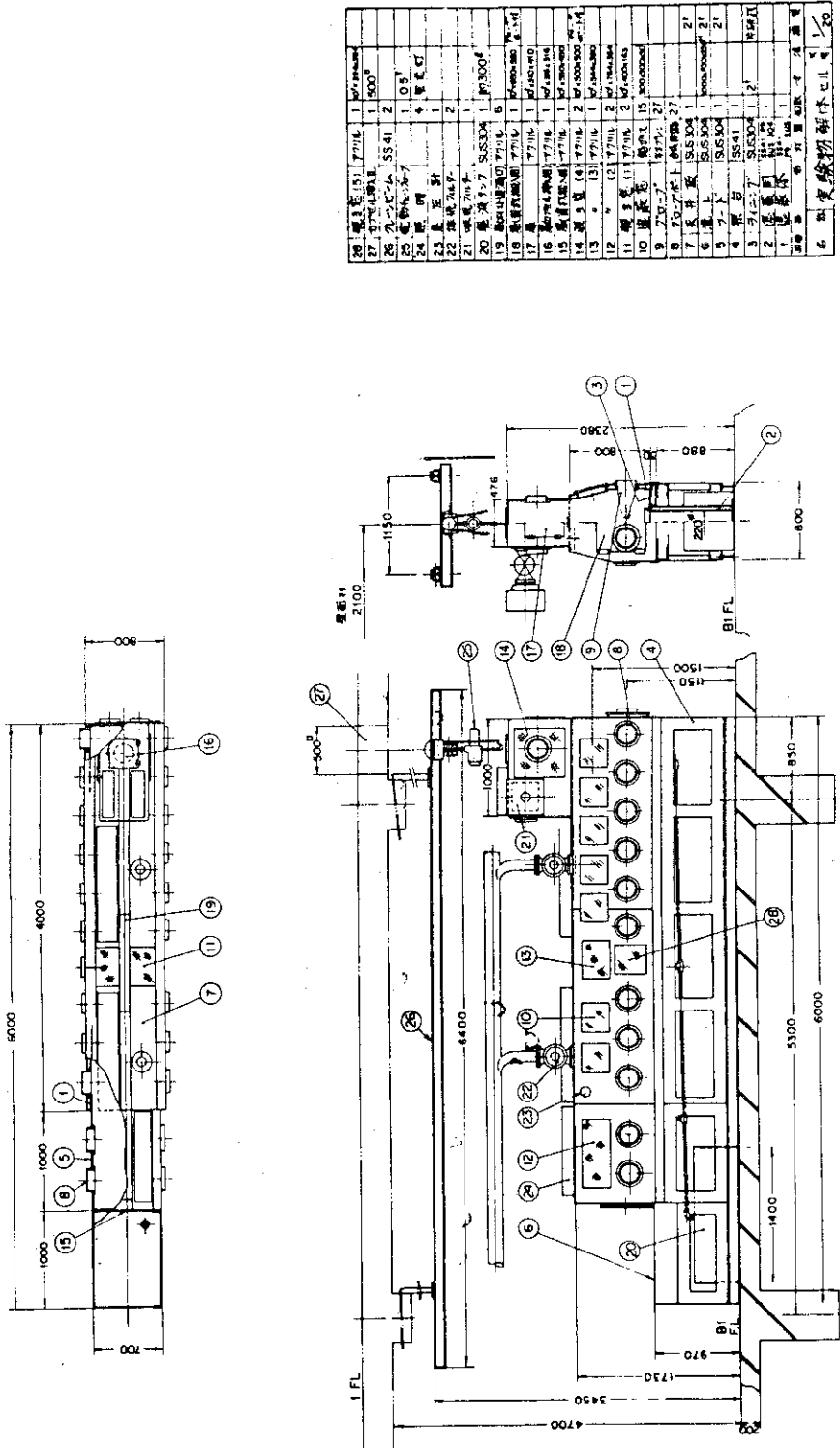


Fig. 3.29 NSRR 実験物解体セル組立図

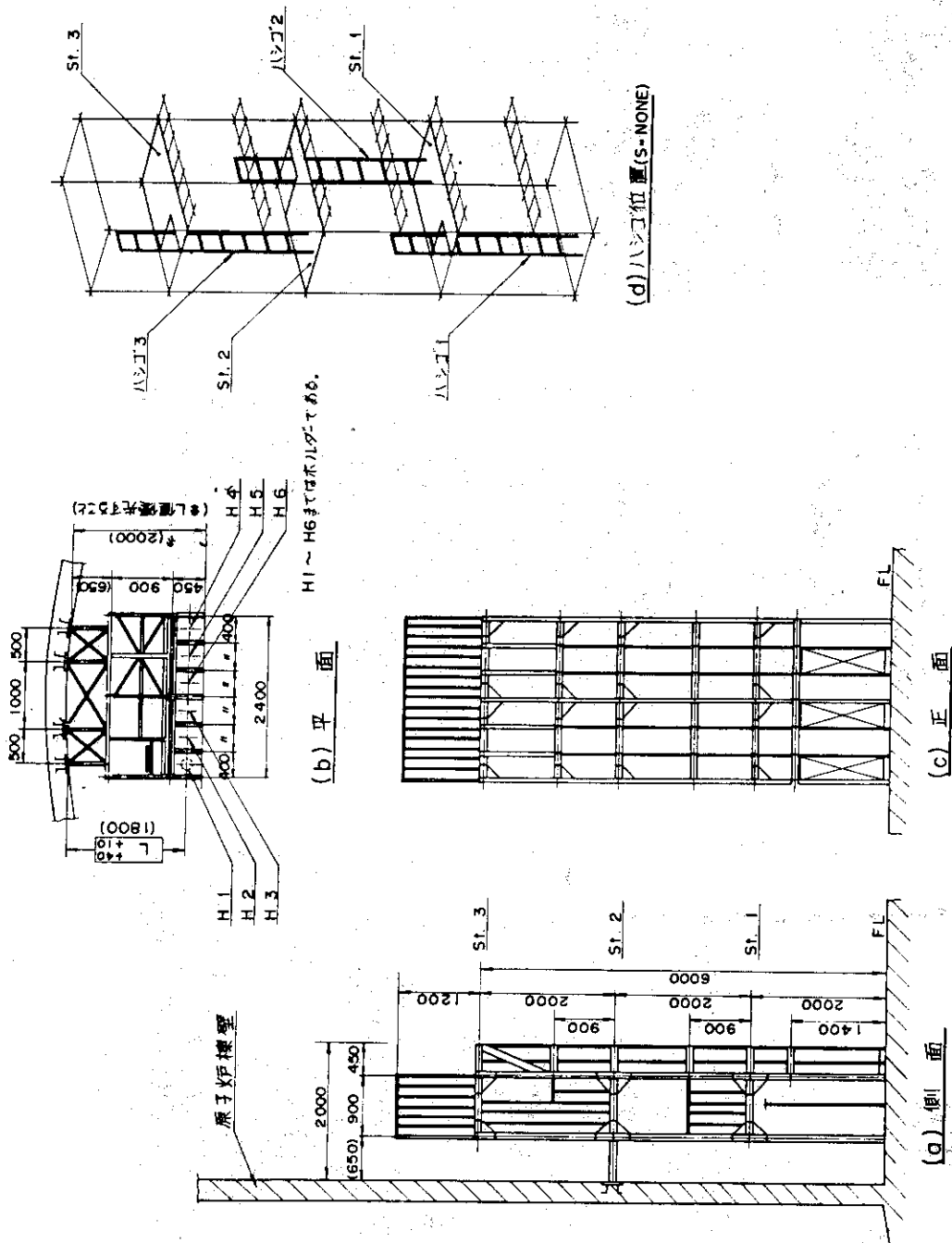


Fig. 3.30 実験物保管台組立図

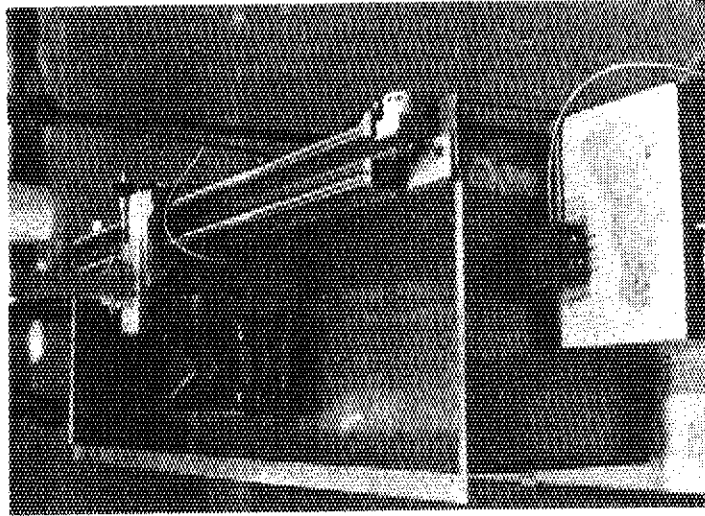
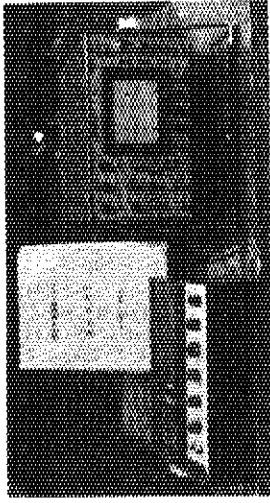


Photo. 3.2 NSRR実験物内部欠陥計測装置
(超音波探傷試験装置)の外観

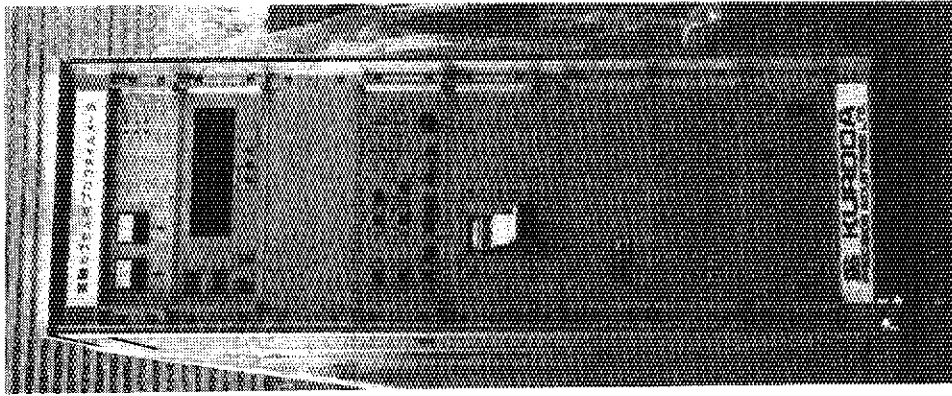
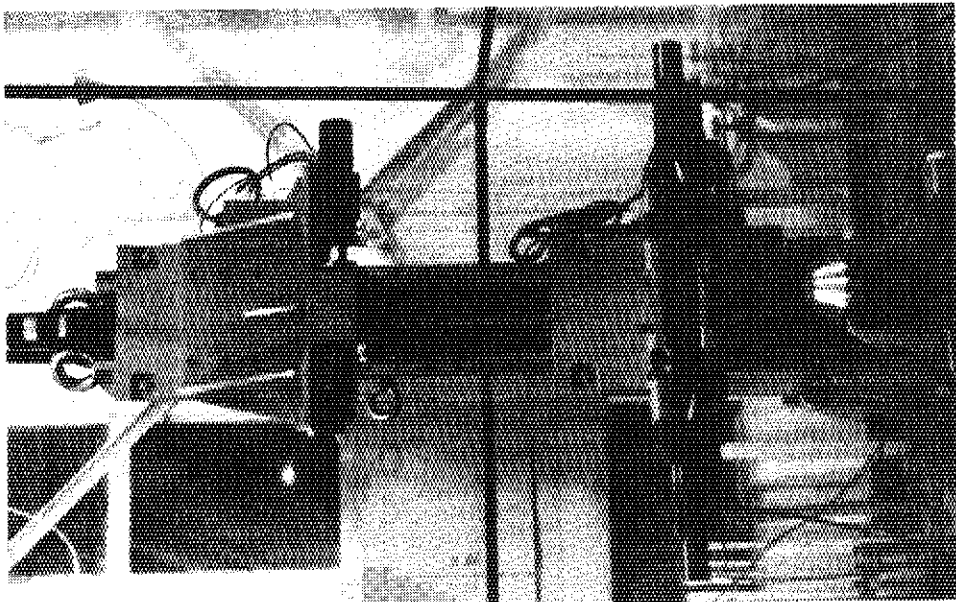


Photo. 3.1 NSRR実験物詳細寸法測定装置(カプセル寸法
測定用プロファイルメータ)の外観



4. 高温高圧ループの製作および試験検査

高温高圧ループの製作及び試験検査は Fig. 4.1 に示す工程に従って実施された。

(1) 材 料

十分な技術を有する材料メーカーにて十分な品質管理体制のもとに製造された材料を準拠する法令、規格及び基準にのっとり試験検査を実施後使用した。

(2) 製 作

(イ) 試験部容器、内部構造物、圧力管、加圧器、加熱器圧力抑制タンク、冷却器及びその他の機器毎に成形加工、中間組立を行い、その後本体組立及び全体組立を行った。

(ロ) 各工程において慎重に製作を行い、適時適切な試験検査を実施しながら工事を進めた。

(ハ) 圧力管・架台間の連絡用配管を除く各機器等の加工、組立及び試験検査は原則としてすべて工場内で行い、完成品として現地へ搬入した。連絡用配管については、圧力管及び架台を所定の位置に設置した後、現物合せで加工し、組立及び試験検査を行った。

(ニ) 循環ポンプ、電気ヒータ、弁類及び計装品については、十分な技術を有する機器メーカーにおいて十分な品質管理のもとで加工、製作されたものを使用した。

(ホ) 各部の溶接は、通商産業省資源エネルギー庁長官通達 50 資庁第 9683 号に適合する溶接設備、溶接施行法及び溶接士により、十分な品質管理体制のもとで行った。

(3) 試験検査

(1) 基本的な考え方

高温高圧ループは燃料照射実験のための高温高圧水流動条件を実施する一次循環系統及びその機能を補助し、あるいは制御などをつかさどる付属系統から構成されており、その使用に先立って各系統が健全で十分に機能を発揮することを確認するのが本検査の目的である。これらの系統のうち、一次循環系統は燃料照射前後の高温高圧条件に耐えると共に、燃料破損によって発生する衝撃圧にも耐えるよう機械的強度を考慮した設計がなされている。又、燃料破損によって発生する放射性物質を内部に封じ込める密閉系としての機能も要求されている。従って、本検査はこの一次循環系統の耐圧密閉性の確認に特に重点をおいて実施した。

