

JAERI-Tech
96-034



HTTR原子炉压力容器的设计・製作

1996年8月

寺戸昇輝・橘 幸男・國富一彦・深谷好夫

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒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公済会資料センター（〒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 Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1996

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 刷 (株)高野高速印刷

H T T R 原子炉压力容器的设计・製作

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

寺戸 昇輝・橋 幸男・國富 一彦

深谷 好夫⁺

(1996年7月1日受理)

高温工学試験研究炉 (H T T R : High Temperature Engineering Test Reactor) は、熱出力 30MW、冷却材にヘリウムガス、炉心に黒鉛ブロックを用い、原子炉入口温度が395℃、出口温度が 850℃ (定格運転時) 又は950℃ (高温試験運転時) の高温ガス炉であり、平成9年末の初臨界を目指して現在建設中である。

H T T R に用いる原子炉压力容器は、定常運転時に約400℃と高温になるため、原子炉压力容器の主要材料に軽水炉で使用されているMn-Mo鋼よりもクリープ温度域で強度の優れた2¼Cr-1Mo鋼を採用している。原子炉压力容器の設計は、非クリープ温度域では「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」に準拠した技術基準に基づいて行い、クリープ温度域では新たに策定された高温構造設計方針及び材料強度基準に基づいて行い、健全性を確認している。

一方、原子炉压力容器は約23ヶ月をかけて製作され、平成6年8月に原子炉格納容器内の所定の位置に据え付けられた。その後、原子炉压力容器内に炉内構造物等が据え付けられ、平成8年3月には原子炉冷却系統施設全体として耐圧漏洩検査を受験し、成功裏に終わった。

本報告書は、H T T R に用いる原子炉压力容器の特徴、使用材料、強度評価方法とその結果、製作及び検査について報告するものである。

+ 核熱利用研究部

Design and Fabrication of HTTR Reactor Pressure Vessel

Shoki TERADO, Yukio TACHIBANA, Kazuhiko KUNITOMI
and Yoshio FUKAYA⁺

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

(Received July 1, 1996)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) is under construction at the Oarai Research Establishment, JAERI and planned to be critical at the end of 1997. The HTTR is a High Temperature Gas-cooled Reactors (HTGRs) with thermal output of 30MW, inlet coolant temperature of 395°C, and outlet coolant temperature of 850°C at rated operation and 950°C at high temperature test operation.

2¼Cr-1Mo steel is chosen for the reactor pressure vessel of the HTTR because its temperature reaches about 400°C at normal operation. 2¼Cr-1Mo steel has higher creep rupture strength than Mn-Mo steel used for the reactor pressure vessels of Light Water Reactors (LWRs). For the components of the HTTR reactor pressure vessel subjected to low temperatures where creep deformation is negligible, a design guideline based on Japanese structural design standard for LWRs "Technical standards for LWR power plant components-Ministry of International Trade and Industry Standard No.501" is utilized. On the other hand, design of the components for high temperature application, where creep behavior dominates, is conducted under newly determined high temperature structural design guideline and design material data.

The fabrication of the HTTR reactor pressure vessel took about 23 months. It was installed in a reactor containment vessel in August, 1994. After core components had been installed in the reactor pressure vessel, pressure test of the primary and secondary cooling system including the reactor pressure vessel

⁺ Department of Advanced Nuclear Heat Technology

目 次

1. 緒 言	1
2. HTTR原子炉压力容器の特徴	3
2.1 仕 様	3
2.2 機能要求	3
2.3 材 料	5
2.4 構 造	6
3. HTTR原子炉压力容器の材料	15
3.1 2¼Cr-1Mo鋼NT材	15
3.2 SNB16実機材料の材料試験結果	17
3.3 HTTR原子炉压力容器の監視試験	17
3.4 HTTR原子炉压力容器の溶接部について	18
4. HTTR原子炉压力容器の強度評価	30
4.1 強度評価体系	30
4.2 解析条件	32
4.3 温度分布解析	36
4.4 応力解析	38
5. 製作, 据付及び検査	96
5.1 HTTR原子炉压力容器の製作	96
5.2 据 付	97
5.3 検 査	99
6. 結 言	118
謝 辞	118
参考文献	119

Contents

1. Introduction	1
2. Characteristics of HTTR Reactor Pressure Vessel	3
2.1 Specifications	3
2.2 Functional Requirements	3
2.3 Material	5
2.4 Structure	6
3. Material of HTTR Reactor Pressure Vessel	15
3.1 2¼Cr-1Mo Steel (NT)	15
3.2 Result of Material Test on SNB16 Used for HTTR	17
3.3 Surveillance of HTTR Reactor Pressure Vessel	17
3.4 Welds of HTTR Reactor Pressure Vessel	18
4. Stress and Strain Evaluation of HTTR Reactor Pressure Vessel	30
4.1 Structural Design Guidelines for Evaluation	30
4.2 Analytical Condition	32
4.3 Temperature Analysis	36
4.4 Stress and Strain Evaluation	38
5. Fabrication, Installation, Examination and Testing of HTTR Reactor Pressure Vessel	96
5.1 Fabrication	96
5.2 Installation	97
5.3 Examination and Testing	99
6. Conclusion	118
Acknowledgements	118
References	119

1. 緒言

高温工学試験研究炉（HTTR：High Temperature Engineering Test Reactor）は、熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度が定格運転時に850℃、高温試験運転時に950℃を目標とする原子炉で、高温ガス炉技術の基盤の確立と高度化を図るとともに、高温工学に関する先端的基礎研究を行うための試験研究炉である⁽¹⁾。HTTRは、平成9年に初臨界、10年度に原子炉熱出力30MW達成を目指し、現在建設中である。

HTTRの原子炉施設のうち原子炉圧力容器（RPV：Reactor Pressure Vessel 以下、RPVという。）は、内部に炉心を構成する燃料体や制御棒案内ブロック等を収納し、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成するものであり、HTTRの最重要機器の一つである。RPVを含めた原子炉本体の構造を第1.1図に示す。

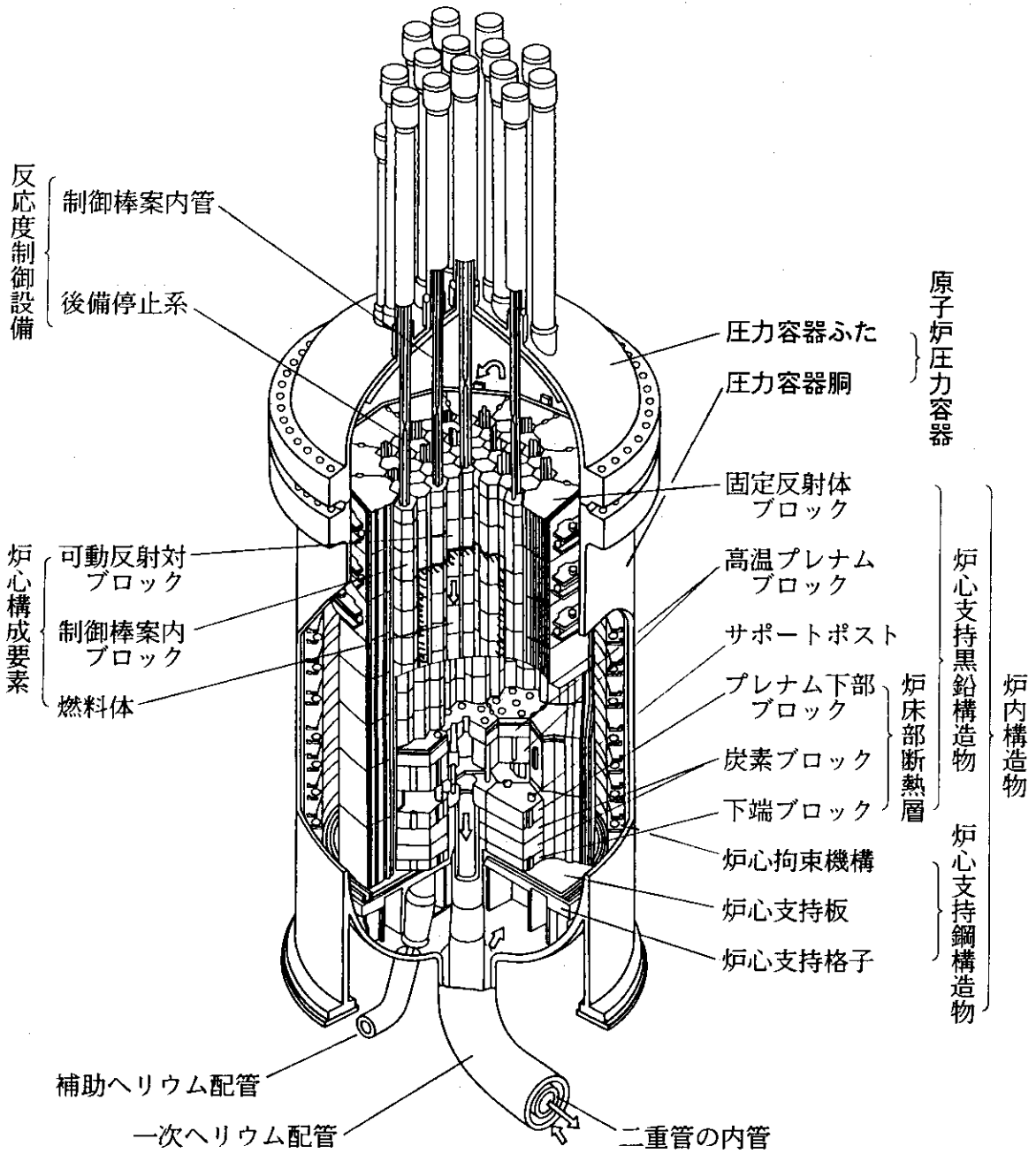
RPVは、定常運転時に約400℃と高温になるため、RPVの主要材料には軽水炉で使用されているMn-Mo鋼よりもクリープ温度領域で強度の優れた2¼Cr-1Mo鋼を用いている。2¼Cr-1Mo鋼は、原子炉圧力容器材料としてはHTTRで初めて使用されるものである。RPVの概略構造は第1.1図に示すように、上部及び下部が半球状のたて置き円筒型で、円筒型のスカート支持構造である。RPVは圧力容器ふた及び圧力容器胴から構成される。圧力容器ふたは、フランジで圧力容器胴にボルト締めされ、その上部には原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成するスタンドパイプが溶接により取り付けられる。RPVの構造設計にあたっては、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年度通産省告示第501号）」（以下、「告示501号」という。）の考え方に準拠した「黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉施設に関する構造等の技術基準」（以下、「構造等の技術基準」という。）等を適用している。

クリープ温度域の構造設計については、「高温工学試験研究炉の高温構造設計方針」⁽²⁾（以下、「高温構造設計方針」という。）及び「高温工学試験研究炉高温構造設計方針材料強度基準等の作成方法等の検討」⁽³⁾（以下、「材料強度基準等」という。）を適用している。

RPVは、平成4年10月から約23ヶ月かけて製作され、平成6年8月にHTTR原子炉建家の原子炉格納容器内に据え付けられた。

本報告書は、そのRPVについて以下に示す項目を報告するものである。

- (1) RPVの特徴（仕様、機能要求、材料、構造、）
- (2) RPVの材料（板材・鍛造材、ボルト材）
- (3) RPVの強度評価（評価方法、温度分布・応力解析、応力評価）
- (4) RPVの製作及び据付（製作、据付、検査）



図中の⇒はヘリウムの流れを示す。

第 1.1 図 原子炉本体の構造

2. HTTR原子炉压力容器の特徴

2.1 仕様

R P Vは内部に炉心構成要素（燃料体、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック、炉内構造物（固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層、炉心支持板、炉心支持格子、炉心拘束機構等）等を収納し、燃料の核反応により発生する熱によりヘリウムガスを加熱し、高温のヘリウムガスを取り出すための容器であり、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成するHTTRの最重要機器の一つである。原子炉の通常運転時の最高使用圧力は、4.7 MPa、最高使用温度は440 °Cで設計している⁽⁴⁾。第2.1表にR P V、主要なスタンドパイプ及びR P Vを支持する压力容器スカート的设计仕様を示す。

2.2 機能要求

R P Vを含めて原子炉施設は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（法律第166号）等の要求を満足するとともに、「原子炉設置変更許可申請書」で定めた安全設計の基本方針⁽⁵⁾に適合するよう設計を行う。R P Vに要求される安全設計の基本方針とこれに適合するための設計方針を以下に示す。

(1) 準拠した規格及び基準

R P Vの設計、材料の選定、製作及び検査については、

- ・「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」⁽⁶⁾
- ・「核燃料物質の使用等に関する規則」⁽⁷⁾
- ・「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく線量当量限度等を定める件」⁽⁸⁾

等の法令、規格及び基準に基づくと共に、

- ・「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」⁽⁹⁾
- ・「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」⁽¹⁰⁾

等の各種の法令、規格、基準に準拠するものとする。

また、「構造等の技術基準」、「高温構造設計方針」及び「材料強度基準等」を適用する。

(2) 環境条件に対する設計上の考慮

R P Vの設計条件を設定するに当たっては、通常運転時及び異常状態時に想定される各種の環境条件（圧力、温度、湿度、放射線等）を考慮し、十分安全側の条件を与えるとともに、必要に応じて、それらの変動時間、繰返し回数等の過渡条件を設定し、材料

の疲労、クリープ、劣化等に対しても、十分な余裕をもって機能を維持できるように設計する。適切な材料選定を行うことにより、その安全機能が期待されている全ての使用条件における温度に対して、十分な強度、耐食性及び安定性を有し、必要な機能を保持するように考慮する。

(3) 信頼性に関する設計上の考慮

R P Vは、現在利用し得る最高の水準で、かつ、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持するように設計する。

(4) 試験可能性に対する設計上の考慮

R P Vの健全性を確認するために、供用期間中検査 (I S I : In-Service Inspection) が実施できるように設計する。

(5) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性

R P Vの原子炉冷却材圧力バウンダリは、異常な冷却材の漏洩又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるように材料選定、設計、製作及び試験を行う。

また、R P Vについて想定される過渡状態条件下において、十分な強度を有することを詳細設計における解析により確認する。

(6) 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止

通常運転時、補修時、試験時及び異常状態時において、R P Vを含む原子炉冷却材圧力バウンダリは、脆性的挙動を示さず、かつ、急激な伝播型破壊を生じないように、破壊靱性を考慮した材料選択、設計及び製作を行う。また、脆性破壊防止の観点から、「告示501号」等に基づき破壊靱性を確認し、適切な温度で使用するものとする。更に、加熱時及び冷却時の運転に対しては、適切な温度変化率(50 °C/h以下)を設けて運転を制限する。また、中性子照射及び熱時効によって、破壊靱性が低下する可能性があるため、試験片をR P Vの中に挿入して照射し、計画的に取り出して破壊靱性を確認する。

(7) 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏洩検出

原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉格納容器への1次冷却材の漏洩検出用として、原子炉格納容器内雰囲気放射能濃度を測定するガスモニタ、ダストモニタ等を設ける。更に、1次冷却設備の圧力変化によっても漏洩が検出できる設計とする。

(8) 原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中の試験及び検査

R P Vは、原子炉停止期間中に、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確認するため、耐圧試験、溶接部の非破壊検査等を行えるよう、接近でき、試験及び検査も実施できるように設計する。

2.3 材 料

RPVは、定常運転時に約400℃と高温になるため、その主要材料には、2¼Cr-1Mo鋼を用いる。

RPVに対しては、その健全性について高い信頼性が要求される。このため、RPVを設計するにあたっては、運転状態Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ及びⅣ（「構造等の技術基準」で定める運転状態）で想定される温度、圧力、放射線等の各種の環境条件を考慮し、十分に安全側の設計条件を与えるとともに、使用する材料については、その特性を十分把握しておく必要がある。特に、中性子照射及び熱時効によって破壊靱性の低下を極力抑えるように設計上の対応が必要である⁽¹¹⁾。

RPVに用いる2¼Cr-1Mo鋼は、鋼板（SCMV4-2）、鍛造材（SFVAF22B）及び鋼管（STPA24）について、強度と靱性の両方を高くするために焼ならし・焼戻し（NT）の熱処理を施している。（以下2¼Cr-1Mo鋼NT材という。）また、中性子照射及び熱時効による破壊靱性の低下及び放射化を抑制するため、以下のように不純物化学成分をJIS規格の範囲内で制限している⁽¹²⁾。

$$J = (Si + Mn)(P + Sn) \times 10^4 \leq 100 \text{ (wt\%)}$$

$$Si, Mn, P, Sn : \text{wt\%}$$

$$\bar{X} = (10P + 5Sb + 4Sn + As) / 100 \leq 10 \text{ (ppm)}$$

$$P, Sb, Sn, As : \text{ppm}$$

$$Co \leq 0.04 \text{ (wt\%)}$$

さらに、脆性遷移温度(T_{NDT})の上昇をできるだけ低く抑えるために、供用開始時の関連温度(RT_{NDT} : T_{NDT} に関連して「構造等の技術基準」で定める温度)は-20℃以下になるように製作している。

3.章で、2¼Cr-1Mo鋼NT材の主要な材料データ（RPVの設計に使用したもの）と、実際のRPVに使用した材料（実機材料）の化学成分分析結果、破壊靱性試験結果等について述べる。

2.4 構造

2.4.1 H T T R原子炉圧力容器の構造

R P Vの構造を第2.1図に示す。R P Vは、上部及び下部が半球状の縦置き円筒型の容器である。R P Vは圧力容器ふた及び圧力容器胴から構成され、圧力容器ふたはスタンドパイプ、圧力容器ふた半球鏡、ふた側フランジ等、圧力容器胴は胴側フランジ、圧力容器円筒胴、圧力容器胴半球鏡ペタル、圧力容器胴半球鏡ドーム、圧力容器スカート等から構成される。R P Vの構造部材のうちスタンドパイプ、圧力容器スカート、熱遮へい板の構造については次項以降に示す。

R P Vは、溶接により取り付ける圧力容器スカートを介して、原子炉圧力容器室のコンクリート台座に支持される。地震時の鉛直方向の荷重は圧力容器スカートで支持し、水平方向の荷重は、圧力容器円筒胴上部に円周上等間隔に6個設置するスタビライザ及びスタンドパイプの上部で防振支持梁を介して支持される。

圧力容器ふた半球鏡は、上部にスタンドパイプを溶接するための管台を31個、マンホール管台を1個を設け（第2.2図参照）、下部には圧力容器胴と結合するためのふた側フランジを設ける。フランジのシール構造には、2重のメタルOリング及びオメガシール（材質S U S 3 1 6 T P）を使用する。また、圧力容器ふたは、72本のS N B 1 6鋼製のスタッドボルトにより圧力容器胴に締結される。スタッドボルトは、胴側フランジに植え込まれ、上端は球面ワッシャを介してナットで締め付ける。ふた側フランジのシート面には、2組の高ニッケル合金A L L O Y 7 1 8（表面銀メッキ）製のOリングを設置する。圧力容器ふた半球鏡の内面には、事故時の圧力容器ふた半球鏡の過大な昇温を防止するため、スペーサを介した多層の熱反射板からなる熱遮へい板を取り付けている。

胴側フランジには、2重のOリングの間及びOリングとオメガシールとの間で1次冷却材の漏洩の検出を定期検査時に行うため主フランジリーク検出装置と接続する。

圧力容器円筒胴の上部は、圧力容器ふたと結合するための胴側フランジと溶接結合され、圧力容器円筒胴の下部は圧力容器胴半球鏡ペタルを介して圧力容器スカートと溶接結合される。圧力容器円筒胴には高温プレナム部温度計装スタンドパイプ管台を設け、R P Vを据付後、現地にて高温プレナム部温度計装スタンドパイプを溶接する。圧力容器胴半球鏡ドームには一次ヘリウム管台、補助ヘリウム管台、圧力逃がし管台等を設け、同様に現地にて、原子炉冷却系統施設の二重管等を溶接する。

炉心構成要素、炉内構造物等の自重及び地震時水平荷重の支持は、炉心支持格子を介して圧力容器胴半球鏡ドーム内面に取り付けたサポートリブ及び圧力容器円筒胴内部に取り付けたラジアルキー座で行う。

圧力容器円筒胴は、その製造性及び供用期間中検査時における検査性を考慮し、4枚の鋼板（S C M V 4 - 2 N T）（縦方向に2分割、周方向に2分割、計4分割）を熱間曲げ加工後溶接して製作する。熱間曲げ加工を行った鋼板は、900～960℃に加熱後、加

速冷却により熱ならしを行い、引き続き650～690℃に加熱後、空冷により焼戻しを行う。溶接は低入熱で歪の少ない狭開先溶接法を用いた。

2.4.2 スタンドパイプの構造

スタンドパイプは、RPVに取り付けられ、制御棒等の反応度制御設備のハウジングを形成するとともに、燃料交換、照射物の装荷及び取り出し等の通路となるための容器である。

スタンドパイプは、スタンドパイプ本体、スタンドパイプのふたであるスタンドパイプクロージャ等から構成する。第2.2図にスタンドパイプの配置、代表的なスタンドパイプの構造及びスタンドパイプクロージャの構造を示す。スタンドパイプは円筒型であり、圧力容器ふた半球鏡の管台に溶接によって取り付けられる。スタンドパイプの頂部には、スタンドパイプのふたとして、原子炉停止時にラッチ構造で着脱可能なスタンドパイプクロージャ（材質SFVQ1A）を設置し、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部を形成する。スタンドパイプクロージャは、内圧作用時にはラッチを介してスタンドパイプに荷重を伝達して反応度制御設備、炉内実験設備等を支持し、定期検査時には制御棒交換機を用いて着脱する。なお、スタンドパイプクロージャの構造は、英国マグノックス炉や東海1号炉⁽¹³⁾において使用実績を有している。

2.4.3 圧力容器スカートの構造

圧力容器スカートは、第2.1図に示すように円筒型でRPV、炉心構成要素、炉内構造物等の通常時及び地震時の荷重を支持する。

圧力容器スカートの下端部には、スカートフランジが溶接結合される。圧力容器スカートは、ベースプレート上に設置され、原子炉圧力容器室のコンクリート台座に埋設されたアンカープレート及び48本の圧力容器基礎ボルトとネジ締結により固定する。

圧力容器スカートの外面には、コンクリート台座の温度上昇を防止するため炉容器冷却設備の水冷管パネルを取り付ける。また、内面には圧力容器銅半球鏡ドームからの輻射による温度上昇を防止するため断熱材を取り付ける。

2.4.4 スタビライザの構造

第2.3図にスタビライザの構造を示す。スタビライザは、RPVの圧力容器円筒胴に取り付けたスタビライザブラケットの位置において一次遮へい体のコンクリート壁で支持され、地震時にRPVの水平方向変位を拘束する。

スタビライザは、圧力容器円筒胴の周囲に等間隔で6個設置し、架台は一次遮へい体に固定する。第2.3図に示すように、スタビライザは、箱型ヨークを皿ばねにより初期

荷重を与えて締付、このヨーク内に圧力容器円筒胴に溶接したスタビライザブラケットを貫通させることにより、RPVの地震時水平変位を拘束する。RPVの上下方向の熱膨張は、ヨークとスタビライザブラケット間のスライドにより拘束しない構造としている。

2.4.5 防振支持梁の構造

防振支持梁は、スタンドパイプの地震時水平変位を拘束するために、第2.1図に示すようにスタンドパイプの頂部に設置する。

第2.4図に防振支持梁の基本構造を示す。スタンドパイプの熱膨張変位を拘束しないために、防振支持梁との接合部（防振アダプタ）に半径方向及び軸方向の熱膨張量の比に対応した勾配を設ける構造としている。また、防振アダプタの内面は曲率を有する形状とし、かつ、カラー（スタンドパイプ側）との間に隙間を設けて万一の場合でも固着が生じないよう構造上考慮している。

2.4.6 熱遮へい板の構造

熱遮へい板は、圧力容器ふた半球鏡内面に設置し、強制対流の期待できない二重管内管破損事故時及び二重管破断事故時に、高温の1次冷却材が自然対流によって炉心から圧力容器ふた半球鏡へ流れることによる圧力容器ふた半球鏡の温度上昇を抑制するものである。

第2.5図に熱遮へい板の構造を示す。圧力容器ふた半球鏡の内面には、事故時の圧力容器ふた半球鏡の過大な昇温を防止するため、スペーサーを介した多層の熱反射板を取り付けている。熱遮へい板はSUS316金属板の積層構造であり、圧力容器ふた半球鏡内面にボルトで固定され、炉内で強制循環の期待できない事故時に、圧力容器ふた半球鏡の温度を550℃以下に抑制する。

熱遮へい板の断熱性能は取り付け用スタッドボルトからの伝熱、積層板間の熱放射率の温度依存性及び対流熱伝熱に影響されるので、熱遮へい板模擬試験体を製作して、断熱性能試験を実施した。また、解析モデルによる温度分布解析⁽¹⁴⁾を行い、信頼性を確認している。

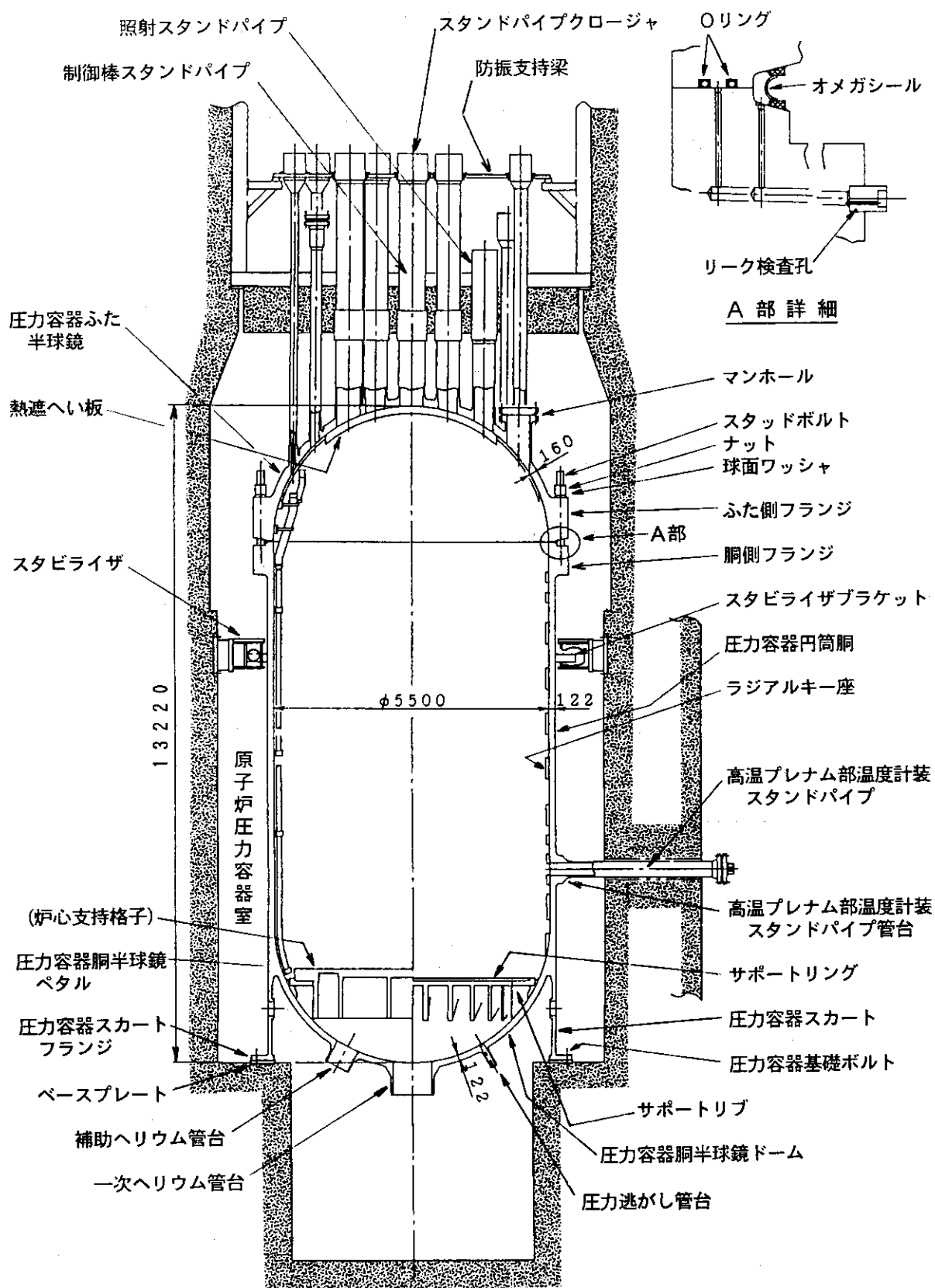
熱遮へい板は、原子炉の寿命期間中に破損による落下等が生じない構造とするため、ナットの廻り止め溶接等を行い、落下防止対策を施している。また、熱遮へい板は分割構造とし、熱膨張をスライド構造で吸収するようにしている。さらに、内部への1次冷却材流入防止対策を施している。

第2.1表 RPV、スタンドパイプ及び圧力容器スカート的设计仕様

原子炉圧力容器 ¹	種類	たて置円筒型					
	機器種別	高温ガス炉第1種容器					
	耐震クラス	As					
	流体の種類	ヘリウムガス					
	基数	基	1				
	最高使用圧力	MPa[gauge] {kg/cm ² G}	4.7 {48}				
	最高使用温度	°C	440 (ボルトは410)				
	主要寸法	内径	mm	5500			
		全高(内のり)	mm	13220			
		圧力容器円筒胴厚さ	mm	122			
		圧力容器ふた半球鏡厚さ	mm	160			
		圧力容器胴半球鏡厚さ	mm	122			
	主要材料	圧力容器ふた半球鏡	SFVA F22B				
		ふた側フランジ	SFVA F22B				
		胴側フランジ	SFVA F22B				
圧力容器円筒胴		SCMV4-2 NT					
圧力容器胴半球鏡		SCMV4-2 NT, SFVA F22B					
スタッドボルト, ナット		SNB 16					
スタンドパイプ	名称	制御棒スタンドパイプ		照射スタンドパイプ			
	種類	円筒型					
	機器種別	高温ガス炉第1種容器					
	耐震クラス	As					
	流体の種類	ヘリウムガス					
	最高使用圧力	MPa[gauge] {kg/cm ² }	4.7 {48}				
	最高使用温度	°C	375 (スタンドパイプクロージャは、150) (高温炉内温度計装スタンドパイプは、440)				
	主要寸法	外径	mm	525	460	440	8B(216.3)
		厚さ	mm	20	17.5	17.5	Sch40(8.2)
		個数	—	7	9	3	2
主要材料	—	SFA F22B			SFVA F22B STPA24		
圧力容器スカート	種類	円筒型スカート					
	機器種別	高温ガス炉第1種支持構造物					
	耐震クラス	As					
	個数	1					
	最高使用温度	°C	350				
	主要寸法	厚さ	mm	73			
	主要材料	SCMV4-2 NT					

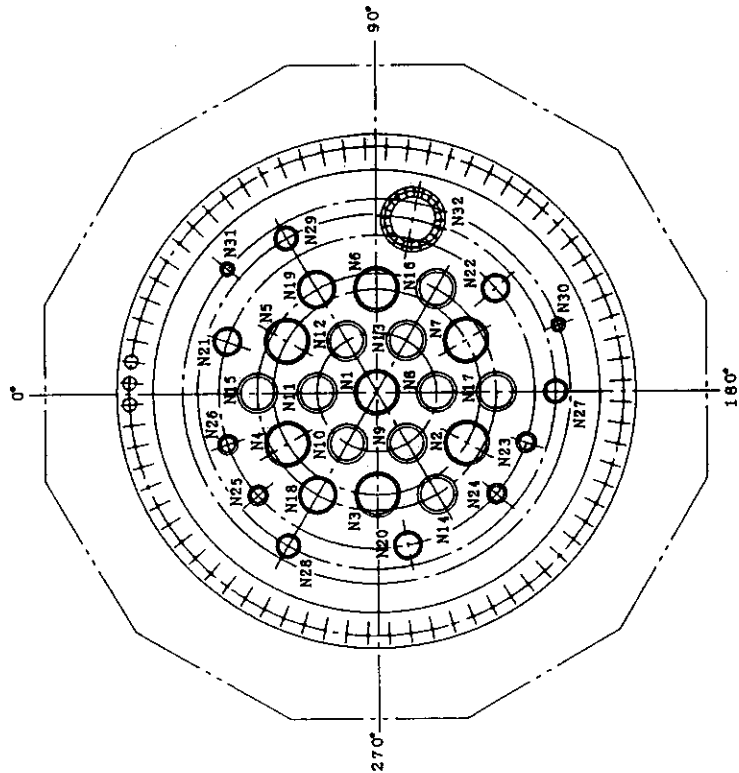
表中の制御棒スタンドパイプ、照射スタンドパイプ以外に13本のスタンドパイプがある。

*1: スタンドパイプ及び圧力容器スカートを除く。

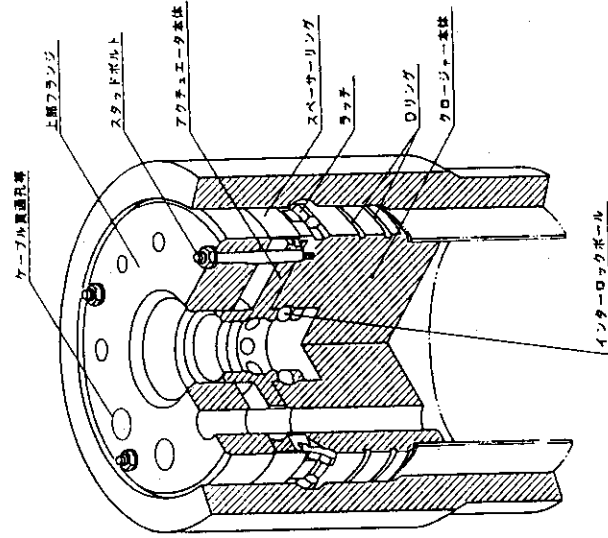
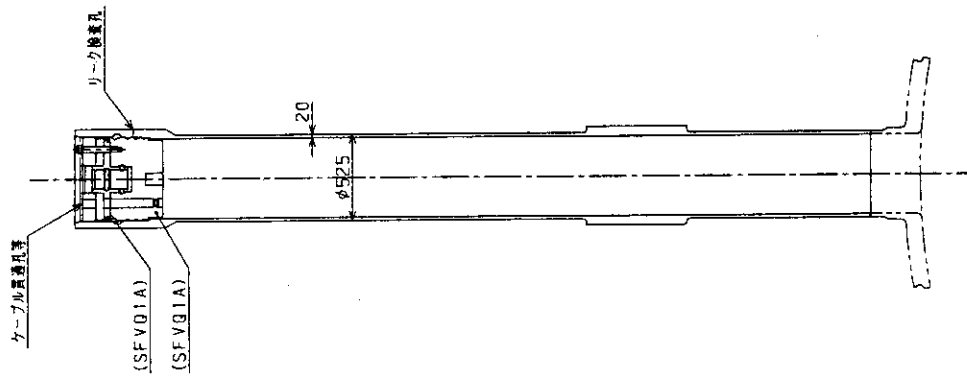


第2.1図 HTTR原子炉圧力容器の構造

符号	名称	呼び径	個数	備考
N32	マンホール	1D450	1	
N30, N31	点検スタンドパイプ管台	5B	2	
N27~N29	サベイレラススタンドパイプ管台	10B	3	
N24, N26	円形溝スタンドパイプ管台	8B	2	
N23, N25	環状スタンドパイプ管台	8B	2	
N20~N22	中性機仕のスタンドパイプ管台	12B	3	
N17~N19	環状スタンドパイプ管台	OD440	3	
N14~N16	節操環スタンドパイプ管台	OD460	3	
N8~N13	節操環スタンドパイプ管台	OD460	6	
N2~N7	節操環スタンドパイプ管台	OD525	6	
N1	節操環スタンドパイプ管台	OD525	1	