Table 4.1 に試験検査の項目及び立会区分を示す。

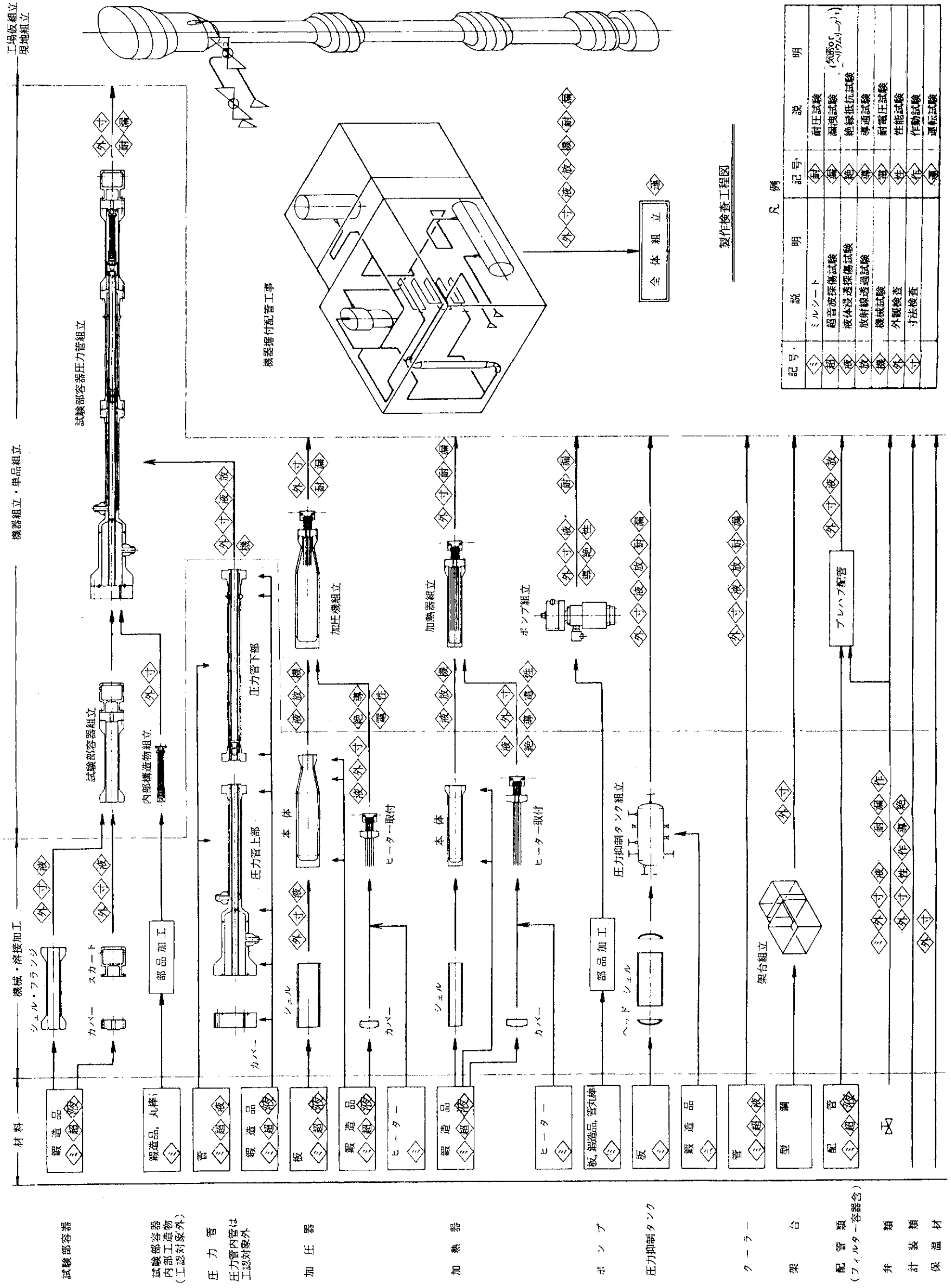


Fig. 4.1 製作および検査の工程

Table 4.1 試験検査の項目及び立会検査区分表

試験検査項目	材料検査			工場検査				部品検査				現地検査				備考												
	化学成分	機械的強度	超音波探傷試験	液体浸透探傷試験	外形検査	寸法検査	溶接施工記録	放射線透過試験	液体浸透探傷試験	機械試験	耐圧試験	気密試験	ヘリウムリーク試験	導通・絶縁抵抗試験	耐電圧試験		動作試験	性能試験	外形検査	寸法検査	溶接施工記録	放射線透過試験	液体浸透探傷試験	耐圧試験	気密試験	導通・絶縁抵抗試験	運転計装系試験	運転試験
試験検査対象																												
試験部容器	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
試験部容器内部構造物	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
圧力管	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
加圧器	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
加熱器	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
循環ポンプ	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
圧力抑制タンク	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
冷却器	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
架台	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
配管	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
補助系統	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
安全弁	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
計装品	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
操作盤	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
保温材	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○
完成体	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○	△○

5. 装置の性能

5.1 温度および圧力

高温高圧ループは、動力炉の運転条件下におけるNSRRの燃料破損実験に使用するための装置である。ただし実際の動力炉の場合、PWRとBWRでは、運転条件に大きな差があるため、高温高圧ループではPWRの運転条件である圧力 $156 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 、温度 305°C 及び流量 3 m/s を初期条件とした実験を円滑に実施するため、圧力 $180 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 、温度 350°C 及び流量 5 m/s で設計を行った。

したがって、本装置自身の性能上は、試験燃料部で $160 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 以下の圧力であれば任意の設定で実験を行うことが可能である。しかしながら、高温高圧ループの場合、一次循環系統の最高圧力が安全審査により $160 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ と定められている。その結果、本装置では循環ポンプの吐出圧力が $8 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ あるため、最高圧力は循環ポンプ出口、最低圧力は同ポンプ入口（加圧器）となる。よって、試験燃料部で設定できる最高圧力は、装置各部の圧力損失により低減されるため約 $156 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ となり、最高温度は循環ポンプ入口圧力 $152 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ における飽和温度 342°C となるが循環ポンプのキャビテーションの発生を防ぐため 325°C とする。また、循環流量に関してはバイパス流路等の使用により 5 m/s 以下であれば任意に設定可能である。

高温高圧ループの上記運転条件における設定精度は、温度約 $\pm 2^\circ\text{C}$ 、圧力約 $\pm 3 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 、流量約 $\pm 0.1 \text{ m/s}$ である。

5.2 試験燃料の発熱量

NSRR実験では、パルス照射時の試験燃料の挙動を整理する上で発熱量(cal/gUO_2)を用いている。高温高圧ループを使用した実験時に試験燃料の発熱量がどの程度となるかを推定しておくことは、実験計画を立案する上で重要である。

高温高圧ループ実験における発熱量の推定は、ほぼ同形状の照射部（試験部容器）を持ち、また運転条件の似ているI型高温高圧カプセルの発熱量較正結果をもとに行った。また発熱量の推定は、NSRR実験の基礎となる10%濃縮度の標準燃料を1本のみ照射する場合について行った。したがって、バンドル実験等の体系の複雑な場合、あるいは燃料の濃縮度の違い等の燃料パラメータ実験等の場合の発熱量については、今後逐時検討していく予定である。以下に高温高圧カプセル実験の場合の発熱量、高温高圧ループと高温高圧カプセルの形状及び運転状態の比較を示す。

高温高圧カプセル実験における100MW-S当りの試験燃料の発熱量

	BWR運転モード	PWR運転モード
発熱量	350 cal/gUO_2	320 cal/gUO_2

形状及び運転状態の比較

		高温高圧カプセル	高温高圧ループ
形 状	内 径	100 mm	100 mm
	肉 厚	13 mm	9.5 mm
P W R 運 転 モ ー ド	温 度	305 ℃	325 ℃
	圧 力	160 kg/cm ² ・g	156 kg/cm ²
	流 量	0 m/s	5 m/s

上記のように、高温高圧カプセルと高温高圧ループでは内径は全く同じであるが、高温高圧ループの方が肉厚が薄いため中性子の吸収は少なくなり、試験部容器内に到達する中性子量は多くなり発熱量は増加する傾向にある。しかしながら高温高圧ループの場合には、試験部容器内に複雑な内部構造物が存在するため中性子の減速に必要な冷却水の量が少なくなると共に、一旦減速された中性子が内部構造物に吸収される可能性がある。また、高温高圧ループでは運転温度が若干高いため冷却水の密度は小さくなり、これらの要因はすべて試験燃料の発熱量を減少させる方向に働くことになる。以上の検討により、高温高圧ループ実験における試験燃料の発熱量は、BWR運転モードの場合も含めて、高温高圧カプセル実験の場合の発熱量と同程度となると推定される。なお、詳細な発熱量の決定は、今後核計算あるいは発熱量校正試験の実施により行っていく予定である。

5.3 実験体系

NSRR実験は、単一燃料の場合及び数本の燃料をバンドルに組み込んだ場合について実施している。高温高圧ループでは、第3.1図に示すように内部構造物の流路管内に交換可能な5本のダミー燃料棒が組み込まれており、このうち1本あるいは全部を試験燃料に交換することによって、単一燃料実験及び5本バンドル実験を実施することが可能である。また、3本または4本の試験燃料にそれぞれ別個の流路管を設け、隣接燃料による中性子の吸収（試験燃料内発熱分布の均一化）あるいは熱影響の少ない4単一燃料体系による実験も計画中である。

5.4 実験計装

これまでに大気圧水カプセル実験で使用されている実験計装機器は、大気圧で100℃以下の初期条件で使用することを目的として製作されている⁶⁾。したがって、高温高圧ループのような高温高圧条件下では、耐圧、シール性及び絶縁性に問題があり、使用することは不可能である。そこで、高温高圧ループでは、高温高圧カプセルで使用されている実験計装機器を参考にして、専用のものを開発した。^{15), 16)}

(1) 温度計

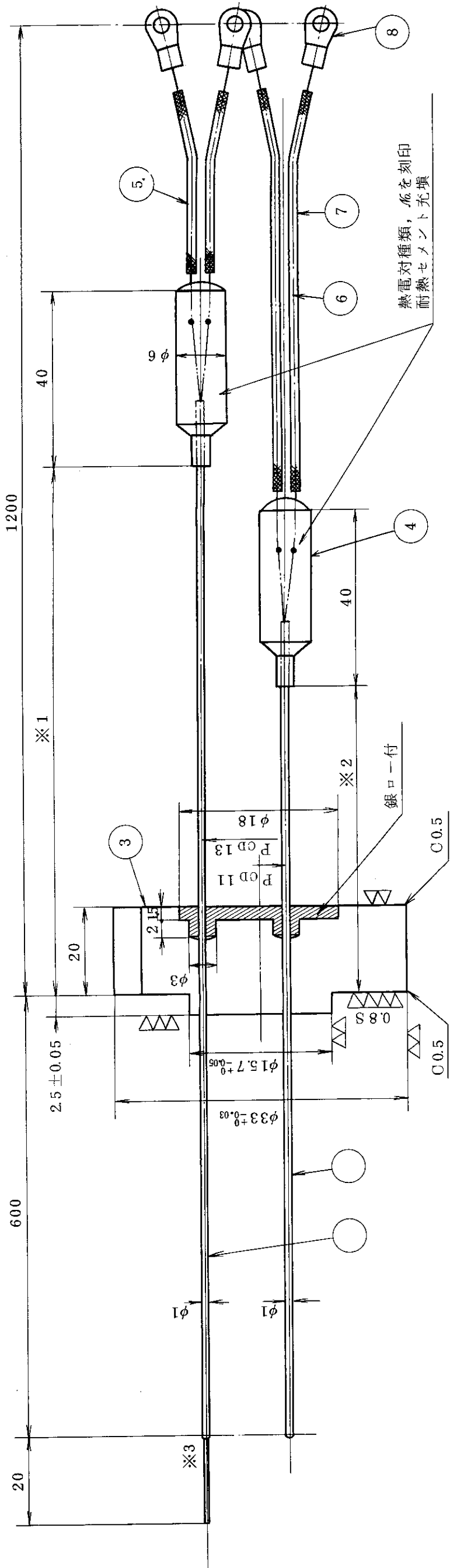
Fig. 5.1に温度計の組立図を示す。

温度計は、高温高圧条件下で使用するため、シース型の熱電対を採用し、被覆管表面温度及び冷却水温度などの多点計測のためマルチチャンネル構造とした。構成は被覆管表面温度測定用に白金-白金ロジウム熱電対を6点、また冷却水温度測定用にCA熱電対を4点とした。熱電対のシース外径は $\phi 1\text{mm}$ とし、被覆管表面温度測定用熱電対の先端は、照射実験の際の瞬時の温度挙動に対する応答性をよくするため素線をむき出しとした。また信号線の試験部容器からの取り出しについては、10本の熱電対を貫通板に銀ロー付けし、貫通板を金属Oリングを介して袋ナットで締め付けシールする方法とした。

(2) 圧力計及び流量計

Fig. 5.2, 3に圧力計及び流量計の外観図を、Fig. 5.4に組立図を示す。

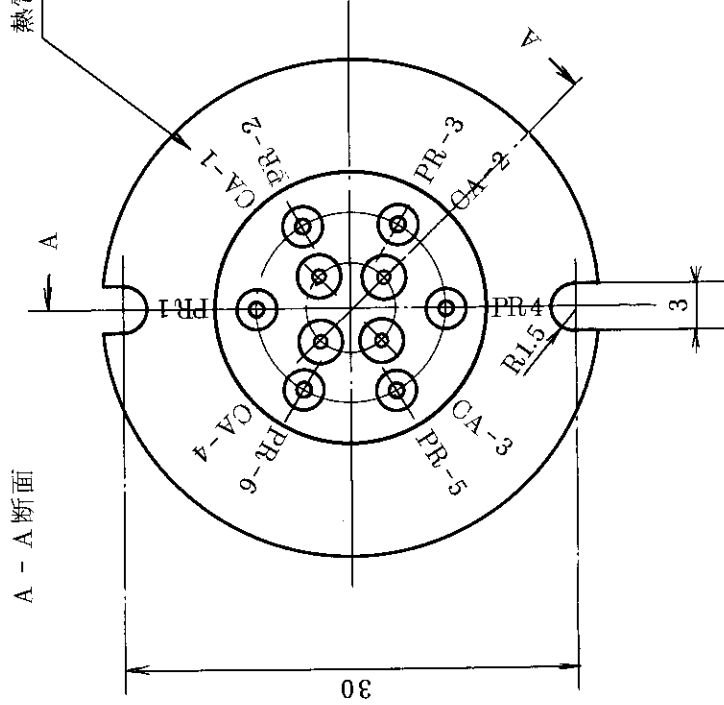
圧力計は、放射線による影響の少ない歪ゲージ型で高温高圧用のものを採用した。また、流量計についてはドラッグプレート型のものとした。これらの計器はいずれもNSRRの大気圧カプセル実験で使用されてきたものと同一の作動原理であり、特に高温高圧用に(i)本体を溶接構造、(ii)信号線をMIケーブル、(iii)温度ドリフトの補償回路等の改良を加えたものである。信号線の取り出し部はスウェジロックによりシールしている。



熱電対種類, 数を刻印

※1	PR-1	450
	2	500
	3	550
	4	600
	5	650
	6	700
※2	CA-1	250
	2	300
	3	350
	4	400

※3 防湿処理



A-A断面

8	圧着端子	20	Cu
7	絶縁チューブ	20	ガラスウール
6	補償導線(CA)	4対	JIS 0.75級
5	補償導線(PR)	6対	JIS 0.25級
4	アダプタ	10	SUS304
3	貫通板	1	SUS304
2	CA熱電対	4	
1	PR熱電対	6	
品番	品名	員数	材質

Fig. 5.1 高温高圧ループ用熱電対組立図

	MIの長さ	ソフトコード
Ⅱ型	φ1.2×15 cm	2m std
Ⅲ型	φ1.2×1.5 m	#

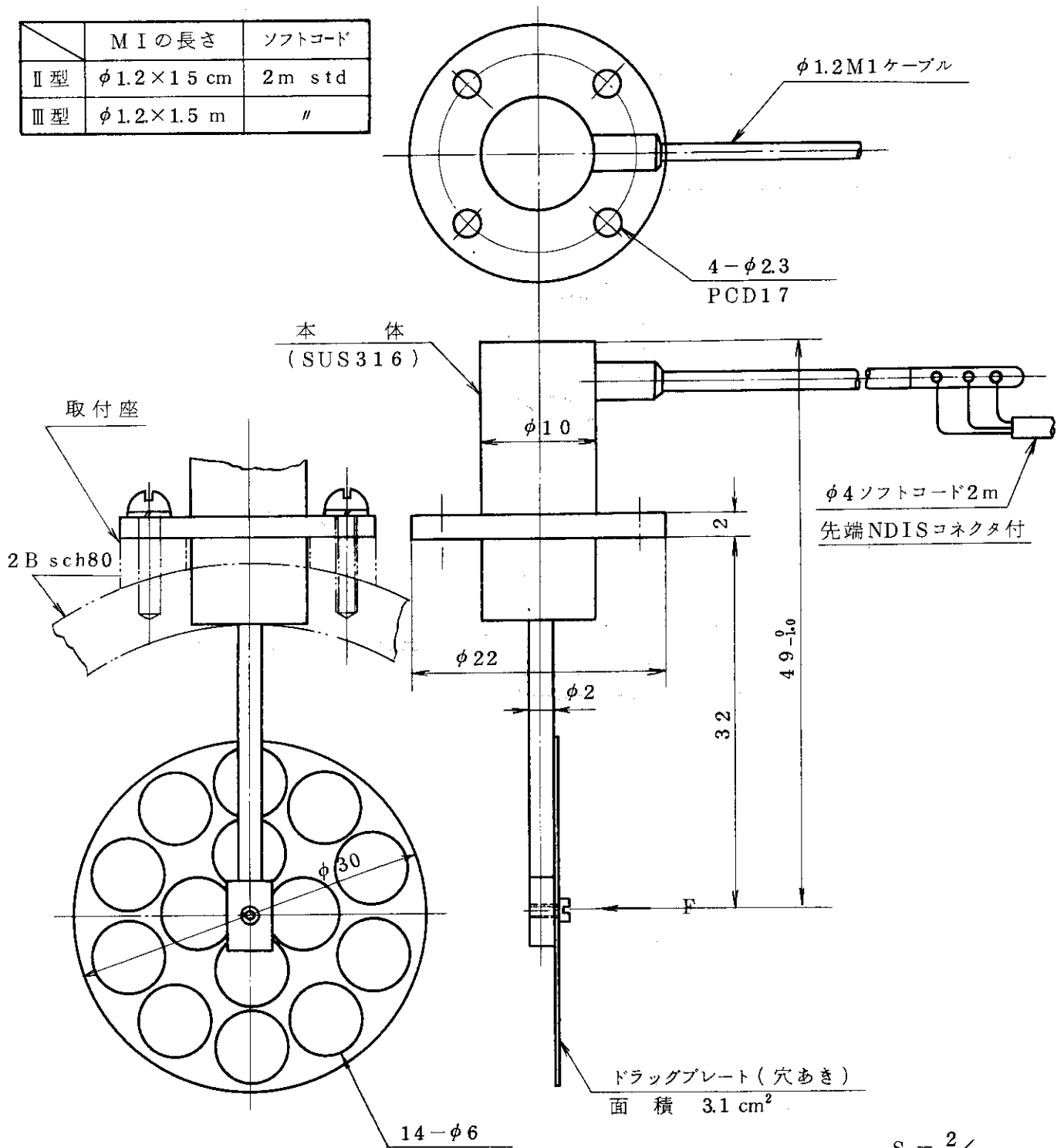


Fig. 5.2 流量計外観図

	MIの長さ	ソフトコード
Ⅱ型	$\phi 1.2 \times 15 \text{ cm}$	2m std
Ⅲ型	$\phi 1.2 \times 1.5 \text{ m}$	"

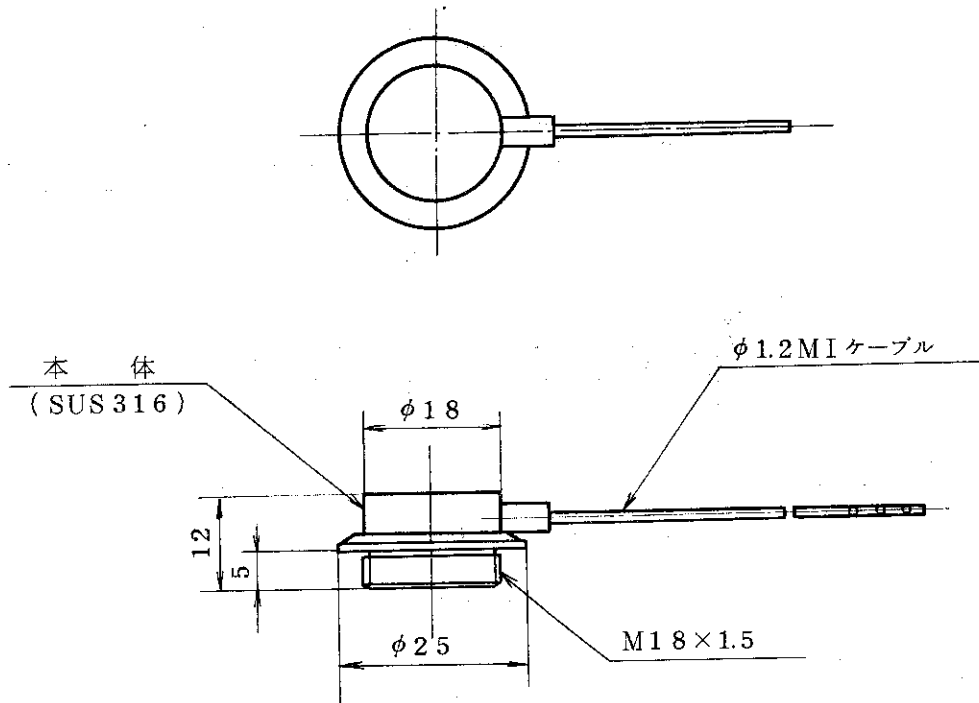


Fig. 5.3 圧力計外観図

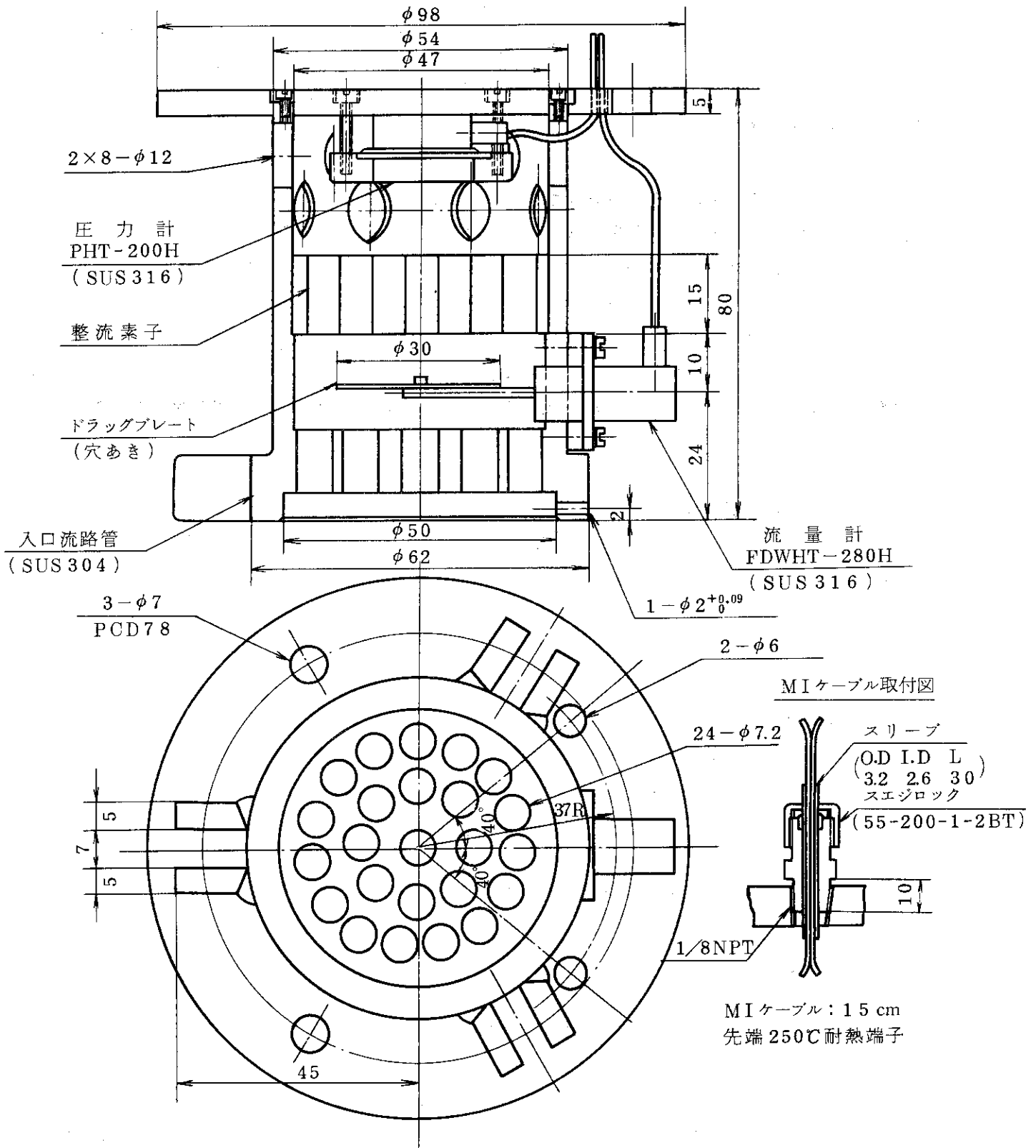


Fig. 5.4 流量計及び圧力計組立図

6. 特性試験

6.1 特性試験の概要

高温高圧ループの機能、性能及び安全性を確認するため特性試験を実施した。特性試験は、大別して試験部容器の強度確認試験と装置全体の運転試験に分けられる。

強度確認試験は、高温高圧ループの試験部容器が最大実験条件において変形を許容する設計を行っているため、設計に用いた材料の物性値及び設計方法の妥当性を確認することを目的としている。強度確認試験は、実験用の試験部容器と同一材質で寸法形状を模擬した試験体を使用して行い、動的圧力の発生源は火薬を用いた。

運転試験は、本装置の取扱いの訓練も兼ねる目的で、実際の高温高圧ループ実験の際に実施する一連の手順をできるだけ取り入れて実施した。

6.2 高温高圧ループの強度確認試験結果

6.2.1 試験体

インパル実験用の試験部容器と同材質、同形状の容器を試験体として用いた。試験体の形状を Fig. 6.1 に示す。

6.2.2 試験方法

インパル実験における燃料中心位置に火薬を装荷し、容器内を満水にした状態で火薬を爆発させて試験を行った。試験として、許容変形量確認試験及び限界変形量確認試験を行い、それぞれに対し、SK火薬及びペントライトを使用した。また、試験は、常温、大気圧条件で行った。計測項目として、許容変形量確認試験においては、試験体内圧、胴部動歪及び胴部永久変形量を測定し、また、限界変形量確認試験においては、胴部永久変形量を測定した。Fig. 6.2 に計測位置を示す。

6.2.3 試験結果

許容変形量確認試験及び限界変形量確認試験の結果をそれぞれ Table 6.1 及び Fig. 6.3 に示す。

前者の試験において、SK火薬(20g)に対して、実験1回当たり0.01～0.03%の胴部永久変形が確認され、また、後者の試験において、ペントライト(累積160g)に対して39.90%の累積永久変形が確認された。

6.2.4 結果の評価

試験結果に基づき、試験部容器の使用温度における強度及び安全余裕度の評価、検討を行った。

(1) 許容変形量

最大実験条件で予想される圧力パルスはピーク値 $130\text{kg/cm}^2\cdot\text{g}$ 作用時間 1.1msec としているのに対して、SK火薬 20g を爆発させた時に生じた圧力パルスは、Table 6.1に示すようにピーク値約 $900\text{kg/cm}^2\cdot\text{g}$ 、作用時間約 6msec であり、前者に比べピーク値で7倍大きなものとなっている。本ループの最高使用条件下では、 $160\text{kg/cm}^2\cdot\text{g}$ の静圧が更に加わるのでこれをも考慮した設計圧力 250kg/cm^2 をピーク値とする圧力パルスを考えた場合でも、実測値はピーク値で3.6倍大きい。しかしながら、これを設計条件に相当するとみなして、以下に許容変形量の安全余裕度を検討する。

SK火薬 20g による最大歪は Table 6.1 より胴部中央で 0.11% (動歪ピーク値) である。

Table 6.1 許容変形量確認試験結果

実験回数	内 圧 (kg/cm^2)	動 歪 (胴部中央) (%)	寸法測定による 変形量 (胴部中央) (%)
①	913	0.11 (0.090)	0.025 (0.028)
②	524	0.10 (0.090)	0.010 (0.028)
③	796	0.05 (0.090)	0.000 (0.028)

()内の値は工認書の外表面歪の値

次図に示すような応力-歪曲線を仮定して、この歪を発生させるための歪エネルギーを求めると

$$W_{R.T} = \int \sigma d\varepsilon = \frac{\sigma_{R.T} \cdot \varepsilon_1}{2} + \sigma_{R.T} \cdot (\varepsilon_2 - \varepsilon_1) \quad (\text{kg} \cdot \text{mm} / \text{mm}^3)$$

$$\varepsilon_1 = \frac{\sigma_{R.T}}{E_{R.T}} = \frac{21.0}{2.05 \times 10^4} = 1.025 \times 10^{-3}, \quad \varepsilon_2: 0.11\% = 0.0011$$

$$W_{R.T} = 12.23 \times 10^{-3}$$

また、材料の温度が上昇しても歪エネルギーは変わらないことから、 $W_{R.T} = W_{E.T}$ である。

一方、E.T. 時の許容変形量 2% に相当する歪エネルギーは

$$W_{a1} = \frac{\sigma_{E.T} \cdot \varepsilon'_1}{2} + \sigma_{E.T} \cdot (\varepsilon'_2 - \varepsilon'_1) \quad (\text{kg} \cdot \text{mm} / \text{mm}^3)$$

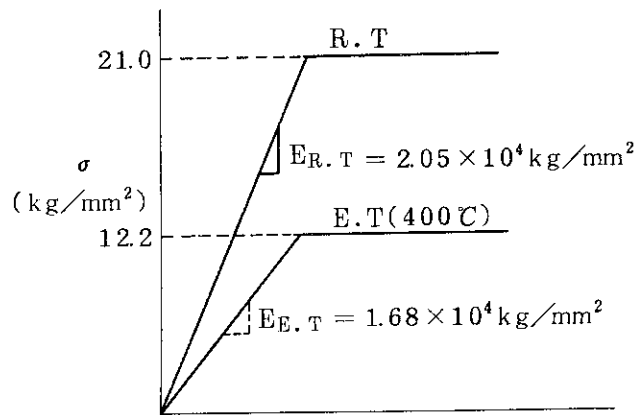
$$\epsilon'_1 = \frac{\sigma_{E.T}}{E_{E.T}} = \frac{12.2}{1.68 \times 10^4} = 0.726 \times 10^{-3}, \quad \epsilon'_2 = 0.02$$

$$W_{al} = \frac{12.2 \times 0.726 \times 10^{-3}}{2} + 12.2 \times (0.02 - 0.000726) = 0.24$$

であるから、両者の比をとると

$$W_{al} / W_{E.T} = 0.24 / 12.23 \times 10^{-3} = 19.6$$

となる。



縦弾性係数は通産告示第501号第3表より、また、降伏応力はASME Sec. III App. Table 1-22より

以上の検討より、本試験部容器は、最大実験条件に相当する負荷荷重に対して、許容値2%と比べると強度上十分な安全余裕を持つと考えられる。

(2) 限界変形量

ペントライト火薬（累積：160g）に対して、Fig. 6.3に示すように胴中央部で39.90%の累積永久変形量が生じた、これを温度補正して使用温度（325°C）における変形量を求めると

$$\epsilon_{E.T} = (\epsilon_{E.T} / \epsilon_{R.T})^{*1} \times \epsilon_{R.T} = 0.586 \times 39.90 = 23.38 (\%)$$