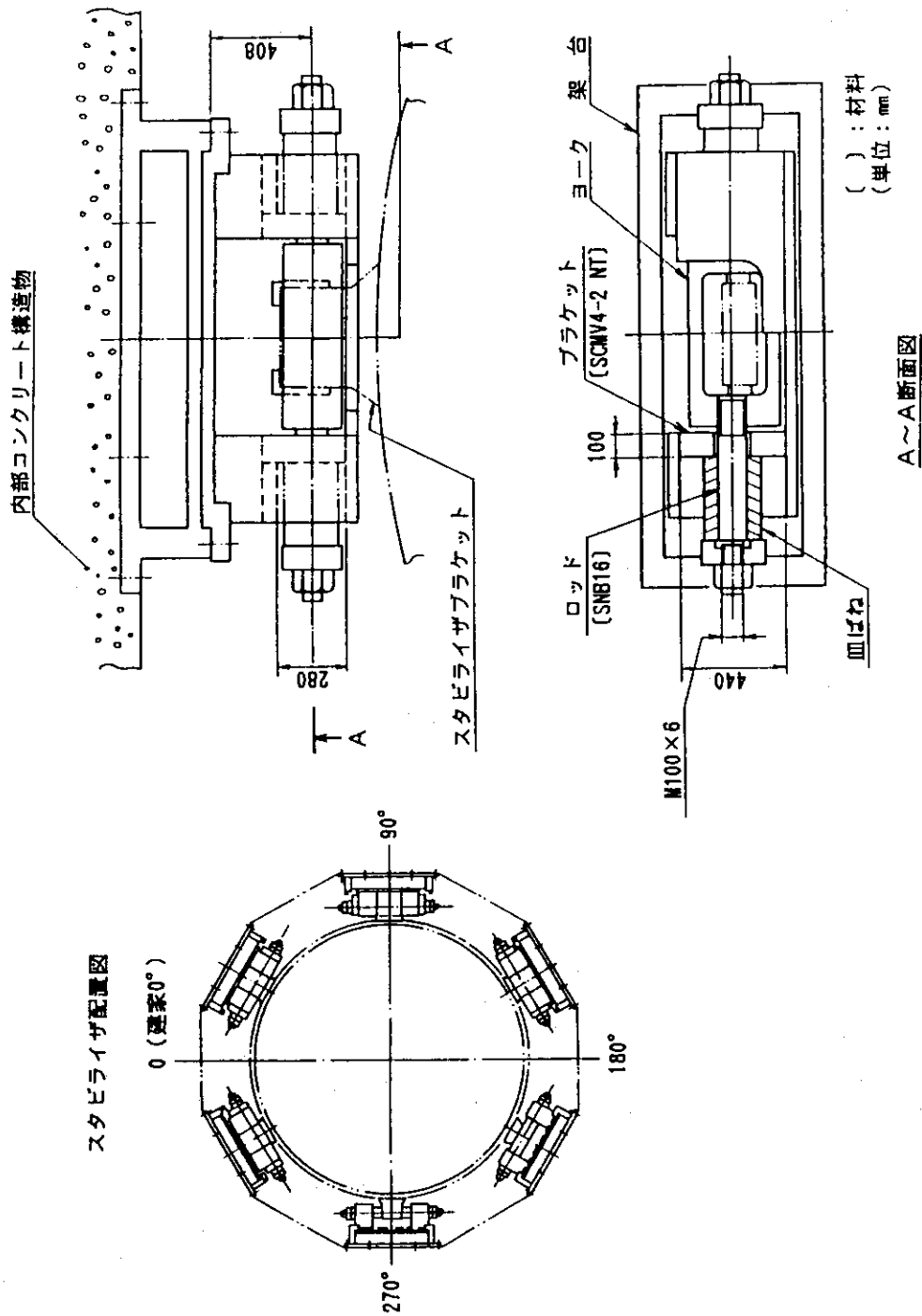
スタンドパイプの配置



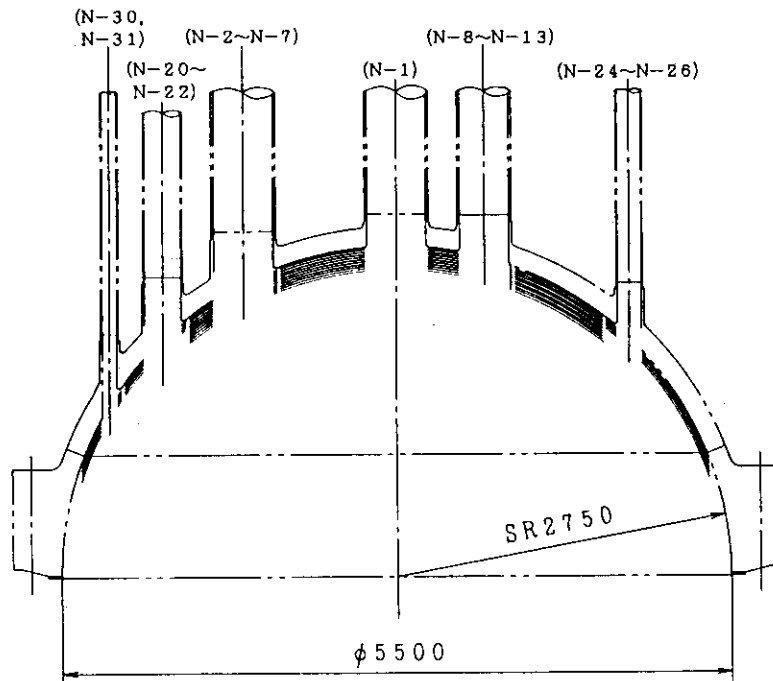
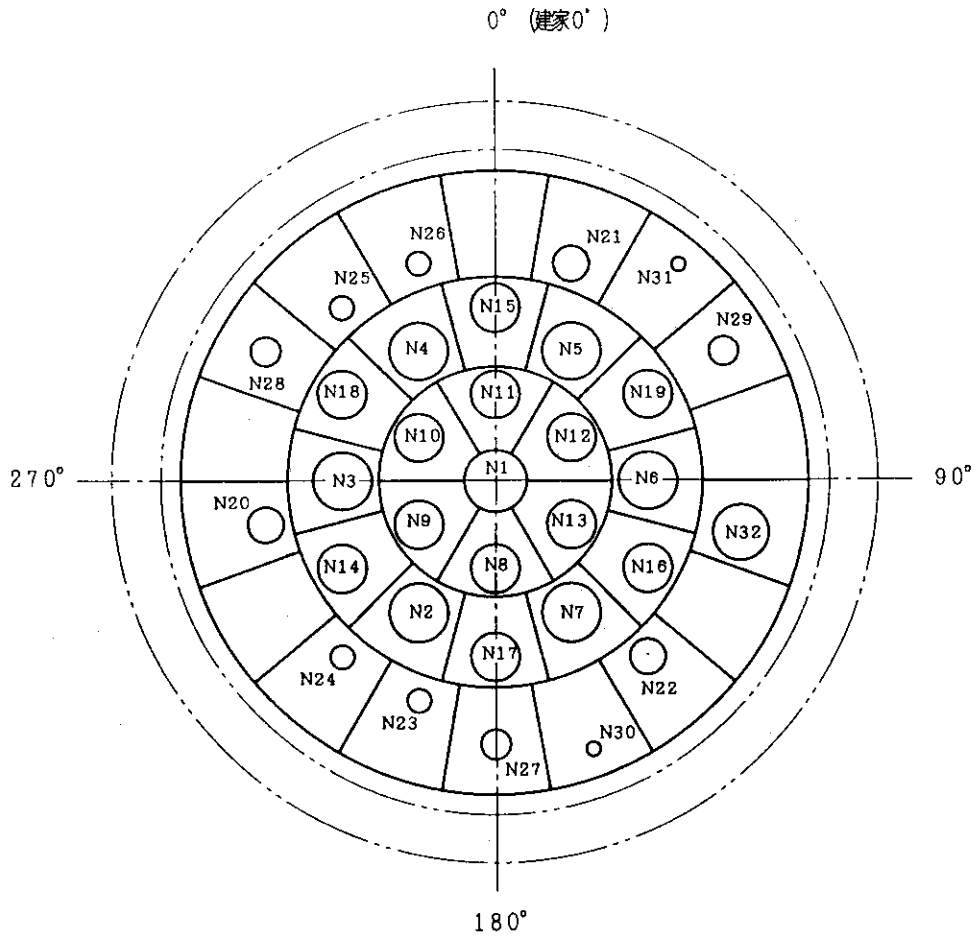
スタンドパイプクロージャ

スタンドパイプ (N1)

第2.2図 スタンドパイプの構造



第2.3図 スタビライザの構造



第2.5 熱遮へい板の構造

3. HTTR原子炉压力容器の材料

RPV材料には $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材を使用する。また、RPVのボルト材等に使用するSNB16は、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材と同様にクリープ温度域で使用される。本章では、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材の材料特性、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材及びSNB16の実機材料の材料試験結果、並びに $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の溶接材料及び溶接部の破壊靱性試験の結果について述べる。

3.1 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材

RPVは定常運転時に約400℃、事故時には最高約530℃まで温度が上昇する可能性があるため、その構造材料には、約550℃までの温度域で厚肉材として使用実績が豊富な $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材を選定している。

RPV等の高温ガス炉第1種機器について、非クリープ温度域での構造設計基準は「告示501号」に準拠する。クリープ温度域における第1種機器の高温構造設計方針の材料強度基準等は、ASME Sec. III Code Case N-47⁽¹⁵⁾及び高速増殖炉（以下、FBRという。）「もんじゅ」用の高温構造設計方針として「高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針」⁽¹⁶⁾（以下、「FBR方針」という。）等が既に作られている。この「FBR方針」の材料強度基準等には $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材が含まれ、HTTRのRPVの使用温度はFBR方針材料強度基準等の上限温度550℃以下であることから、FBR方針を基に照射効果及びヘリウム雰囲気効果等を考慮して、「材料強度基準等」の $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材に関する基準が策定されている。以下に、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材の材料特性及び実機材料の材料試験結果について述べる。

3.1.1 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材の材料特性

HTTRのRPVに使用する $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材は、2.3節で述べたように中性子照射や熱時効による脆化を改良するために不純物（PやSi等）の含有量をJIS規格の範囲内で制限（これを「HTGR仕様材」という。）している。

$2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材（HTGR仕様材）の材料特性について、参考文献(3)より抜粋して以下に示す。

大気中におけるクリープ破断強度及び疲労強度のデータについて、FBR方針材料強度基準等を定める基になったそれぞれの強度データ⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾（図中、「JIS」と示し、以下、「FBR材料の強度データ」という。）と比較したものを第3.1図及び第3.2図に示す。これらの図に示すように、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材のHTGR仕様材の平均強度は、FBR材料の強度データの平均値と同等である。

環境効果に関しては、ヘリウム雰囲気中の疲労強度は第3.3図に示すように、真空中

とほとんど変わらない⁽¹⁹⁾。また、原子炉冷却材を模擬したヘリウム中の不純物による内部酸化は、550℃で5000hr後において酸化の深さが高々6μmである⁽²⁰⁾。この値は2¼Cr-1Mo鋼の空気界面に想定するくされ代0.4mm⁽²¹⁾に比べて非常に小さい。従って、HTTRの使用条件（通常時最高約400℃）では空気中での試験データに基づいて定めたFBR方針材料強度基準等を適用することは、保守的な取扱となる。また、ヘリウムガス接面のくされ代は考慮しなくてよいといえる⁽³⁾。

中性子照射効果に関しては、2¼Cr-1Mo鋼NT材のHTGR仕様材は、第3.4図⁽²²⁾に示すように、金属温度が450℃以下で中性子照射量が約 10^{19} n/cm²までは、中性子照射による強度への影響は無視できる。

3.1.2 2¼Cr-1Mo鋼NT材実機材料の材料試験結果

RPVを構成する部位のうち、2¼Cr-1Mo鋼NT材を使用しているのは、第2.1表に示すように、RPVの圧力容器ふた半球鏡、ふた側・胴側フランジ、圧力容器胴半球鏡の一部等に鍛造材(SFVA F22B)を、圧力容器円筒胴、圧力容器スカート等に鋼板(SCMV4-2 NT)を、スタンドパイプの一部に、管材(STPA24)を使用している。

RPVの主要な部位について、実機の製造に使用した2¼Cr-1Mo鋼NT材の鍛造材、板材及び管材の化学成分分析結果及び破壊靱性試験結果を各々第3.1(a)表～第3.1(c)表に示す。また、第3.2表に熱処理条件を示す。なお、結果を記載した部位を第3.1(c)表中に示す。各部位の化学成分(溶鋼分析)は日本工業規格(JIS)の材料規格の規格値を満足している。また、HTGR仕様材として中性子照射や熱時効による破壊靱性の低下を抑えるための \bar{X} 値及びJ値を求めるために、微量化学成分についても分析を行い、その結果、 \bar{X} 値及びJ値は規格値を満足している。さらに、RPVの非延性破壊を防止する観点から、「構造等の技術基準」により材料の破壊靱性の評価を必要とされる部位について関連温度($R_{T_{NDT}}$)を求めており、供用開始時の関連温度の仕様値-20℃以下を十分満足している。関連温度は、日本電気協会電気技術規程 JEAC 4206「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」に準拠した試験に基づいて求める。その関連温度の決定手順を第3.5図に示す。そして、求めた関連温度を基にJEAC 4206「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」を参考にして非延性破壊を防止するための最低使用温度を定めることになる。

なお、熱処理については、材料の強度と靱性の両方を高くするために、JIS規格に基づいた焼ならし・焼戻し(NT)の熱処理を施している。

3.2 SNB16 実機材料の材料試験結果

RPVの製造に使用したSNB16の材料試験結果として、第2.1図に示す压力容器ふたと压力容器胴を締結するスタッドボルトについて、化学成分分析結果及び破壊靱性試験結果を第3.3表に示す。

各スタッドボルト (No.1~74) の化学成分 (溶鋼分析) は、日本工業規格の材料規格 JIS G 4107 (1988) SNB16 の規格値を満足している。スタッドボルトは「構造等の技術基準」により破壊靱性試験が要求されており、スタッドボルトの最低使用温度以下の温度 (10°C) で JIS Z 2242 (1980) の衝撃試験方法に従い試験を行い、規定を満足することを確認している。

また、第3.4表に各スタッドボルト (No.1~74) に施した熱処理について示す。JIS規格に基づいた焼ならし・焼戻し (NT) の熱処理を施している。

3.3 HTR原子炉压力容器の監視試験

压力容器円筒胴の材料 (SCMV4-2 NT) 等については、供用期間中に受ける熱時効及び中性子照射脆化の程度を測るためにサーベイランス試験片を製作している。すなわち、日本電気協会電気技術規程 JEAC 4201-1986 「原子炉構造材の監視試験方法」に準拠して母材、溶接部及び熱影響部から引張試験片、衝撃試験片及び破壊靱性試験片 (DCT試験片) を製作し、サーベイランススタンドパイプを通じてRPV内壁に沿って炉心領域に挿入した試験片を、定格運転開始後、数年おきに取り出して脆化の程度を測ることとしている。サーベイランス試験片の取り出し計画を下表に示す。

試験片の取り出し時期	試験片種類	試験片採取位置及び個数		
		母材	溶接部	熱影響部
1回目 (2年)	引張試験片	3	3	3
	衝撃試験片	12	12	12
	破壊靱性試験片	6	6	6
2回目 (5年)	引張試験片	3	3	3
	衝撃試験片	12	12	12
	破壊靱性試験片	6	6	6
3回目 (10年)	引張試験片	3	3	3
	衝撃試験片	12	12	12
	破壊靱性試験片	6	6	6
寿命末期	引張試験片	3	3	3
	衝撃試験片	12	12	12
	破壊靱性試験片	6	6	6

ただし、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材については、 10^{18} n/cm²までは高速中性子照射による機械的性質の変化がほとんどないことを、原研の材料試験炉等による照射試験により確認している⁽²²⁾。一方、HTTRのRPVの累積高速中性子照射量は最大でも 10^{17} n/cm²以下と見積もられており、RPVの照射脆化は無視できる⁽³⁾。しかし、HTTRは軽水炉と比較して高温度域で使用されるため、特に熱時効による脆化を監視する必要がある。

3.4 HTTR原子炉圧力容器の溶接部について

RPVは、RPVを構成する各部位を溶接して形成され、溶接部についても母材と同様に厳しい品質監理が要求される。

第3.5表にRPVを構成する $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材の溶接に使用した溶接材料（溶着金属）の化学成分を示す。溶接材料A～Gに記載している化学成分は、ソリッドワイヤ及び溶加棒を溶着金属にして分析したものである。母材の成分分析と同様に、微量化学成分についても分析を行い、中性子照射や熱時効による破壊靱性の低下を抑制するための \bar{X} 値及びJ値は制限値内にあることを確認している。

RPV等の高温ガス炉第1種容器は、総理府令第74号⁽⁹⁾の溶接の技術基準に準拠し、同令第13条にて、突合わせ溶接による溶接部の機械試験のひとつに破壊靱性試験が要求される。RPVにおける溶接部の破壊靱性試験の結果として、第3.6表に溶接部の関連温度(RT_{NDT})を示す。RPVの溶接部は、溶接の条件により第3.6表に示すようにA～Gに区分され、それらの区分の中から代表してひとつの溶接部(A1, B1, C1, D1, E1, F1, G1)から試験板を作り、試験を行っている。代表して試験を行った溶接部の関連温度は、すべて -35 ℃であり、供用開始時の関連温度の仕様値 -20 ℃以下に対して満足している。

第3.1(a)表 使用した2¼Cr-1Mo鋼NIT材の化学成分(溶鋼分析)及び関連温度(RT_{NDT})

(wt%)

成分	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Cu	Ni	V	Co	Al (Total)	Sn	As	Sb	$\bar{X}^{\cdot 1}$ (ppm)	$J^{\cdot 2}$ (wt%)	RT _{NDT} (°C)
規格	0.15 以下	0.50 以下	0.30 ~0.60	0.030 以下	0.030 以下	2.00 ~2.50	0.90 ~1.10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	10.0 以下	100 以下	-20 以下
① 圧力容器ふた半球鏡	0.14	0.07	0.55	0.003	0.001	2.29	1.06	0.04	0.08	0.005	0.008	<0.005	0.003	0.003	0.0009	5.0	37.2	-50
② ふた側フランジ	0.14	0.04	0.54	0.003	0.001	2.29	1.05	0.04	0.09	0.005	0.009	<0.005	<0.003	0.004	0.0010	5.1	34.8	-65
③ 胴側フランジ	0.14	0.03	0.54	0.003	0.003	2.29	1.00	0.03	0.10	0.005	0.008	<0.005	<0.003	<0.003	0.0010	5.0	34.2	-55
④ 圧力容器胴半球鏡	0.15	0.05	0.55	0.003	0.001	2.30	1.05	0.03	0.04	0.005	0.007	<0.005	<0.003	0.003	0.0011	5.0	36.0	-35
⑤ マンホール	0.14	0.09	0.44	0.006	0.004	2.30	1.06	0.04	0.04	0.006	0.005	0.003	0.004	0.002	0.0006	8.1	53.0	-50
⑥ 高温炉用温度計装 スチール管台	0.13	0.07	0.46	0.006	0.002	2.44	1.05	0.02	0.04	0.006	0.007	0.003	0.003	0.002	0.0006	7.7	47.7	-40
⑦ 一次ヘリウム管台	0.13	0.07	0.46	0.006	0.002	2.44	1.05	0.02	0.04	0.006	0.007	0.003	0.003	0.002	0.0006	7.7	47.7	-55
⑧ 補助ヘリウム管台	0.13	0.07	0.46	0.006	0.002	2.44	1.05	0.02	0.04	0.006	0.007	0.003	0.003	0.002	0.0006	7.7	47.7	-55
⑨ 制御棒スチール(N2)	0.12	0.10	0.45	0.005	0.003	2.32	1.03	0.03	0.04	0.006	0.006	0.003	0.003	0.002	0.0008	6.8	44.0	-60
⑩ 照射スチール(NIT)	0.14	0.10	0.46	0.006	0.004	2.37	1.05	0.03	0.06	0.007	0.007	0.003	0.003	0.003	0.0008	7.9	50.4	-65

*1 $\bar{X} = (10P + 5Sb + 4Sn + As) \times 10^{-2}$ (ppm)

*2 $J = (Si + Mn) \times (P + Sn) \times 10^4$ (wt%)

表中①~⑩の部位を第3.1(c)表に示す。

第3.1(b)表 使用した2¼Cr-1Mo鋼NNT材の化学成分(溶鋼分析)及び関連温度(RT_{NDT})

成分	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Cu	Ni	V	Co	Al (Total)	Sn	As	Sb	X̄ ^{*1} (ppm)	J ^{*2} (wt%)	RT _{NDT} (°C)
規 格	0.17 以下	0.50 以下	0.30 ~0.60	0.030 以下	0.030 以下	2.00 ~2.50	0.90 ~1.10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
HTGR 仕様材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	10.0 以下	100 以下	-20 以下
① 圧力容器円筒胴 (1-1)	0.15	0.10	0.55	0.003	0.001	2.45	1.06	0.01	0.15	0.010	0.006	0.019	0.001	0.002	TR	4.1	26.0	-60
② 圧力容器円筒胴 (1-2)	0.15	0.10	0.55	0.003	0.001	2.45	1.06	0.01	0.15	0.010	0.006	0.019	0.001	0.002	TR	4.1	26.0	-55
③ 圧力容器円筒胴 (2-1)	0.15	0.10	0.55	0.003	0.001	2.45	1.06	0.01	0.15	0.010	0.006	0.019	0.001	0.002	TR	4.1	26.0	-60
④ 圧力容器円筒胴 (2-2)	0.14	0.10	0.57	0.004	0.001	2.43	1.05	0.01	0.17	0.010	0.006	0.011	0.001	0.002	TR	5.1	33.5	-55
⑤ 圧力容器胴半球鏡 ^{*1}	0.14	0.10	0.57	0.004	0.001	2.43	1.05	0.01	0.17	0.010	0.006	0.011	0.001	0.002	TR	5.1	33.5	-55
⑥ 圧力容器スカート ^{*1}	0.15	0.10	0.57	0.003	0.001	2.45	1.06	0.01	0.16	0.010	0.006	0.011	TR	0.002	TR	4.1	26.8	- ^{*3}

*1 $\bar{X} = (10P + 5Sb + 4Sn + As) \times 10^{-2}$ (ppm)
 *2 $J = (Si + Mn) \times (P + Sn) \times 10^4$ (wt%)
 *3 衝撃試験温度(最低使用温度): 0 (°C)
 *4 複数の板材から構成されるが、代表してひとつを記載。
 TR: 検出限界以下
 表中①~⑥の部位を第3.1(c)表に示す。

第3.1(c)表 使用した2¼Cr-1Mo鋼NIT材の化学成分(溶融分析)及び関連温度(RT_{NDT})

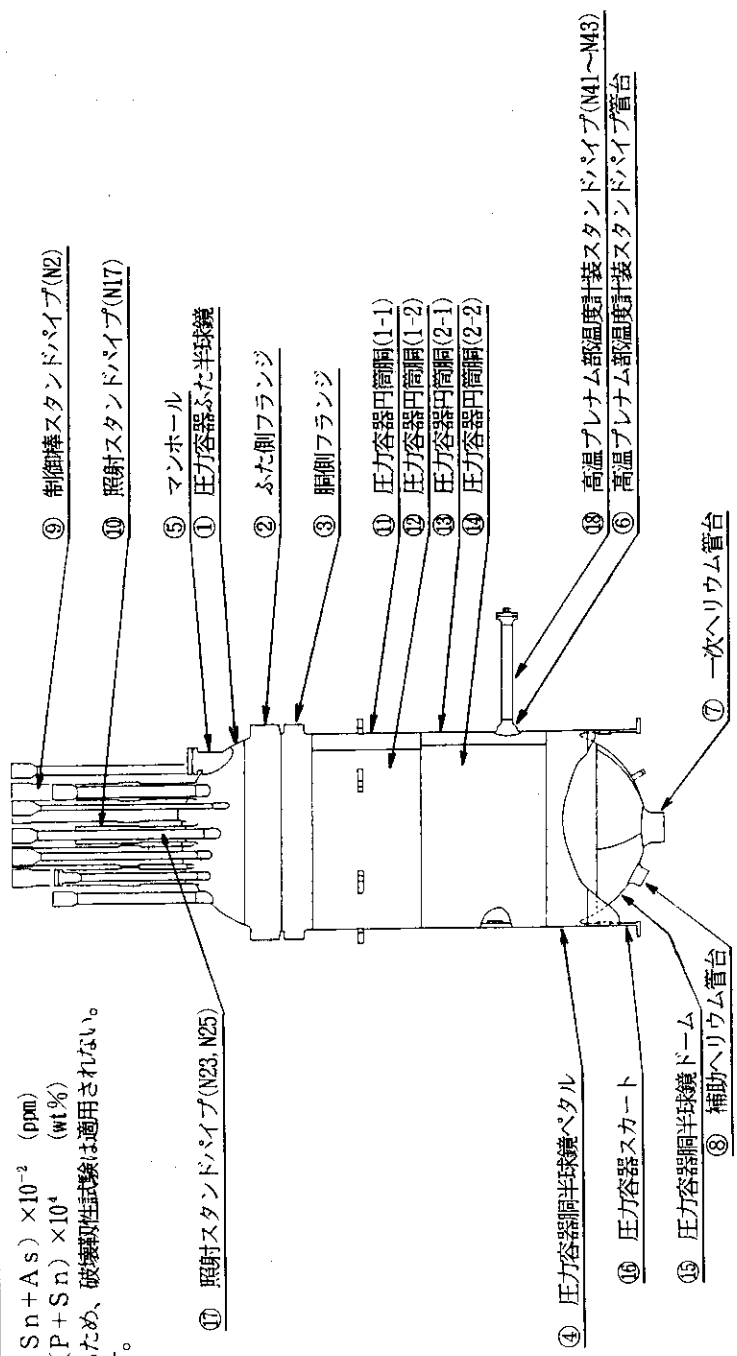
(wt%)

成分	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Cu	Ni	V	Co	Al (Total)	Sn	As	Sb	X̄ ^{*1} (ppm)	J ^{*2} (wt%)	RT _{NDT} (°C)	
規格	JIS G 3458 (1988) STPA 24	0.50 以下	0.30 ~0.60	0.030 以下	0.030 以下	1.92 ~2.60	0.87 ~1.13	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
仕様材	HTGR	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
①⑦ 照射スタンドパイプ(N23, N25)	0.10	0.10	0.45	0.006	0.001	2.25	0.92	0.02	0.06	0.010	0.010	0.006	0.002	0.002	0.001	8.0	44.0	- ^{*3}	
①⑧ 高温ヘルウム温度計装スタンドパイプ(N41~N43)	0.11	0.02	0.48	0.005	0.002	2.35	0.99	0.02	0.05	0.010	0.004	0.002	0.002	0.002	0.001	6.5	35.0	-30	

*1 $\bar{X} = (10P + 5Sb + 4Sn + As) \times 10^{-2}$ (ppm)

*2 $J = (Si + Mn) \times (P + Sn) \times 10^4$ (wt%)

*3 厚さが16mm以下であるため、破壊靱性試験は適用されない。
表中①~⑧の部位を下記に示す。



第3.2表 使用した2 1/2Cr-1Mo鋼NT材の熱処理

部 位	熱処理	保持温度 (°C)	保持時間 (h r)	冷却方法
① 圧力容器ふた半球鏡 (SFVA F22B)	焼ならし	880 ~ 907	15.08	加速冷却
	焼戻し	630 ~ 657	13.23	空冷
② ふた側フランジ (SFVA F22B)	焼ならし	880 ~ 913	15.12	加速冷却
	焼戻し	630 ~ 655	14.76	空冷
③ 胴側フランジ (SFVA F22B)	焼ならし	880 ~ 907	13.13	加速冷却
	焼戻し	630 ~ 650	14.27	空冷
④ 圧力容器胴半球鏡ペタル (SFVA F22B)	焼ならし	880 ~ 908	7.03	加速冷却
	焼戻し	630 ~ 655	8.08	空冷
⑤ マンホール (SFVA F22B)	焼ならし	900 ~ 930	5.00	加速冷却
	焼戻し	690 ~ 700	5.00	空冷
⑥ 高温炉内温度計装スタンドパイプ 管台 (SFVA F22B)	焼ならし	900 ~ 935	5.00	加速冷却
	焼戻し	690 ~ 700	5.00	空冷
⑦ 一次ヘリウム管台 (SFVA F22B)	焼ならし	900 ~ 925	6.00	加速冷却
	焼戻し	690 ~ 695	6.00	空冷
⑧ 補助ヘリウム管台 (SFVA F22B)	焼ならし	900 ~ 930	5.00	加速冷却
	焼戻し	690 ~ 700	5.00	空冷
⑨ 制御棒スタンドパイプ (N2) (SFVA F22B)	焼ならし	900 ~ 935	3.83	加速冷却
	焼戻し	690 ~ 705	3.00	空冷
⑩ 照射スタンドパイプ (N17) (SFVA F22B)	焼ならし	900 ~ 930	3.00	加速冷却
	焼戻し	690 ~ 705	3.00	空冷
⑪ 圧力容器円筒胴 (1-1) (SCMV4-2 NT)	焼ならし	928	3.23	加速冷却
	焼戻し	670	3.92	空冷
⑫ 圧力容器円筒胴 (1-2) (SCMV4-2 NT)	焼ならし	928	3.23	加速冷却
	焼戻し	670	3.92	空冷
⑬ 圧力容器円筒胴 (2-1) (SCMV4-2 NT)	焼ならし	928	3.23	加速冷却
	焼戻し	667	3.92	空冷
⑭ 圧力容器円筒胴 (2-2) (SCMV4-2 NT)	焼ならし	928	3.23	加速冷却
	焼戻し	670	3.92	空冷
⑮ 圧力容器胴半球鏡ドーム *1 (SCMV4-2 NT)	焼ならし	928	3.23	加速冷却
	焼戻し	669	3.92	空冷
⑯ 圧力容器スカート *1 (SCMV4-2 NT)	焼ならし	930	2.40	加速冷却
	焼戻し	700	2.67	空冷
⑰ 照射スタンドパイプ(N23, N25) (STPA 24)	焼ならし	920	0.08	空冷
	焼戻し	750	0.50	空冷
⑱ 高温炉内温度計装スタンドパイプ (N41~N43) (STPA 24)	焼ならし	940	0.50	空冷
	焼戻し	745	1.00	空冷

*1 複数の板材から構成されるが代表してひとつを記載。
表中の①~⑱の部位は第3.1(c)表の部位に対応する。

第3.3表 使用したSNB16の化学成分(溶鋼分析)及び破壊靱性試験結果

(wt%)

成分	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	V	衝撃試験温度 (°C)	吸収エネルギー (J)	横膨出量 (mm)
JIS G 4107 (1988) SNB16	0.36 ~0.44	0.20 ~0.35	0.45 ~0.70	0.040 以下	0.040 以下	0.80 ~1.15	0.50 ~0.65	0.25 ~0.35	—	61 ≤	0.65 ≤
スタッドボルト 1~13	0.43	0.26	0.61	0.007	0.001	1.03	0.62	0.32	10	73, 86, 79	1.05, 1.25, 1.25
スタッドボルト 14~26	0.43	0.26	0.61	0.007	0.001	1.03	0.62	0.32	10	103, 71, 86	1.45, 1.10, 1.25
スタッドボルト 27~39	0.40	0.27	0.60	0.007	0.001	1.00	0.58	0.31	10	129, 116, 95	1.70, 1.60, 1.40
スタッドボルト 40~52	0.40	0.27	0.60	0.007	0.001	1.00	0.58	0.31	10	102, 106, 122	1.40, 1.45, 1.65
スタッドボルト 53~62	0.40	0.27	0.60	0.007	0.001	1.00	0.58	0.31	10	164, 102, 150	1.95, 1.50, 2.05
スタッドボルト 63~74	0.41	0.25	0.60	0.006	0.001	1.00	0.58	0.30	10	138, 121, 109	1.85, 1.75, 1.55

第3.4表 使用したSNB16の熱処理

部 位	熱処理	保持温度 (°C)	保持時間 (hr)	冷却方法
スタッドボルト 1~13	焼ならし	900 ~ 915	2.7	油 冷
	焼戻し	690 ~ 700	5.7	空 冷
スタッドボルト 14~26	焼ならし	905 ~ 915	2.3	油 冷
	焼戻し	690 ~ 705	6.0	空 冷
スタッドボルト 27~39	焼ならし	905 ~ 915	2.3	油 冷
	焼戻し	690 ~ 700	5.5	空 冷
スタッドボルト 40~52	焼ならし	905 ~ 915	2.7	油 冷
	焼戻し	690 ~ 700	5.3	空 冷
スタッドボルト 53~62	焼ならし	905 ~ 920	3.1	油 冷
	焼戻し	690 ~ 700	5.2	空 冷
スタッドボルト 63~74	焼ならし	910 ~ 915	3.5	油 冷
	焼戻し	690 ~ 700	5.8	空 冷

第3.5表 RPVの溶接に使用した主要な溶接材料（溶着金属）の化学成分

(wt%)

成分	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Cu	Ni	V	Co	Al (Total)	Sn	As	Sb	\bar{X}^{*2} (ppm)	J ^{*3} (wt%)	
規格	JIS G 3317 (1991) *1	0.20	0.40	0.025	0.025	2.10	0.90	0.40	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
規格	YG 2 CM-A	以下 ~0.90	以下 ~1.40	以下	以下	~2.70	~1.20	以下	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
HTGR仕様材																		
溶接材料 A	0.12	0.23	0.63	0.006	0.008	2.15	1.08	0.02	0.02	0.003	0.002	0.002	0.002	0.002	0.002	8.0	69.0	
溶接材料 B	0.13	0.23	0.59	0.004	0.008	2.27	1.12	0.03	0.03	0.003	0.003	0.002	0.002	0.002	0.002	6.0	49.0	
溶接材料 C	0.12	0.28	0.65	0.007	0.008	2.34	1.06	<0.02	0.04	0.002	0.003	0.002	0.002	0.002	0.002	9.0	84.0	
溶接材料 D	0.12	0.24	0.64	0.005	0.007	2.27	1.09	0.02	0.03	0.006	0.003	0.003	0.002	0.002	0.001	6.0	62.0	
溶接材料 E	0.12	0.22	0.63	0.005	0.006	2.25	1.05	0.03	0.02	0.003	0.003	0.004	0.002	0.002	0.001	6.0	60.0	

成分	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Cu	Ni	V	Co	Al (Total)	Sn	As	Sb	\bar{X}^{*2} (ppm)	J ^{*3} (wt%)	
規格	JIS G 3316 (1989) *1	0.80	1.60	0.025	0.025	2.00	0.90	0.40	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
規格	YGT 2 CM	以下 ~0.15	以下	以下	以下	~2.70	~1.20	以下	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
HTGR仕様材																		
溶接材料 F	0.12	0.26	0.71	0.005	0.010	2.32	1.08	0.02	0.03	0.009	0.005	0.003	0.002	0.002	0.002	7.0	68.0	

成分	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Cu	Ni	V	Co	Al (Total)	Sn	As	Sb	\bar{X}^{*2} (ppm)	J ^{*3} (wt%)	
規格	JIS G 3223 (1993)	0.12	0.90	0.040	0.040	2.00	0.90	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
規格	DT 2 4 1 6	以下	以下	以下	以下	~2.50	~1.20	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
HTGR仕様材																		
溶接材料 G	0.12	0.26	0.71	0.005	0.010	2.32	1.08	0.02	0.03	0.009	0.005	0.003	0.002	0.002	0.002	7.0	68.0	