$\epsilon_{E.T}$: 使用温度における変形量

$\epsilon_{R.T}$: 試験温度における変形量

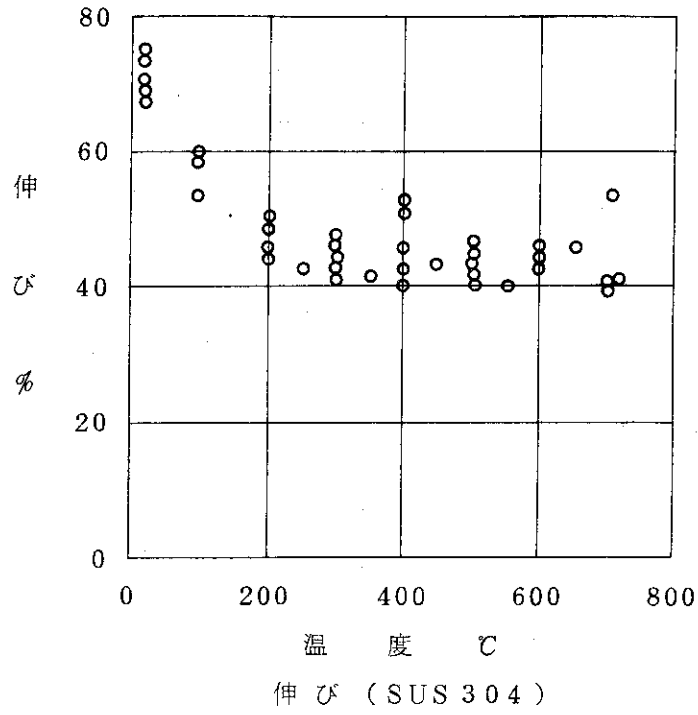
(*)¹ : 引張試験で得られた試験温度及び使用温度におけるSUS304材の破断伸びの比（次図より）

$$= 41 / 74 = 0.586$$

となる。

以上より、限界変形量が許容変形量（2%）の10倍（20%）以上であることが確認された。

G 4303 ~ 15, 4317 - 1977 解説



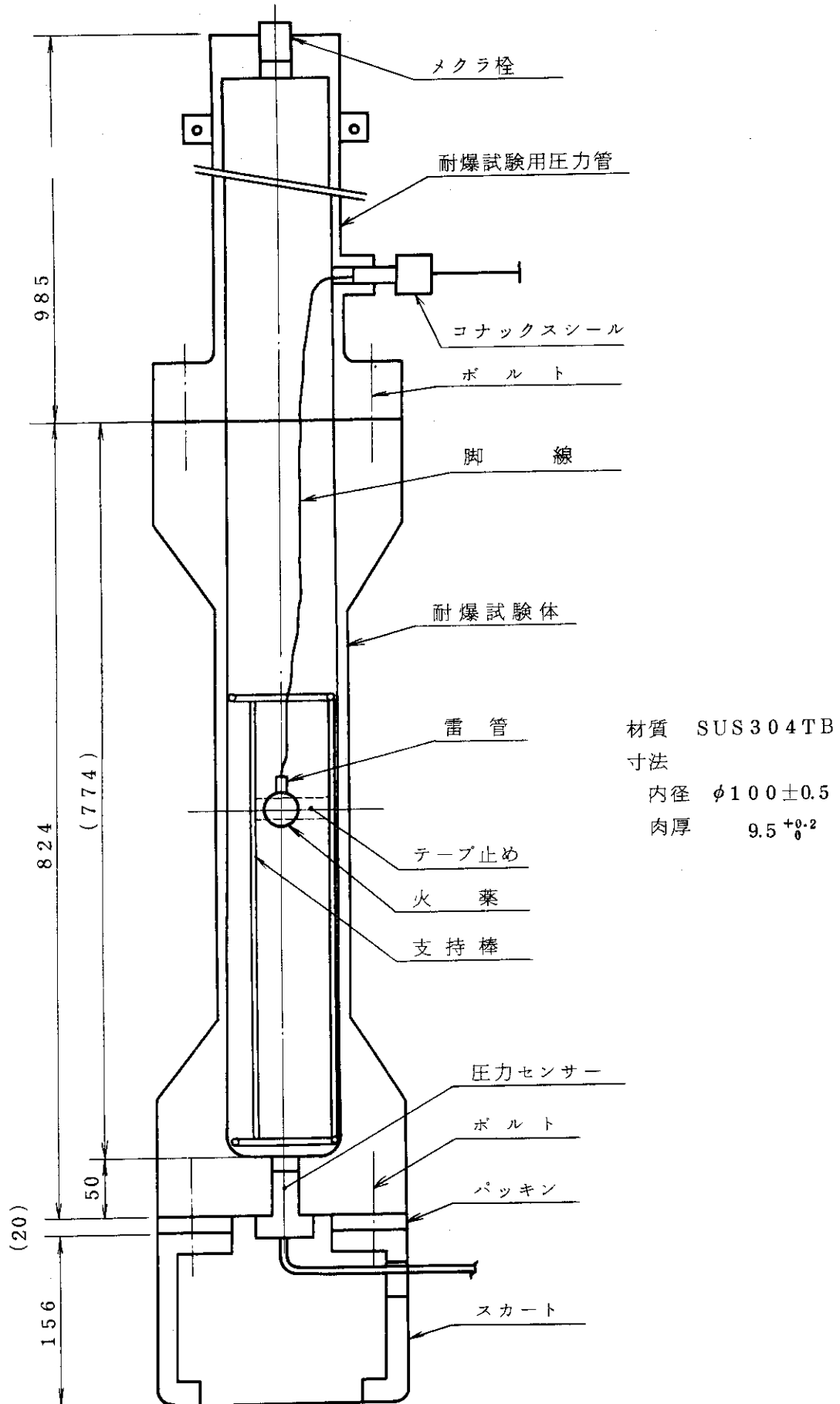
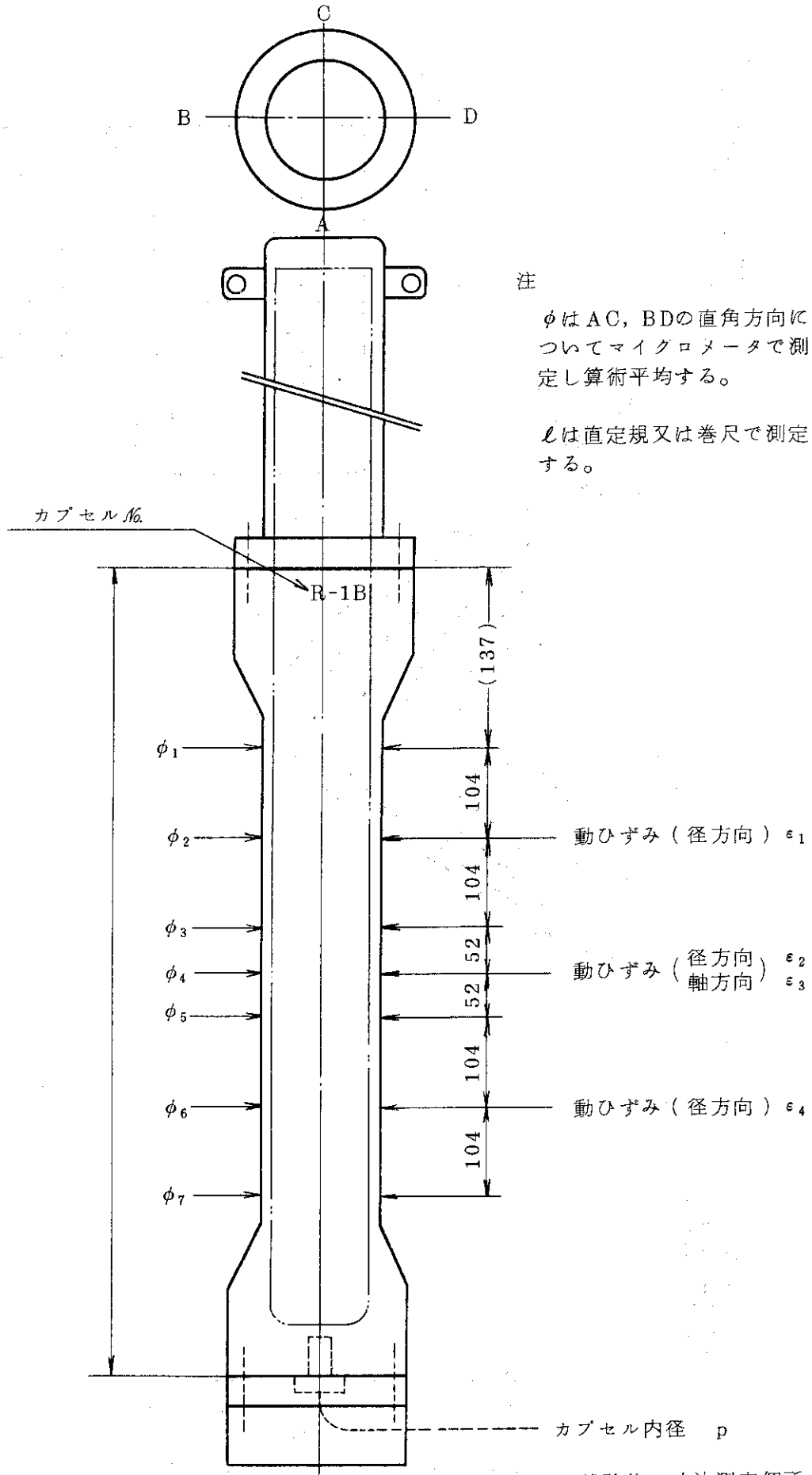


Fig. 6.1 高温高圧ループ耐爆試験体



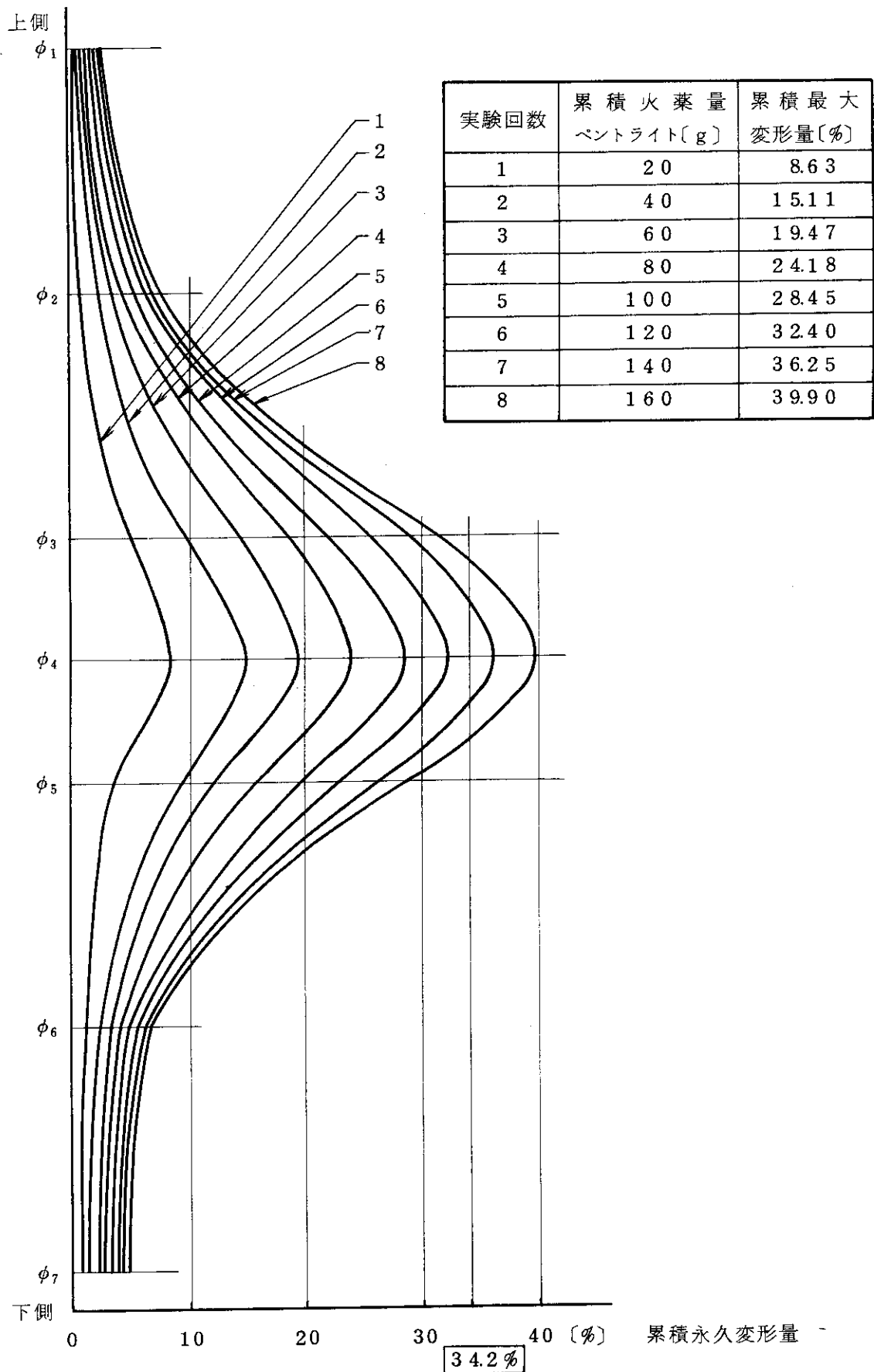


Fig. 6.3 限界変形量確認試験結果

6.3 運転試験

6.3.1 運転試験の概要

高温高圧ループの運転試験は、これまでに炉外及び炉内を合わせて6回実施した。炉外試験では、実験孔内での換気系による冷却を模擬するため、圧力管及び試験部容器の部分に模擬実験孔を取り付け換気ファンによる強制冷却を行った。また、運転中の各部の温度測定のため、重要と思われる部所には熱電対を取り付け、圧力管及び連絡配管等の熱変形量の大きいものについては、変形量の測定のために下げ振り等を取り付けた。

6.3.2 運転試験の手順

本運転試験は、実燃料を装荷した燃料破損実験の習熟運転を兼ねているため、本装置の取り扱い訓練として実験の際の一連の作業手順（組立、耐圧試験、注水、運点前点検、運転、排水、分解）を模擬して実施した。

(1) 炉内部の組立て

内部構造物を組立て試験部容器下部フランジに固定した後、試験部容器を組立てた。運転試験では、試験燃料部はすべてステンレス製のダミー燃料を使用し、実験計装は取り付けなかった。

組み立ての完了した試験部容器を原子炉棟実験物取扱い架台に装荷し、下部圧力管、上部圧力管の順に組み上げた。試験部容器と下部圧力管にはストレーナを取り付けた。組立ての終了した炉内部をセミホットケープ $\#3$ に移動し、注水後耐圧試験（ $3.27 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ ）を実施した。耐圧試験に合格した場合にはフランジ部に保温材及び炉内部等の表面温度測定用の熱電対を取り付けた。

(2) 炉内部と炉外部の接続

炉内運転試験の場合には、炉内部を実験孔に移動した後、炉内部と炉外部を連絡配管により接続し、連絡配管をサポートにより固定・支持した。また、圧力管及び連絡配管の熱膨張による変形量を測定するため所定の場所に線張り及び下げ振りの取り付けを行い、炉外部の温度測定場所に熱電対を取り付けた。

(3) 注 水

加圧器及び圧力抑制タンクの液位変換器に注水を行い、液位計が正常に作動することを確認、装置全体の注水を行う。この際、加圧器液位計の指示値を連通管式の液位計の読みと比較し動作を確認する。装置の各ベントよりオーバーフローが確認できたら、ベント弁を閉め、循環ポンプの断続的運転、一次循環系統の加圧及びベントバルブの開閉等により系統内エア抜きを行う。

(4) 耐圧試験

加圧器が満水状態であることを確認した後、加圧器及び加熱器の安全弁に盲板を介して作動しないようにしておき耐圧試験（ $2.92 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ ）を行った。

(5) 液位調整

加圧器の液位を20.5%、圧力抑制タンクの液位を70%に調整した。また、加圧器圧力が

50%となった時に加圧器圧力を窒素ガスにより $1\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ 加圧した。

(6) 運転前点検

各バルブの開閉が運転時の状態になっていることを確認した後、操作盤により循環ポンプ及びヒータ等が作動かつ停止できることを確認した。また、同時に原子炉棟及び制御室において警報及びインターロック試験を実施した。

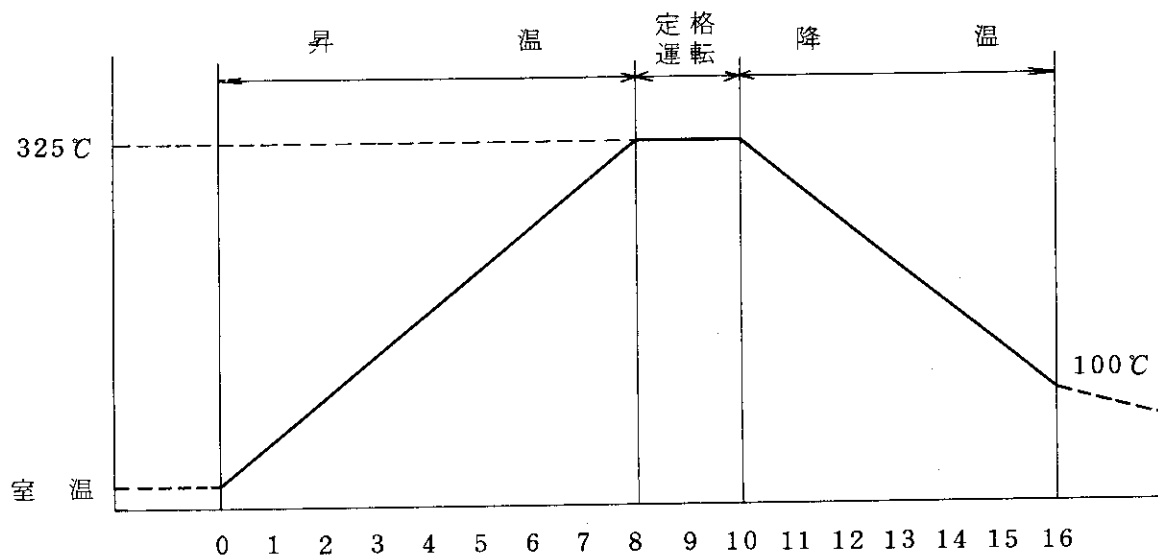
(7) 運 転

循環ポンプの流量を 280 l/min に設定した後、加圧器及び加熱器の各ヒータを順次ONとし昇温を行った。昇温時には、一次循環系統の温度上昇速度が $60\text{ }^\circ\text{C/hr}$ を越えないように、また系統内にフラッシングが発生しないよう加圧器と加熱器の偏差温度が小さくならないように調整を行った。

PWR運転モードの定常状態（循環水温度 $325\text{ }^\circ\text{C}$ 、圧力 $160\text{ kg/cm}^2\cdot\text{g}$ ）に近づいた時点でヒータの調節を行い、手動及び自動運転により約1時間の定常運転を行った。

定常運転終了後、ヒータを全て停止し循環流量を約 100 l/min に減らした後、冷却器への通水及び加圧器内の循環を行い $100\text{ }^\circ\text{C}$ まで冷却を行った。また降温時の温度低下率も $60\text{ }^\circ\text{C/hr}$ を越えないように注意した。

予定した運転モードは以下の通りである。



(8) 分 解

冷却終了後、連絡配管部の排水を行い、連絡配管部を取り外した。炉内部を解体セルに移動し炉内部の排水を行い、試験部容器を取り外した。圧力管下部には保管用蓋を取り付け、セミホットケーブル $\phi 2$ の冷却孔に保管した。試験部容器は解体用治具を取り付け、一度解体セルより取出し反転した後再度解体セルに挿入して分解し内部構造物を取り出した。試験部容器は再組立を行い保管した。

6.3.3 運転試験の結果

(1) 運転結果

前項記載した運転前点検により装置の安全性を確認した上で運転試験を実施した。Fig.6.4及びFig.6.5にそれぞれ炉外と炉内の運転記録を示す。運転は、循環ポンプを起動し定格流量(280ℓ/min)に設定した後、まず加圧器の昇温を開始した。この時加熱器内のヒータはOFFの状態であるが、循環ポンプがキャンドポンプであるため循環水は加熱されて若干温度が上昇した。その後、加圧器内の水の温度と循環水の温度差が20℃を越えたため加熱器のヒータをONとし、循環水の昇温を開始した。昇温中は、フラッシングが起らないように、加圧器内の水と循環水との温度差が循環水温度150℃以下では20℃、250℃以下では10℃、また250℃以上では5℃以下とならないように加熱器ヒータの出力を調整した。また、温度の低い間は、装置全体の放熱が小さいためヒータの一部の出力で本装置に許された最大温度上昇率(60℃/hr)を確保できたが、150℃を越える頃から放熱量が増加するため、ヒータの全出力を投入しても温度上昇率は減少し定格運転付近では約40℃/hrであった。温度上昇率がさが原因としては上述の放熱の他に、温度上昇時の循環水の膨張量が加圧器内に流入するため、加圧器内の水の量がふえかつ冷されるためである。Fig.6.6に運転時のヒータ出力の変化を示す。

循環水温度325℃、圧力160kg/cm²・gで約1時間定格運転を行った。定格運転は最初自動制御運転により行ったが、自動制御運転の場合には、加圧器で±3℃、加熱器で±5℃の温度変化があり、これに伴ない系の圧力も変動した。そこで、自動運転をやめ手動運転に変更したところ、加圧器及び加熱器ヒータの4分の1の出力で安定した状態が得られた。

定常運転終了後、加圧器及び加熱器のヒータをすべて切り冷却を開始した。冷却は循環水の温度低下率を考慮しながら冷却器への通水量を除々に増加し、また加圧器への循環を行いながら装置全体が一定の温度になるように調整した。冷却は循環水温度が100℃まで実施し、その後は自然冷却とした。

循環水の圧力は、冷却終了時点で10～20kg/cm²・gの残圧が残った。これは加圧器内の水は循環することによって冷却されるが、水と接触していない容器壁面は肉厚が厚く保温も十分であるため温度が下らず、その結果加圧器の気相部では壁温が約250℃と高く容器内の表相水も180～200℃となり残圧として残ったものである。

加圧器の液位は昇温に伴なって増加し、定格運転時には加圧器レベルの55～60%に達した。この値は、PWR定格運転時の設計計算値である85%をかなり下まわった。

循環流量は運転開始時に280ℓ/min(5m/s)に調整したまま定格運転終了まで再調整はしなかった。循環流量は、循環水の昇度上昇に従ってわずかではあるが増加して約250℃で最大値を示し、以後減少した。

(2) 高温高圧ループの表面温度測定結果

高温高圧ループを使用した燃料破損実験では、炉内部を実験孔に挿入して行うため、炉内部の各部及び実験孔の内面の温度挙動をあらかじめ知っておくことは重要である。そこで炉内運転試験に先立って、炉外運転の際に試験部容器及び圧力管下部の各部に熱電対を取り付け温度測定を行った。運転は、できるだけ炉内運転を模擬するため、試験部容器及び圧力管下部のま

わりに模擬実験孔を設け換気ファンを用いて強制冷却を行えるようにして行った。Fig. 6.7に温度測定位置及び温度測定結果を示す。PWR運転モードにおける各部の最高温度は、保温材の取り付けていない容器フランジ部が260℃と最も高く、保温材表面で100℃、またスカート部では95℃であった。模擬実験孔内部の最高温度は112℃と若干高目ではあったが、実際の炉内運転の場合には実験孔の外側は炉外運転の場合と異って水となるため温度上昇は緩和されることが予想され、炉内運転上特に問題となることはないと考えられる。また、炉内運転の際にも同様の場所に熱電対を取り付けて温度測定を行ったが、この時は内部構造物及びストレーナ等を取り外して運転を行ったため、循環水は圧力管中間部で反転して炉外部に戻ってしまったため、試験部容器まで達せず温度上昇はほとんど見られなかった。

また、冷却の際に一次循環系統に10～20 kg/cm²・gの残圧が生じた。この原因として、加圧器内の気相部及び容器壁の温度が高くその時の蒸気圧が残圧として残ることが予想されたため、加圧器の各部に熱電対を取り付け温度測定を行った。Fig. 6.8に温度測定位置及び測定結果を示す。測定結果は同図に見られるように、加圧器接液部の外表面の温度は加圧器内の水を循環することによって、循環水と同程度の温度降下を示したが、加圧器気相部の外表面温度は最高温度に達した後ほとんど下っていないことがわかった。

(3) 炉内部及び連絡配管の変形

高温高圧ループは運転温度は300℃以上の高温であり、圧力管及び連絡配管は10m以上と長尺であるため、熱膨張による変形を評価しておくことは装置の安全上重要である。そこで運転時の各部の変形量を測定した。変形量測定位置及び測定結果をFig. 6.6に示す。圧力管の軸方向の伸びはホールドダウンプレートに固定リングの高さをスケールにより、圧力管の曲がりにはホールドダウンブリッジの手すりに針金をはって変位量を測定し、連絡配管各部の変形は連絡配管から下げ振りをおろし、水平2方向及び鉛直方向の測定を行った。また、圧力管の変形による実験孔に対する影響を調べるため、実験孔頭部にダイヤルゲージを取り付け変形を測定した。

圧力管の伸びは約30mmと設計値(約60mm)を下まわった。圧力管頭部は連絡配管の熱膨張により押され、原子炉棟トラックドア方向及びオフセット実験孔方向に変形し、連絡配管もそれぞれ熱応力を緩和する方向に変位した。