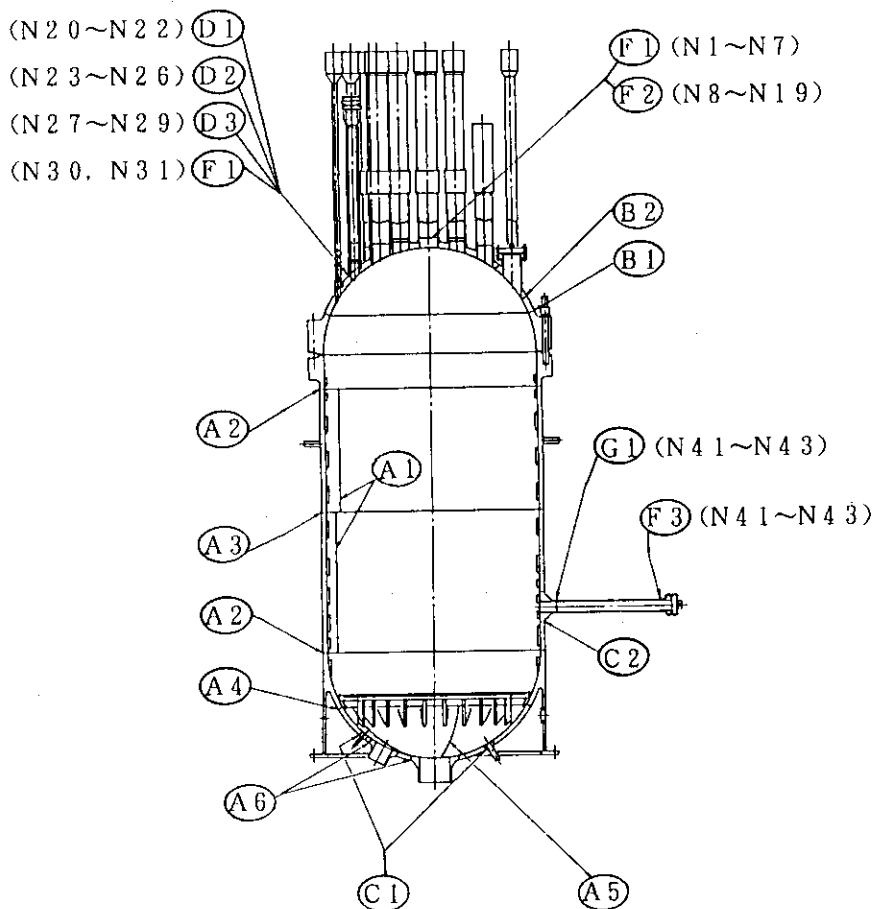
*1 棒又はワイヤの化学成分の規格値を記載。

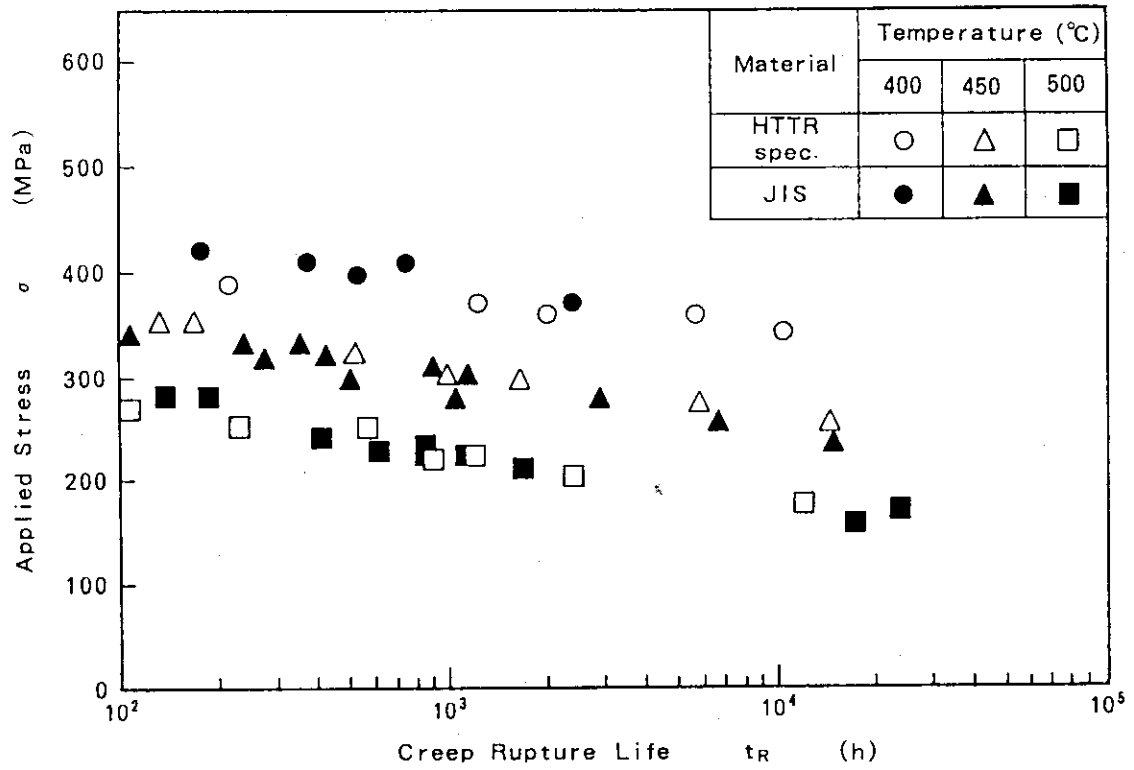
*2 $\bar{X} = (10P + 5Sb + 4Sn + As) \times 10^{-2}$ (ppm)

*3 $J = (Si + Mn) \times (P + Sn) \times 10^4$ (wt%)

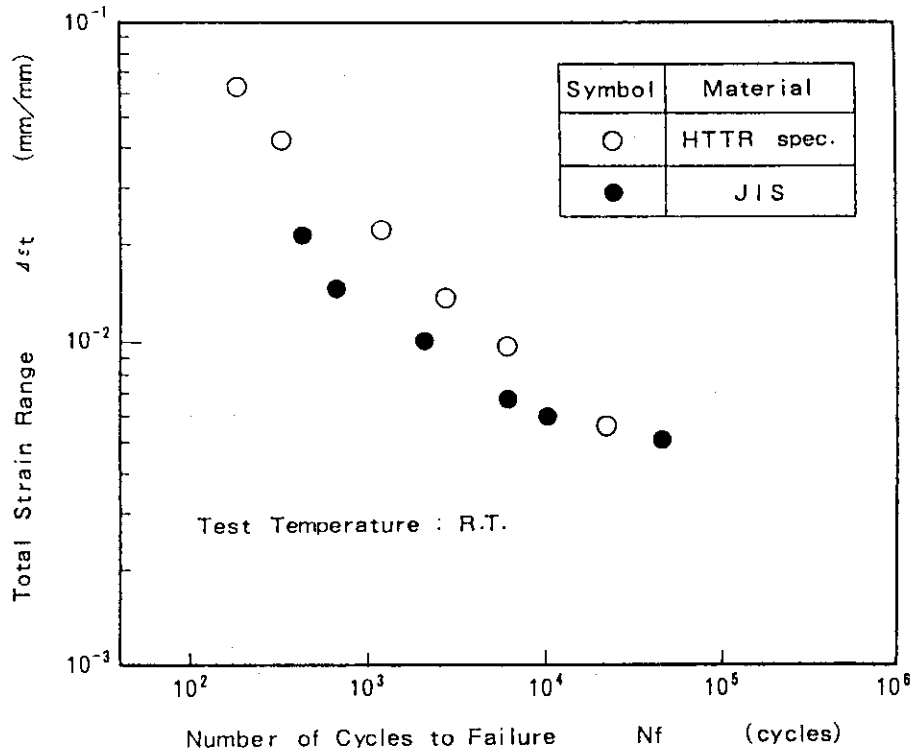
第 3.6 表 溶接部の関連温度 (RT_{NDT})

試験板採取溶接部		代表する 継手番号	材 質 JIS規格	溶接材料	継手の 種 類	RT _{NDT} (°C)
A1	压力容器円筒胴	A1~	SCMV4-2 NT	YG2CM-A	第1種	-35
	压力容器円筒胴	A6	SCMV4-2 NT			
B1	压力容器ふた半球鏡	B1	SFVA F22B	YG2CM-A	第1種	-35
	ふた側フランジ	B2	SFVA F22B			
C1	压力容器胴半球鏡ドーム	C1	SCMV4-2 NT	YG2CM-A	第4種	-35
	圧力逃がし管台	C2	SFVA F22B			
D1	压力容器ふた半球鏡	D1~	SFVA F22B	DT2416	第2種	-35
	サーベランススタンドパイプ管台	D3	SFVA F22B			
E1	压力容器ふた半球鏡	E1	SFVA F22B	DT2416	第2種	-35
	点検スタンドパイプ管台		SFVA F22B			
F1	压力容器ふた半球鏡	F1~	SFVA F22B	YGT2CM	第2種	-35
	制御棒スタンドパイプ	F3	SFVA F22B			
G1	高温炉炉部温度計装スタンドパイプ管台	G1	SFVA F22B	YGT2CM	第2種	-35
	高温炉炉部温度計装スタンドパイプ		SFVA F22B	DT2416		

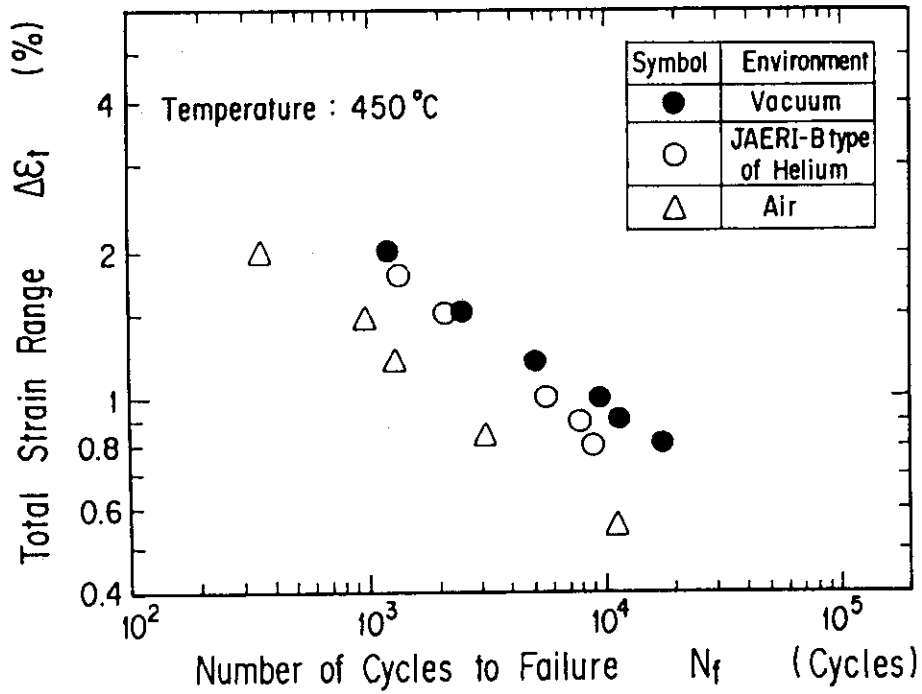




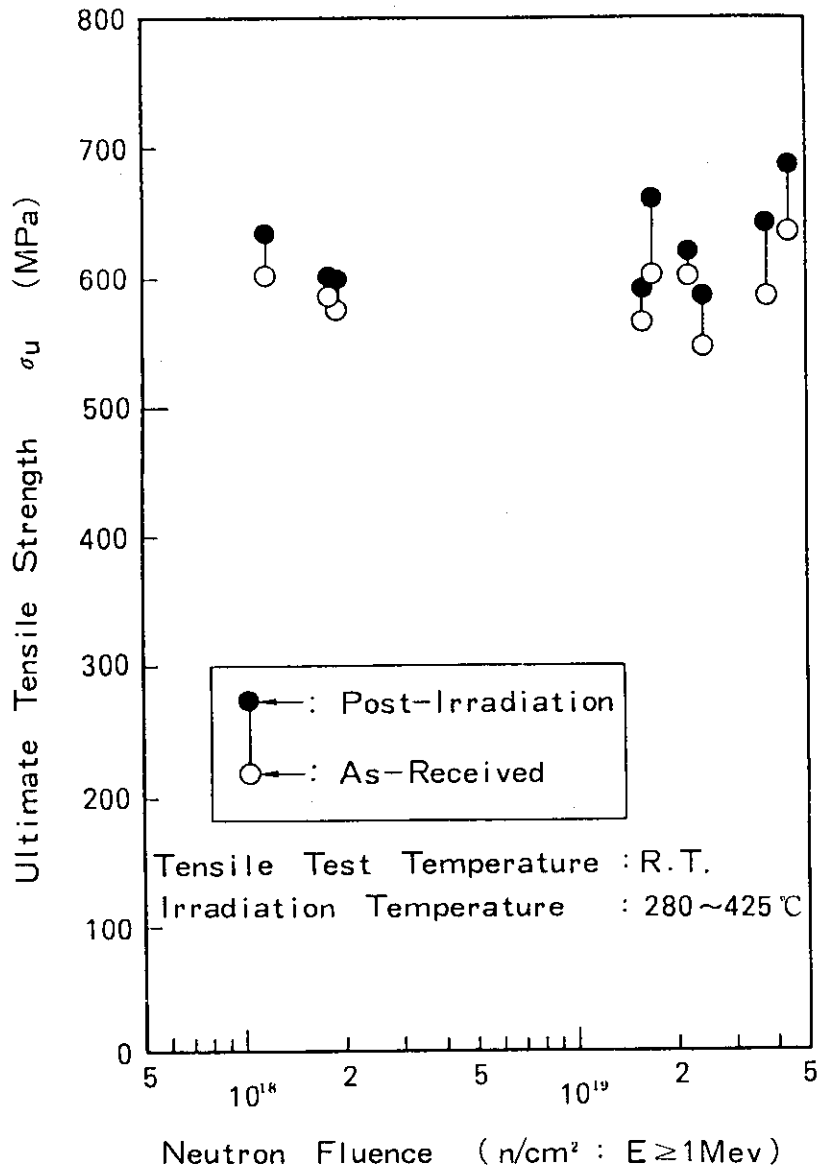
第3.1図 2 1/4Cr-1Mo鋼NT材のクリープ破断強度⁽³⁾
(HTGR仕様材)



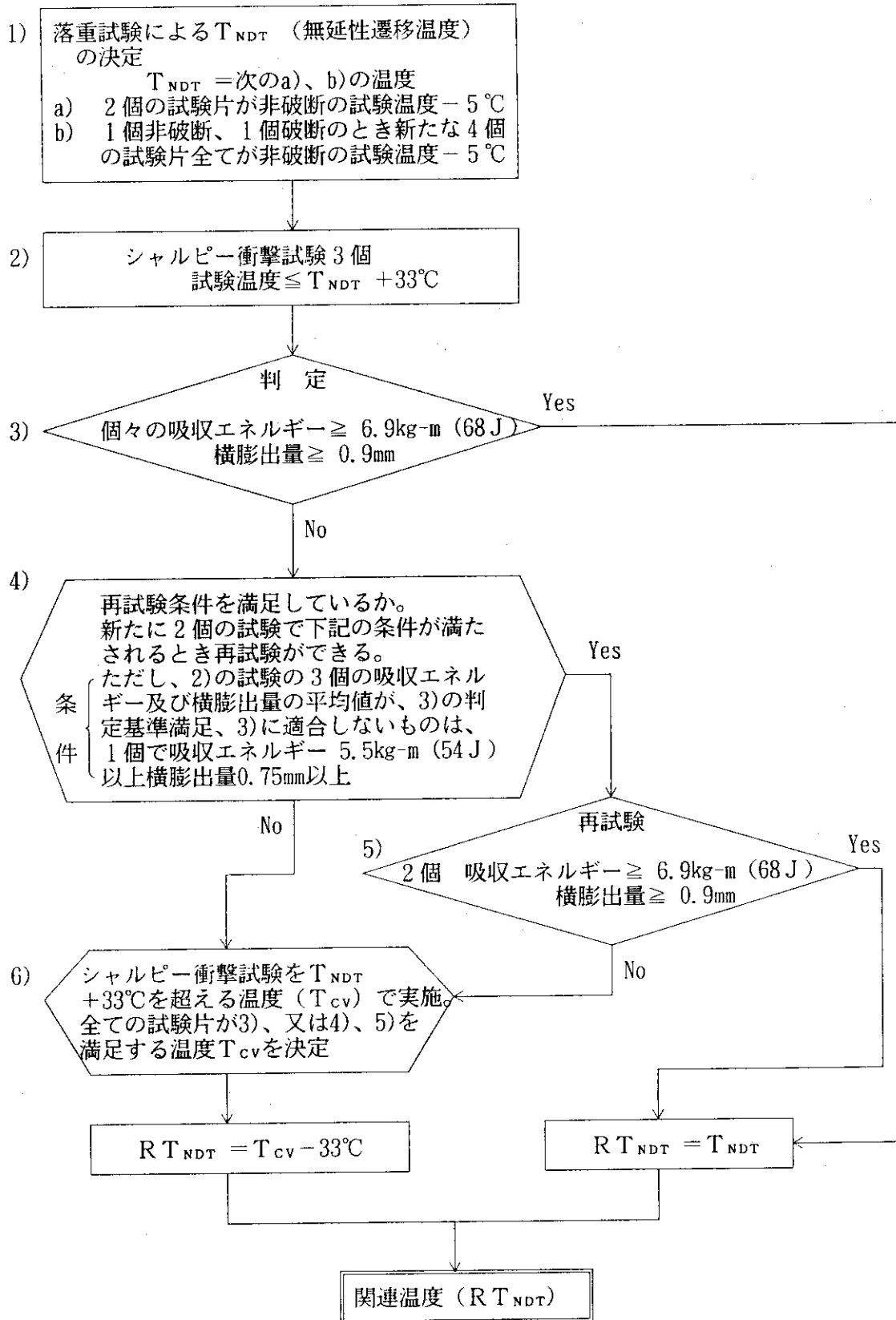
第3.2図 2 1/4Cr-1Mo鋼NT材の疲労強度⁽³⁾
(HTGR仕様材)



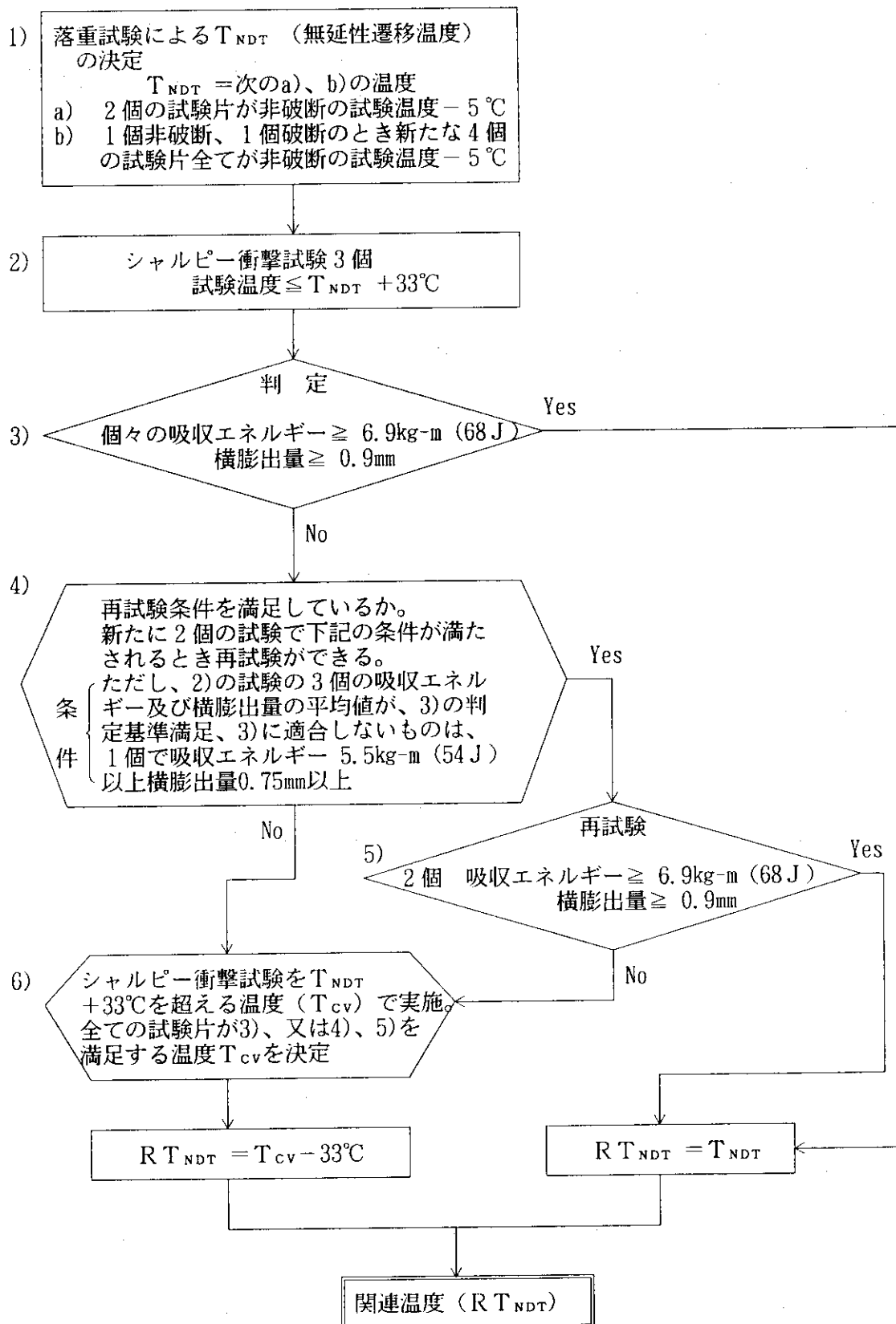
第3.3図 2 1/4Cr-1Mo鋼NT材の環境効果による疲労強度⁽³⁾
(HTGR仕様材)



第3.4図 2 1/4Cr-1Mo鋼NT材の中性子照射効果による引張強度⁽³⁾
(HTGR仕様材)



第 3.5 図 関連温度 (RT_{NDT}) の決定手順



第 3.5 図 関連温度 (RT_{NDT}) の決定手順

4. H T T R原子炉压力容器の強度評価

H T T Rに用いるR P Vをはじめ、原子炉施設の安全を確保する上で重要なものは、「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（昭和62年総理府令第11号）」第7条により、設計上要求される強度を確保できるものでなければならない。この規定を受けて、R P Vの強度評価を行っており、供用期間中を通じてR P Vの健全性を確認している。

本章では、高温ガス炉第1種容器であるR P V、スタンドパイプ及びR P Vを支持する高温ガス炉第1種支持構造物である压力容器スカートについての強度評価方法及び評価結果を述べる。ここで、压力容器スカートは高温ガス炉第1種支持構造物であるが、「構造等の技術基準」第88条の規定により、R P Vと同様の強度評価を行っている。

4.1 強度評価体系

本節では、R P Vの強度評価を行うに当たり、適用する強度評価体系について述べる。

R P V等の高温ガス炉第1種容器の強度設計及び耐震設計に適用する規定、基準等を以下に示す。

(1) 強度設計

① ねじ、スクリュー及びナット(以下「ボルト等」という。)を除く容器の強度設計

「構造等の技術基準」第12条の規定により、最高使用温度及び使用中の金属温度が「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える場合(以下「クリープ温度域」という。)には、「高温構造設計方針」の規定を適用し、適用温度範囲内の場合(以下「非クリープ温度域」という。)には、「構造等の技術基準」を適用する。

② ボルト等の強度設計

「構造等の技術基準」第13条第1項第2号の規定により、使用中の金属温度及び運転状態IVにおける金属温度が「構造等の技術基準」別表第3の適用温度範囲を超える場合(以下「クリープ温度域」という。)には、「構造等の技術基準」付録の付1「高温で使用される高温ガス炉第1種容器のボルト等の構造の規格」の規定を適用し、適用温度範囲内の場合(以下「非クリープ温度域」という。)には、「構造等の技術基準」の規定を適用する。

「構造等の技術基準」及び「高温構造設計方針」に基づく強度設計のフローチャートを第4.1図に示す。また、クリープ温度域において、「高温構造設計方針」のひずみの制限及びクリープ疲れ損傷の制限の評価フローチャートを第4.2図に示す。

(2) 耐震設計

耐震設計は、民間自主基準の「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987」(以下「耐震設計指針」という。)及び「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG 4601・補-1984 (以下「耐震設計指針(補)」という。)」に従って実施している。ただし、クリープ温度域では、「高温構造設計方針」の規定を適用する。

「耐震設計指針」、「耐震設計指針(補)」及び「高温構造設計方針」に基づく耐震設計のフローチャートを第4.3図に示す。

4.2 解析条件

4.2.1 設計条件

R P Vの設計条件を以下に示す。

機 器 名 称	原子炉圧力容器* ¹	スタンドパイプ	圧力容器スカート
機 器 種 別	第1種容器		第1種支持構造物
最高使用温度	440 °C * ²	375 °C * ³	350 °C
最高使用圧力	48 kg/cm ² G (4.7 MPa(gauge))		——
耐震クラス	A s		
設 計 寿 命	20年		

* 1 : スタンドパイプ及び圧力容器スカートを除く。

* 2 : スタッドボルトの最高使用温度は410 °C。

* 3 : 高温プレナム部温度計装スタンドパイプの最高使用温度は440 °C。

4.2.2 荷重条件

第1種容器の強度評価において考慮する一般的な荷重を以下に示す。

- (1) 自 重 (容器自身の自重に加え、内部流体、ヒータ、保温材等の重量含む)
- (2) 圧力荷重 (容器の内外面に作用する圧力)
- (3) 配管反力 (配管の自重 (内部流体及び保温材等の重量含む) 及び熱膨張等による荷重)
- (4) 熱荷重 (冷却材の温度変化に伴う熱荷重)
- (5) 事故荷重 (衝撃荷重等の事故時に作用する荷重)
- (6) 地震荷重 (地震時に容器に作用する荷重)
- (7) その他の機械的荷重 (ボルト締付力等のその他有意な機械的荷重)

なお、R P Vの強度評価に考慮する荷重条件は、強度評価箇所により異なる。

4.2.3 設計過渡条件

R P Vは、運転条件及びその状態の移行に伴って多様な熱荷重の過渡変化を受ける。

健全性を評価する目的として与える過渡条件（設計過渡条件）は、実際の運転状態あるいは系の動特性としての状態変化等を正確に示すことを意図するものではなく、状態の移行を含めた運転状態を代表するように厳しく設定している。また、繰返し回数についても、設計寿命を考慮したときの疲れ評価又はクリープ疲れ評価に対して、十分保守的な回数を設定している。

R P Vにとって考慮すべき設計過渡事象（プラント熱過渡ヒストグラム代表事象）は、第4.1表に示す事象である⁽²³⁾。

強度評価を行うための設計過渡条件の設定に当たっては、強度評価を保守的に行うために下記の点に着目し、各々の設計過渡事象及びそのプラント熱過渡ヒストグラム⁽²³⁾を包絡する仮想的な温度分布解析事象及びそのヒストグラムを作成した。

- ① 1次冷却材圧力 …………… 圧力を大きくする。
- ② 1次冷却材温度* …………… 最高温度を高くする。
- ③ 1次冷却材温度変化率* …………… 変化率の絶対値を大きくする。
- ④ 1次冷却材温度変化巾* …………… 変化巾を大きくする。
- ⑤ 高温保持時間 …………… 保持時間を長くする。

* 原子炉入口温度（R P Vの温度は原子炉入口ヘリウム温度に支配される。）

上記の①～⑤に基づいて作成した、R P Vの強度評価に用いた温度分布解析事象とその想定回数を第4.2表に示す。各代表事象における具体的な原子炉入口温度、1次冷却材温度、原子炉出力、1次冷却材流量のヒストグラムを第4.4(a)～(f)図に示す。

なお、運転状態Ⅳにおいては温度分布解析を実施せず、原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の解析結果に基づき、R P V等にとって応力評価上厳しくなる事象（1次冷却設備内管破断又は1次冷却設備二重管破断）を選定し、その最高温度を基に評価した。

また、運転状態Ⅱの耐圧漏洩試験及び試験状態の耐圧試験についても、温度分布解析は実施せず、原子炉入口温度を基に評価した。

4.2.4 地震荷重条件

(1) 動的地震力

水平方向の地震力は、容器の据付床レベルの設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析より求める。

鉛直方向の地震力は、基準地震動 S_1 、 S_2 の各々最大加速度の0.6 倍の値を鉛直震度とし、動的解析により求める。

(2) 静的地震力

水平方向の地震力は、建築基準法に基づく層せん断力係数 C_1 の3.6 倍の値を水平震度とした静的解析より求める。また鉛直方向の地震力は、鉛直震度 C_v の1.2 倍の値による静的解析により求める。これらの水平方向と鉛直方向の地震力を同時にかつ不利な方向に重ね合わせ、最終的に静的地震力を求める。

(3) 地震力の組合せ

以上の水平方向と鉛直方向の重ね合わせ、動的地震力と静的地震力の比較をまとめて下表に示す。

方向 解析 クラス	水平方向		鉛直方向		備考
	動的解析	静的解析	動的解析	静的解析	
A s	基準地震動 S_2	—	—	$0.6 S_2 \max$	いずれか大きい組合せから定める
	基準地震動 S_1	—	—	$0.6 S_1 \max$	
	—	$3.6 C_1$	—	$1.2 C_v$	

4.2.5 荷重の組合せと許容応力状態

応力解析を行う場合の各運転状態及び地震時における荷重の組合せとその場合の許容応力状態を下表に示す。

条 件	荷 重 の 組 合 せ	許容応力状態
設計条件	$D + P + M + R$	D_A
運転状態Ⅰ	$D + P + M + R + O$	I_A
運転状態Ⅱ	$D + P + M + R + O$	II_A
運転状態Ⅲ	$D + P + M + R + O^{(1)} + A$	III_A
運転状態Ⅳ	$D + P + M + R + A$	IV_A
試験状態	$D + P + M$	T_A
地震状態 (A S クラス)	$D + P + M + R + O^{(1)} + A + S_1$	$III_A S$
	$D + P_L + M_L + R + S_1$	$IV_A S$
	$D + P + M + R + A + S_2$	$IV_A S$

注記：(1)は「高温構造設計方針」に基づく評価において考慮する。

記号 D : 自重

P : 圧力荷重

P_L : 減圧事故直後を除き、その後に生じている圧力荷重

M : 自重、配管反力及び地震荷重以外の機械的荷重

M_L : 減圧事故直後を除き、その後に生じている自重、配管反力及び地震荷重以外の機械的荷重

R : 配管反力

O : 熱荷重

A : 事故荷重

S_1 : 基準地震動 S_1 又は静的震度による荷重

S_2 : 基準地震動 S_2 による荷重

許容応力状態の記号の表示内容は、第4.4表に示す。

4.2.6 強度評価の手順

RPVの強度評価に当たり、評価手順は下記の(1)~(3)の順で進められる。以下に手順の概略について述べる。

(1) 温度分布解析

運転条件及びその状態の移行に伴って、機器に温度差がつくことにより、熱荷重による応力（熱応力）を生じる。この熱応力を算出するために、熱荷重を考慮する運転状態において、冷却材の温度変化等に伴って変化する機器の温度分布を求める。

(2) 応力解析

機器の自重及び内圧等の機械的荷重による応力や上記(1)で求めた温度分布で生じる熱応力を算出する。

(3) 強度評価

応力解析により算出した応力は、その応力発生の原因により、第4.3表に示すように分類する。分類した種々の応力について、先述した第4.1図の強度設計フローチャート、第4.2図のクリープ温度域におけるひずみ及びクリープ疲れ損傷の制限の評価フローチャート、並びに第4.3図の耐震設計フローチャートに従って強度評価を行う。

4.3 温度分布解析

4.3.1 解析コード

温度分布解析には、汎用2次元非定常伝熱解析コードTACF（バブコック日立(株)自社コード）を用いた。TACFは、メッシュ要素として三角形及び四角形を用いることができるため、任意の形状にモデル化することが可能である。また、伝熱条件として伝導、強制対流、自然対流、熱放射を取り扱うことができる。

4.3.2 解析モデル及び解析条件

温度分布解析に使用する解析モデルは、第4.5図に示す構造物についてモデル化を行う。なお、RPVのうちスタッドボルト、スタンドパイプ等を取り付ける管台についてはモデル化を行わず、スタッドボルトを含む主フランジ及び管台について、詳細なモデルを作成し、RPV本体の解析結果を境界条件として更に温度分布解析を行う。スタンドパイプは、1次冷却材、原子炉出力等の影響をほとんど受けないため温度分布解析を実施しない。解析モデルのメッシュ図を第4.6図に示す。

温度分布解析モデル化の方法、境界条件、熱伝達率の算出方法、解析に用いた物性値等の詳細については、参考文献(24)を参照されたい。

4.3.3 温度分布解析結果

4.2.3項で設定した各々の設計過渡事象を包絡する仮想的な温度解析事象について、温度分布解析を実施した。代表して下表の(1)~(4)に示す解析事象について、解析モデル主要位置での温度過渡変化図及び代表的な等温度線図を下表の図番に示す。

No.	解 析 事 象	温度過渡変化図	等温度線図
(1)	通常起動事象	第4.7図	第4.8図
(2)	通常停止事象	第4.9図	第4.10図
(3)	定格運転事象	—	第4.11図
(4)	試験及びスクラム事象	第4.12図	第4.13図

ここで、通常停止事象、並びに試験及びスクラム事象において、RPV温度が0℃以下になっているが、熱応力の評価上、以下の安全側の解析条件としているためである。

- (1) RPVの温度変化が実機よりも大きくなるような安全側の解析条件であるため。
- (2) RPVからの除熱量は実機ではRPV温度が低くなると小さくなるが、解析では一定で実施しているため、RPV板厚方向の温度差が大きくなるため。

本温度分布解析結果を用いて、RPV、スタンドパイプ及び圧力容器スカート熱応力を算出する。

4.4 応力解析

4.4.1 強度評価実施箇所

R P Vを構成する機器のうち、強度評価を実施する箇所の選定について述べる。まず、評価箇所は以下のような考え方で選定する。

- (1) 主要荷重によって発生する応力が大となる部位。特に、温度差によって発生する熱応力が大となる部位。
- (2) 構造不連続によって発生する応力が大となる部位。
- (3) 「第1種容器」, 「第1種支持構造物」のそれぞれ、少なくとも1箇所は計算箇所として選定する。

これらの考え方に基づいて、R P Vを構成する機器の中から、強度評価実施箇所を選定した箇所とその選定根拠の概要を第4.14図に示す。

選定した強度評価箇所は、図中の□□～□□で示す箇所である。これらの箇所を選定した具体的な根拠を以下に述べる。

第4.14図に示す機器のうち、スタンドパイプ等を取り付ける管台は、

- ②スタンドパイプ管台(N1～N31)
- ⑨高温プレナム部温度計装スタンドパイプ管台(N41～43)
- ⑫一次ヘリウム管台(N71)

があるが、この中から、第4.15図に示す各管台の一次+二次応力の最も大きいN2～N7のスタンドパイプ管台(N2からN7は同じ値)のうちN2(制御棒スタンドパイプ管台)を代表して選定した。

①スタンドパイプ(N1～N31)、⑧高温プレナム部温度計装スタンドパイプ(N41～N43)については、第4.16図に示すように一次+二次応力はスタンドパイプ間でほとんど差がないので、管台と同じN2(制御棒スタンドパイプ)を選定した。

③圧力容器ふた半球鏡、⑤ふた側フランジ、⑥胴側フランジについては、一次+二次応力が最も大きくなる構造不連続部を有し、また温度が最も高くなる⑥胴側フランジを選定した。

⑦圧力容器円筒胴、⑩圧力容器胴半球鏡については、一次応力が大きく、また、温度がR P Vを構成する中で最も高くなる⑩圧力容器円筒胴を選定した。

⑪圧力容器スカートは、高温ガス炉第1種支持構造物の代表として選定した。

⑬サポートリブは、炉心の重量を支持し圧力容器に荷重を伝達する機能を有し、R P Vに直接溶接される構造物(高温ガス炉第1種容器に区分)のうち最も重要であることから選定した。

4.4.2 解析コード

応力解析は、カリフォルニア大学で開発され、商用原子力発電所の原子炉压力容器の解析に使用された実績を持つ、二次元及び軸対象構造物の有限要素法による汎用計算機コードASHSD2を用いている。

本計算機コードは、静的解析として一般軸対象構造物の内圧、一般外荷重及び熱荷重などにより発生する応力、変位の計算、並びに動的解析として、固有値解析、直接積分による応答解析、モード合成法による応答解析及びスペクトラム解析を行うことができる。

なお、サポートリブ等の非軸対象構造物の応力解析には、汎用有限要素法コードのFINASを用いた。また、地震荷重の算定には、原子炉本体の動的解析の場合、汎用計算コードNASTRANを静的解析の場合SAP4を用いた。

4.4.3 解析モデル

4.4.1項で選定した強度評価箇所について、応力解析に用いた解析モデルの代表を下表の図番に示す。

図 番	解析モデル化の範囲
第4.17(a) 図	压力容器ふた, フランジ, スタッドボルト, ナット, ワッシャ
第4.17(b) 図	压力容器円筒胴, 压力容器胴半球鏡ドーム, 压力容器胴半球鏡ペタル, 压力容器スカート
第4.17(c) 図	制御棒スタンドパイプ管台
第4.17(d) 図	制御棒スタンドパイプ

4.4.4 耐震計算

原子炉本体の地震時の過渡応答を把握するために、RPV及び炉内構造物を連成させた原子炉構造物系を多質点モデルに置換し、汎用構造解析コードNASTRANを使用して時刻歴モーダル法により動的解析を行った。RPV（接続するスタンドパイプを含む）と炉内構造物の多質点モデルは第4.18図に示すように、B番号で示す部材に重量、寸法、ヤング率等の解析諸元を、K番号で示す箇所にバネ定数を与えて、地震波を压力容器スカート支持部、スタビライザ支持部及びスタンドパイプ支持部に入力し解析した。

解析結果により得られたRPVに作用する地震荷重を代表して、压力容器円筒胴に作用する地震荷重を第4.6表の機械的荷重に示す。なお、表中の記号 S_1 は基準地震動 S_1 又は静的震度による荷重のうち大きい方の値とし、 S_2 は基準地震動 S_2 による荷重である。

4.4.5 解析に用いた荷重

RPVの強度評価箇所について、応力解析に用いた荷重のうち、自重、地震荷重ともに原則として約10%のマーヅンを見込んで設計用外荷重としている。なお、スタツドボルトの初期締付力に関しては、供用前耐圧検査圧力 (60 kg/cm²) に対して計算上必要とされる締付力として、最高使用圧力 (48 kg/cm²) に対して必要な締付力 (約10%のマーヅンを取っている) の約1.25倍 (1.25=60/48) の値を用いている。