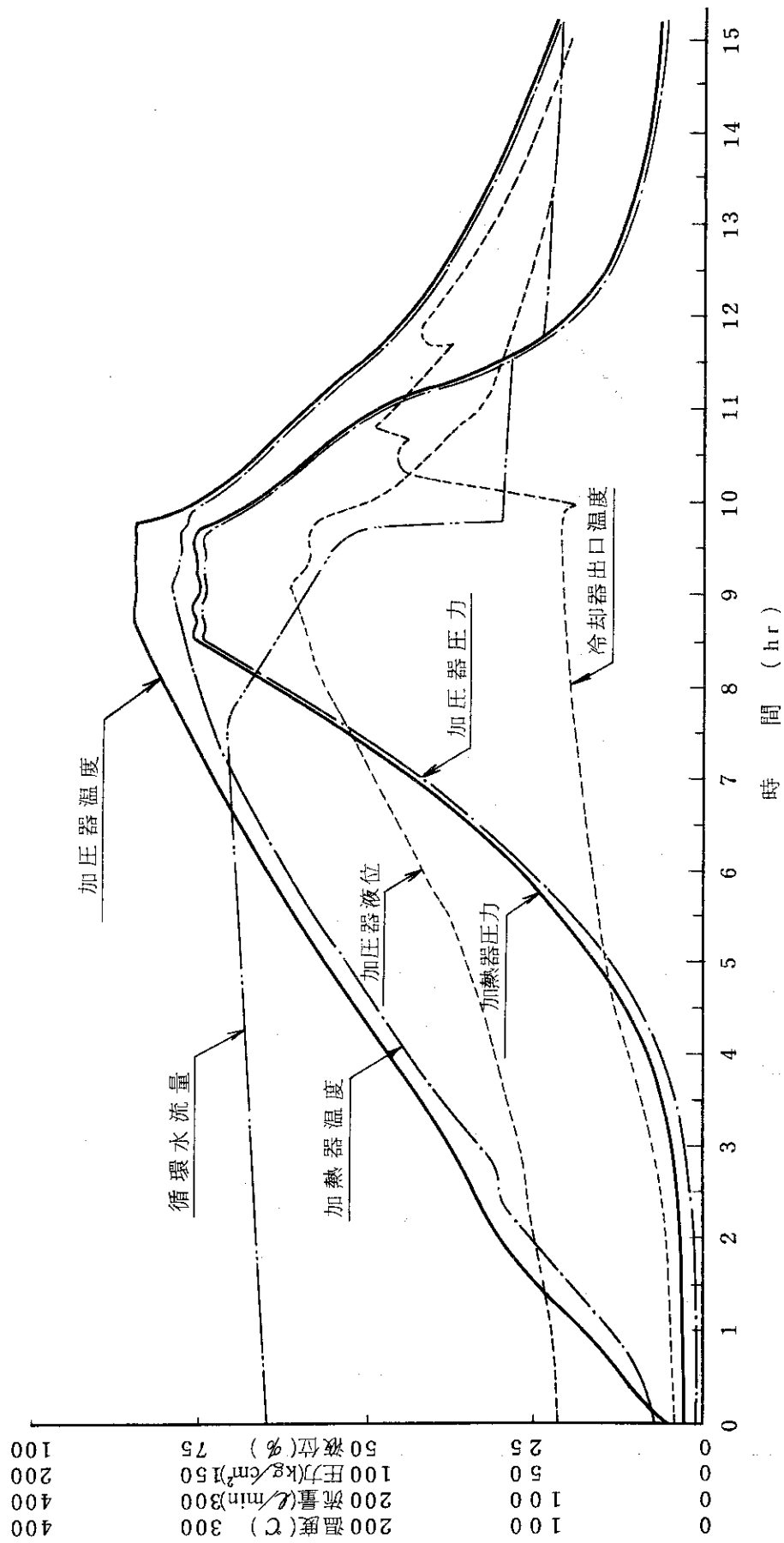


Fig. 6.4 炉外運転結果

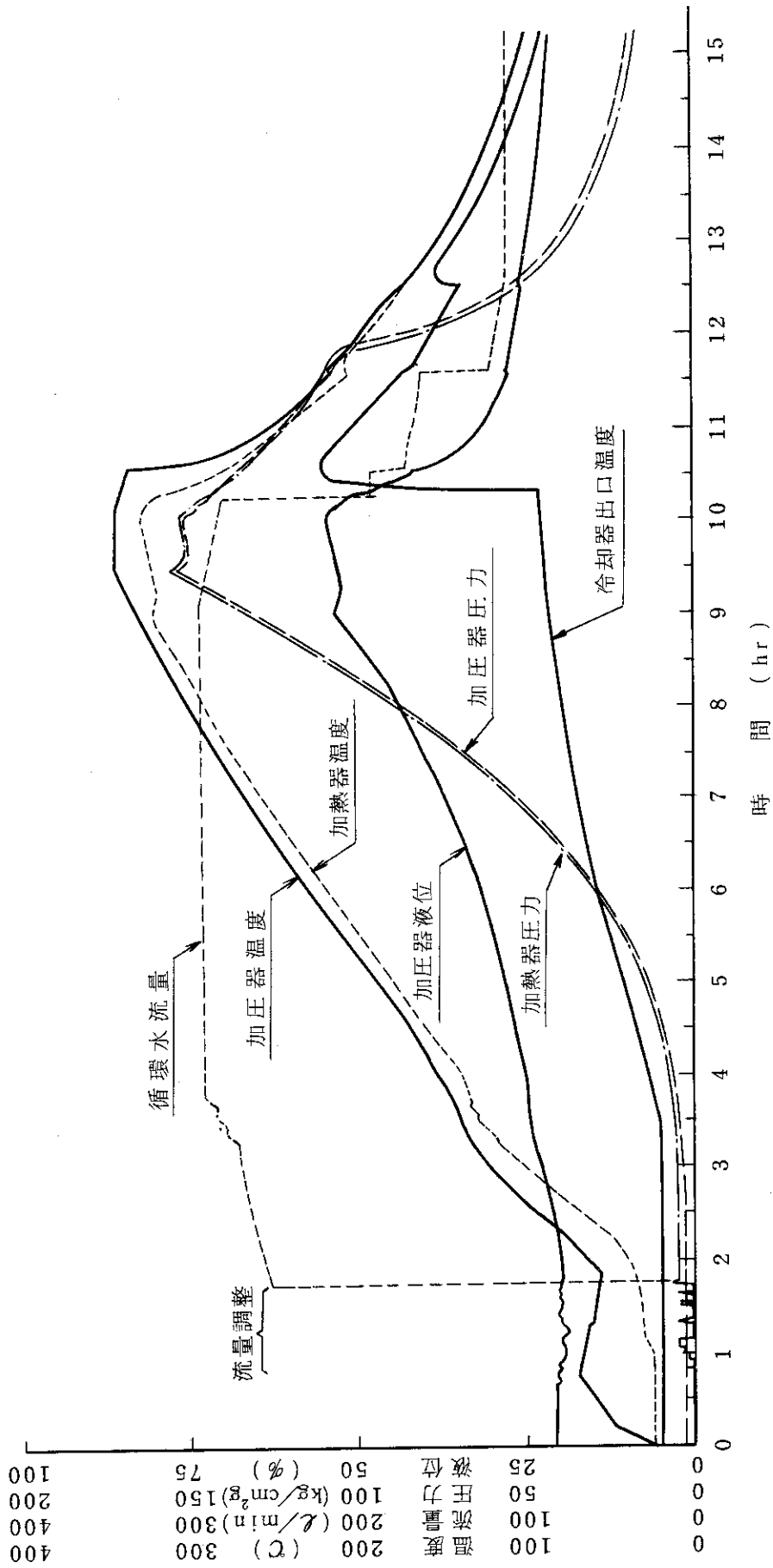


Fig. 6.5 炉内運転結果

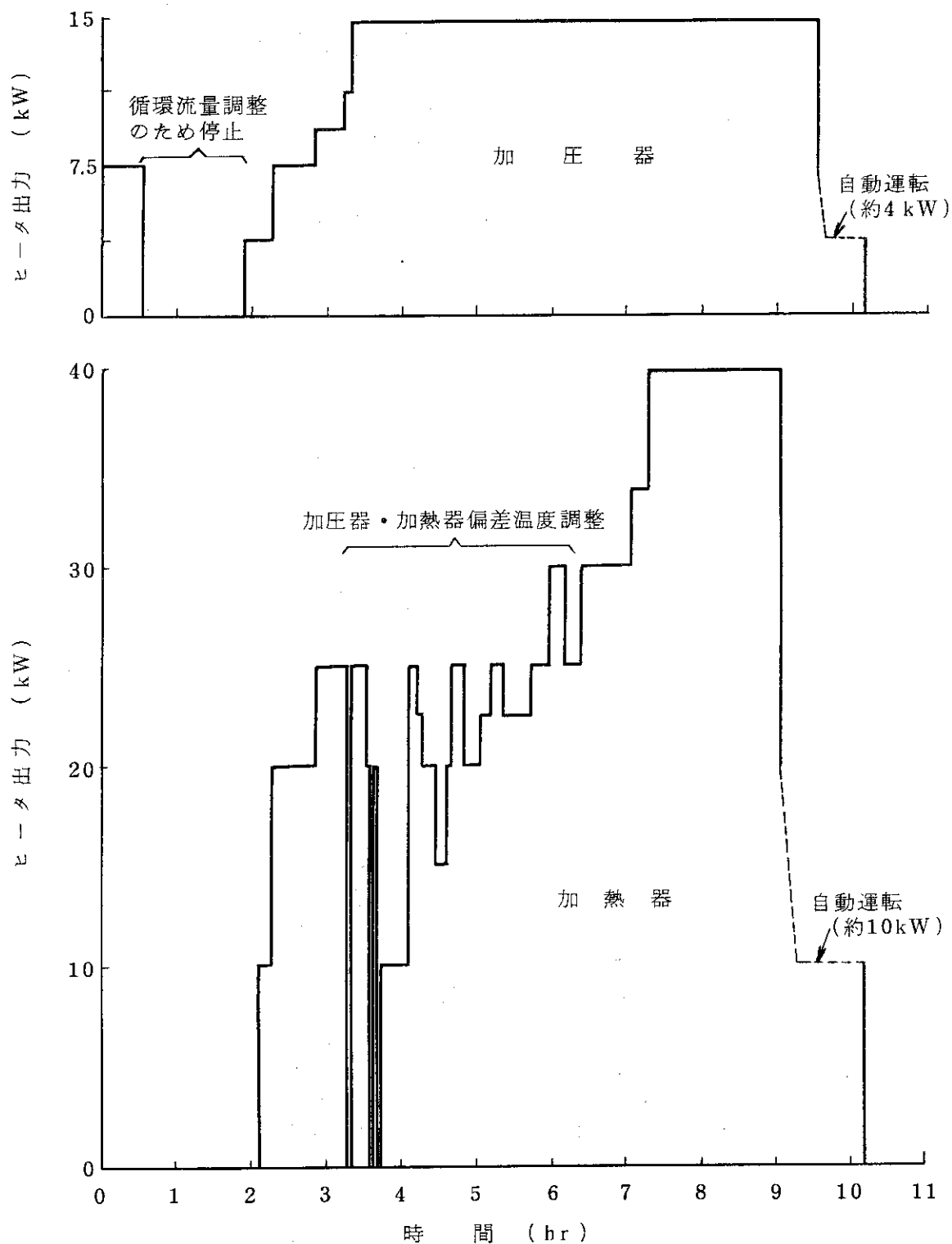


Fig. 6.6 昇温時における加圧器及び加熱器のヒータ出力の時間変化 (炉内運転)

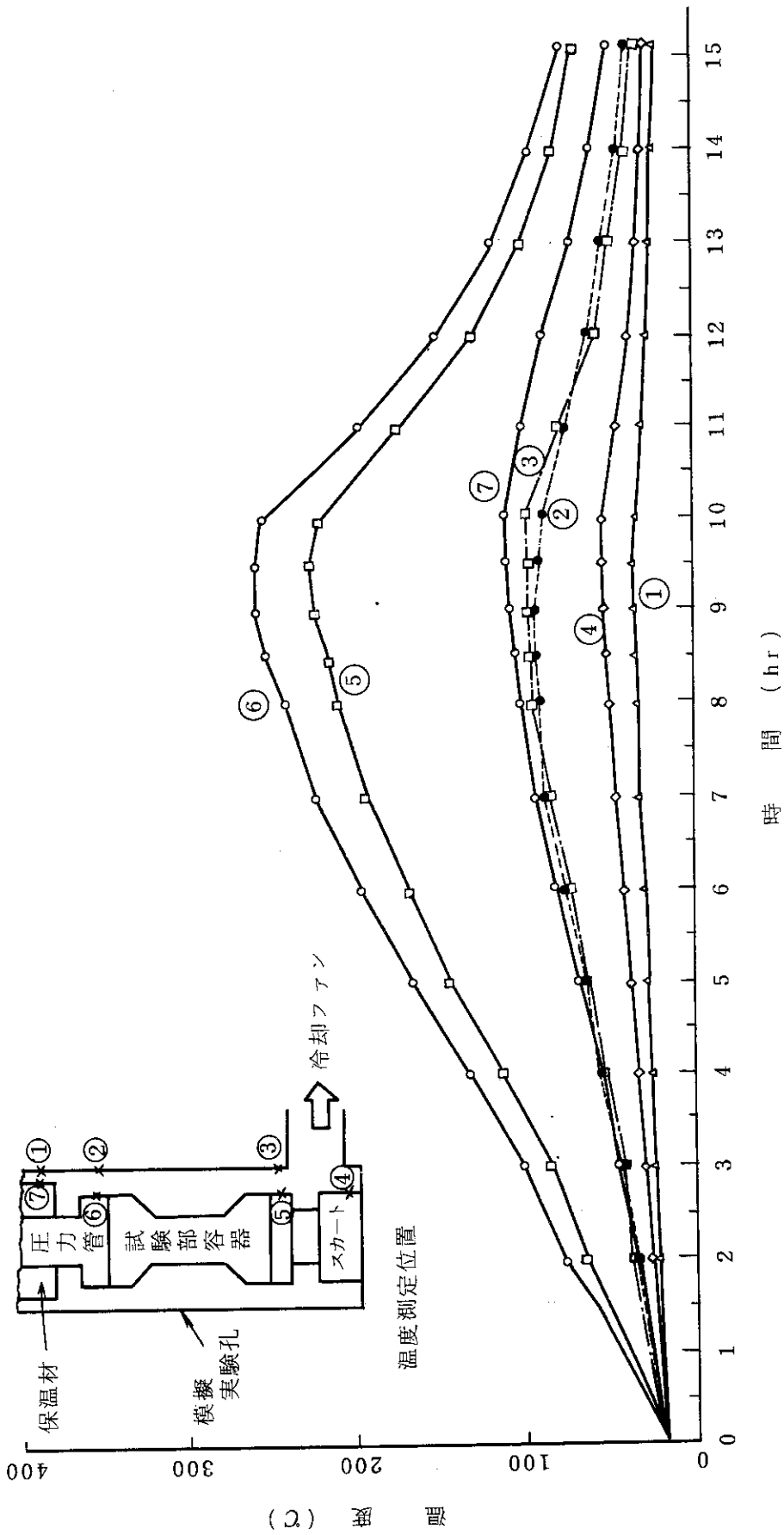


Fig. 6.7 炉内部及び模擬実験孔温度測定結果

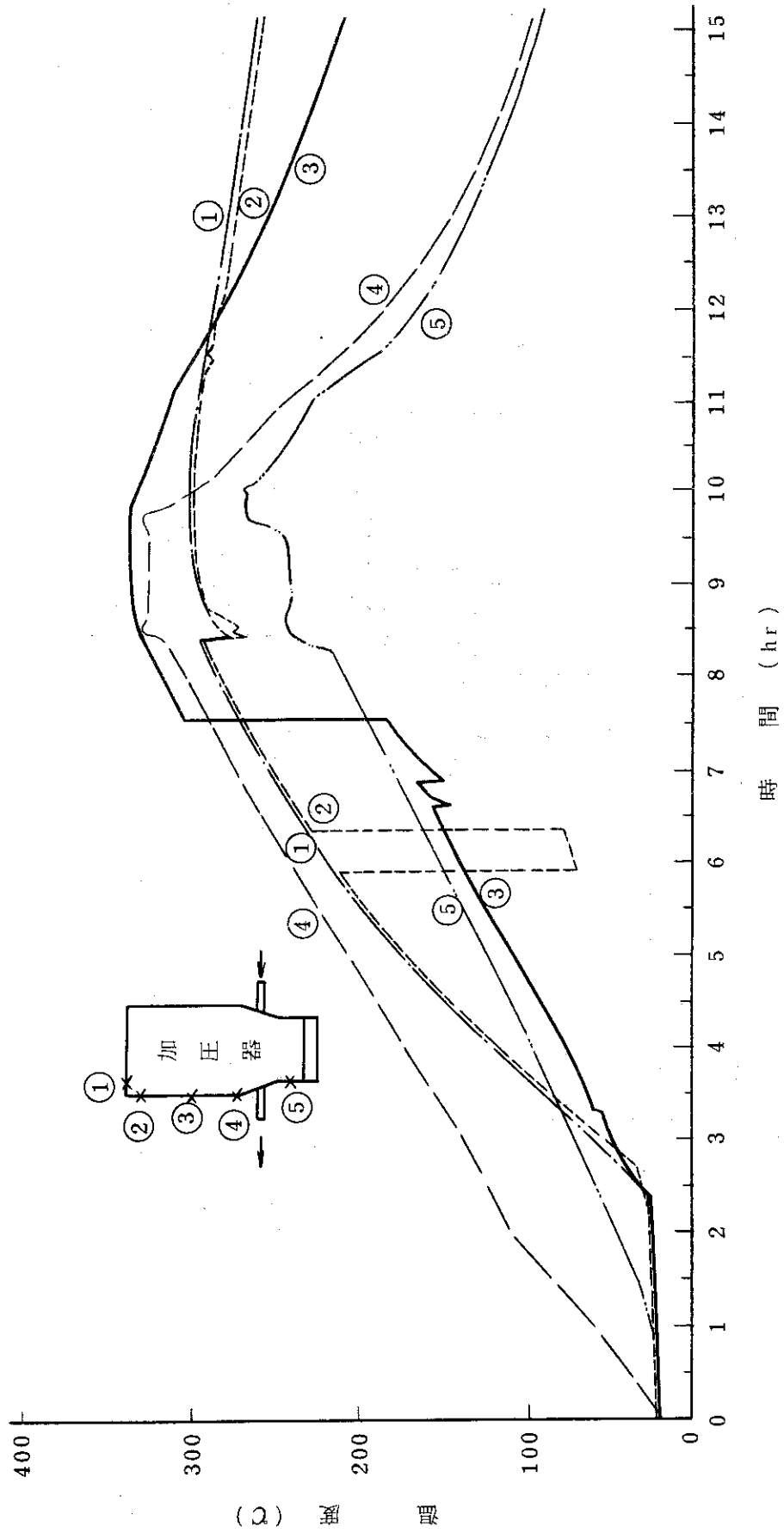


Fig. 6.8 加压器表面温度测定結果

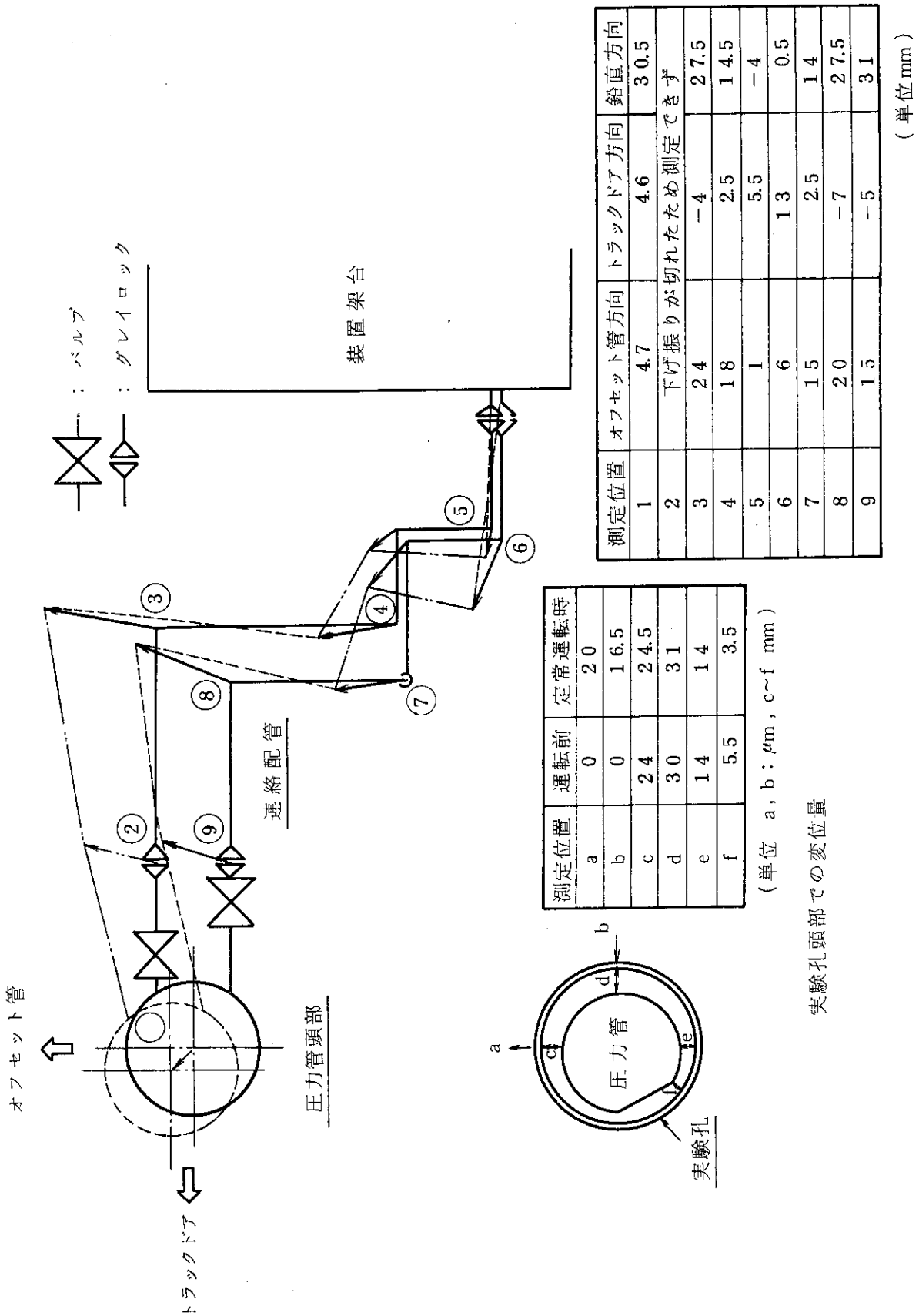


Fig. 6.9 炉内部及び連絡配管の変形量測定結果 (炉内運転)

7. 結 言

高温高圧ループは、実際の動力炉の運転条件を模擬した高温高圧流動条件下での燃料破損実験に使用するための装置であり、製作完了後各試験検査を実施し、炉外及び炉内の運転試験を行い、装置の機能、性能及び安全性の確認を行った。その結果、NSRRの燃料破損実験を実施するために必要な諸性能を満足することを確認できた。また、試験燃料に付与することの可能な発熱量の評価、あるいは破損実験時の過渡挙動測定のための実験計装の開発も終了している。