4.4.6 強度評価結果

強度評価結果等の表示に使用する記号と表示内容の一覧を第4.4表に示す。

R P Vの各強度評価箇所における応力評価の概要を第4.5表に示し、応力評価結果の特徴的なことを以下に述べる。

- (1) 圧力容器円筒胴の板厚は、一次応力の制限の設計条件を基にサイジングするため、設計条件の P_m は許容値に対して接近した値となった。
- (2) 一次+二次応力の評価を安全側に行うため、温度分布解析は温度勾配が大きくつくような解析条件（現実には起こり得ない条件）としており、特に、制御棒スタンドパイプ管台及び圧力容器スカート的一次+二次応力の評価は厳しい結果となった。
- (3) フランジは、スタッドボルトの締付け力による構造不連続部の応力集中のために、 S_a の制限が厳しい結果となった。
- (4) スタッドボルトは20年間交換しないため、初期に非常に大きな力（供用前耐圧試験圧力に耐える締付け力： $19.95 \times 10^6 \text{ kg}$ ）で締付ける。このため、特に、平均引張応力と曲げ応力の評価が非常に厳しい結果となった。

強度評価箇所の応力解析を実施し、それらに生じる応力の分布を代表して、下記の評価箇所及び荷重条件における応力分布図 (σ_z , σ_t) を対応する図番に示す。

図 番	強度評価箇所	荷重条件等	応力の向き
第4.19(a) 図	フランジ	ボルト締付け力($19.95 \times 10^6 \text{ kg}$) +内圧(48 kg/cm^2)	σ_z
第4.19(b) 図	フランジ	ボルト締付け力($19.95 \times 10^6 \text{ kg}$) +内圧(48 kg/cm^2)	σ_t
第4.19(c) 図	フランジ	通常起動事象 (定常状態)	σ_z
第4.19(d) 図	フランジ	通常起動事象 (定常状態)	σ_t
第4.19(e) 図	圧力容器スカート	過出力状態事象 (定常状態)	σ_z
第4.19(f) 図	圧力容器スカート	過出力状態事象 (定常状態)	σ_t
第4.19(g) 図	圧力容器スカート	内圧(48 kg/cm^2)	σ_z
第4.19(h) 図	圧力容器スカート	内圧(48 kg/cm^2)	σ_t
第4.19(i) 図	制御棒スタンドパイプ 管台	内圧(48 kg/cm^2)	σ_z
第4.19(j) 図	制御棒スタンドパイプ 管台	内圧(48 kg/cm^2)	σ_t
第4.19(k) 図	制御棒スタンドパイプ 管台	過出力状態事象 (定常状態)	σ_z
第4.19(l) 図	制御棒スタンドパイプ 管台	過出力状態事象 (定常状態)	σ_t
第4.19(m) 図	制御棒スタンドパイプ	内圧(48 kg/cm^2)	σ_z
第4.19(n) 図	制御棒スタンドパイプ	内圧(48 kg/cm^2)	σ_t

σ_z : 全体座標系の Z 方向応力分布
 σ_t : 円周方向応力分布

ここで、強度評価の一例として、圧力容器円筒胴の応力評価について述べる。

- ① 形状、寸法及び材料：第4.20図に示す。

なお、一次一般膜応力は最小厚さからくされ代(0.4mm)を減じた板厚で算出する。

- ② 設計過渡条件：第4.2表並びに第4.4図に示す。
 ③ 機械的荷重条件：第4.6表に示す。
 ④ 荷重ヒストグラム：第4.21図に示す。
 ⑤ 計算コード：温度分布解析用計算コード TACF
 応力解析用計算コード ASHSD2
 ⑥ 解析モデル：2次元軸対称モデル
 ⑦ 応力評価断面：第4.20図に示す。
 ⑧ 応力評価

圧力容器円筒胴の応力評価結果を、第4.7表から第4.13表に示す。

各評価結果に示すように、全て許容値を満足している。なお、以下の項目に関しては、併記した理由により評価の必要がない。

(i) 特別な応力制限

(a) 支圧応力の制限

本強度計算箇所は、構造上支圧荷重を受ける部分ではない。

(b) 純せん断応力の制限

本強度計算箇所は、構造上純粋にせん断荷重のみを受ける部分ではない。

(c) 3軸応力の制限

本強度計算箇所は、内圧による応力が主であるため、周方向及び軸方向の応力に比べ、板厚方向の応力は明らかに小さい。したがって、3軸の主応力が接近することはない。

(ii) 座屈の防止（外圧座屈）

本強度計算箇所は、外圧座屈が発生するような有意な荷重を受ける部分ではない。

第4.1表 設計過渡事象及び想定回数

運転状態及び記号		事象名	想定回数
運転状態 I	I-1 a, b, c, d	通常起動	300 回
	I-2 a, b, c, d	通常停止	89 回以上
	I-3 a, c, e, g	出力変更 (上昇)	100 回
	I-3 b, d, f, h	出力変更 (下降)	100 回
	I-4	定常運転	20 回
	I-5	特殊運転	} 30 回
	I-7 a, d, f	動特性試験 (上昇)	
	I-7 b, c, e	動特性試験 (下降)	120 回以下
運転状態 II	II-1 a ~ f	手動スクラム	} 厳しい 2 事象を 各 20 回 計 40 回
	II-18	原子炉出力制御系異常 (下降)	
	II-20	原子炉入口温度制御系異常	
	II-24	加圧水 CV 隔離弁誤閉	
	II-30	特殊運転時の異常	
		原子炉入口温度制御系異常	
		過出力状態	
		1 次 He 貯蔵供給設備供給弁誤開	
	II-28	商用電源喪失	40 回
		漏洩試験	30 回
運転状態 III	III-7	1 次冷却設備内管破損	} 厳しい 2 事象を 各 5 回
	III-12	2 次 PWC He G/C 制御装置故障	
	III-13	加圧水冷却水設備配管破損	
	III-15	補助 He G/C 1 基起動失敗	
	III-16	補助 He G/C 1 基停止失敗	
	III-17	I H X He G/C 制御装置故障	
		原子炉入口温度制御系異常	
		過出力状態	
	1 次 He 貯蔵供給設備供給弁誤開		
運転状態 IV	IV-2	1 次冷却設備二重管破断	} いずれか 1 回
	IV-6	1 次冷却設備二重管内管破損	
	IV-8	2 次冷却設備二重管破断	
	IV-10	1 次加圧水冷却器伝熱管破損	
試験状態	耐圧試験	10 回	

第 4.2 表 想定設計過渡事象と温度分布解析事象との関係

考慮すべき設計過渡事象			温度分布解析事象			
	事象名	想定回数	記号	代表事象名	回数	
運 転 状 態 I	通常起動	300	イ	通常起動	400	
	通常停止	89	ロ	通常停止	189	
	出力変更(上昇)	100	チ	特殊運転	20	
	出力変更(下降)	100				
	定常運転	—				
	特殊運転(1次流量低下試験)	20				
	動特性試験	30				
運 転 状 態 II	手動スクラム	120	ハ	試験及びスクラム	210	
	原子炉出力制御系異常 (出力低下)	合計40 (厳しい 2事象 を各20)	ニ	原子炉入口温度制御系異常	20	
	原子炉入口温度制御系異常		ニ	過出力状態		
	加圧水冷却設備隔離弁誤閉	ホ	1次ヘリウム貯蔵供給設備供給 弁誤閉			
	特殊運転時の異常 (商用電源喪失)		ヘ	耐圧漏えい試験	30	
	高温保持(定常1時間)					
	高圧保持(定常1時間)					
商用電源喪失	40					
耐圧漏洩試験	30					
運 転 状 態 III	1次ヘリウム循環機軸固着	合計10 (厳しい 2事象 を各5)	ハ	試験及びスクラム	5	
	1次冷却設備内管漏洩		ニ	原子炉入口温度制御系異常	5	
	2次PWC He G/C制動装置故障		ニ	過出力状態		
	加圧水冷却水設備配管破損		ホ	1次ヘリウム貯蔵供給設備供給 弁誤閉		
	補助He G/C1基起動失敗					
	補助He G/C1基起動失敗 +商用電源喪失					
	補助He G/C1基停止失敗 (2400秒後)					
	IHX He G/C制動装置故障					
高温保持(定常10時間)						
高圧保持(定常10時間)						
運 転 状 態 IV	1次冷却設備二重管破断	1	—	1次冷却設備内管破損	1	
	1次冷却設備二重管内管破損		—	1次冷却設備二重管破断		
	2次He冷却設備二重管破断					
	1次加圧水冷却器伝熱管破損					
耐圧試験	10		ト	耐圧試験	10	

第4.3表 応力分類の例(1/2)

機器部材	応力評価位置	応力源	応力の種類	応力分類
円筒殻又は球殻	板殻部	内 圧	・一般膜応力 ・構造の中実断面内での一般膜応力からの偏差応力	P_m Q
		軸方向温度分布	・膜応力 ・曲げ応力	Q Q
	鏡板又はフランジとの結合部	内 圧	・膜応力 ・曲げ応力	P_L Q
任意の殻又は鏡板	容器の全体に関する任意の断面	外力(外モーメント)又は内圧	・全体断面に対する平均として一般膜応力であって、中実断面に垂直な応力成分	P_m
		外力(外モーメント)	・全体断面に対する曲げ応力であって、中実断面に垂直な応力成分	P_m
	管台又は他の開口の近傍	外力(外モーメント)又は内圧	・局部膜応力 ・曲げ応力 ・ピーク応力(すみの丸み部)	P_L Q F
	任意の位置	殻と鏡板の間の温度差	・膜応力 ・曲げ応力	Q Q
皿形鏡板又は円錐形鏡板	頂 部	内 圧	・膜応力 ・曲げ応力	P_m P_b
	ナックル部又は殻との結合部	内 圧	・膜応力 ・曲げ応力	P_L Q
平鏡板	中央部	内 圧	・膜応力 ・曲げ応力	P_m P_b
	殻との結合部	内 圧	・膜応力 ・曲げ応力	P_L Q
多孔を有する鏡板又は殻	一様な孔配置の規則的リガメント	圧 力	・(断面に対する平均としての)膜応力 ・(肉厚方向には勾配を有するがリガメントの幅に対しては平均としての)曲げ応力 ・ピーク応力	P_m P_b F
	孔が孤立又は不規則に配置されたりガメント	圧 力	・膜応力 ・曲げ応力 ・ピーク応力	Q F F

第4.3表 応力分類の例 (2/2)

機器部材	応力評価位置	応力源	応力の種類	応力分類
管 台	管台の軸に垂直な断面	内圧又は外圧 (外モーメント)	・管台の全体断面に対する平均として一般膜応力であって中実断面に垂直な応力成分	P_m
		外 力 (外モーメント)	・管台の全体断面に関する曲げ応力 ・管台の中実断面に関する曲げ応力	P_m Q
	管台の壁	内 圧	・一般膜応力 ・局部膜応力 ・曲げ応力 ・ピーク応力	P_m P_L Q F
		熱膨張差	・膜応力 ・曲げ応力 ・ピーク応力	Q Q F
任 意	任 意	壁厚方向温度分布	・等価線形応力	Q
			・等価線形応力からの偏差応力	F
任 意	任 意	任 意	・応力集中 (切欠効果)	F

第4.4表 記号の表示内容(1/3)

計算書の表示	表示内容	単位
A	断面積	mm ²
B	運転状態Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ及び試験状態にわたる使用分数和の制限値 (=1.0)	—
B _R	運転状態Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ及び試験状態にわたる使用分数和の制限値 (=1.0)	—
D	累積クリープ疲れ損傷係数の制限値	—
D _c	累積クリープ損傷係数	—
D _{CN} , D _{CP}	クリープ損傷係数	—
D _f	累積疲れ損傷係数	—
D _o	外径	mm
F	ピーク応力	kg/mm ²
f _B	安全係数(「高温構造設計指針」別表2.4)	—
F _c	軸方向の圧縮荷重	kg
I	断面二次モーメント	mm ⁴
K	ピーク応力強さと一次+二次応力強さの比により定まる応力集中係数	—
K _ε	ひずみ集中係数	—
K _S	断面形状係数(「高温構造設計指針」別表2.2に準拠)	—
K _t	クリープ効果を考慮した断面形状係数	—
K _T	ピーク熱ひずみに関する弾性応力集中係数	—
M	曲げモーメント	kg・mm
N _{di}	許容繰返し回数	回
n _i	実際の繰返し回数	回
P'	S _a の制限に用いられる一次応力強さ	kg/mm ²
P _b	一次曲げ応力又は長期荷重による一次曲げ応力	kg/mm ²
P _b *	短期荷重による一次曲げ応力	kg/mm ²
P _L	一次局部膜応力又は長期荷重による一次局部膜応力	kg/mm ²
P _L *	短期荷重による一次局部膜応力	kg/mm ²
P _m	一次一般膜応力又は長期荷重による一次一般膜応力	kg/mm ²
P _m *	短期荷重による一次一般膜応力	kg/mm ²
Q	二次応力又は長期二次応力	kg/mm ²
Q*	短期二次応力	kg/mm ²
Q'	S _a の制限に用いられる二次応力強さ	kg/mm ²

第4.4表 記号の表示内容(2/3)

計算書の表示	表示内容	単位
S^*	公称応力範囲	kg/mm ²
\bar{S}	公称ピーク応力範囲	kg/mm ²
S_a	ひずみの制限値	kg/mm ²
S_g	クリープ損傷上許容しうる応力水準	kg/mm ²
S_k	ひずみサイクルkの各時刻における応力強さ	kg/mm ²
S_l	繰返しピーク応力強さ	kg/mm ²
S_m	材料の短時間特性に基づく設計応力強さ	kg/mm ²
$3\bar{S}_m$	応力緩和を考慮した修正シェイクダウン基準値	kg/mm ²
S_{mB}	ボルト材の短時間特性に基づく設計応力強さ	kg/mm ²
S_{mH}	最高金属温度における設計応力強さ	kg/mm ²
S_{miv}	オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあっては $S_{miv} = \text{Min}[2.4 S_m, 2 S_u / 3]$ フェライト系鋼にあっては $S_{miv} = 2 S_u / 3$	kg/mm ²
S_n	長期及び短期荷重による一次+二次応力強さ範囲	kg/mm ²
S_n^*	短期荷重による一次及び二次応力強さ範囲	kg/mm ²
S_n'	S_n から熱曲げ応力を除いた一次+二次応力強さ範囲	kg/mm ²
S_o	最大許容応力強さ	kg/mm ²
S_p	ピーク応力強さ範囲	kg/mm ²
S_R	設計クリープ破断応力強さ	kg/mm ²
S_t	材料のクリープ特性等に基づく設計応力強さ	kg/mm ²
S_u	設計引張強さ	kg/mm ²
S_y	設計降伏点	kg/mm ²
$S_y k$	ひずみサイクルkの最高及び最低壁厚平均温度における設計降伏点の平均値	kg/mm ²
T_d	各時刻における許容時間	hr
T_o	「高温構造設計指針」別表1.2(又は別図1.2)に定める値と別表1.3(又は別図1.3)に定める時間 10^5 hrの値とが等しくなる温度	°C
U_n	運転状態I、IIにおける疲れ累積係数	—
U_s	地震動のみによる疲れ累積係数	—
X_s	長期一次応力強さに関するパラメータ	—
Y_s	短期一次+二次応力強さ範囲のパラメータ	—
β_s	設計係数(=2.5)	—
ϵ_c	相当クリープひずみ	—
ϵ_{EC}	促進クリープひずみ	—

第4.4表 記号の表示内容(3/3)

計算書の表示	表示内容	単位
ε_F	ピーク熱ひずみ	—
ε_{mEF}	長期二次膜応力による弾性追従ひずみ(膜ひずみ)	—
ε_{bEF}	長期二次曲げ応力による弾性追従ひずみ(等価線形ひずみ)	—
ε_{II}	公称ひずみ範囲	—
ε_{I}	ひずみ範囲	—
σ_m	平均引張応力	kg/mm ²
σ_b	曲げ応力	kg/mm ²
< >	応力強さ	kg/mm ²
< > _R	応力強さ範囲	kg/mm ²
D _A	「構造等の技術基準」第2条第23号及び第24号に示されている“設計上定めるもの”(以下「設計条件」という。)に相当する応力評価を行う許容応力状態	—
I _A	運転状態I相当の応力評価を行う許容応力状態	—
II _A	運転状態II相当の応力評価を行う許容応力状態	—
III _A	運転状態III相当の応力評価を行う許容応力状態	—
IV _A	運転状態IV相当の応力評価を行う許容応力状態	—
T _A	試験状態相当の応力評価を行う許容応力状態	—
III _A S	III _A を基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた設計応力状態	—
IV _A S	IV _A を基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた設計応力状態	—

第4.5表 応力評価の概要 (1/5) 単位 (kg/mm²)

強度計算箇所	一 次 応 力 の 制 限							
	I, II		III		IV		IV	
	設計条件	$\langle P_m + P_m^* \rangle$ (Sm) $\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle$ (KsSm)	$\langle P_m \rangle$ (St) $\langle P_L + P_b \rangle$ (KtSt)	$\langle P_m + P_m^* \rangle$ (1.2Sm) $\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle$ (1.2KsSm)	$\langle P_m \rangle$ (St) $\langle P_L + P_b \rangle$ (KtSt)	$\langle P_m + P_m^* \rangle$ (Sm _{iv}) $\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle$ (KsSm _{iv})	$\langle P_m \rangle$ (2S _R /3) $\langle P_L + P_b \rangle$ (2KtS _R /3)	$\langle P_m \rangle$ (2S _R /3) $\langle P_L + P_b \rangle$ (2KtS _R /3)
圧力容器円筒胴	11.2 (11.6) 11.2 (17.4)	9.9 (14.4) 9.9 (21.7)	9.6 (14.1) 9.6 (15.3)	10.5 (17.3) 10.5 (26.0)	10.5 (27.6) 10.5 (31.9)	10.7 (23.8) 10.7 (35.7)	10.7 (12.7) 10.7 (13.2)	10.7 (12.7) 10.7 (13.2)
フランジ	10.9 (11.6) 10.7 (17.4)	9.6 (14.5) 9.8 (21.8)	9.4 (16.7) 9.7 (18.4)	10.3 (17.5) 10.3 (26.2)	10.3 (28.7) 10.3 (33.4)	10.4 (23.8) 10.4 (35.7)	10.4 (12.7) 10.4 (13.3)	10.4 (12.7) 10.4 (13.3)
制御棒スタンドパイプ 管台	4.2 (11.6) 11.7 (17.4)	3.7 (14.7) 9.5 (22.0)	— (—) — (—)	3.9 (17.6) 11.1 (26.4)	— (—) — (—)	4.0 (23.8) 10.3 (35.7)	4.0 (12.7) 10.3 (13.3)	4.0 (12.7) 10.3 (13.3)
サポートリブ	0.8 (11.6) 3.1 (17.4)	0.5 (14.2) 2.0 (21.3)	0.5 (14.5) 2.0 (18.1)	0.8 (17.4) 3.1 (26.1)	0.5 (26.7) 2.0 (33.3)	0.7 (29.0) 2.8 (43.6)	0.5 (12.7) 2.0 (15.8)	0.5 (12.7) 2.0 (15.8)

注記：() 内の値は、許容値又は判定値を示す。

第4.5表 応力評価の概要 (2/5) 単位 (kg/mm²)

強度計算箇所	平均引張応力及び曲げ応力の制限			
	設計条件	I, II, III	IV	
	$\langle \sigma_m \rangle$ (S_{mB})	$\langle \sigma_m \rangle$ ($2S_{mB}$)	$\langle \sigma_m + \sigma_b \rangle$ ($3S_{mB}$)	$\langle \sigma_m \rangle$ ($2Su/3$)
スタッドボルト	12.0 (16.0)	17.6 (34.0)	49.1 (51.0)	15.2 (37.5)
				$\langle \sigma_m + \sigma_b \rangle$ (S_u)
				33.1 (56.2)

注記：() 内の値は、許容値又は判定値を示す。

第4.5表 応力評価の概要 (3/5)

単位 (kg/mm²)

強度計算箇所	一 次 応 力 の 制 限					
	設 計 条 件		III		IV	
	<Pm> (Sm) <PL> (1.5Sm)	<PL+Pb> (1.5Sm)	<Pm> (Min(Sy, 2Su/3)) <PL> (Min(1.5Sy, Su))	<PL+Pb> (Min(1.5Sy, Su))	<Pm+Pm*> (Smiv) <PL+PL*+Pb+Pb*> (KsSmiv)	
制御棒スタンドパイプ	6.6 (14.6) 5.5 (21.9)	5.5 (21.9)	6.2 (28.0) 5.0 (42.0)	5.0 (42.0)	6.3 (23.8) 5.1 (35.7)	<Pm> (2Sr/3) <PL+Pb> (2KtSr/3)
圧力容器スカート	2.1 (14.6) 2.5 (21.9)	2.5 (21.9)	0.1 (28.8) 0.8 (43.2)	0.8 (43.2)	2.1 (23.8) 2.5 (35.7)	2.1 (12.7) 2.5 (15.3)

注記：() 内の値は、許容値又は判定値を示す。

第4.5表 応力評価の概要 (4/5) 単位 (応力: kg/mm²)

強度計算箇所	評価法の区分		ひずみの制限						クリ-疲れ損傷の制限		
	一次+二次応力の制限		S _a の制限	累積非弾性ひずみの制限		マニカシエットの制限					
	S _n (35m)	S _n (βs35m)		S _n (35m)	ε _{EC} +ε _{mEF}	ε _{EC} +ε _{mEF} +ε _{bEF}	S _n [*] (βs35mH)	領域 (E, S ₁ , S ₂ , P)			
圧力容器円筒胴	A	A	—	—	P'+Q' (S _a)	—	—	—	2.7 (108.5)	E	Df+Dc (D)
フランジ	A	A	—	—	20.8 (28.1)	—	—	—	0.0 (109.3)	E	0.31 (0.60)
制御棒スタンドパイプ 管台	C	C	4.1 (44.1)	52.0 (115.8)	—	—	—	—	5.4 (110.3)	E	0.70 (0.82)
サポーターリブ	B	B	2.3 (43.5)	2.5 (35.7)	3.5 (28.1)	—	—	—	1.7 (108.8)	E	0.31 (0.60)

注記: (1) ()内の値は、許容値又は判定値を示す。
 (2) 評価法の区分の記号の意味は、次のとおりである。
 A: 一般規定の場合
 B: 長期一次応力が低い場合
 C: クリープ効果が顕著でない場合

第4.5表 応力評価の概要 (5/5)

単位 (応力: kg/mm²)

強度計算箇所	一次+二次応力の制限				疲れ解析	
	I _A , II _A		III _A S	IV _A S	U _n	U _n +U _s
	Sn (3Sm)	Sn' (3Sm)	Sn (3Sm)	Sn (3Sm)		
スタッドボルト	—	—	—	—	0.43 (1.0)	0.43 (1.0)
制御棒スタンドパイプ	5.1 (48.3)	—	1.9 (48.3)	1.8 (48.3)	0.01 (1.0)	0.01 (1.0)
圧力容器スカート	57.9* (47.4)	17.2 (47.4)	0.1 (47.4)	0.1 (47.4)	0.55 (1.0)	0.55 (1.0)

注記:(1) ()内の値は、許容値又は判定値を示す。

(2) *は、Snが3Smを超えるので、弾塑性解析を適用した。

第4.6表 圧力容器円筒胴の機械的荷重

内 圧 (kg/cm ² G)	自 重						機 械 荷 重 (3)						S ₁ 地震						S ₂ 地震					
	反 力 (×10 ³ kg)		モーメント (×10 ⁶ kg・mm)		反 力 (×10 ³ kg)		モーメント (×10 ⁶ kg・mm)		反 力 (×10 ³ kg)		モーメント (×10 ⁶ kg・mm)		反 力 (×10 ³ kg)		モーメント (×10 ⁶ kg・mm)		反 力 (×10 ³ kg)		モーメント (×10 ⁶ kg・mm)		反 力 (×10 ³ kg)		モーメント (×10 ⁶ kg・mm)	
	水平力	軸 力	ねじり	モーメント	水平力	軸 力	ねじり	モーメント	水平力	軸 力	ねじり	モーメント	水平力	軸 力	ねじり	モーメント	水平力	軸 力	ねじり	モーメント	水平力	軸 力	ねじり	モーメント
設計条件	0	520	0	0	—	—	—	400	170	—	2650	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
運転状態Ⅰ	0	520	0	0	—	—	—	400	170	—	2650	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
(1) 運転状態Ⅱ	0	520	0	0	—	—	—	400	170	—	2650	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	0	520	0	0	—	—	—	400	170	—	2650	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
(2) 運転状態Ⅲ	0	520	0	0	—	—	—	400	170	—	2650	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	0	520	0	0	—	—	—	400	170	—	2650	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
運転状態Ⅳ	0	520	0	0	400	170	2650	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
試験状態	0	520	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

注記(1) 運転状態Ⅱにおいて、上段は高圧保持事象、下段は耐圧漏えい試験、中段はそれ以外の代表事象を示す。

(2) 運転状態Ⅲにおいて、上段は高圧保持事象、下段はそれ以外の代表事象を示す。

(3) 配管破断事故直後の値を記載する。

第4.7表 一次応力の制限（評価断面－内面）

単位（応力：kg/cm²）

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値	許容値	備考
設計条件	$\langle P_m \rangle \leq S_o$	440.	-	11.2	11.6	
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5S_o$	440.	-	11.2	17.4	
運転状態 I, II, (T)	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_m$	401.	-	9.9	14.4	K _s = 1.50 K _t = 1.08
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	401.	1.05E+05	9.6	14.1	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_m$	401.	-	9.9	21.7	
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	401.	1.05E+05	9.6	15.3	
運転状態 III	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 1.2S_m$	401.	-	10.5	17.3	K _s = 1.50 K _t = 1.16
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	401.	6.63E+01	10.5	27.6	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.2K_s S_m$	401.	-	10.5	26.0	
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	401.	6.63E+01	10.5	31.9	
運転状態 I, II, III, (T)	$\Sigma (t_i/t_{mi}) \leq B$	401.	1.07E+05	0.04	1.00	B= 1.0
		-	-			
	$\Sigma (t_j/t_{bj}) \leq 1.0$	401.	1.07E+05	0.04	1.00	
		-	-			
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mI}$	515.	-	10.7	23.8	S _{mI} =2S _u /3 K _s = 1.50 K _t = 1.04
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_{R/3}$	515.	1.50E+02	10.7	12.7	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mI}$	515.	-	10.7	35.7	
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_{R/3}$	515.	1.50E+02	10.7	13.2	
運転状態 I, II, III, IV, (T)	$\Sigma (t_i/t_{ri}) \leq B_R$	515.	1.50E+02	0.29	1.00	B _R = 1.0
		401.	1.07E+05			
	$\Sigma (t_j/t_{rbj}) \leq 1.0$	515.	1.50E+02	0.22	1.00	
		401.	1.07E+05			
試験状態	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9S_y$	100.	-	13.9	24.6	
	$\langle P_L + P_L^* \rangle \leq 1.35S_y$	100.	-	13.9	36.9	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	100.	-	13.9	36.9	

注記 (1) (T) は、試験状態のうち構造等の技術基準別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

第4.8表 S_aの制限 (評価断面-内面)

$T_0 = 398. \text{ (}^\circ\text{C)}$

$P' = \langle P_L + P_L^* + (P_b + P_b^*) / K_t \rangle_{\max} = 14.40 \text{ (kg/mm}^2\text{)}$

$Q' = \langle Q + Q^* \rangle_R$

負荷サイクル	壁厚平均金属		$\langle Q + Q^* \rangle_R$ (kg/mm ²)	$P' + Q' \leq S_a$ (kg/mm ²)	備 考	
	温度 (°C)				S _a の評価式	温度 (°C)
2A01 2B01	401.	401.	0.00	14.4 22.4	1.25 S _t	401.

第4.9表 メカニカルラチェットの制限 (評価断面-内面)

$X_s = \langle P_L + P_b \rangle / 1.5S_{MH}$

$Y_s = S_n^* / 1.5S_{MH}$

負荷サイクル	最高金属温度 (°C)	$S_n^* \leq \beta_s (3S_{MH})$ (kg/mm ²)	X _s	Y _s	領域	許容領域
S ₂	403.	2.7 108.5	0.45	0.12	E	E, S ₁ , S ₂ , P
$\beta_s = 2.5$						

第4.10表 累積疲れ損傷係数の算定 (その1) (評価断面—内面)

$$\epsilon_t = K \epsilon' \epsilon_n + K_{\epsilon c} + K_{T \epsilon F} \quad K \epsilon' = K^2 (S^* / S)$$

ひずみサイクル	最高金属温度(°C)	回数 n	ϵ_n	ϵ_c	ϵ_F	K	$K \epsilon'$	ϵ_t		Nd	n/Nd	備考
								Sp (kg/mm ²)	SI (kg/mm ²)			
T	100.	10	---	---	14.47	---	---	7.24	1000000	0.000	D	
2C01	100.	30	---	---	10.62	---	---	5.31	1000000	0.000	D	
C	403.	1	4.757E-04	0.0	1.176E-06	1.00	1.00	4.769E-04	1000000	0.000	B	
C	403.	5	4.662E-04	2.177E-06	1.176E-06	1.00	1.00	4.696E-04	1000000	0.000	B	
1A03	403.	400	4.240E-04	2.727E-05	1.027E-06	1.00	1.00	4.523E-04	1000000	0.000	C	
2B01	403.	20	4.343E-04	5.232E-07	1.159E-06	1.00	1.00	4.359E-04	1000000	0.000	B	
C	404.	5	4.214E-04	3.711E-07	3.823E-06	1.00	1.00	4.256E-04	1000000	0.000	B	
2A01	404.	210	4.214E-04	3.711E-07	3.468E-06	1.00	1.00	4.252E-04	1000000	0.000	B	
1C01	403.	20	4.168E-04	2.108E-07	8.694E-07	1.00	1.00	4.179E-04	1000000	0.000	B	
1A01	403.	400	4.075E-04	2.322E-11	8.472E-06	1.00	1.00	4.159E-04	1000000	0.000	C	
1B01	403.	189	3.152E-04	1.179E-07	1.454E-05	1.00	1.00	3.299E-04	1000000	0.000	C	
SI	403.	200	1.286E-04	0.0	0.0	1.00	1.00	1.286E-04	1000000	0.000	A	

$$D f = \Sigma (n_i / N d_i) = 0.001$$

$$K_{T \epsilon} = 1.00$$

注記(1) 備考の記号の意味は、次のとおりである。

- A : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (A)
- B : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (B)
- C : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (C)
- D : 構造等の技術基準別図第1による。

(2) 二段表示記号の下段(Sp, Ke, SI)は、ひずみサイクルが構造等の技術基準別表第2の温度範囲内にある場合に用いる。

第4.11表 累積クリープ損傷係数の算定（その2）（評価断面-内面）

(1/2) D_{CN} の算定

ひずみサケル	Sk (kg/mm ²)	温度 (°C)	時間 t (hr)	許容時間 Td (hr)	$2 \Sigma (t/Td)$	備考
1A03	16.74	403.	1.05E+05	7.10E+05	0.296	C
1B01	16.74	403.	5.44E+02	7.10E+05	0.002	C
1C01	16.74	403.	3.98E+01	7.10E+05	0.000	C
2A01	16.74	404.	6.84E+02	6.89E+05	0.002	C
2B01	16.74	403.	8.52E+01	7.10E+05	0.000	C
3A01	16.74	404.	1.63E+01	6.89E+05	0.000	C
3B01	16.74	403.	6.63E+01	7.10E+05	0.000	C
$D_{CN} = \Sigma (D_{CN})_k = 2 \Sigma (t/Td)_k = 0.300$						

注記(1) 備考の記号の意味は、次のとおりである。

A : $Sk = \langle P_L + P_L^* + Pb + Pb^* + Q + Q^* \rangle$

B : $Sk = \text{Min}[1.25Sy | k, \text{Max}(\langle P_m \rangle + 0.5 \langle P_L + P_L^* + Pb + Pb^* + Q + Q^* \rangle_R, \langle P_L + Pb + Q \rangle)]$

C : $Sk = Sg$

(2/2) D_{CP} の算定

ひずみサケル	ϵt	$\text{Max}(3\bar{S}_m/E, 2Sg/E)$	n	D^{**}	nD^{**}	備考
C 3B01-S1	4.769E-04	2.342E-03	1	0.0	0.0	$3\bar{S}_m/E$
$T=404. \quad (°C) \quad D_{CP} = \Sigma n_k D_k^{**} = 0.0$						

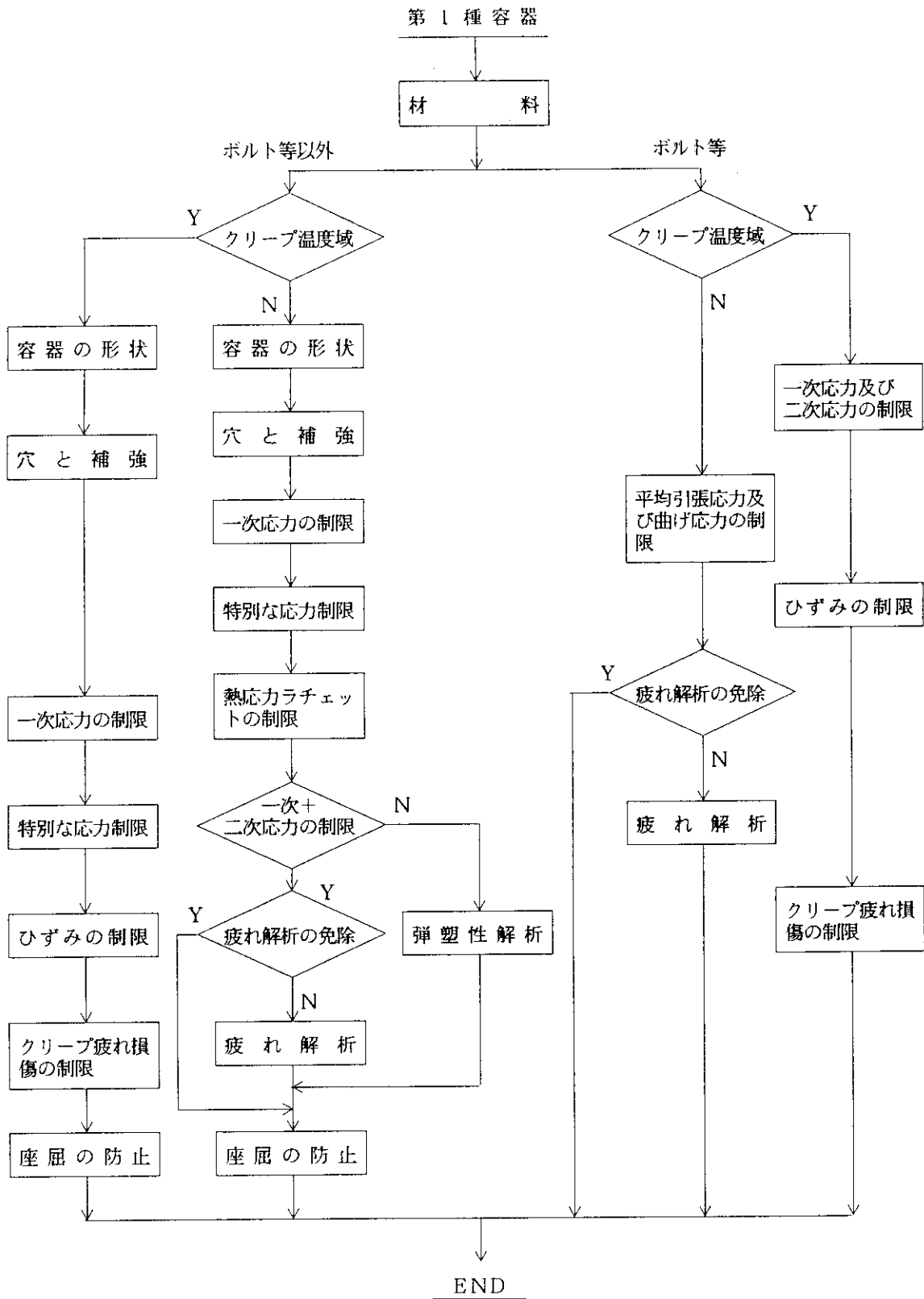
注記(1) 備考には $3\bar{S}_m/E$ 又は $2Sg/E$ のうち大きい方を示す。

第4.12表 クリープ疲れ損傷の制限 (評価断面-内面)