以上のことから、これまでに実施されたNSRRの大気圧カプセル実験結果を参考に、高圧ループによる燃料破損実験を効果的に実施し、動力炉の安全性の評価に大いに役立つことを期待するものである。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたって御指導下さった安全工学部次長石川迪夫、反応度安全研究室長星蔦雄氏の各氏に感謝の意を表します。また、本装置の試験部容器に係わる耐爆実験を実施していただいたNSRR管理室山崎利、谷内茂康の各氏に、装置の製作にあたって協力をいただいた三井造船株式会社小関守史氏、橋本修氏、並びに実験計装機器開発に協力をいただいたS T研究所株式会社塩田健氏、笹崎守氏に感謝致します。さらに、製作時の検査及び運転試験等に際して御助力・御協力をいただいた反応度安全研究室、NSRR管理室、原子力エンジニアリング株式会社の皆様方に深甚の意を表します。

7. 結 言

高温高圧ループは、実際の動力炉の運転条件を模擬した高温高圧流動条件下での燃料破損実験に使用するための装置であり、製作完了後各試験検査を実施し、炉外及び炉内の運転試験を行い、装置の機能、性能及び安全性の確認を行った。その結果、NSRRの燃料破損実験を実施するために必要な諸性能を満足することを確認できた。また、試験燃料に付与することの可能な発熱量の評価、あるいは破損実験時の過渡挙動測定のための実験計装の開発も終了している。

以上のことから、これまでに実施されたNSRRの大気圧カプセル実験結果を参考に、高圧ループによる燃料破損実験を効果的に実施し、動力炉の安全性の評価に大いに役立つことを期待するものである。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたって御指導下さった安全工学部次長石川迪夫、反応度安全研究室長星蔦雄氏の各氏に感謝の意を表します。また、本装置の試験部容器に係わる耐爆実験を実施していただいたNSRR管理室山崎利、谷内茂康の各氏に、装置の製作にあたって協力をいただいた三井造船株式会社小関守史氏、橋本修氏、並びに実験計装機器開発に協力をいただいたST研究所株式会社塩田健氏、笹崎守氏に感謝致します。さらに、製作時の検査及び運転試験等に際して御助力・御協力をいただいた反応度安全研究室、NSRR管理室、原子力エンジニアリング株式会社の皆様方に深甚の意を表します。

参考文献

- 1) 石川迪夫：“模擬暴走出力を利用した安全性研究”，原子力工業 vol.17, №2 (1971)
- 2) 石川迪夫，他：“NSRR 実験報告，(I)軽水燃料の常温・常圧下での破損実験”，日本原子力学会誌，vol.19, №7 (1977)
- 3) 石川迪夫，他：“NSRR 実験報告，(II)軽水燃料の常温・常圧下での破損実験”，日本原子力学会誌，vol.20, №10 (1978)
- 4) 星 蔦雄，他：“反応度事故条件下における未照射燃料の破損挙動”，日本原子力学会誌，vol.20, №9 (1978)
- 5) NSRR 管理室，反応度安全研究室：“NSRR 臨界及び特性試験報告”，JAERI-M 6971 (1976)
- 6) 山崎 利，他：“NSRR 大気圧カプセル及び実験計装の現状”，JAERI-M7105 (1977)
- 7) 小林晋昇，他：“NSRR 高温高压カプセル” JAERI-M8767 (1980)
- 8) 通商産業省資源エネルギー庁：“発電用原子力技術基準”，(1980)
- 9) 通商産業省資源エネルギー庁：“電気工作物の溶接の技術基準”(1980)
- 10) ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III (1978)
- 11) 労働省安全衛生部安全課：“ボイラ・圧力容器構造規格の解説”，(1971)
- 12) 伊勢武司，他：“NSRR の試験燃料1本ピンの発熱計算 (NSRR の炉物理と核設計4)” JAERI-M5613 (1974)
- 13) 大西信秋，他：“NSRR 実験における試験燃料の発熱量の評価”，JAERI-M7539 (1978)
- 14) 大西信秋，他：“反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす発熱分布の影響” JAERI-M6990, (1978)
- 15) 塩田 健：“新しいトランスデューサ(原子炉の安全性に関する計測)，原子力工業誌，3月号(1977)
- 16) 塩田 健：“原子炉の安全性に関する計測(新しいトランスデューサ”，計測技術誌，Vol.17 (1979)
- 17) 藤城俊夫，他：“NSRR カプセルの耐爆実験”，JAERI-M5861 (1974)
- 18) 石川迪夫，他：“NSRR 実験プログレス・レポート・1 (1975年10月～1976年3月)”，JAERI-M6635 (1976)
- 19) 石川迪夫，他：“NSRR 実験プログレス・レポート・2 (1976年4月～1976年6月)”，JAERI-M6790 (1976)
- 20) 安全工学部 反応度安全研究室，他：“NSRR 実験プログレスレポート・3 (1976年7月～1976年12月)”，JAERI-M7051 (1977)
- 21) 安全工学部 反応度安全研究室，他：“NSRR 実験プログレスレポート・4 (1977年1月～1977年6月)”，JAERI-M7304 (1977)
- 22) 安全工学部 反応度安全研究室，他：“NSRR 実験プログレスレポート・5 (1977

- 年7月～1977年12月)”，JAERI-M7554 (1978)
- 23) 安全工学部 反応度安全研究室，他：“NSRR実験プログレスレポート・6 (1978年1月～1978年6月)”，JAERI-M7977 (1978)
 - 24) 安全工学部 反応度安全研究室，他：“NSRR実験プログレスレポート・7 (1978年7月～1978年12月)”，JAERI-M8259 (1979)
 - 25) 安全工学部 反応度安全研究室，他：“NSRR実験プログレスレポート・8 (1979年1月～1979年6月)”，JAERI-M8799 (1980)
 - 26) 安全工学部 反応度安全研究室，他：“NSRR実験プログレスレポート・9 (1979年7月～1979年12月)”，JAERI-M9011 (1980)
 - 27) 安全工学部 反応度安全研究室，他：“NSRR実験プログレスレポート・10 (1980年1月～1980年6月)”，JAERI-M9319 (1981)
 - 28) 藤城俊夫，他：“反応度事故条件下の燃料挙動に及ぼす冷却材流動の影響(1)”，JAERI-M9104 (1980)
 - 29) 藤城俊夫，他：“NSRR強制対流実験におけるボイド挙動の測定”，JAERI-M9825 (1981)
 - 30) 岩田耕司，他：“反応度事故条件下の燃料挙動に及ぼす冷却材流動の影響(2)
NSRRインパイル水ループ実験結果
JAERI-M82-137 (1982)
 - 31) 日本機械学会 熱力学部間委員会：“伝熱工学資料改訂第2版”，(1966)
 - 32) 日本機械学会編集：“機械工学便覧(改訂第5版)”

付録 NSRRの装置および特性の概要

1. NSRR の装置の概要

NSRRは米国GA社によって開発された大型パルス炉TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor) を若干改良したものである。炉心は第1図に示すように、炉心中心部の実験孔と、それを取り囲む149本の燃料要素と8本の燃料フォロワー型制御棒および3本のトランジェント棒より構成されている。炉心本体は水深約9mのスイミングプール内に設置されており、プール水の自然対流によって冷却されるように設計されている。

炉心は直径約63cm、有効長さ約38cmの円筒形状である。炉心燃料は直径約3.6cm、有効長さ約38cmの20%濃縮ウラン-水素化ジルコニウム ($U-ZrH_{1.6}$)合金をステンレス鋼で被覆したものである。

実験孔は第2図に示すように炉心中心部を貫通し、プールの中ほどでY字状に分岐してプール上面まで伸びた内径22cmの管である。垂直に伸びた管を垂直装填管、傾斜した管をオフセット装填管という。前者は主としてループなど長尺物を使用する実験に用い、後者は管が傾斜しているために放射線の遮蔽が不要なことから、取り入れ取り出しが比較的簡単なカプセル実験に用いる。

2. 実験用カプセル

試験燃料を収納するカプセルは、実験の安全性を確保すると共に、実験条件を設定するよう設計されている。NSRRで開発した標準水カプセルの概略を第3図に示す。これは常温常圧の実験条件において使用されるものでステンレス鋼で製作されている。試験燃料は、試験燃料の軸方向中心部が丁度炉心燃料部の軸方向中心に位置するように、カプセルの中心部より若干下の位置に支持棒により固定される。

3. パルス性能

パルス出力の発生は3本のトランジェント棒の急速引抜きによって行われる。3本のトランジェント棒の組合せによって最大約4.7ドルまでの任意の反応度を投入することができる。パルス出力はNSRRのもつ自己制御性、すなわち、燃料体に含まれる減速材 (ZrH) の大きな負の温度係数によるフィードバック効果により抑制される。第4図に反応度投入量4.7ドルに対するパルス出力と積分出力の時間変化を示す。この場合の最大ピーク出力と積分出力は、それぞれ約21000MWと約120MW-secである。また、パルス出力の最短炉周期とパルス半値巾はそれぞれ1.13と4.4 msecで、これらはいずれも熱中性子パルス炉としては最も速く、かつ狭いものである。第5図にパルス出力と積分出力を逆炉周期で整理した図を示す。なお、NSRRの即発中性

子寿命 λ および遅発中性子割合 β_{eff} の計算値はそれぞれ $30 \mu\text{sec}$ および 0.0073 である。

4. 炉心および実験孔の熱中性子束分布

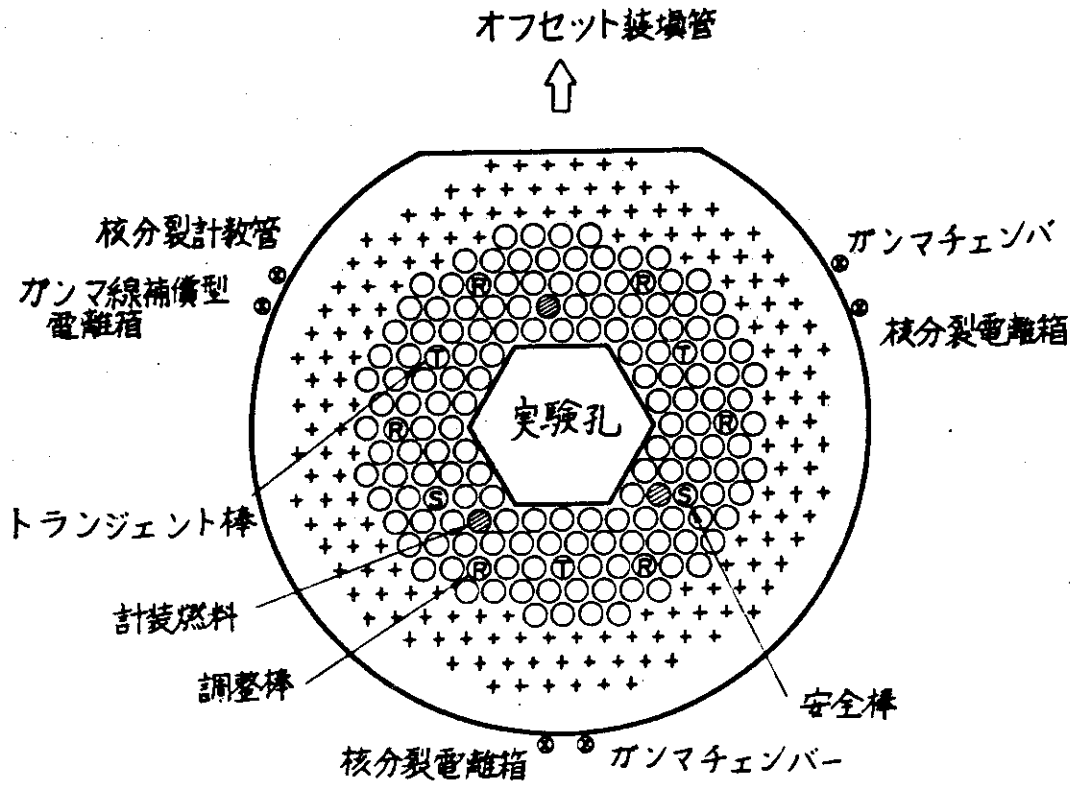
炉心および実験孔の半径方向および軸方向の熱中性子束分布を第6図および第7図に示す。図に示すように、実験孔の熱中性子束は炉心領域に比べて数段高くなっている。このため炉心燃料の健全性を損うことなく試験燃料に破損等を起させるに有効な熱中性子を与えることができる。炉心領域の熱中性子束の平均値（または最高値）に対する実験孔内の熱中性子束の平均値の比（F. O. M., Figure of Merit という）は、実験孔内の実験物の構成物や構造が大幅に異ならない限り大きく変化しないと考えられる。したがって、炉心の出力に対する試験燃料の発熱量が較正されておれば、実験ごとに発熱量の較正測定をする必要がなくパルス出力の測定値から簡単に求めることができる。

この炉の熱中性子束は放射化法により実験孔内にカプセルが挿入されている場合とない場合について測定され、定格出力運転の最大出力 300 kW においてそれぞれ $2.29 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \text{ sec}$ （炉心平均）および $2.56 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \text{ sec}$ （炉心平均）となっている。炉心の出力ピーキング係数を第1表に示す。実験孔内にカプセルを挿入した場合とそうでない場合とではピーキング係数が多少異っている。

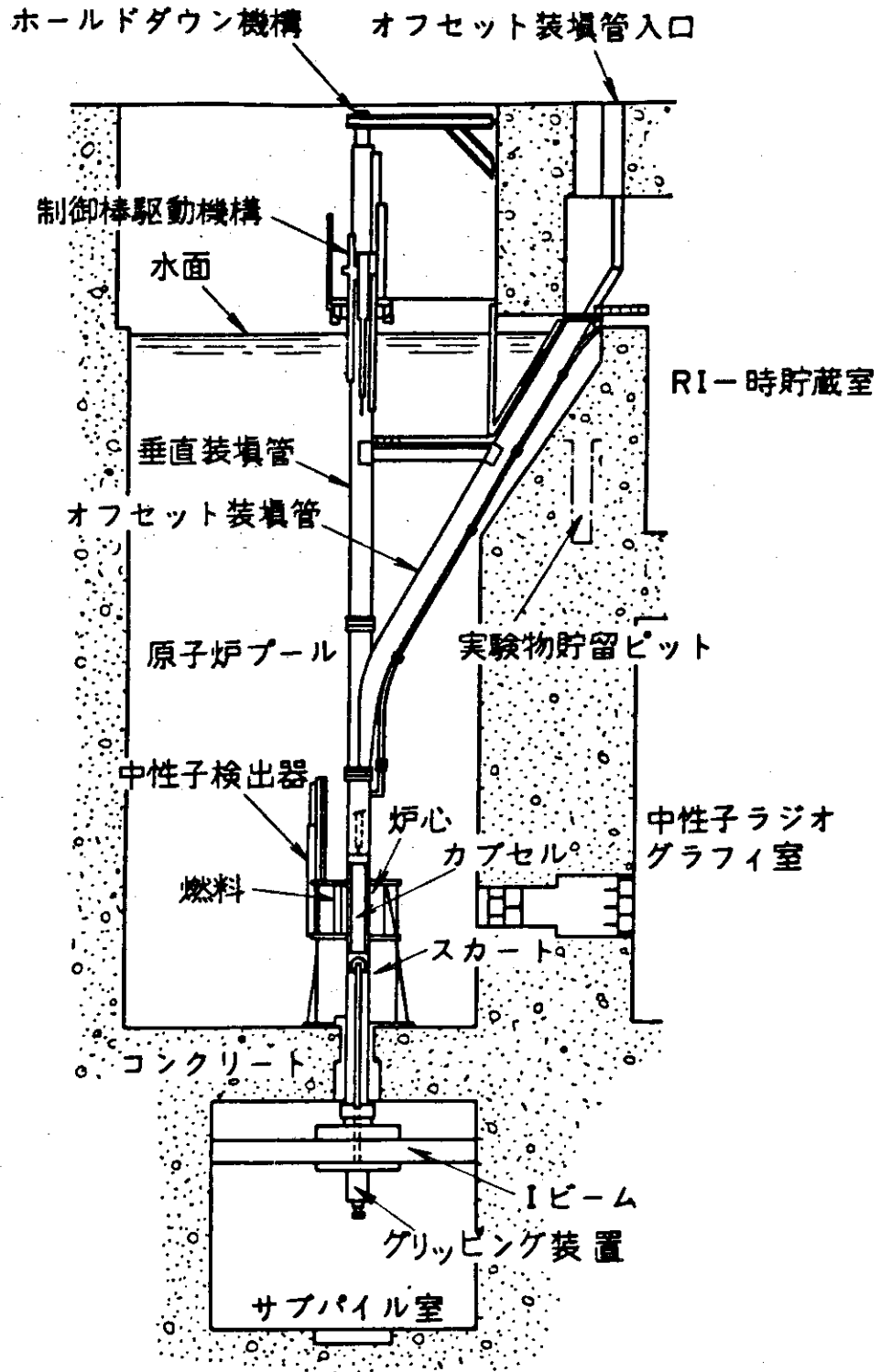
5. 試験燃料

NSRR実験においては、実験結果をできる限り整理しやすいようにするために実験に用いる試験燃料の形状、材質および製造条件等の仕様を同一にしたものを標準燃料として用いている。標準燃料およびそれを基準にしてギャップ幅を変えたギャップ燃料等の主要な仕様を第2表に、また概略を第8図に示す。表に示されているように、標準燃料は長さ、濃縮度および内圧を除いてほぼPWR燃料と同一の仕様である。NSRR実験では標準燃料を基準とした燃料破損に関するデータベースをつくり、被覆管の材質、ペレット形状、濃縮度等の燃料に関するパラメータの違いによる破損挙動に及ぼす影響を標準燃料の結果と比較することによって評価する方法をとっている。