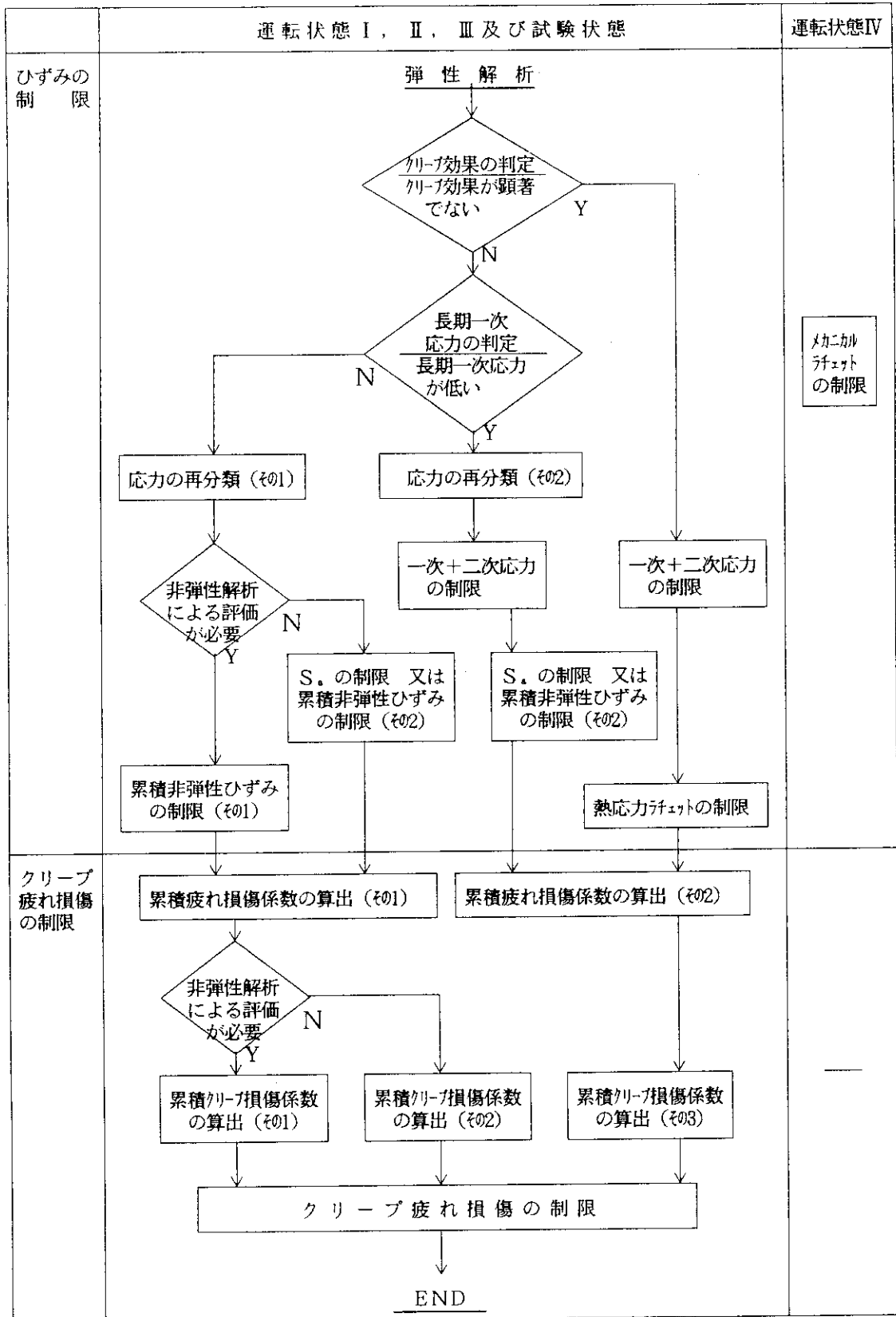
評価項目	D f	D c	D f + D c	許容値
$D f + D c \leq D$	0.001	0.300	0.31	0.60
$D c = D_{cN} + D_{cP}$ $D_{cN} = 0.300$ $D_{cP} = 0.0$				

第4.13表 座屈の防止

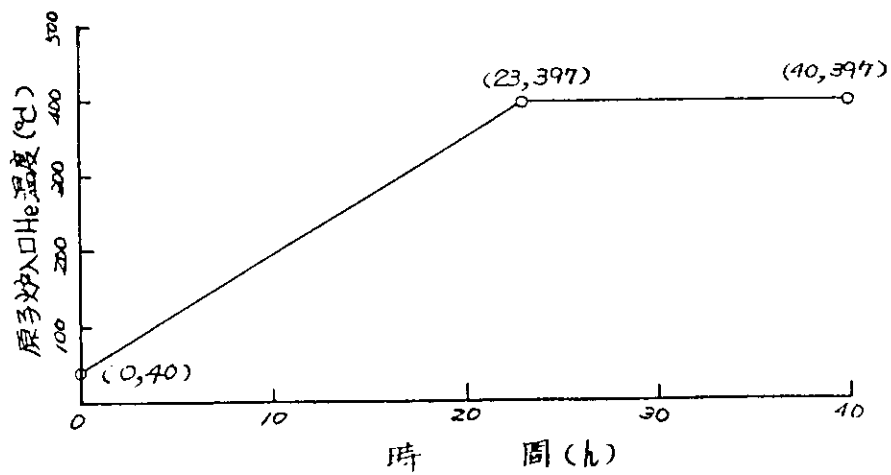
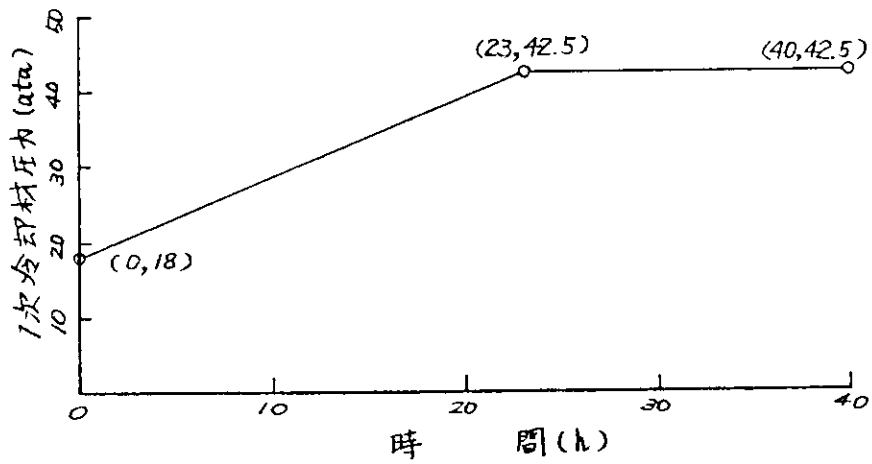
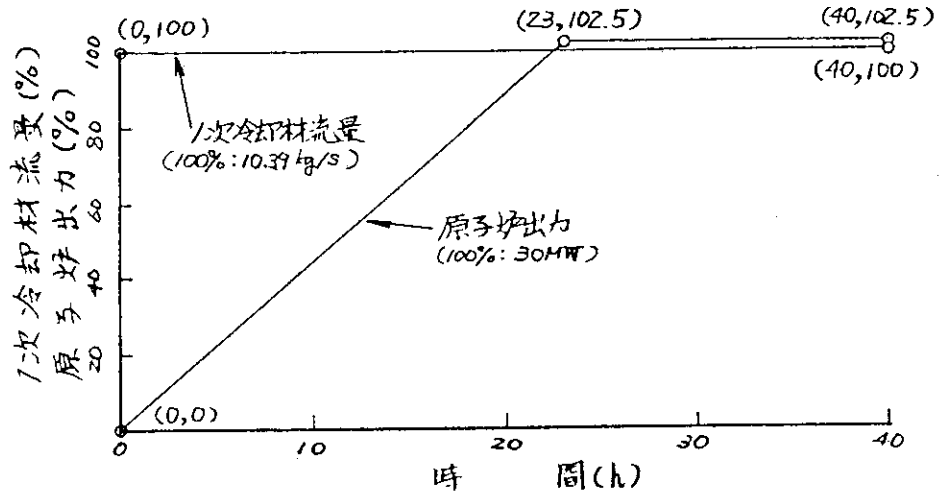
圧縮及び曲げ座屈の防止					
運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (kg/mm ²)	許容値 (kg/mm ²)	備考
設計状態 I, II, III, IV 試験状態	$\frac{F_c}{A} + \frac{D_o M}{2yI} \leq \frac{S_y}{f_B}$	440.	1.1	7.8	y = 1.3 f _B = 3.0



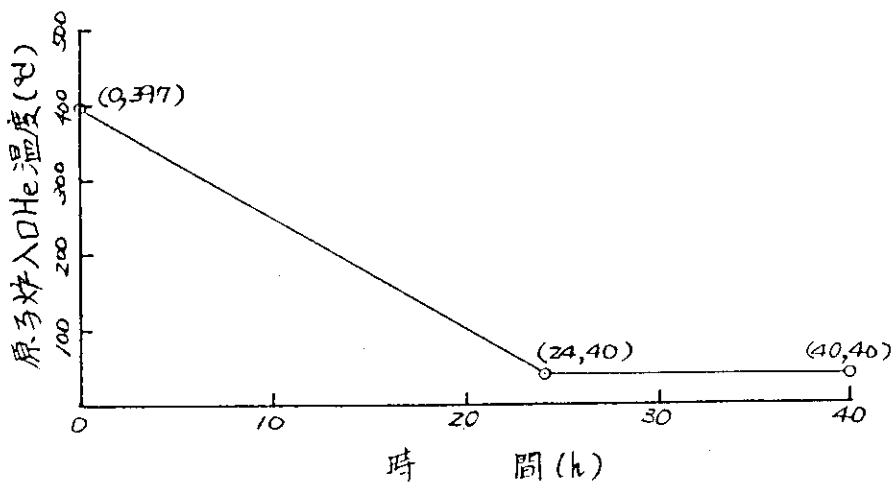
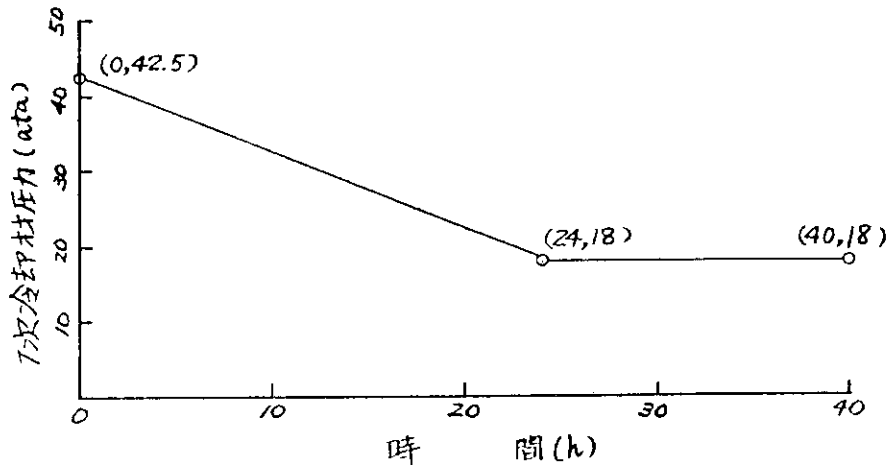
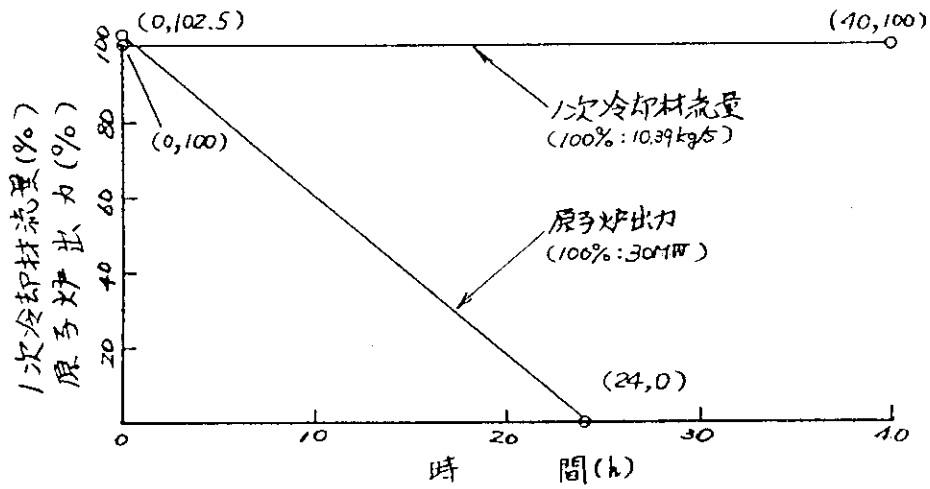
第4.1図 第1種容器の強度設計フローチャート



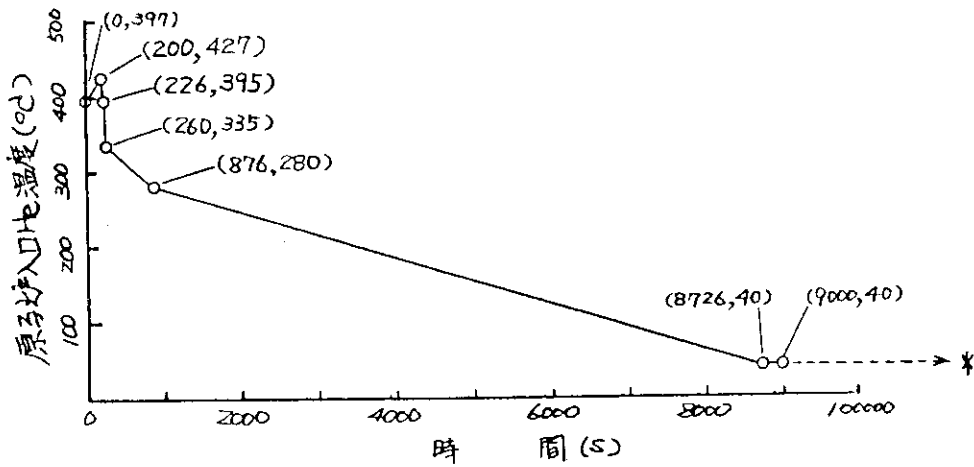
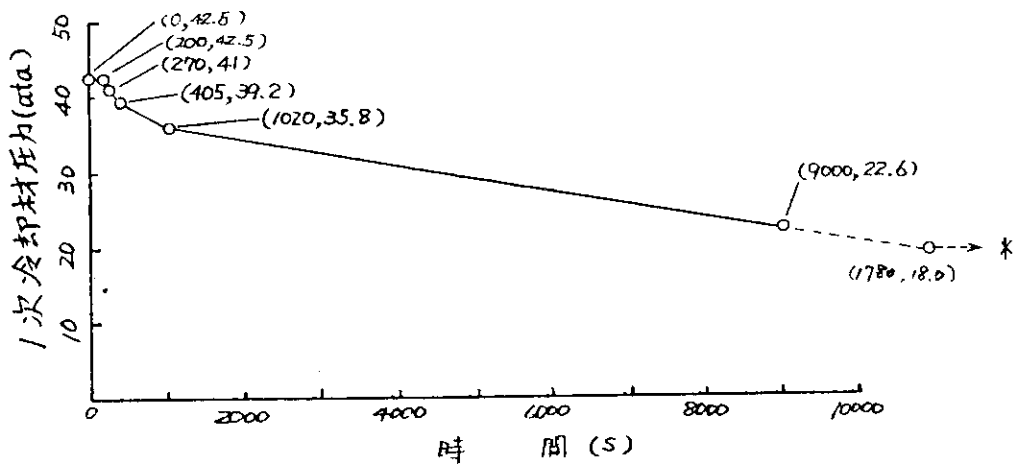
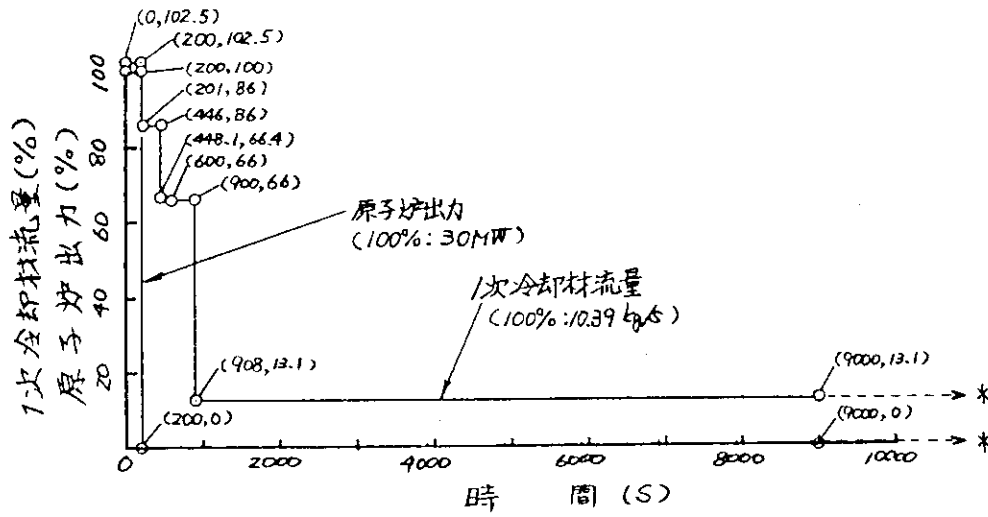
第 4.2 図 ひずみの制限及びクリープ疲れ損傷の制限の評価手順



第4.4(a) 図 代表事象(① 通常起動事象)のヒストグラム

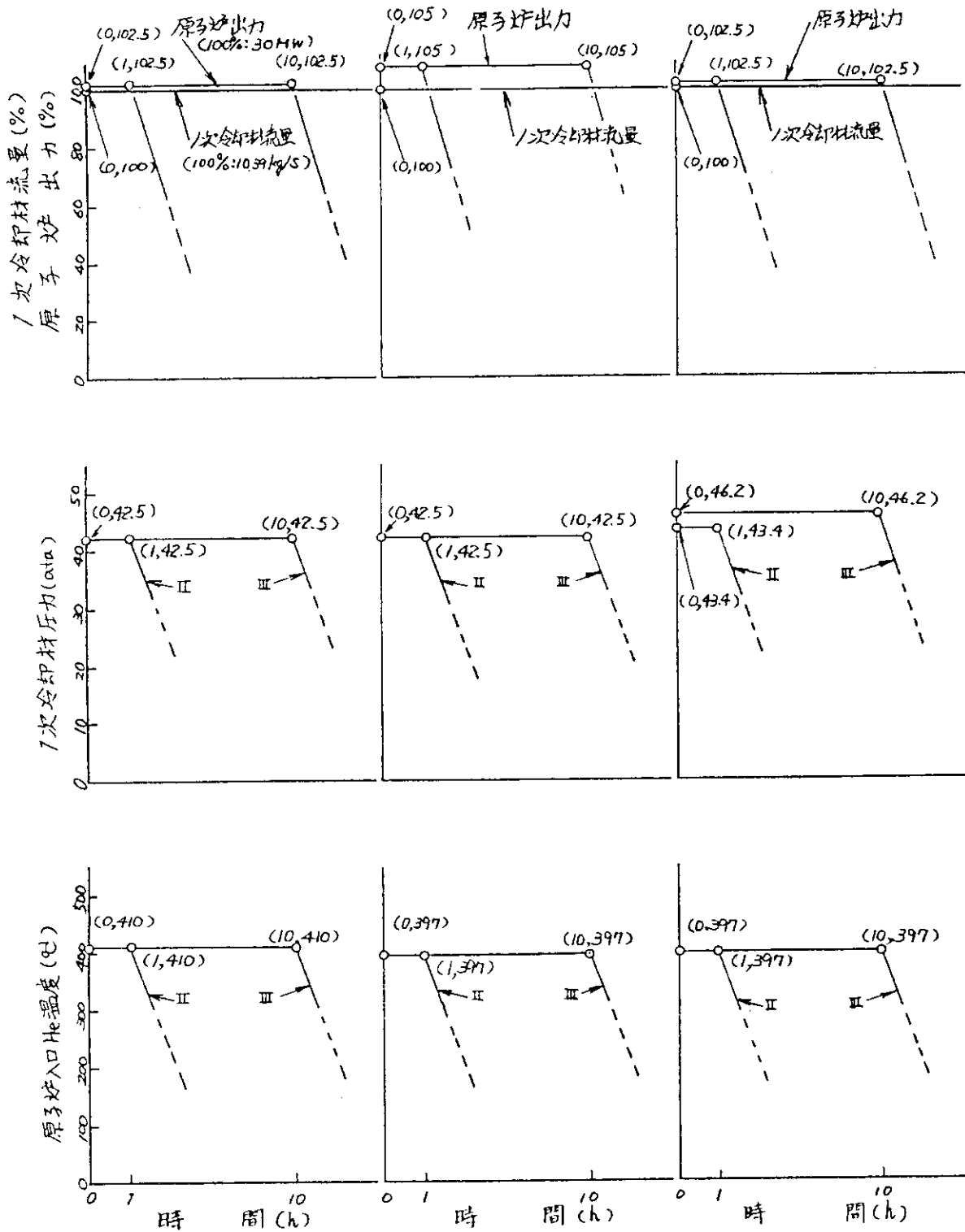


第4.4(b) 図 代表事象(□) 通常停止事象(○) のヒストグラム



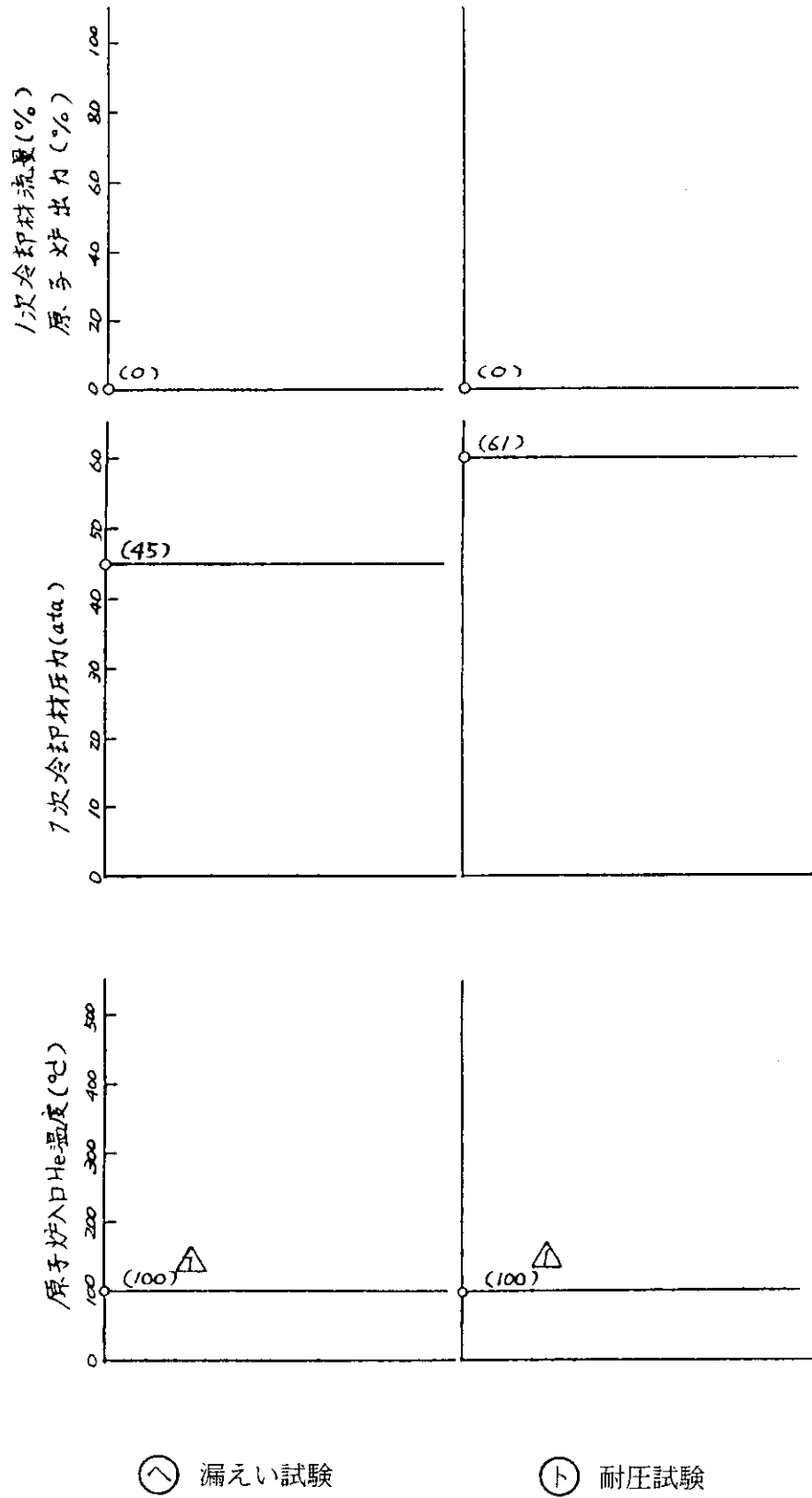
*: 必要に応じて破線を以て延長する。

第 4.4 (c) 図 代表事象 (ハ) 試験及びスクラム事象) のヒストグラム

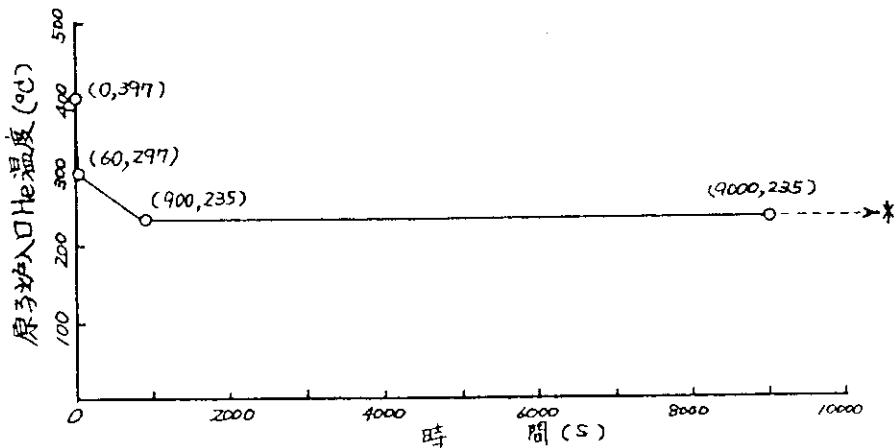
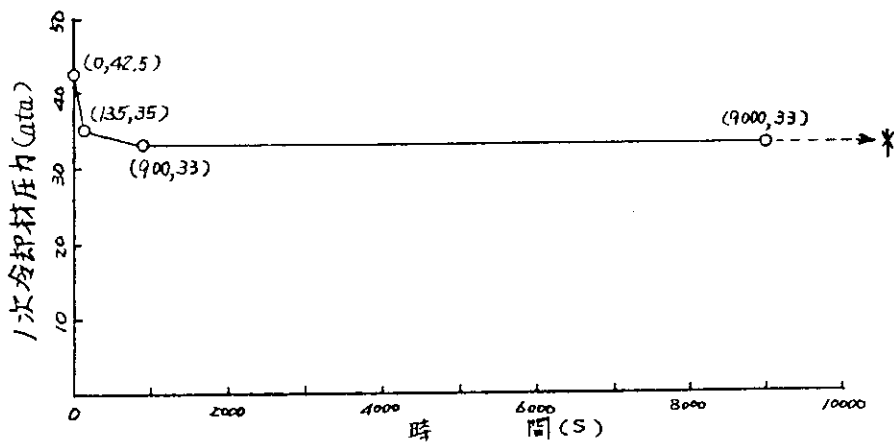
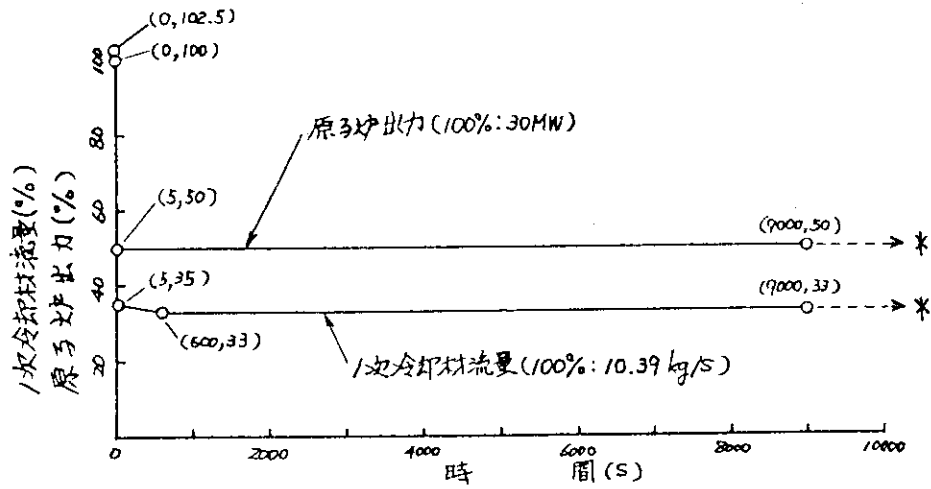


(二) 入口温度制御系異常 (二) 過出力状態 (ホ) 1次He供給設備供給弁誤開
 注) 1h又は10h 保持以降は、強度評価上 (ハ) の事象と同じとして扱う。

第4.4(d) 図 代表事象(二) 原子炉入口制御系異常事象, (二) 過出力状態事象
 (ホ) 1次He供給設備供給弁誤開事象) のヒストグラム

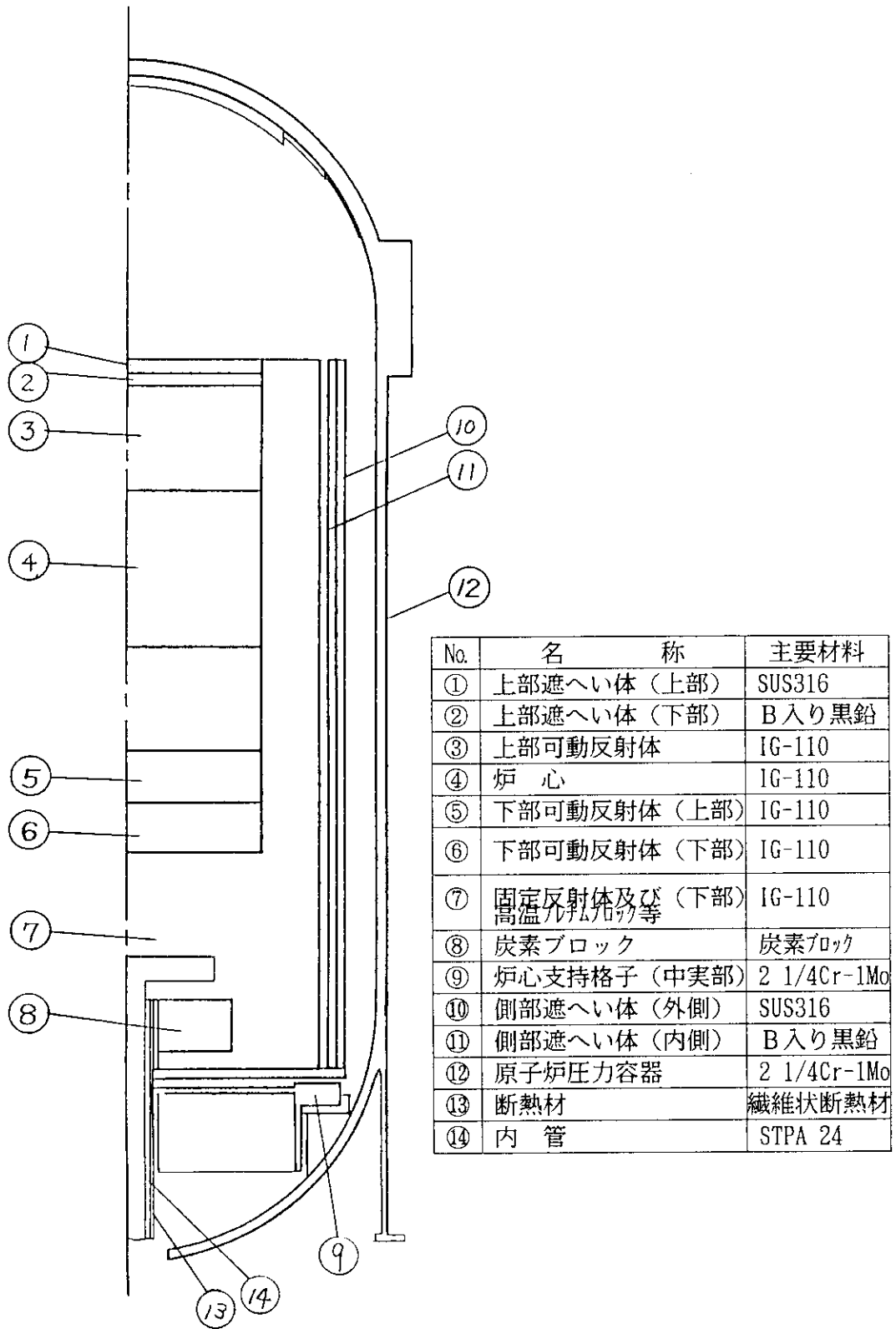


第4.4(e) 代表事象(○ 漏えい試験, △ 耐圧試験)のヒストグラム

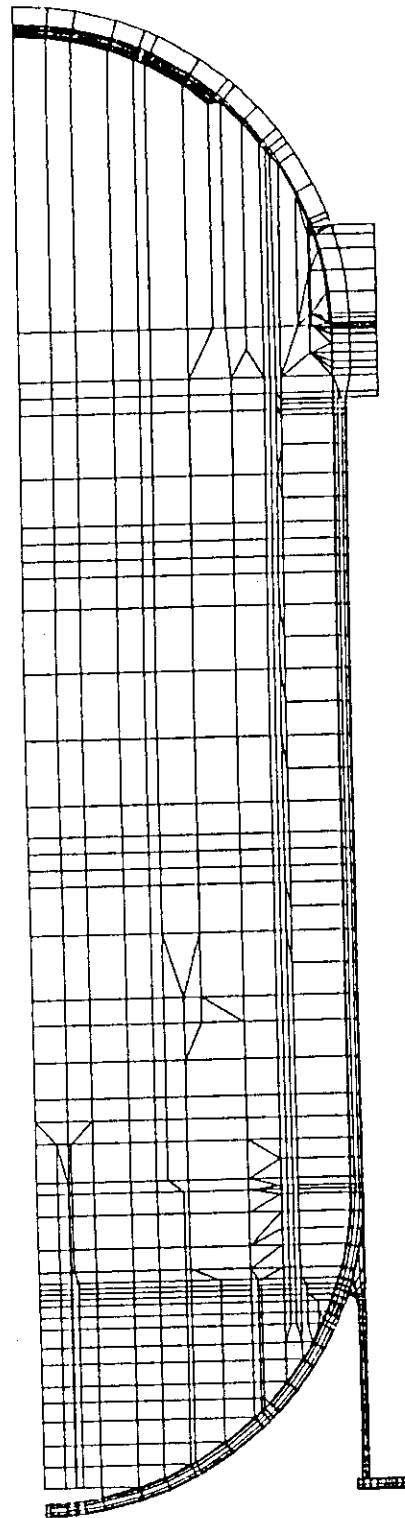


*: 必要に応じて、破線により延長する。

第4.4(f) 図 代表事象(子) 特殊運転事象) のヒストグラム



第4.5図 温度分布解析モデル



第4.6図 温度分布解析モデル メッシュ図

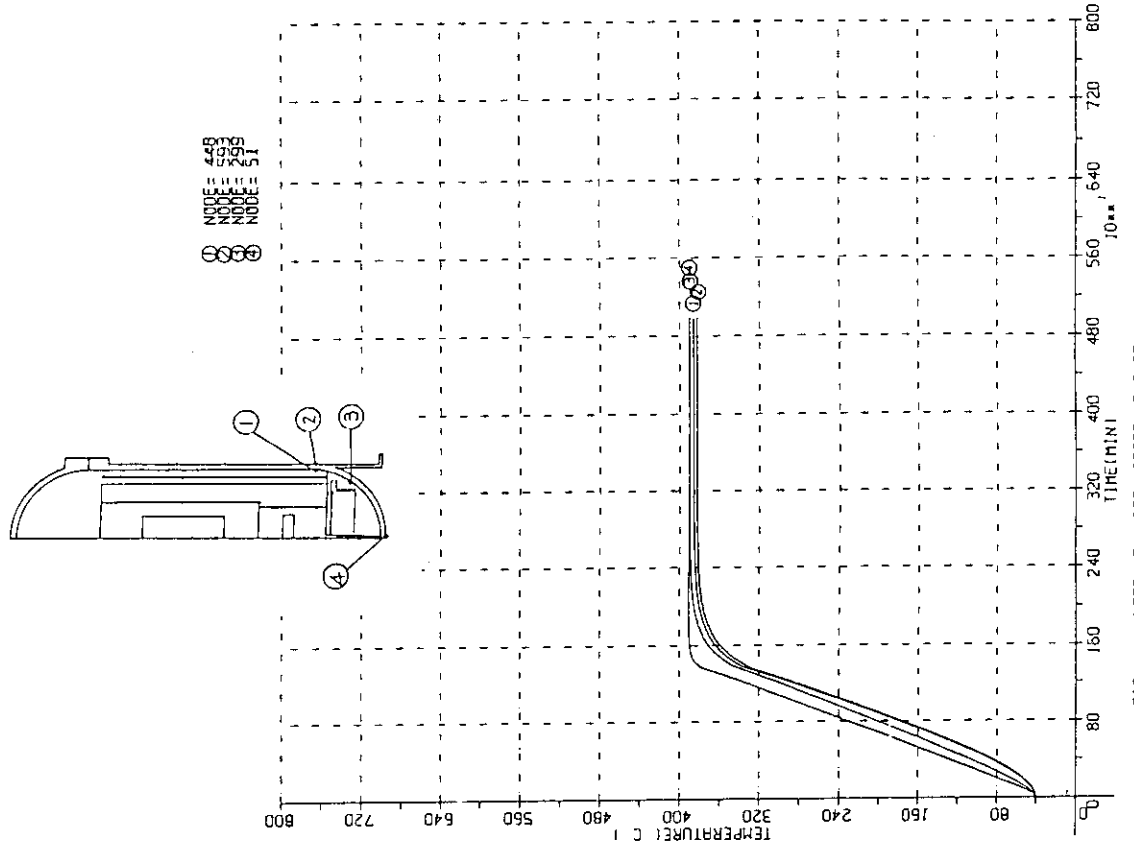


FIG- HTTR NEW MODEL START UP 9-27

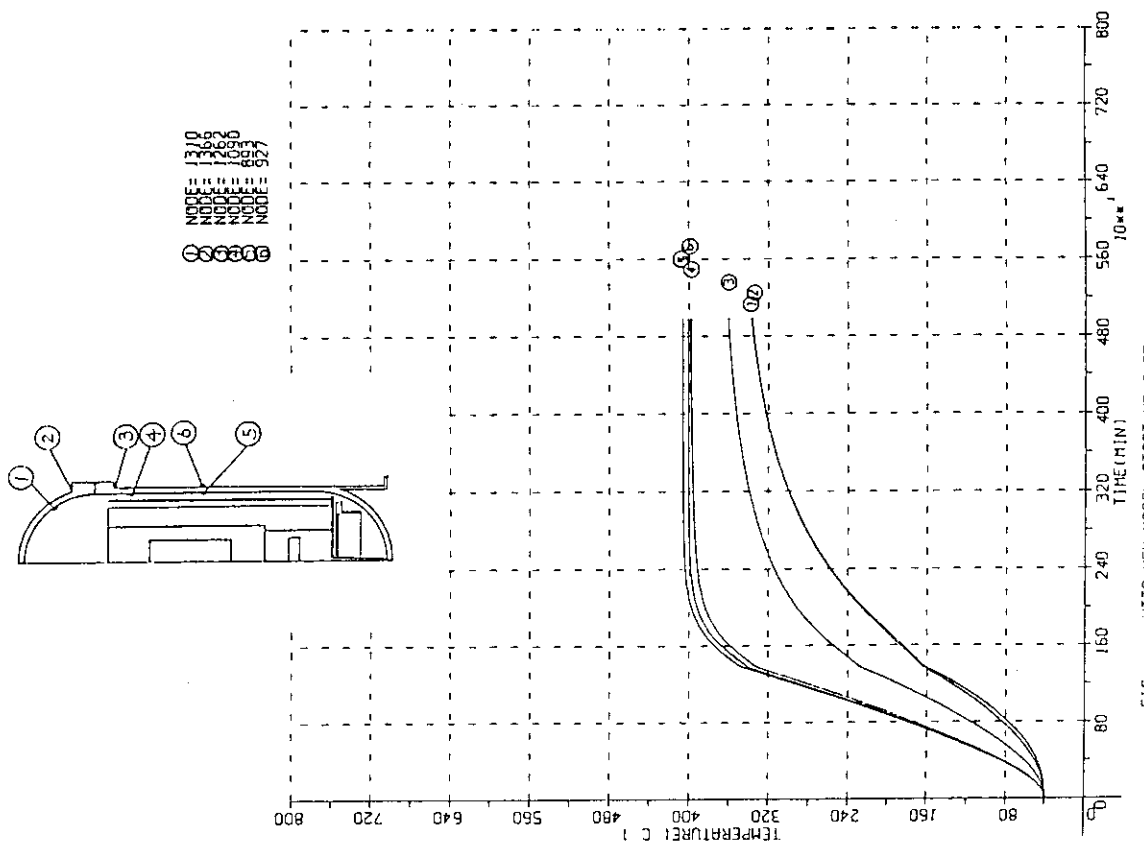
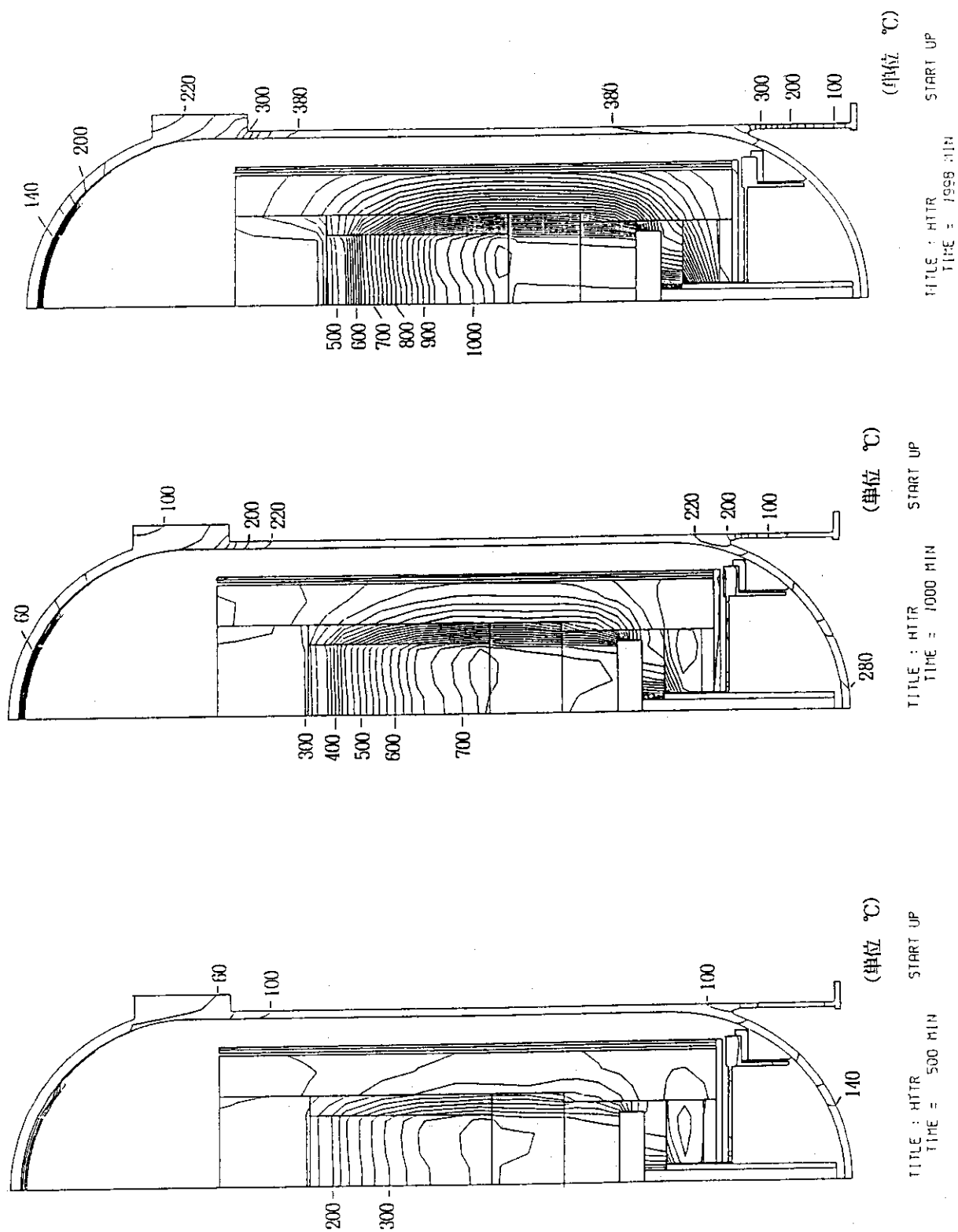
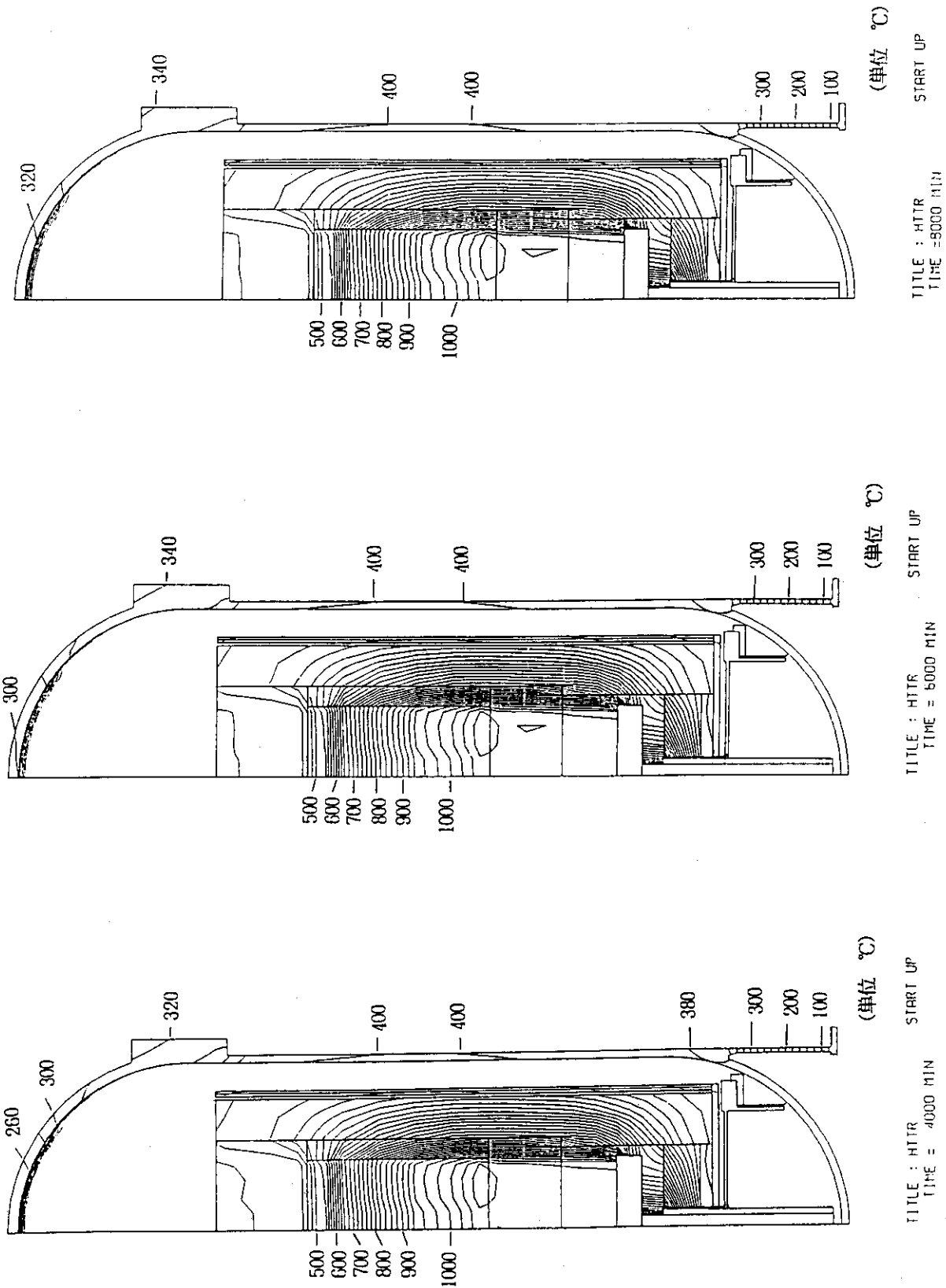


FIG- HTTR NEW MODEL START UP 9-27

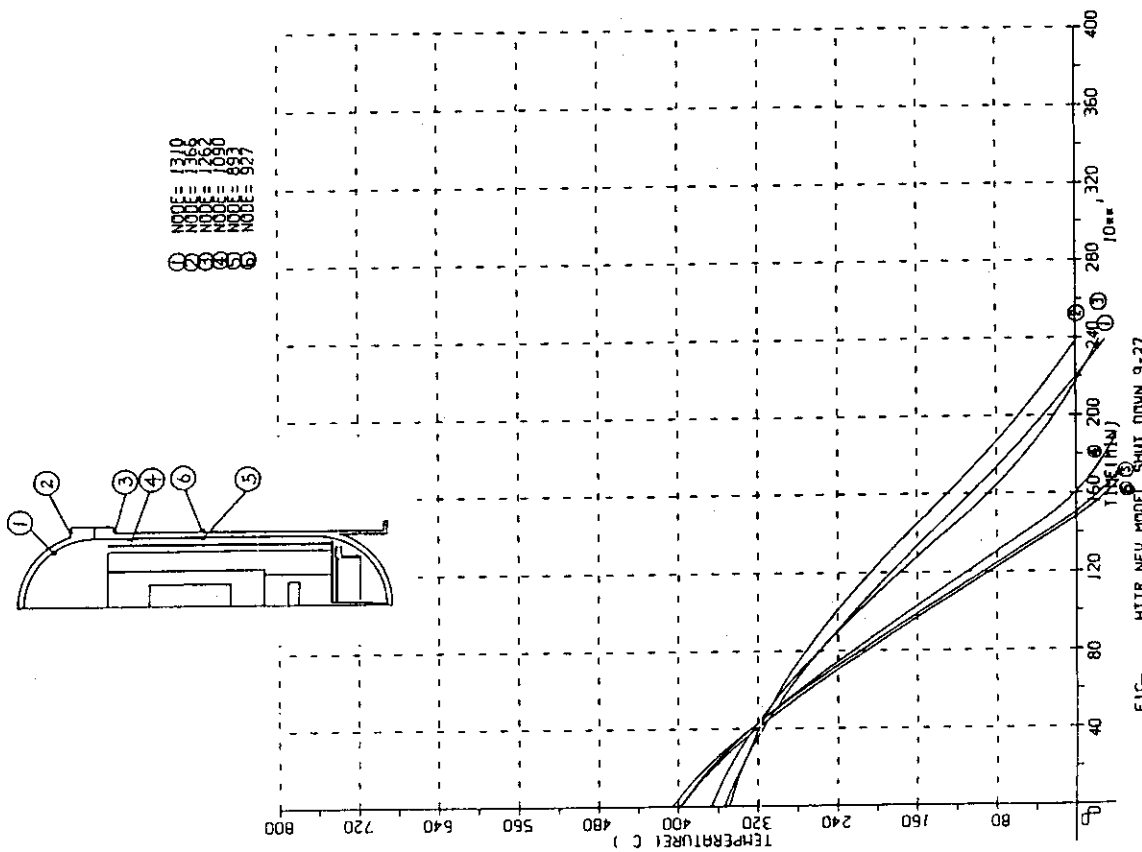
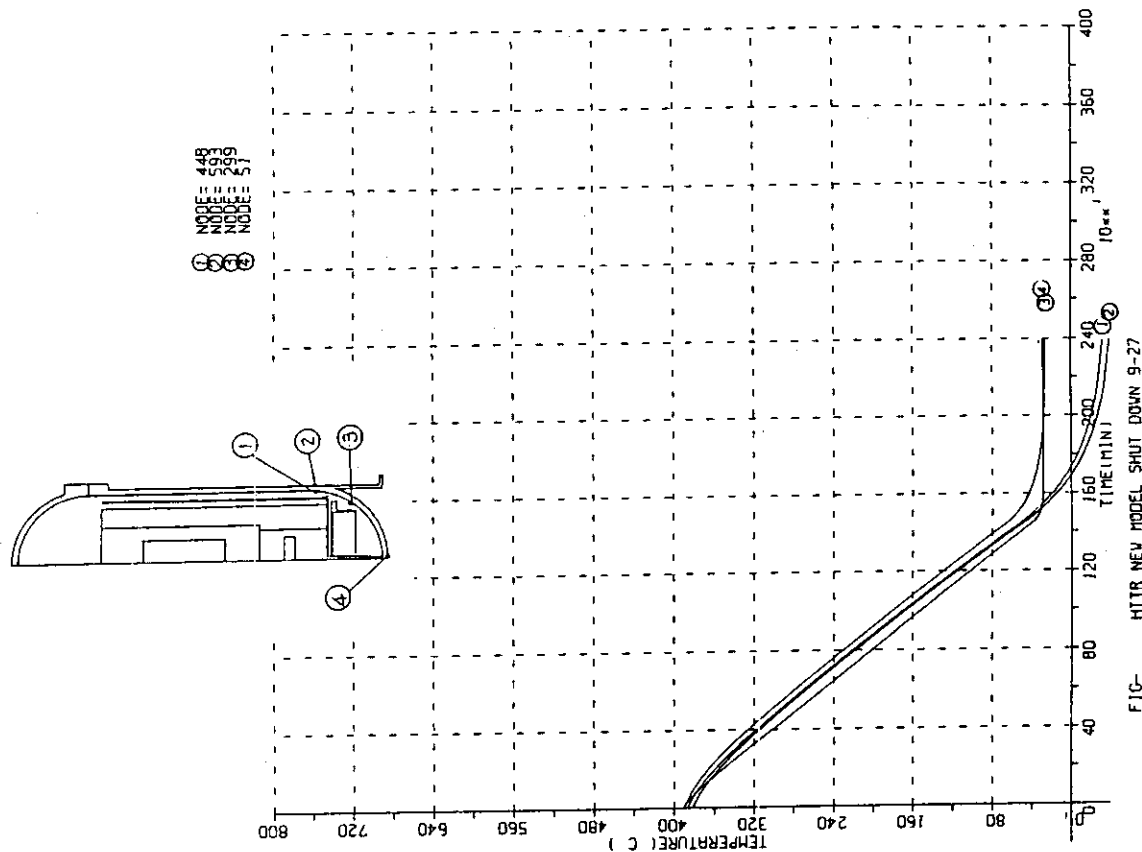
第4.7図 RPV主要位置での温度過渡変化図(通常起動事象)



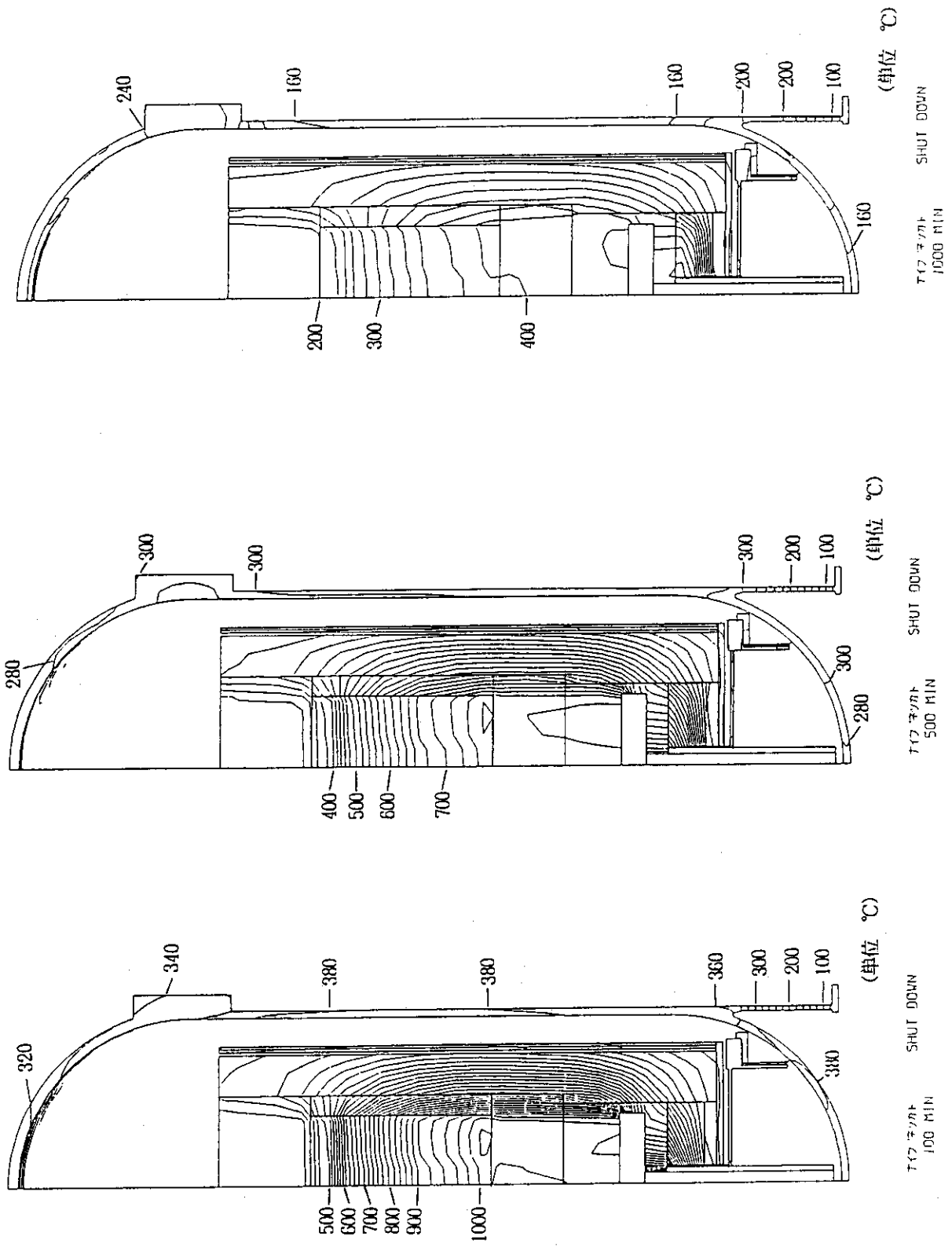
第4.8(a) 図 RPV内の等温度線図 (通常起動事象)



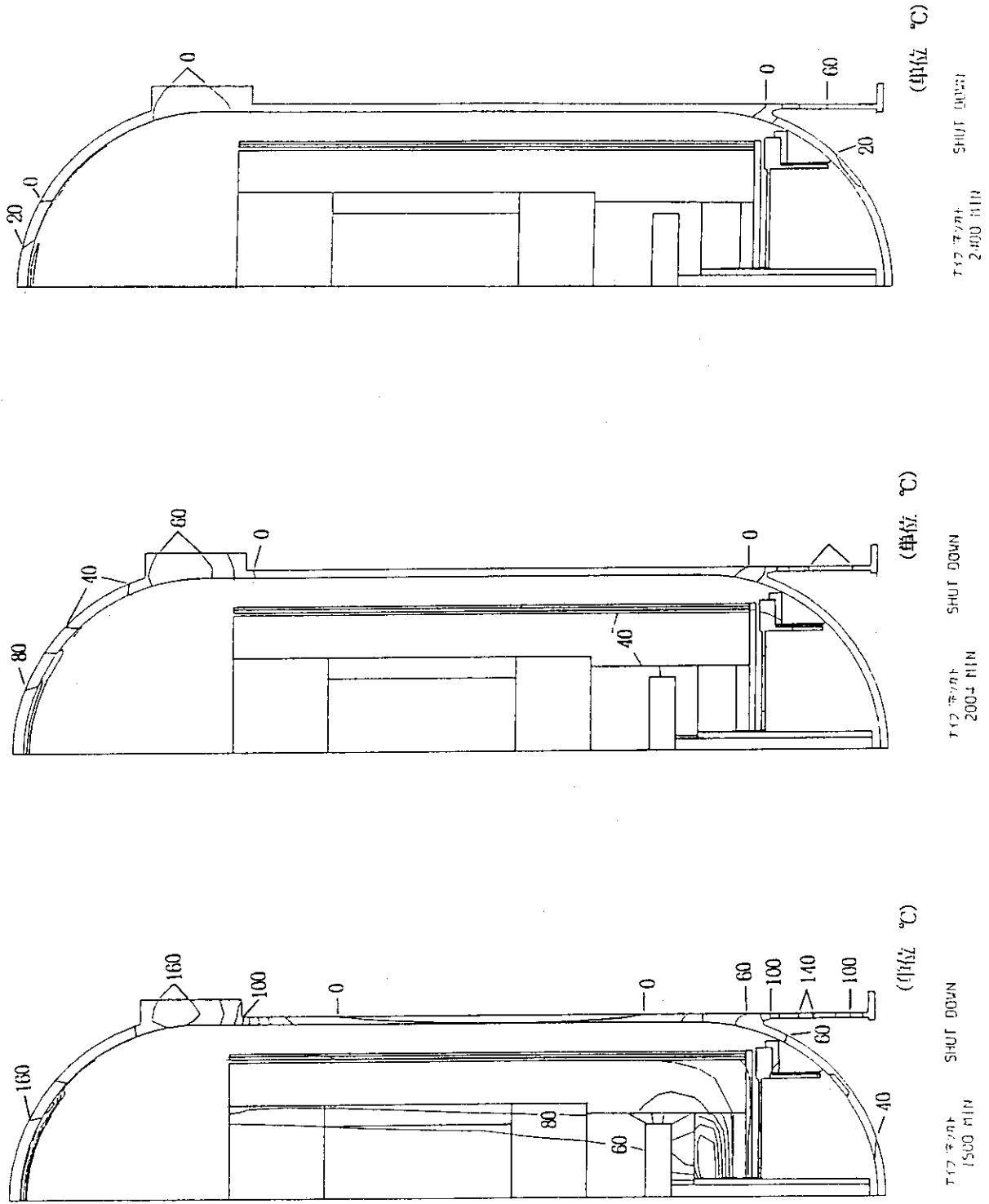
第4.8(b) 図 RPV内の等温度線図 (通常起動事象)



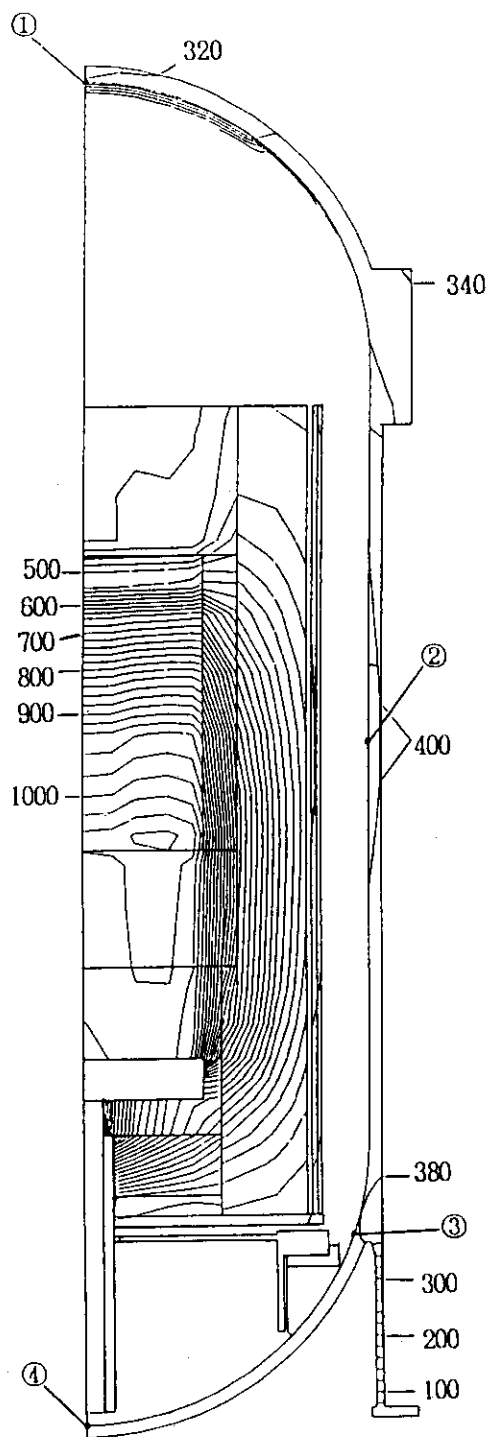
第 4.9 図 RPV 主要位置での温度過渡変化図 (通常停止現象)



第4.10(a) 図 RPV内の等温度線図 (通常停止事象)



第 4.10(b) 図 RPV 内の等温度線図 (通常停止事象)

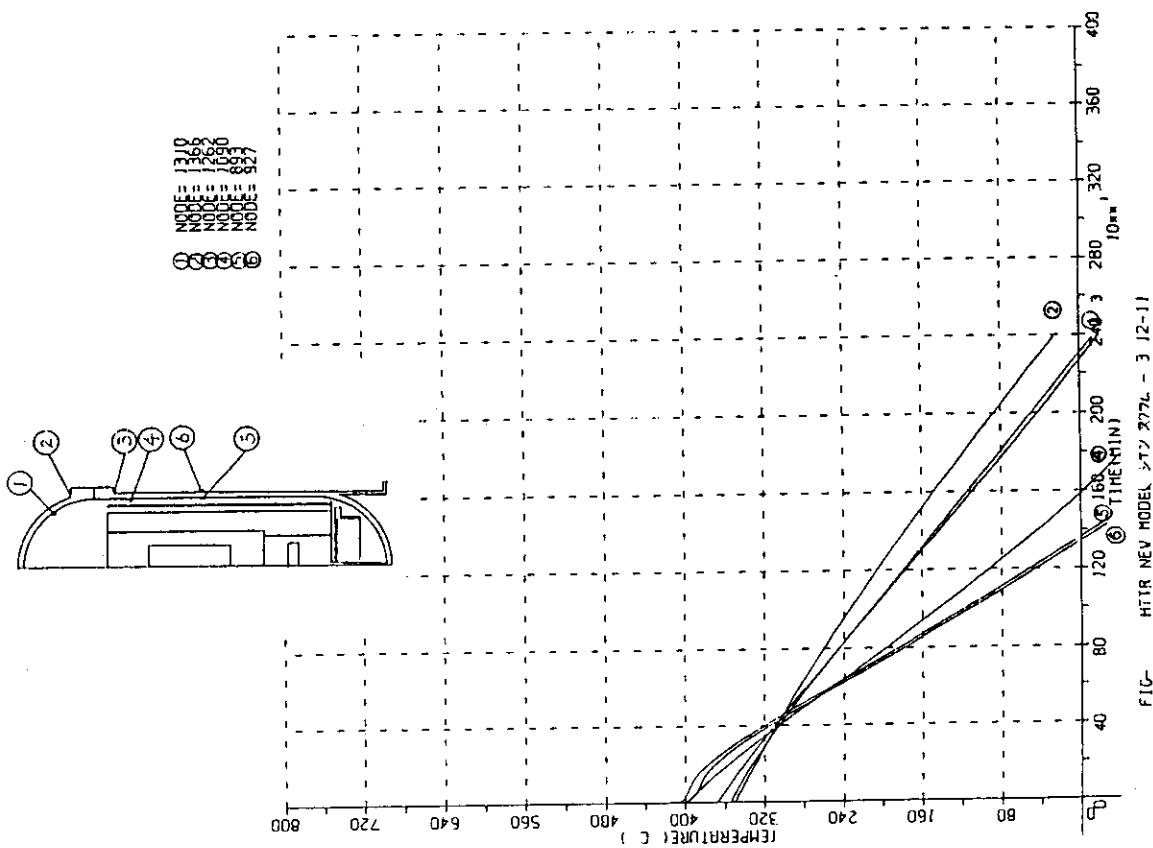
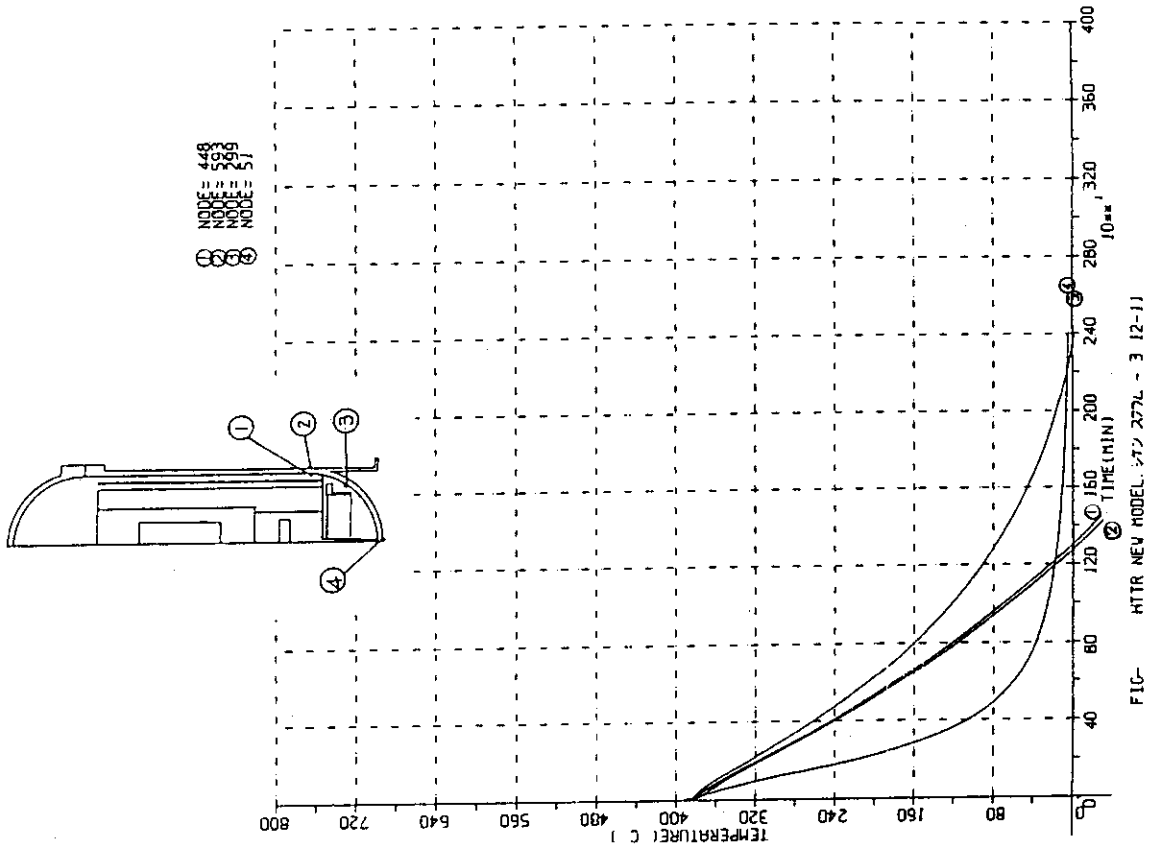


温度分布解析結果	
No.	温度 (°C)
①	321
②	405
③	385
④	394

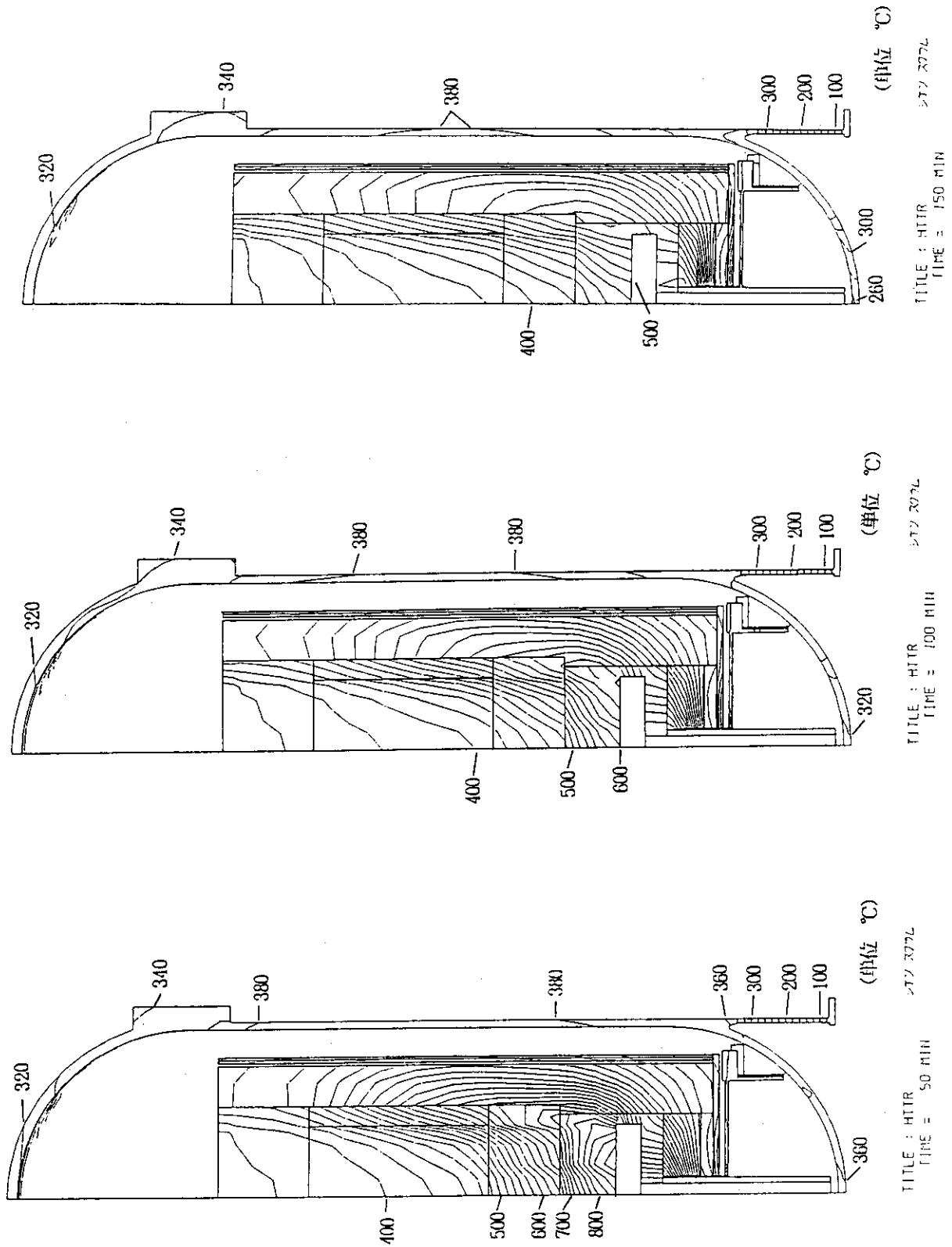
(単位 °C)