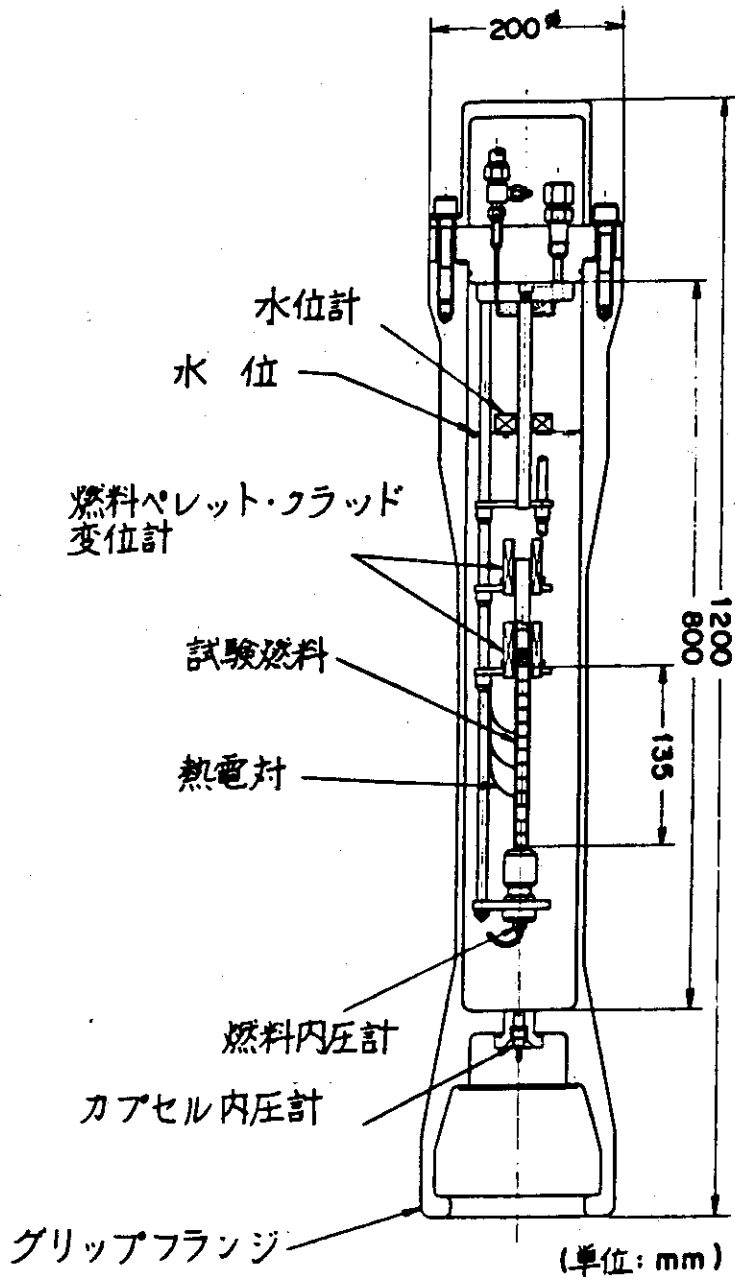
以上の点から、発熱量の評価も10%濃縮度の標準燃料が主体的に行われており、測定に用いられた燃料本数も最も多くなっている。



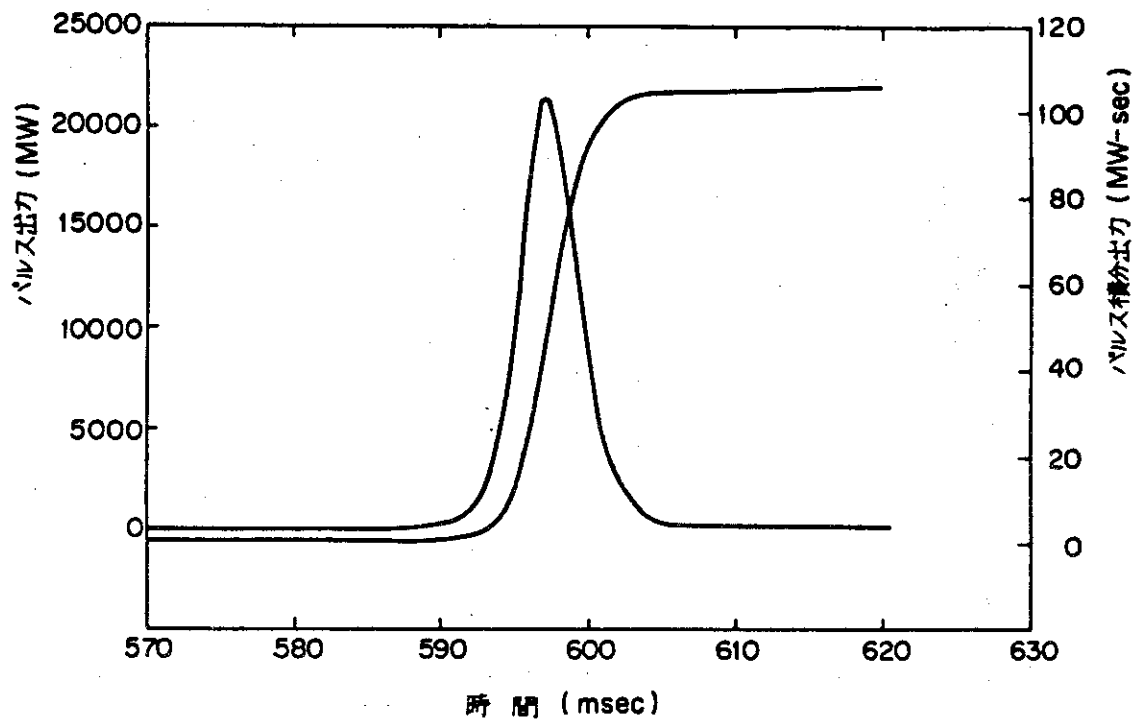
第1図 炉心の概略図



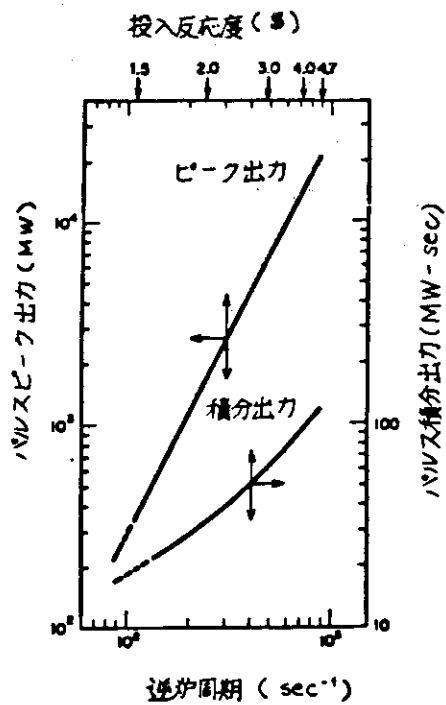
第2図 原子炉本体縦断面



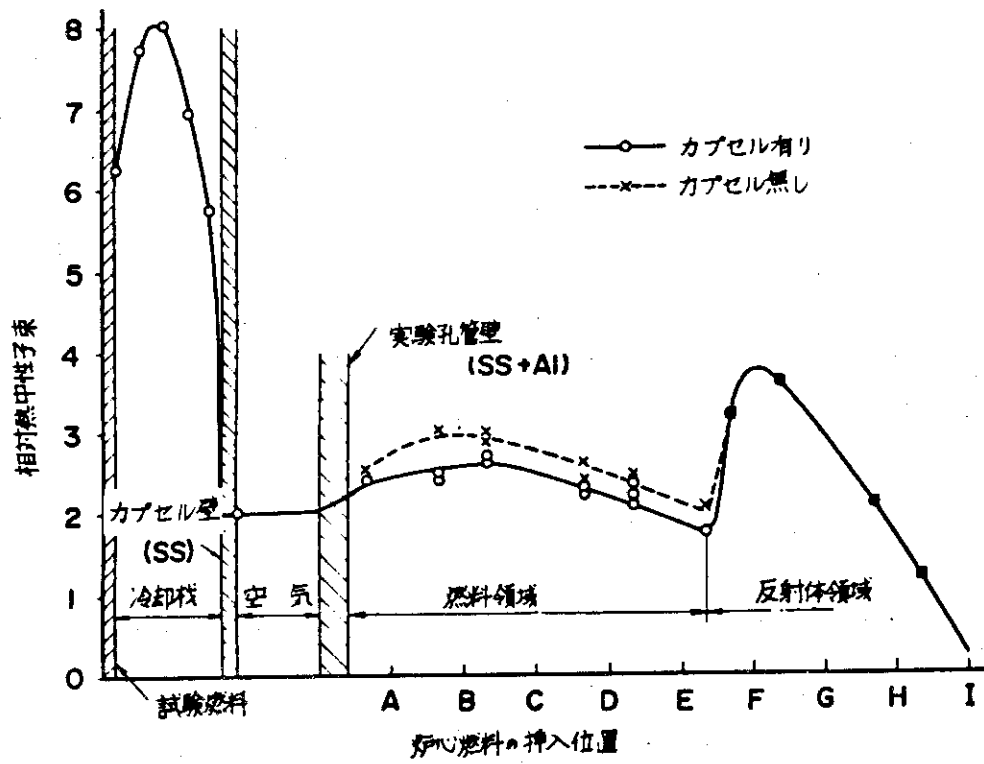
第3図 標準水カプセル



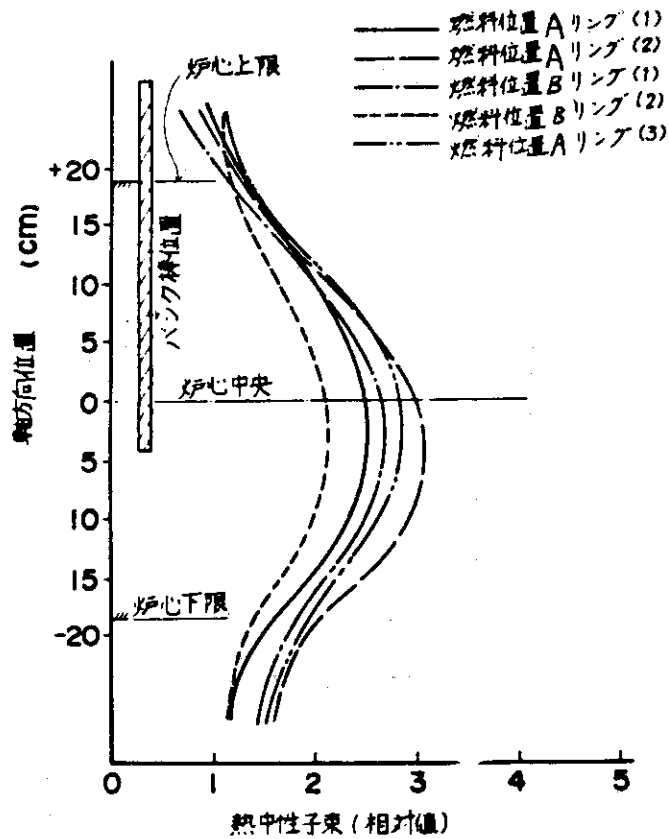
第4図 投入反応度4.7%に対するパルス出力およびパルス積分出力の時間変化



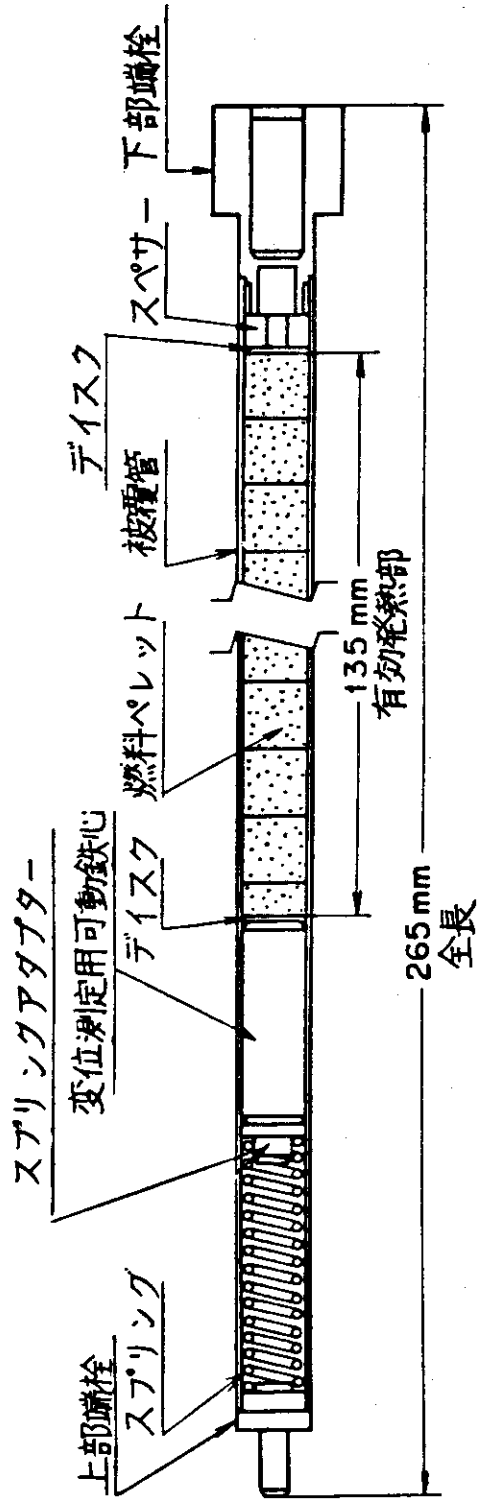
第5図 投入反応度に対するパルスピーク出力およびパルス積分出力特性



第6図 炉心および実験孔の半径方向熱中性子束分布



第7図 炉心の軸方向熱中性子束分布



第8図 試験燃料の概略図

第1表 炉心出力ピーキング係数の測定値

測定条件 測定項目	測定値	
	カプセルありの場合	カプセルなしの場合
軸方向	1.37	1.35
半径方向	1.16	1.12
合計	1.59	1.51

第2表 試験部燃料主要諸元

燃料タイプ	標準燃料	広巾ギャップ燃料
UO ₂ ペレット		
直径	9.29 mm	9.09 mm
長さ	10 mm	10 mm
密度	95% T. D.	95% T. D.
濃縮度	10% (5,20%)	10%
形	Chamfered	Chamfered
クラッド		
材質	Zircaloy-4	Zircaloy-4
厚さ	0.62 mm	0.62 mm
ピン		
直径	10.72 mm	10.72 mm
ギャップ	0.095 mm	0.195 mm
要素		
全長	265 mm	265 mm
燃料長	135 mm	135 mm
ペレット重量	96 g	91 g
ペレット個数	14	14
プレナムガス	He 1 atm	He 1 atm