HTTR NEW MODEL
Q=102.5% +177 TIN=397

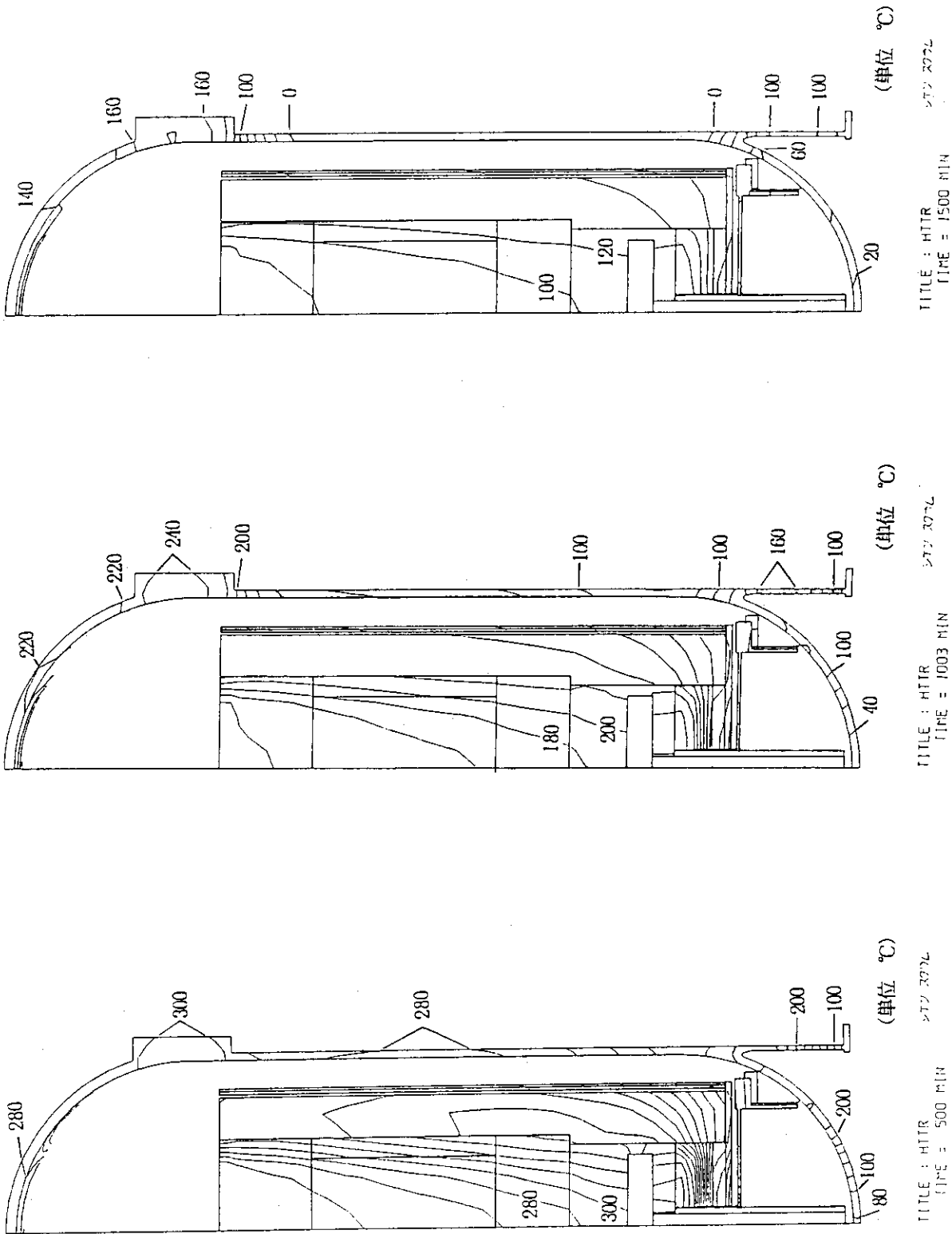
第4.11図 R P V内の等温度線図 (定格運転事象)



第4.12図 RPV主要位置での温度過渡変化図 (試験及びスクラム事象)

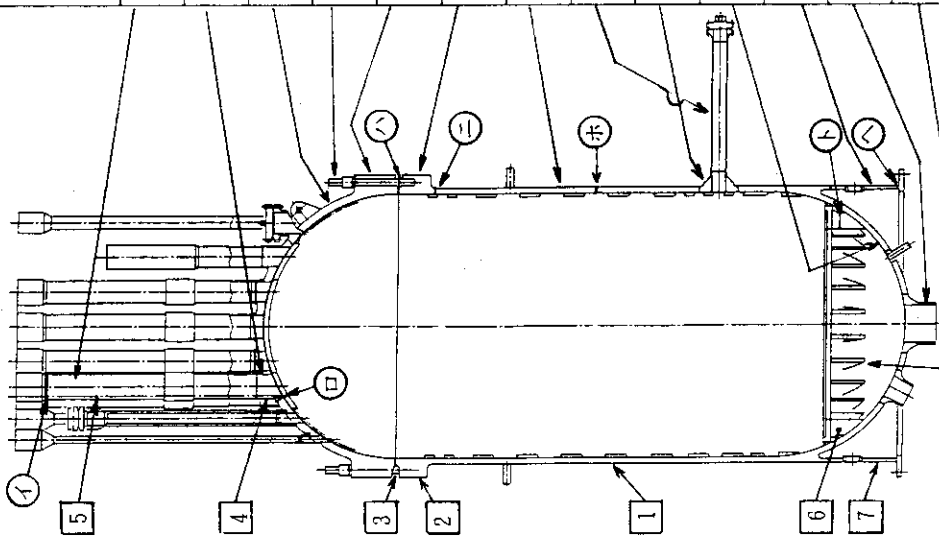


第4.13(a) 図 RPV内の等温度線図 (試験及びスクラム事象)



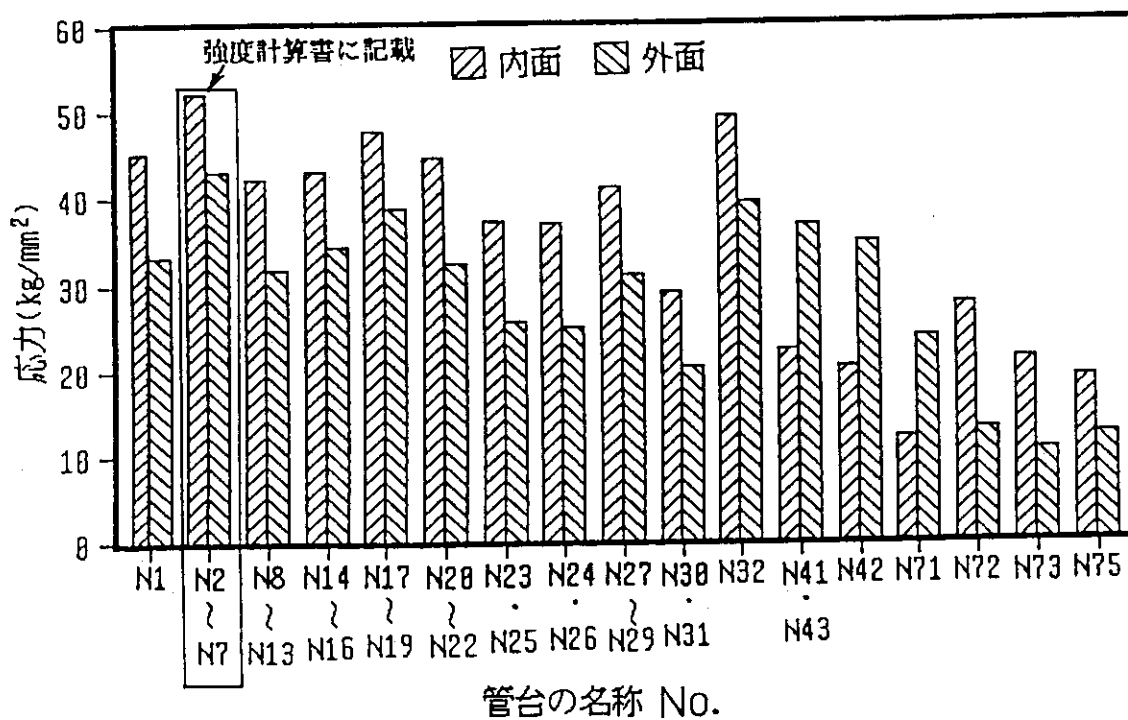
第4.13(b) 図 RPV内の等温度線図 (試験及びスクラム事象)

主要機器名称	温度		主要荷重			評価対象範囲 (対象部位)	強度評価断面	解析モデル化範囲
	使用中の (I~III)	最高使用温度が カ-領域	運転状態 IV	内圧・自重	地震荷重			
① スタンドパイプ	○	○	●	○	○	制御棒スタンドパイプ(N2) 5	①(①+②+③)	
② スタンドパイプ管台	○*	○	●	○	○	制御棒ボルト管台(N2) 4	②(①+②+③)	
③ 圧力容器ふた半球鏡	○*	○	○	○	○	スタッドボルト 3	③(③+④+⑤+⑥)	
④ スタッドボルト	○	○	○	○	○	フランジ 2	④(③+④+⑤+⑥)	
⑤ ふた側フランジ	○*	○	○	○	○	圧力容器胴間 1	⑤(⑦)	
⑥ 胴側フランジ	●	●	○	○	○			
⑦ 圧力容器胴間	●	●	○	○	○			
⑧ 高温プレナム部温度計 裏スタンドパイプ	○*	○	○	○	○			
⑨ 高温プレナム部温度計 裏スタンドパイプ管台	●	●	○	○	○			
⑩ 圧力容器胴半球鏡	●	●	○	○	○	圧力容器スカート (第1種支持構造物)	⑩(⑩+⑪)	
⑪ 圧力容器スカート	○	○	○	○	○			
⑫ 1次ヘリウム管台	●	●	○	○	○	サポートリブ 6	⑫(⑬)	
⑬ サポートリブ	●	●	○	○	○			
備考	*1: 最高使用温度が カ-領域 ○: 非カ-領域 ●: カ-領域		荷重考慮有無 ○: 有 -: 無又は小			*2: 第4.15図の管台の一次二次応力の比較を参照 (スタンドパイプ管台で代表) *3: 代表の管台に接続するスタンドパイプで代表 (管台とスタンドパイプは一体モデルで解析)		

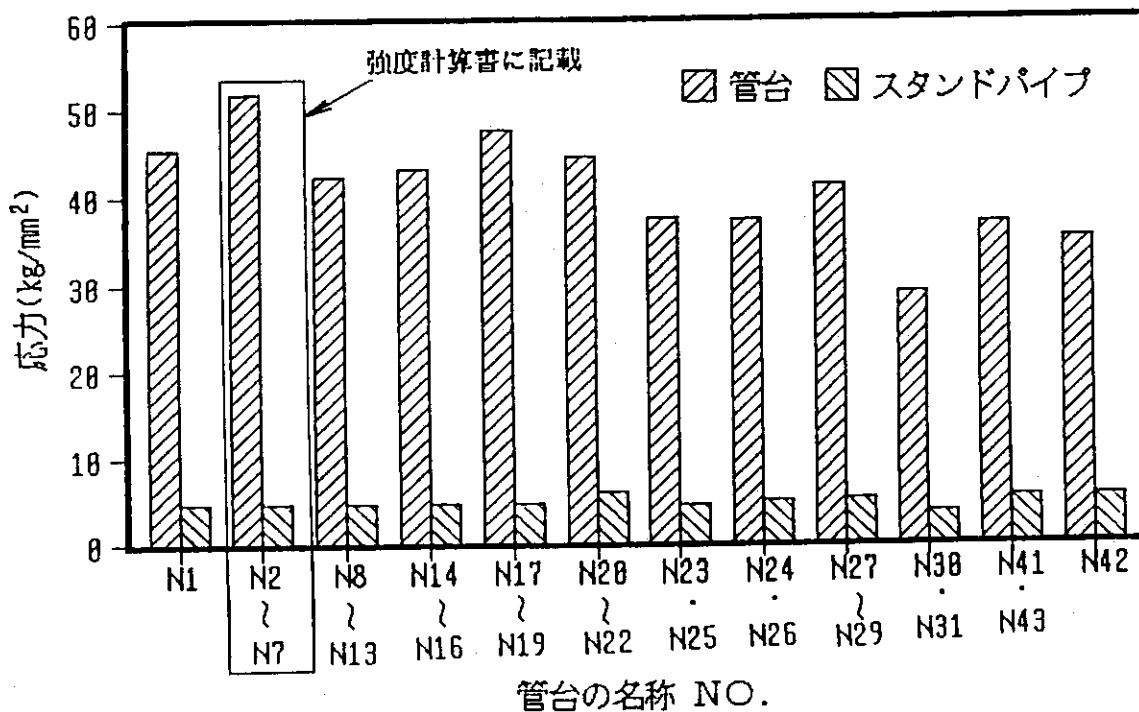


①~⑥は強度評価箇所を示す。
①~⑬は強度評価断面を示す。

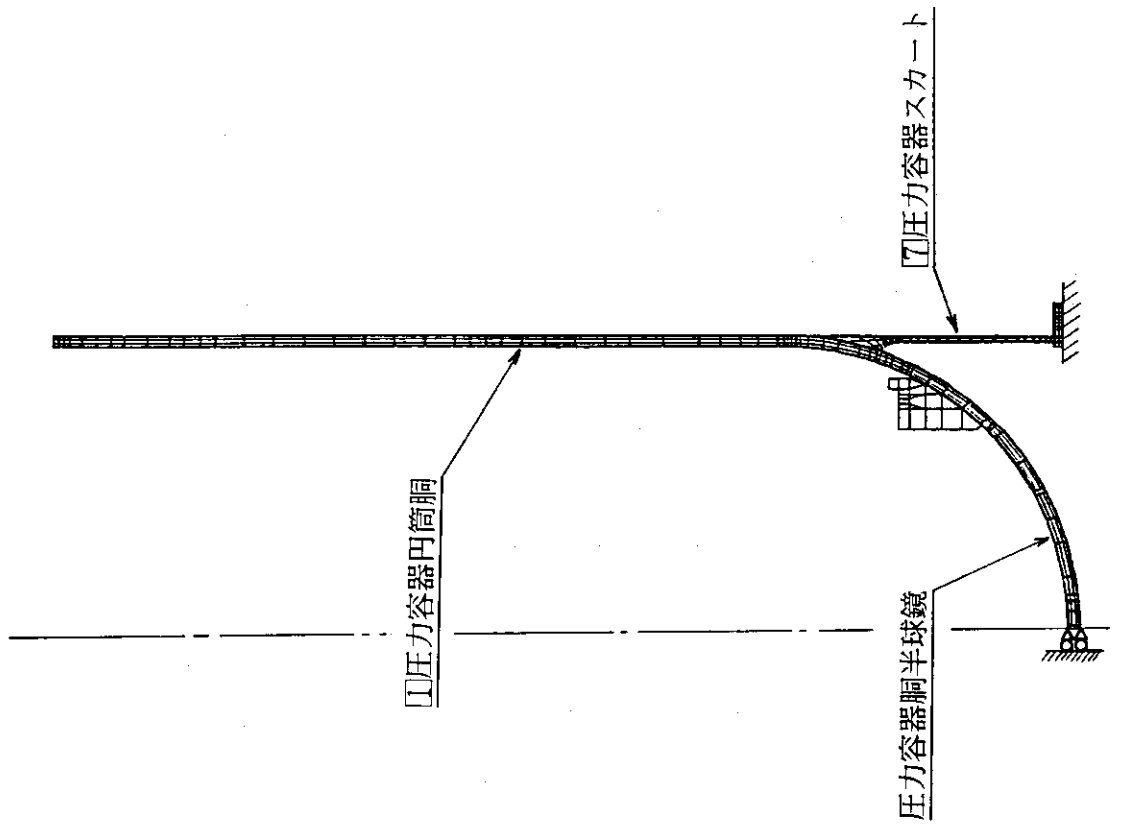
第4.1.4図 強度評価実施箇所と選定根拠の概要



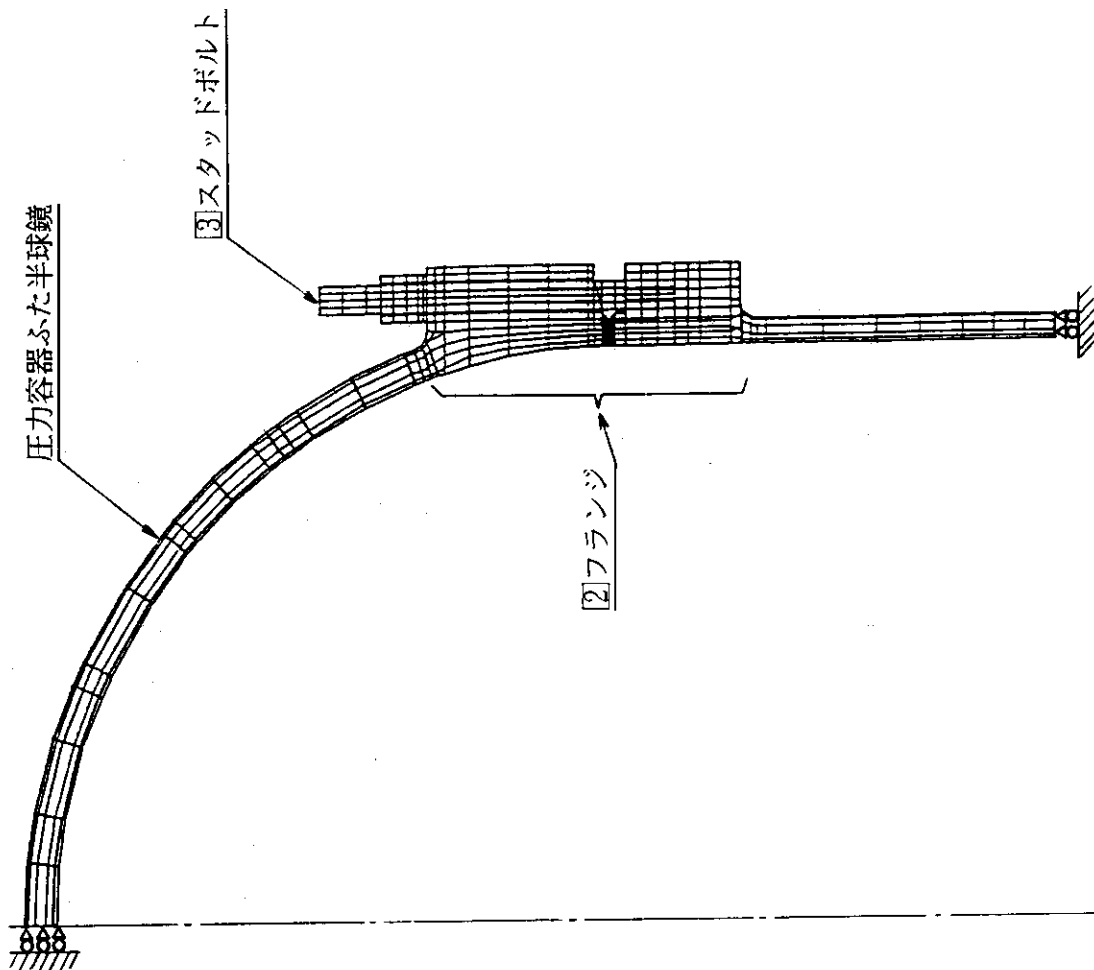
第4.15図 各管台の一次+二次応力の比較



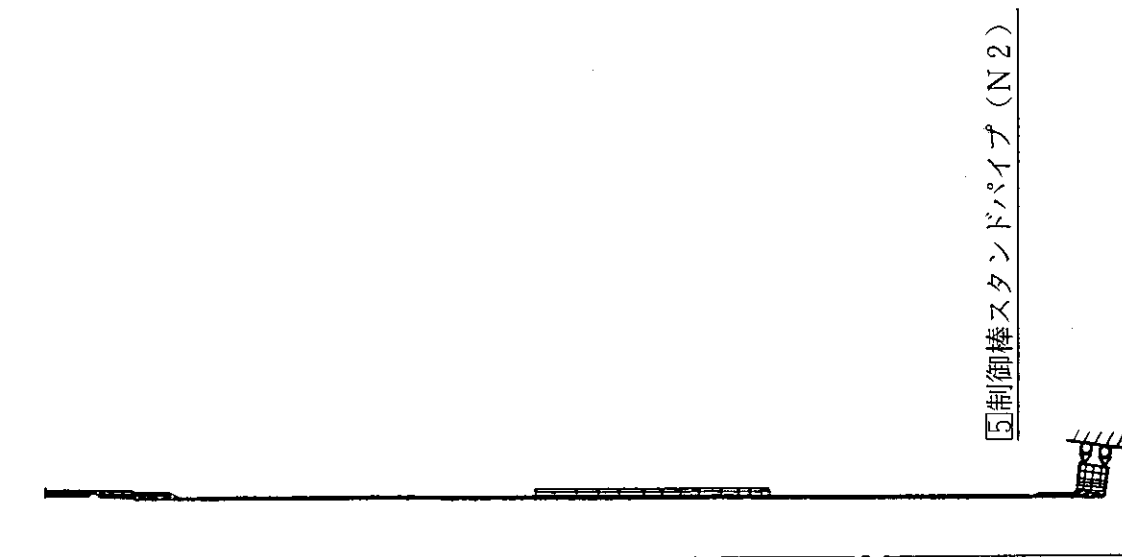
第4.16図 スタンドパイプの管台とスタンドパイプの一次+二次応力の比較



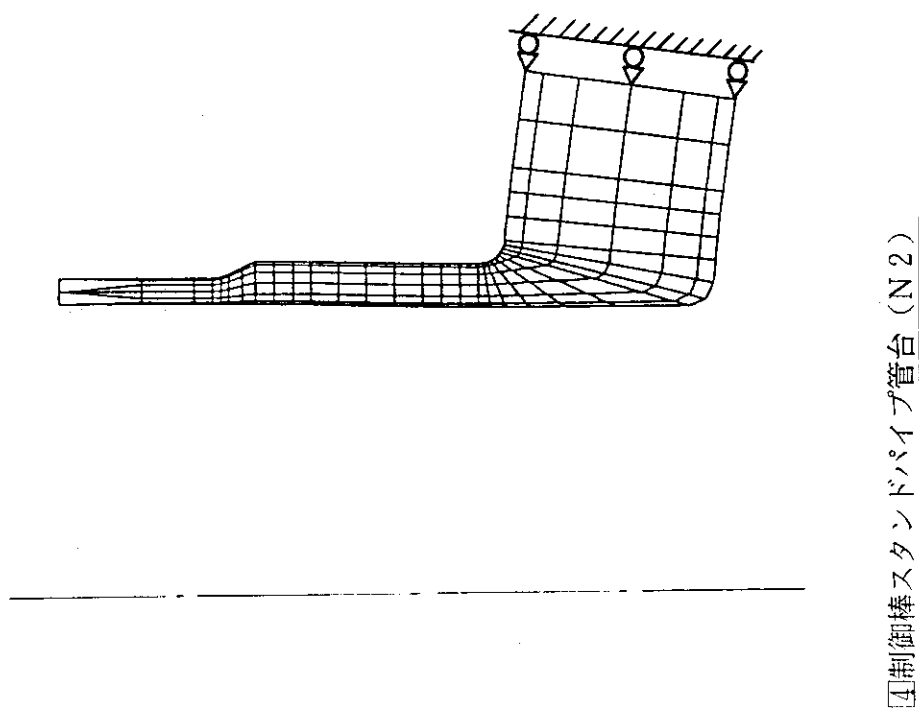
第4.17(b) 図 応力解析モデル



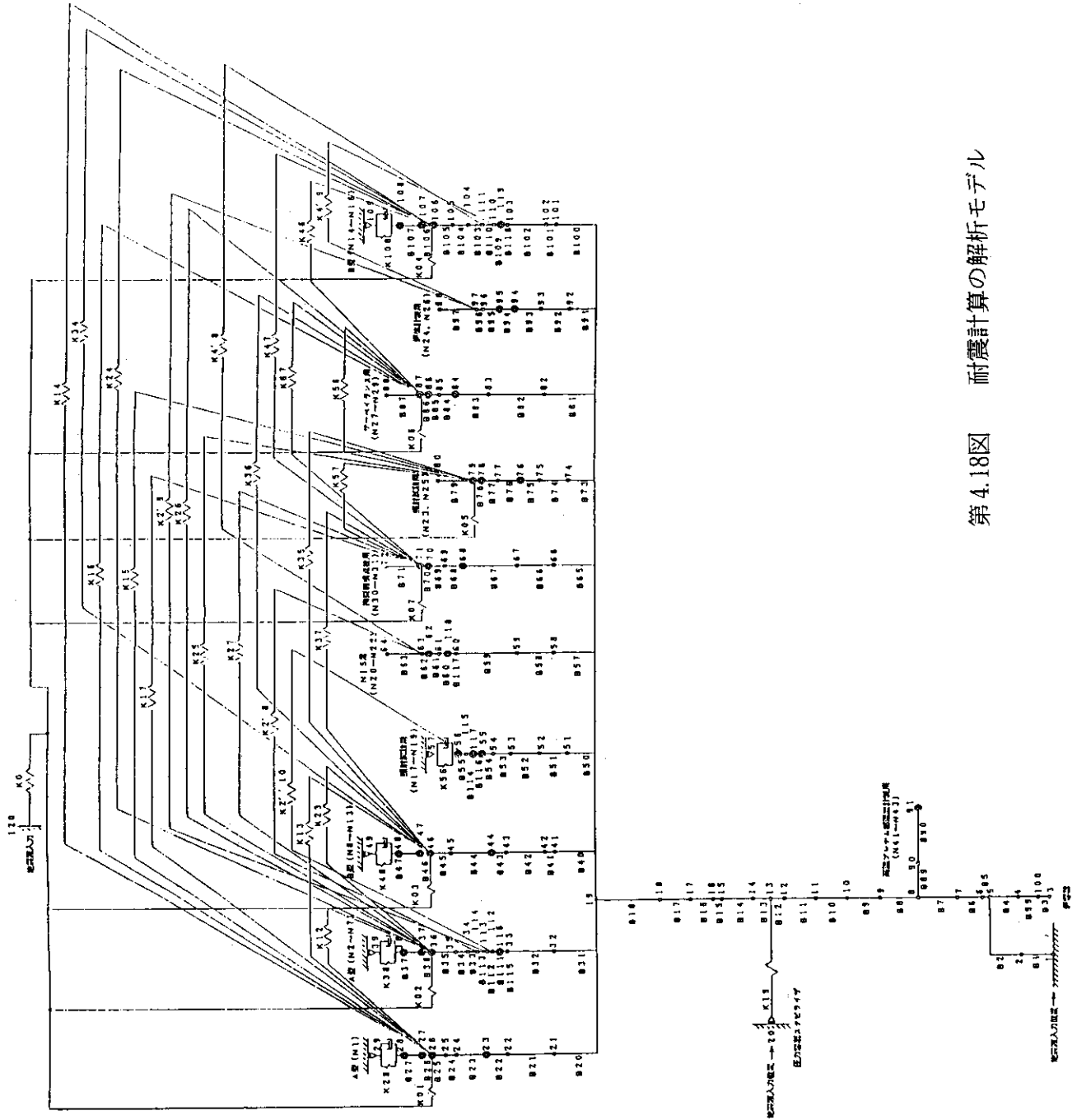
第4.17(a) 図 応力解析モデル



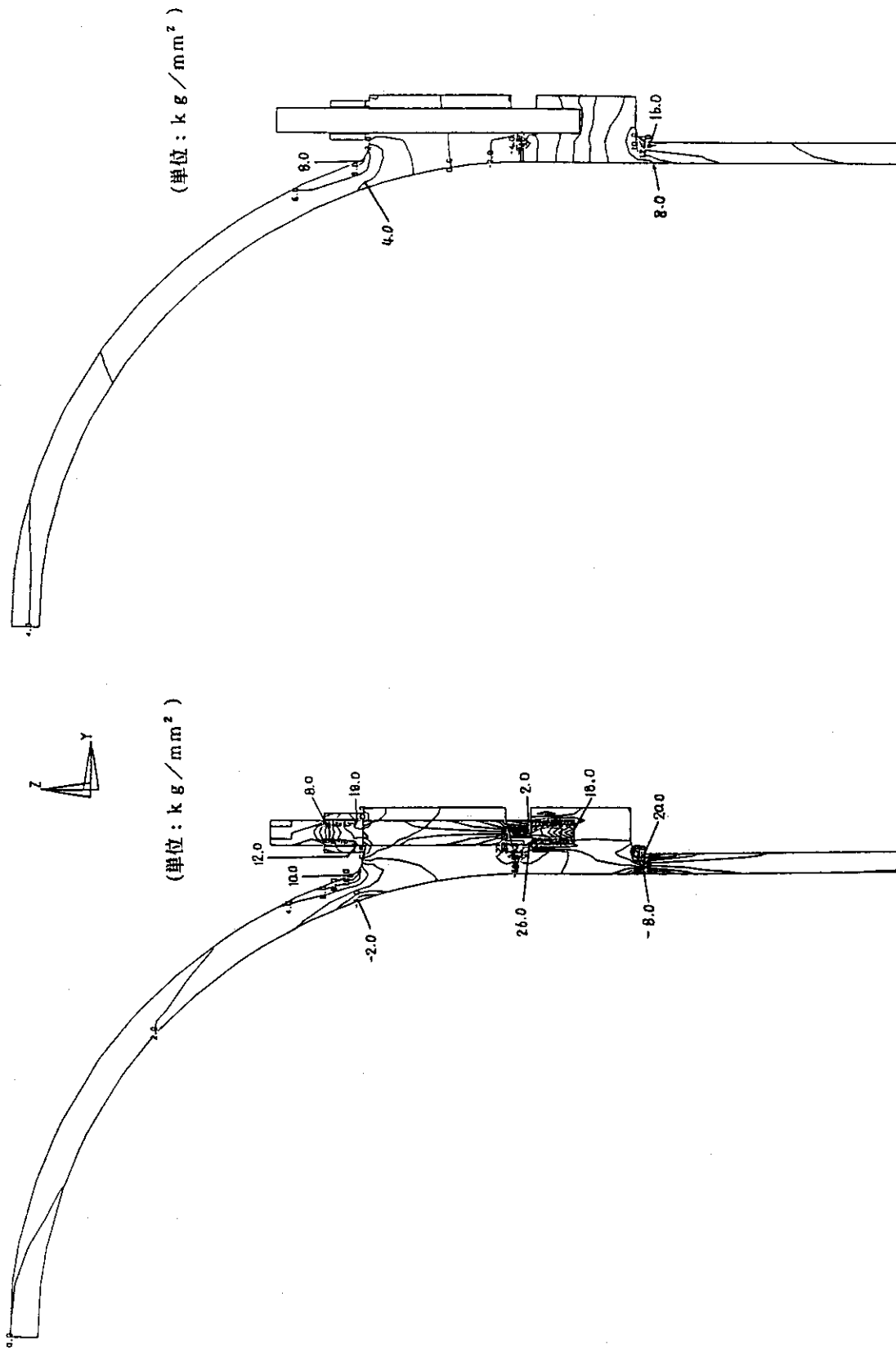
第4.17(d) 図 応力解析モデル



第4.17(c) 図 応力解析モデル

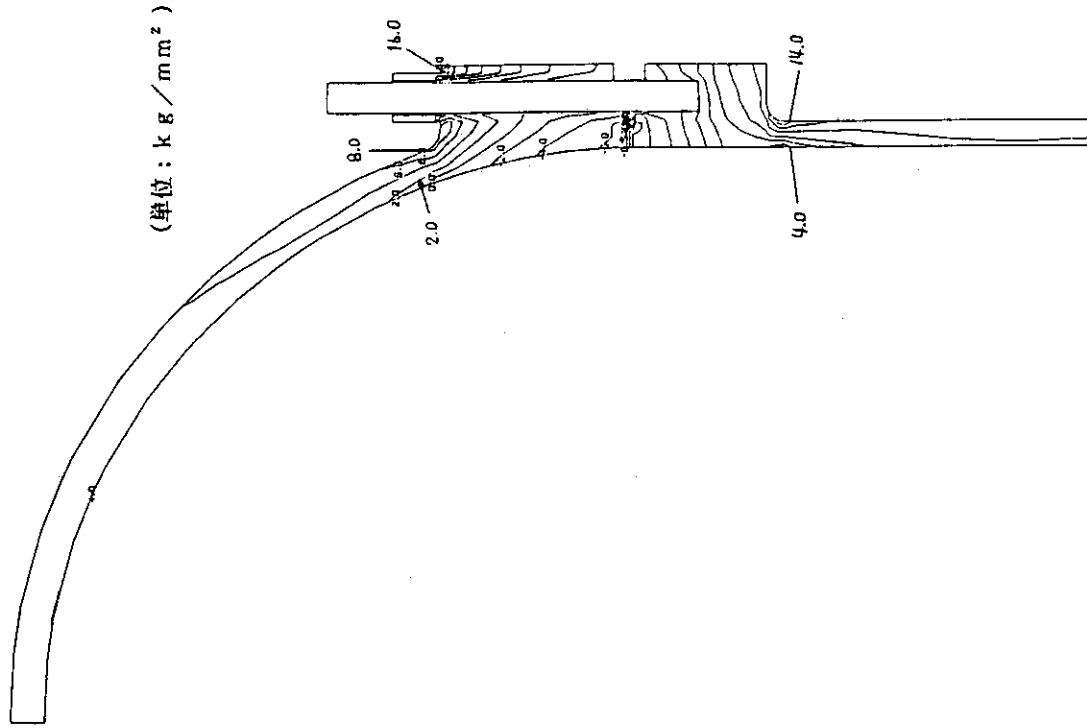


第 4.18 図 耐震計算の解析モデル



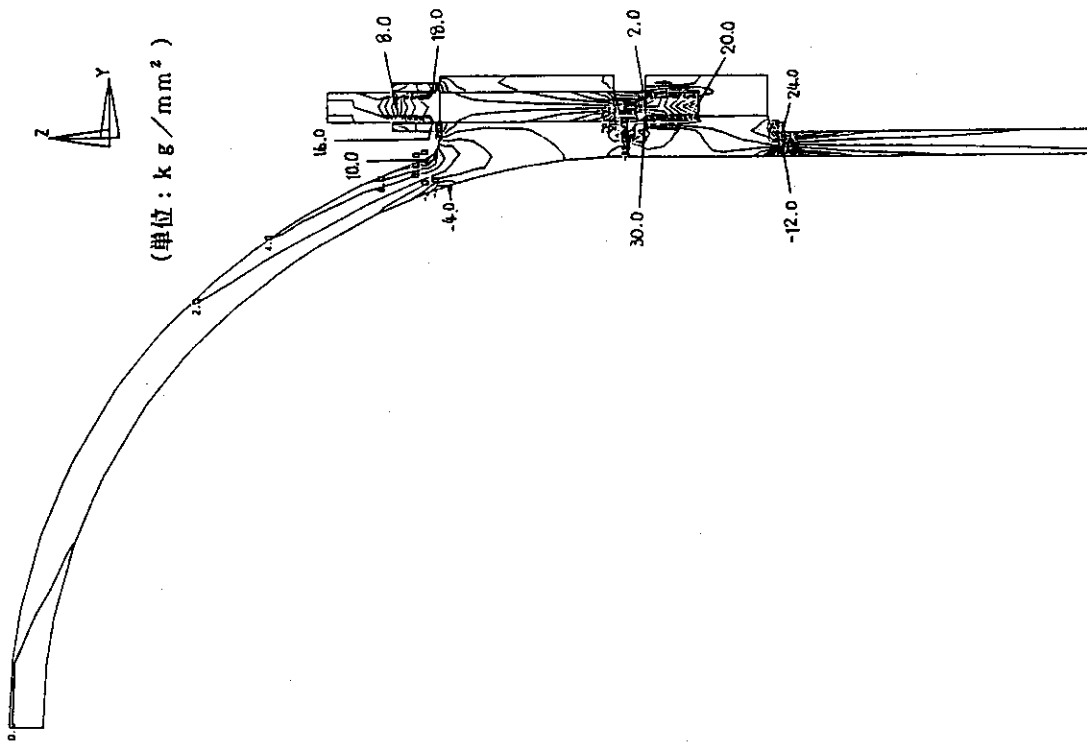
赤ト 締付力 ($19.95 \times 10^6 \text{kg}$) + 内圧 ($48 \text{kg}/\text{cm}^2$)
 σ_z : 全体座標系の Z 方向応力分布
 第 4.19(a) 図 フランジの応力分布図

赤ト 締付力 ($19.95 \times 10^6 \text{kg}$) + 内圧 ($48 \text{kg}/\text{cm}^2$)
 σ_t : 円周方向応力分布
 第 4.19(b) 図 フランジの応力分布図



通常起動事象 (定常状態) σ_ϕ : 円周方向応力分布

第 4.19(d) 図 フランジの応力分布図

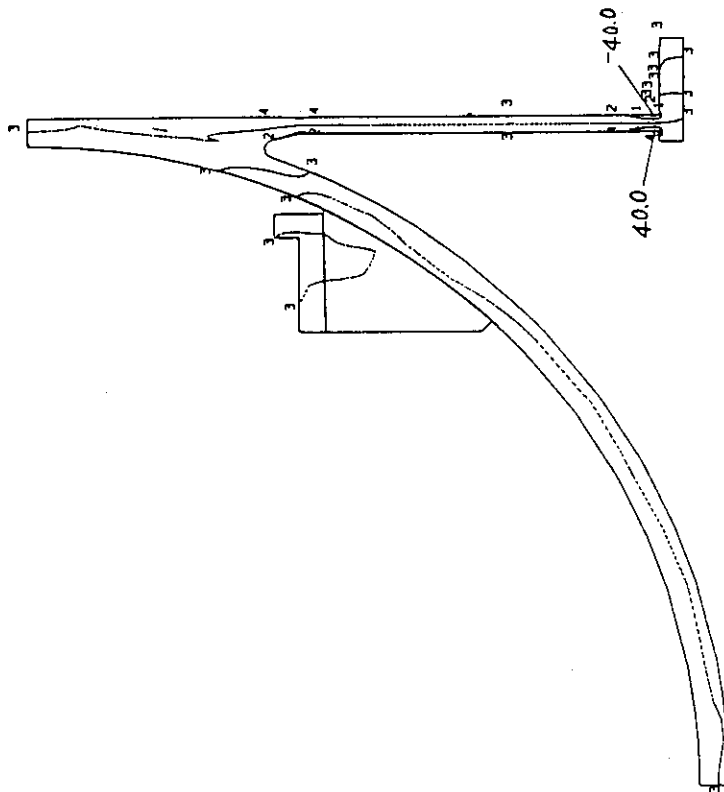


通常起動事象 (定常状態) σ_z : 全体座標系の Z 方向応力分布

第 4.19(c) 図 フランジの応力分布図

(単位: kg/mm²)

- 1 -4.00 *10¹
- 2 -2.00 *10¹
- 3 0.00 *10⁰
- 4 2.00 *10¹
- 5 4.00 *10¹

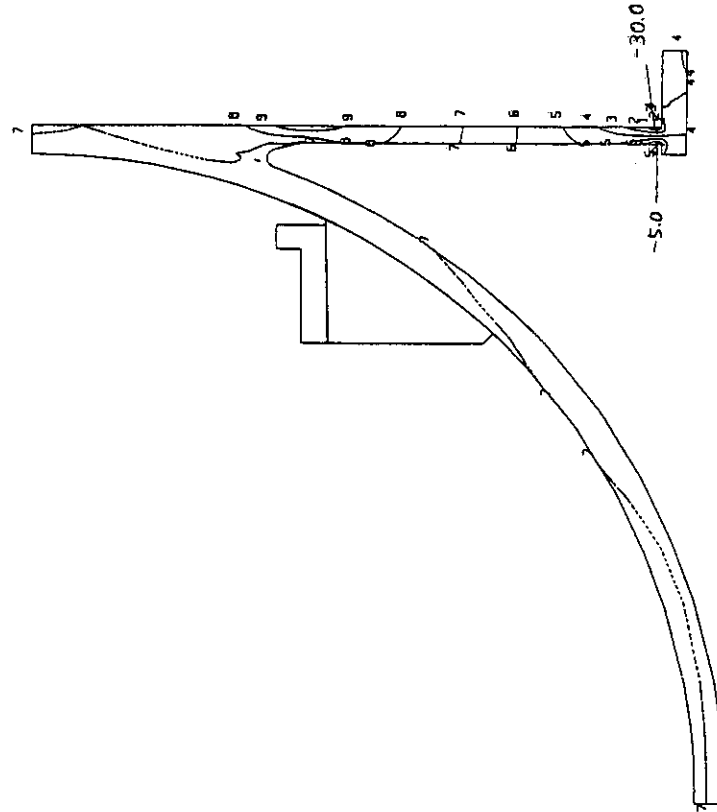


過出力状態事象 (定常状態) σ_z : 全体座標系のZ方向応力分布

第4.19(e) 図 压力容器スカートの内力分布図

(単位: kg/mm²)

- 1 -3.00 *10¹
- 2 -2.50 *10¹
- 3 -2.00 *10¹
- 4 -1.50 *10¹
- 5 -1.00 *10¹
- 6 -5.00 *10⁰
- 7 0.00 *10⁰
- 8 5.00 *10⁰
- 9 1.00 *10¹

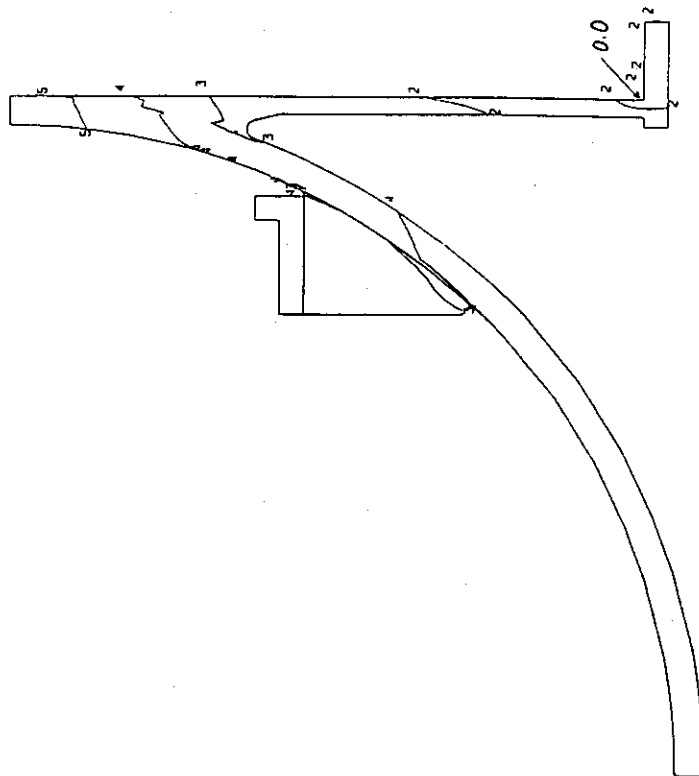


過出力状態事象 (定常状態) σ_t : 円周方向応力分布

第4.19(f) 図 压力容器スカートの内力分布図

(単位: kg/mm²)

- 1 -2.00 *10⁰
- 2 0.00 *10⁰
- 3 2.00 *10⁰
- 4 4.00 *10⁰
- 5 6.00 *10⁰

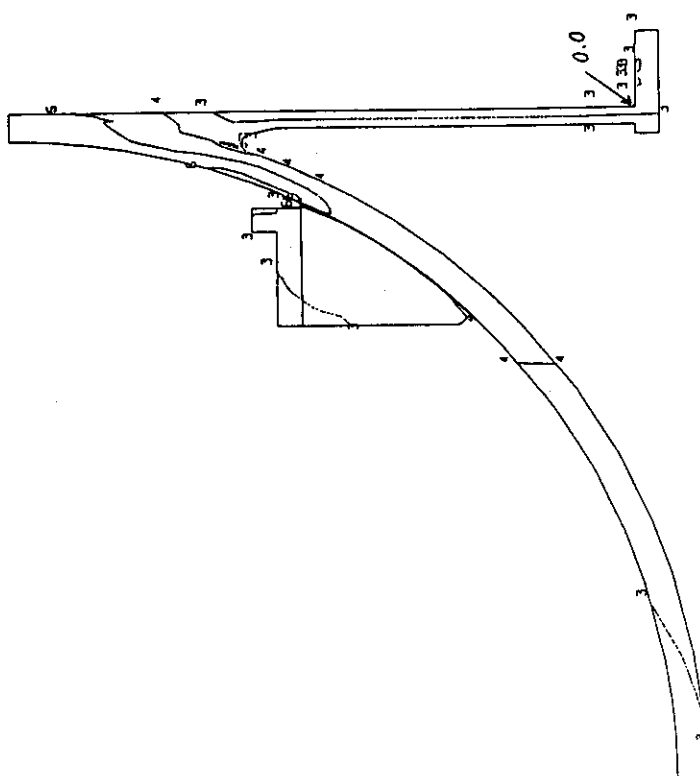


内圧(48kg/cm²) σ_{θ} : 円周方向応力分布

第4.19(h) 図 圧力容器スカート の応力分布図

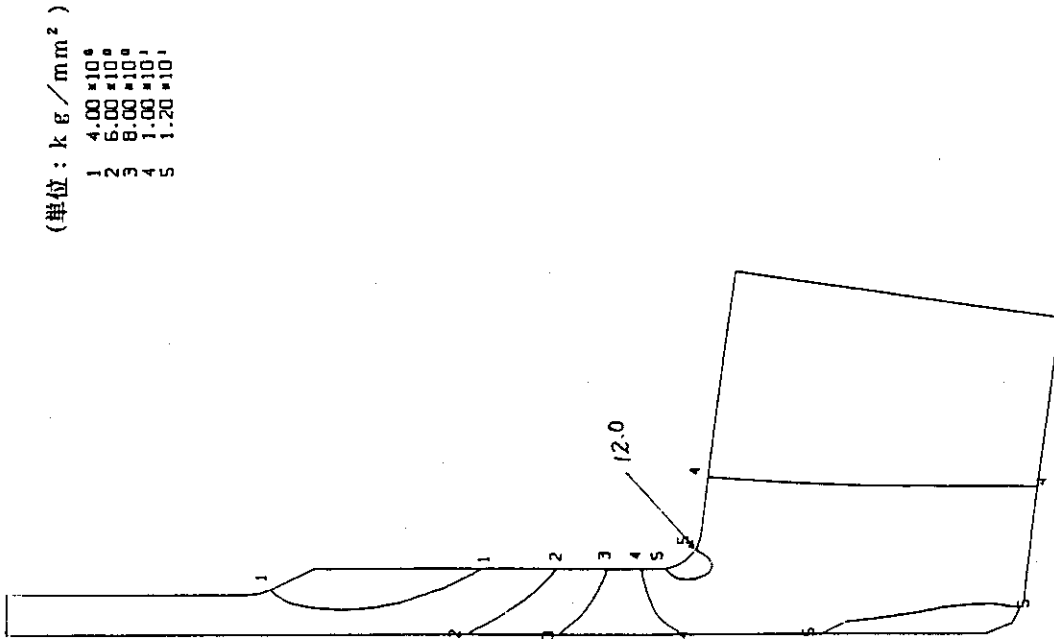
(単位: kg/mm²)

- 1 -4.00 *10⁰
- 2 -2.00 *10⁰
- 3 0.00 *10⁰
- 4 2.00 *10⁰
- 5 4.00 *10⁰
- 6 6.00 *10⁰

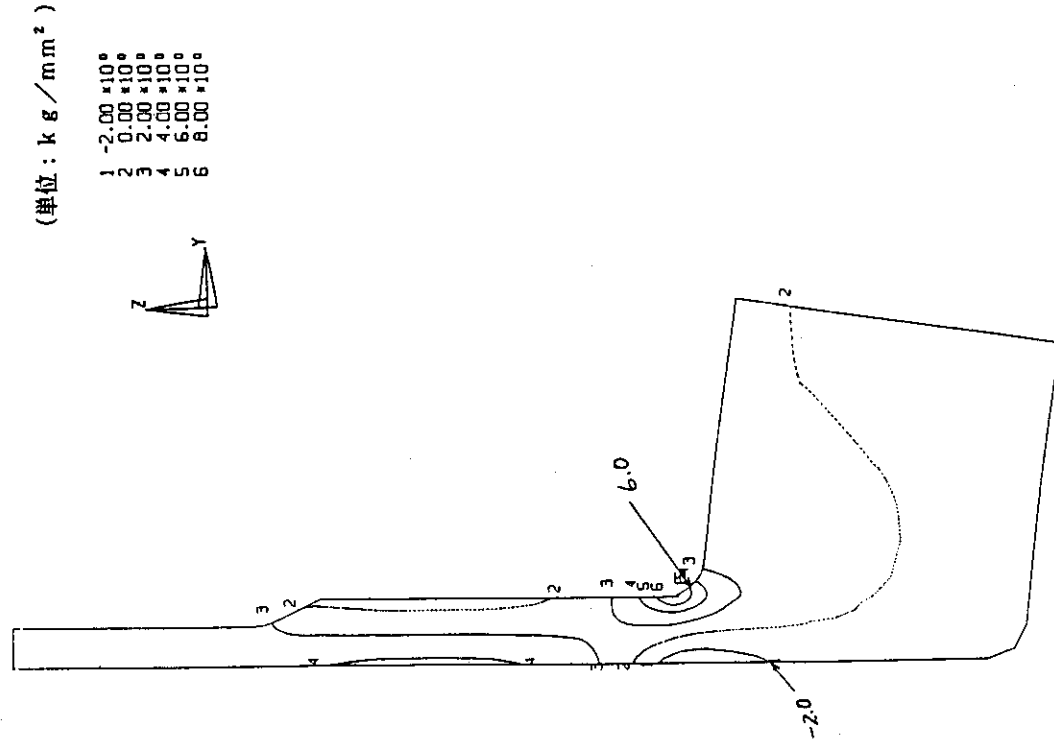


内圧(48kg/cm²) σ_z : 全体座標系のZ方向応力分布

第4.19(g) 図 圧力容器スカート の応力分布図



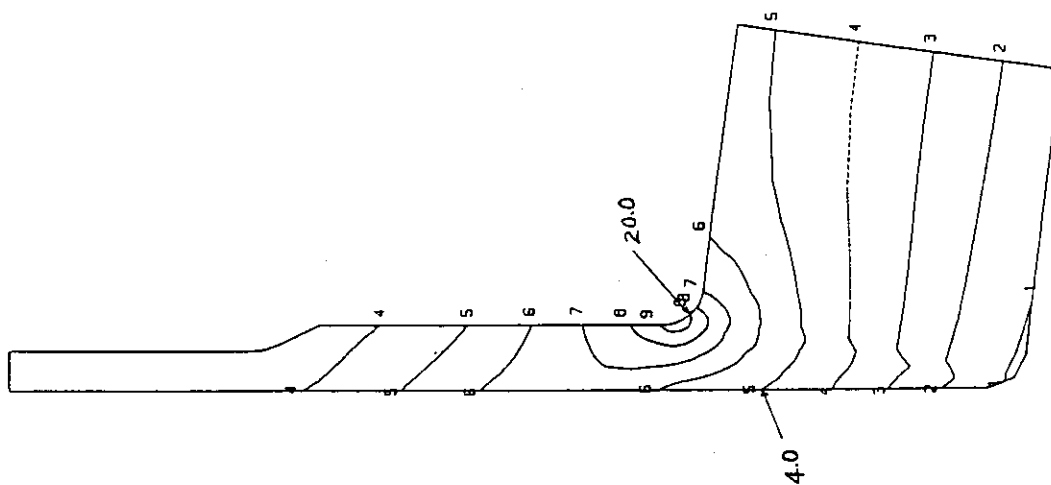
内圧(48 kg/cm^2) σ_{θ} : 円周方向応力分布
 第 4.19(j) 図 制御棒スタンドM7 管台の応力分布図



内圧(48 kg/cm^2) σ_z : 全体座標系のZ方向応力分布
 第 4.19(i) 図 制御棒スタンドM7 管台の応力分布図

(単位: kg/mm^2)

- 1 -1.20 *10¹
- 2 -6.00 *10⁰
- 3 -4.00 *10⁰
- 4 0.00 *10⁰
- 5 4.00 *10⁰
- 6 8.00 *10⁰
- 7 1.20 *10¹
- 8 1.60 *10¹
- 9 2.00 *10¹

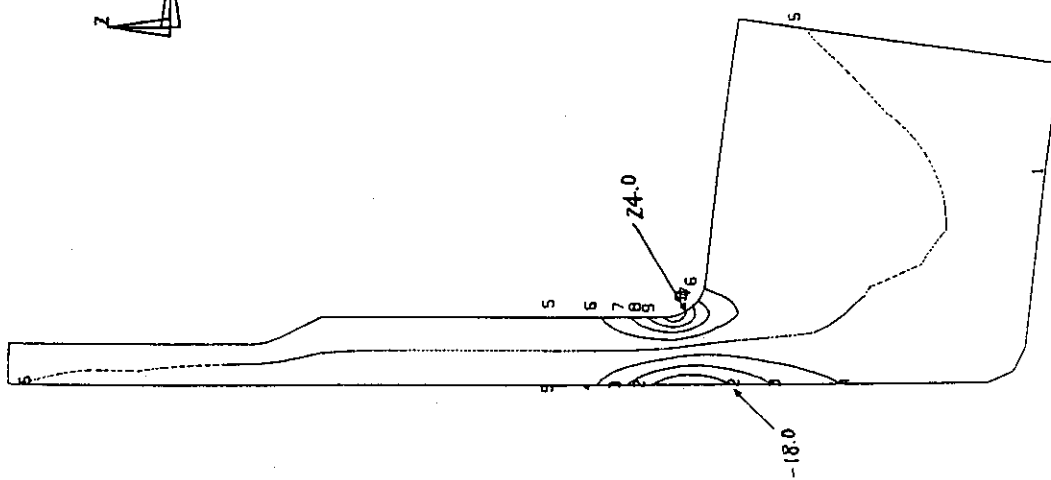


過出力状態事象 (定常状態) σ_{θ} : 円周方向応力分布

第4.19(1) 図 制御棒スタンドパイプ 管台の応力分布図

(単位: kg/mm^2)

- 1 -2.40 *10¹
- 2 -1.60 *10¹
- 3 -1.20 *10¹
- 4 -6.00 *10⁰
- 5 0.00 *10⁰
- 6 6.00 *10⁰
- 7 1.20 *10¹
- 8 1.60 *10¹
- 9 2.40 *10¹



過出力状態事象 (定常状態) σ_z : 全体座標系のZ方向応力分布

第4.19(k) 図 制御棒スタンドパイプ 管台の応力分布図

(単位: kg/mm²)

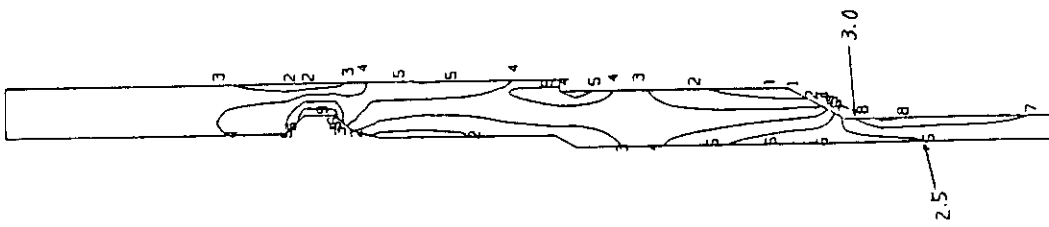
- 1 0.00 × 10⁰
- 2 7.00 × 10⁻¹
- 3 1.40 × 10⁰
- 4 2.10 × 10⁰
- 5 2.80 × 10⁰
- 6 3.50 × 10⁰
- 7 4.20 × 10⁰
- 8 4.90 × 10⁰
- 9 5.60 × 10⁰



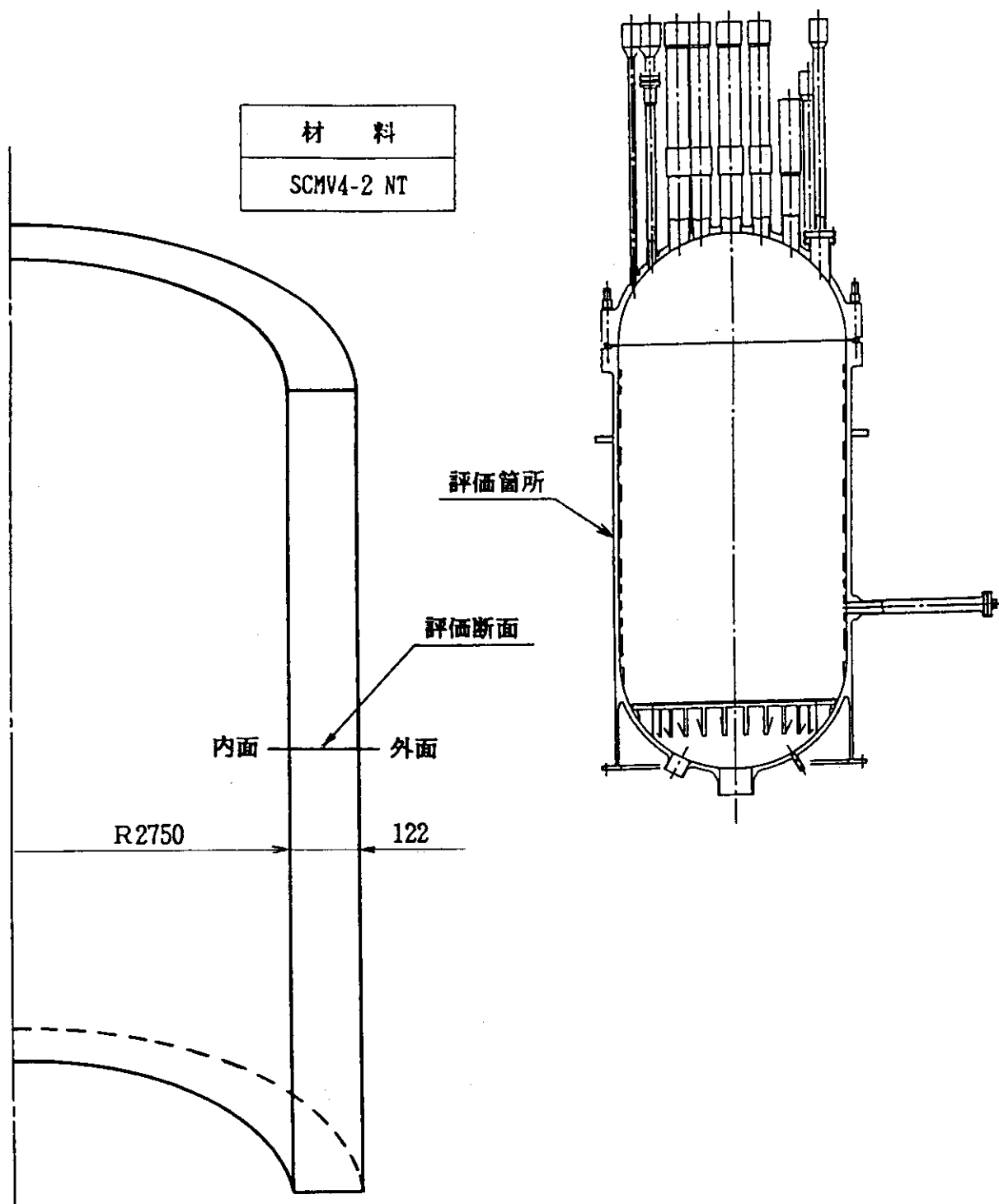
内圧(48kg/cm²) σ_{θ} : 円周方向応力分布
 第4.19(n) 図 制御棒スキャンパイクの応力分布図

(単位: kg/mm²)

- 1 0.00 × 10⁰
- 2 5.00 × 10⁻¹
- 3 1.00 × 10⁰
- 4 1.50 × 10⁰
- 5 2.00 × 10⁰
- 6 2.50 × 10⁰
- 7 3.00 × 10⁰
- 8 3.50 × 10⁰
- 9 4.00 × 10⁰



内圧(48kg/cm²) σ_z : 全体座標系のZ方向応力分布
 第4.19(m) 図 制御棒スキャンパイクの応力分布図



第4.20図 圧力容器円筒頭の形状・寸法・材料及び応力評価断面

設計過渡条件	通常起動	通常停止	特殊運転	試験及びスクラム	1次ヘリウム貯蔵供給設備供給開始	耐圧漏えい試験	試験及びスクラム	1次ヘリウム貯蔵供給設備供給開始	1次冷却設備内容稼働	耐圧試験
回数	400	189	20	210	20	30	5	5	1	10
温度変化										
過渡時点の表示記号	1A**	1B**	1C**	2A**	2B**	2C**	3A**	3B**	4A**	T
内 正										
自 重										
地震	S ₁									
	S ₂									

注記：(1) 図中の○内の数字は、過渡時点の表示記号の下2桁を示す。
 (2) 発生圧力が小さく応力経緯表に記録のない過渡時点の番号は記録しない。
 地震は、図に示す時点のうち、最も厳しい時点に1回重ね合わせる。

第4.21図 圧力容器円筒胴の強度評価に用いる荷重ヒストグラム

5. 製作、据付及び検査

R P Vはバブコック日立(株)呉工場にて、平成4年10月から製作を開始し、平成6年8月の工場出荷まで約23ヶ月で製作された。以下に、R P Vの製作手順、製作に当たって特筆すべき製作技術及びR P Vの検査について述べる。

5.1 H T T R原子炉圧力容器の製作

5.1.1 製作手順

R P Vは、前述のように大きく分けると圧力容器ふた及び圧力容器胴から構成されている。第5.1図にそれらの製作手順及びR P Vの主要な溶接線を示す。

圧力容器ふたは、鍛造材の圧力容器ふた半球鏡とふた側フランジを溶接した後、最終焼鈍と主フランジシート面等の最終機械加工を行い、管台にスタンドパイプが溶接された。スタンドパイプの取り付けは、中央から1本ずつ溶接、局部焼鈍、溶接検査の手順で行われた。第5.2図に圧力容器ふた及びスタンドパイプの写真を示す。

圧力容器胴は、胴側フランジ、圧力容器円筒胴、圧力容器胴半球鏡、圧力容器スカート等から構成される。圧力容器円筒胴は、円筒胴1と円筒胴2から成る。円筒胴1及び円筒胴2は周方向2分割で、それぞれ板を熱間成形し、溶接により1リングとしている。そして1リングとした、円筒胴1と円筒胴2を溶接した。さらに、これに胴側フランジを溶接した。第5.3(a)図に胴側フランジ側から見た圧力容器円筒胴+胴側フランジの写真を示す。

圧力容器胴半球鏡は、圧力容器胴半球鏡ペタルと圧力容器胴半球鏡ドームから構成される。圧力容器胴半球鏡ドームは4枚の板を熱間成形後、溶接により製作された。この圧力容器胴半球鏡に、板を熱間成形した圧力容器スカートを溶接した。

更に、この圧力容器胴半球鏡+圧力容器スカートと前述の圧力容器円筒胴+胴側フランジを溶接した後、最終焼鈍を行い、主フランジシート面等の機械加工が行われた。第5.3(b)図に圧力容器スカート側から見た圧力容器胴の写真を示す。そして圧力容器胴に圧力容器ふたをボルト締結し、工場での耐圧漏洩検査を受検した後、大洗研究所まで輸送した。

5.1.2 製作技術

R P Vを製作するに当たっての製作技術として、狭開先M I G溶接と圧力容器ふた半球鏡への大型鍛造材の採用について以下に述べる。

(1) 狭開先M I G溶接の使用

圧力容器は溶接部に対しても高い靱性が要求されるため、R P Vの主要な溶接部には

バブコック日立(株)で開発された狭開先MIG溶接が使用されている。

本溶接方法のメカニズムは、第5.4図に示すように、溶接芯線を溶接部に送り出す際にベンディングローラで曲げを与え、これにより溶接部先端では芯線がスウィングしながら溶けることになり、狭い開先内での溶け込みの改善を図っているものである。

厚板には一般的にサブマージアーク(SAW)が使用される(第5.5図に溶接部断面の模式図を示す。)が、これと比較した場合の利点は下記のとおりである。

- ① 溶接入熱が小さいため、溶接部に高い靱性が得られる。
- ② 狭開先MIG溶接は、1層あたり1パスで溶接できるため、SAWに比べてパス数が少なく、従って溶接欠陥の確率が小さくなる。
- ③ 1開先が採用できることから、溶接金属の使用量が少なくなる。

(2) 圧力容器ふた半球鏡用大型鍛造材の採用

軽水炉用RPVの管台構造としては、第5.6図に示すセットインタイプが一般的に使用されているが、HTTR用圧力容器ふた半球鏡の場合には、31本のスタンドパイプを設置するため管台間隔が狭くなる。このため、管台を圧力容器ふた半球鏡と一体とした大型鍛造材を採用した。なお、本鍛造材は製鋼メーカーの実績を超えるため、バブコック日立(株)と製鋼メーカーが共同で開発を実施したものである⁽²⁵⁾。

第5.7図に開発した大型鍛造材の外観を示すが、中央部の19本の管台が圧力容器ふた半球鏡と一体となっており、周辺の12本のスタンドパイプについては手動での超音波探傷試験ができるように溝付きの構造としている。

5.2 据 付

製作工場でのRPVの耐圧漏洩検査(使用前検査)終了後、平成6年8月にRPVを大洗港まで海上輸送し、そこから大洗研究所までは陸上輸送となり、圧力容器ふた(約150 Ton:輸送架台含む)と圧力容器胴(約400 Ton:輸送架台含む)の各々をユニットキャリア(積載能力680 Ton)を用いて輸送した。陸上輸送は一般道路を使用し、歩道橋を一時的に撤去する大規模なものとなった。第5.8(a)図及び第5.8(b)図にユニットキャリア上に積載されて輸送される圧力容器ふたと圧力容器胴の写真を示す。

同月、圧力容器胴はクローラクレーン(吊上げ能力800 Ton)を用いて、原子炉建家の天井仮開口から原子炉格納容器内の原子炉圧力容器室に吊り込み、原子炉圧力容器室のベースプレート上に着座させ、圧力容器スカートフランジを48本の圧力容器基礎ボルトで締結し据え付けた。第5.9(a)図及び第5.9(b)図に原子炉建家内に吊り込まれる圧力容器胴と原子炉格納容器内に吊り込まれる圧力容器胴の写真を示す。

平成7年2月には、RPVの地震時の水平方向荷重を支持するスタビライザを圧力容器胴の周囲に6体据え付け、同年4月には、高温プレナム部温度計装スタンドパイプ3本(N41~N43)を圧力容器胴の管台に現地溶接した。その後、圧力容器胴内で炉内構造物

の組み立て作業が開始された。一方、圧力容器ふたは、その作業が終了するまで原子炉建家内に保管された後、平成7年10月に天井クレーンを用いて原子炉圧力容器室に移送し、既に据え付けられた圧力容器胴の上に着座させ、フランジ部を72本のスタッドボルトで締結した。第5.10(a)図及び第5.10(b)図に、移送中の圧力容器ふた（内側の熱遮へい板が見える。）と圧力容器胴の上に吊り下ろす圧力容器ふたの写真を示す。

平成7年12月～平成8年3月にかけて、29体のスタンドパイプクロージャを反応度制御設備等と一体の状態、天井クレーンを用いてスタンドパイプ頂部に据え付けた。同年3月には、スタンドパイプの地震時の水平方向荷重を支持する防振支持梁を据え付けた。

5.3 検査

第5.11図にRPV工事フロー図及び製作段階で要求される使用前検査について示すが、RPVに要求されているのは材料検査、寸法検査、耐圧漏洩検査（工場及び現地）、外観検査（工場及び現地）である。このうち、寸法検査の一部及び耐圧漏洩検査（工場及び現地）の概要と、その結果について述べる。

5.3.1 寸法検査

第5.2表に、RPVの主要寸法の計画値と許容値及び製作工場で計測した実測値を示す。全ての計測箇所において許容値内にあることを確認した。

5.3.2 耐圧漏洩検査

府令第11号第7条第3項で、原子炉施設に属する機器のうち、原子炉施設の安全を確保する上で重要なものについて、耐圧漏洩検査が要求されている。

耐圧漏洩検査の検査圧力は、「構造等の技術基準」で定められており、高温ガス炉第1種容器に要求される検査圧力を下表に示す。

機器区分			基本	原子炉圧力容器と一体の場合 *1
高温ガス炉第1種容器	原子炉圧力容器	燃料初装荷前	1.25 P _R 水圧又は気圧	—
		燃料初装荷後	1.1 P _{RO} 水圧又は気圧	—
	原子炉圧力容器以外		1.25 P 水圧又は気圧	1.1 P _{RO} 水圧又は気圧

注記) *1 : 燃料初装荷前は除く。

表中の記号は次に示すとおりとする。

P : 最高使用圧力

P_R : 原子炉圧力容器の最高使用圧力

P_{RO} : 原子炉圧力容器の運転圧力

なお、気圧により検査を行う場合、当該圧力に耐えることが確認された時は、当該圧力を最高使用圧力までに減じて漏洩検査を行うことができると規定されている。以下に、工場及び現地での耐圧漏洩検査について述べる。

(1) 製作工場での耐圧漏洩検査

R P Vには現地で1次冷却設備や補助冷却設備等との配管を溶接する管台があり、また、スタンドパイプクロージャは現地で据え付けるため、それらの管台やスタンドパイプクロージャが取り付くスタンドパイプ頂部に閉止板を取り付けて、水圧により耐圧漏洩検査を実施した。また、R P Vと現地溶接する高温プレナム部温度計装スタンドパイプ(N41~N43)についても、単体で耐圧漏洩検査を実施した。

規定圧力 5.9MP a (最高使用圧力 4.7MP aの1.25倍) に対し、耐圧漏洩検査圧力 6.2 MP aを30分以上保持し、R P Vには著しい変形等はなく、溶接部から漏洩のないことを発泡法により確認した。

(2) 現地での耐圧漏洩検査

現地での耐圧漏洩検査は系統耐圧漏洩検査となり、R P Vを含めた原子炉容器、1次冷却設備、2次冷却設備、補助冷却設備及び原子炉格納容器の配管貫通部の一部からなる系統の据え付けが完了した上で、気圧(窒素)により耐圧漏洩検査を実施した。

R P Vは、圧力容器胴の管台に高温プレナム部温度計装スタンドパイプ、圧力容器胴半球鏡の管台に一次ヘリウム配管及び補助ヘリウム配管等が現地溶接され、また、スタンドパイプの頂部にはスタンドパイプクロージャが挿入され、原子炉冷却材圧力バウンダリが形成された状態である。

平成8年3月20日から1次系及び2次系の昇圧を開始し、R P Vを含む1次系は、規定耐圧検査圧力 5.9MP a (最高使用圧力の1.25倍) に対し、6.2 MP aを30分以上保持し耐圧検査圧力に耐え、著しい変形等がないことを確認した。窒素により加圧するため、「構造等の技術基準」の規定に基づきR P Vを含む1次系は、漏洩検査圧力を最高使用圧力 4.7MP aまで降圧し、R P Vとしては高温プレナム部温度計装スタンドパイプ管台の現地溶接部等から漏洩のないことを発泡液をかけて確認した。その後、3月23日に大気圧まで降圧して無事に検査を終了した。

なお、工場及び現地での耐圧漏洩検査時には、R P Vをはじめ原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性破壊を防止するため、電気技術規程 JEAC 4206-1986 「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」に基づいて、R P V等の金属温度が適切であることを確認しながら検査を実施した。

第5.1表 高温ガス炉第1種容器に使用する材料の非破壊試験

機器・形状		非破壊検査方法	
第 1 種 容 器	板	UT _s	
	棒	A ≤ 50	MT / PT
		50 < A ≤ 100	UT _s (半径方向) + MT / PT
		100 < A	UT _s (半径+軸方向) + MT / PT
	ボルト等	25 < B ≤ 50	MT / PT
		50 < B ≤ 100	UT _s (半径方向) + MT / PT
		100 < B	UT _s (半径+軸方向) + MT / PT
	管	UT _A (周+軸方向 / ET) + MT / PT	
	鑄造品	RT / UT _s / UT _A + MT / PT	
	鍛造品	UT _s / UT _A + MT / PT	

注記) 表中の記号は次に示すとおりとする。

A : 棒の直径又は対辺距離 (単位: mm)

B : ボルト等の呼び径 (単位: mm)

UT_s : 超音波探傷試験 (垂直法)

UT_A : 超音波探傷試験 (斜角法)

MT : 磁粉探傷試験

PT : 浸透探傷試験

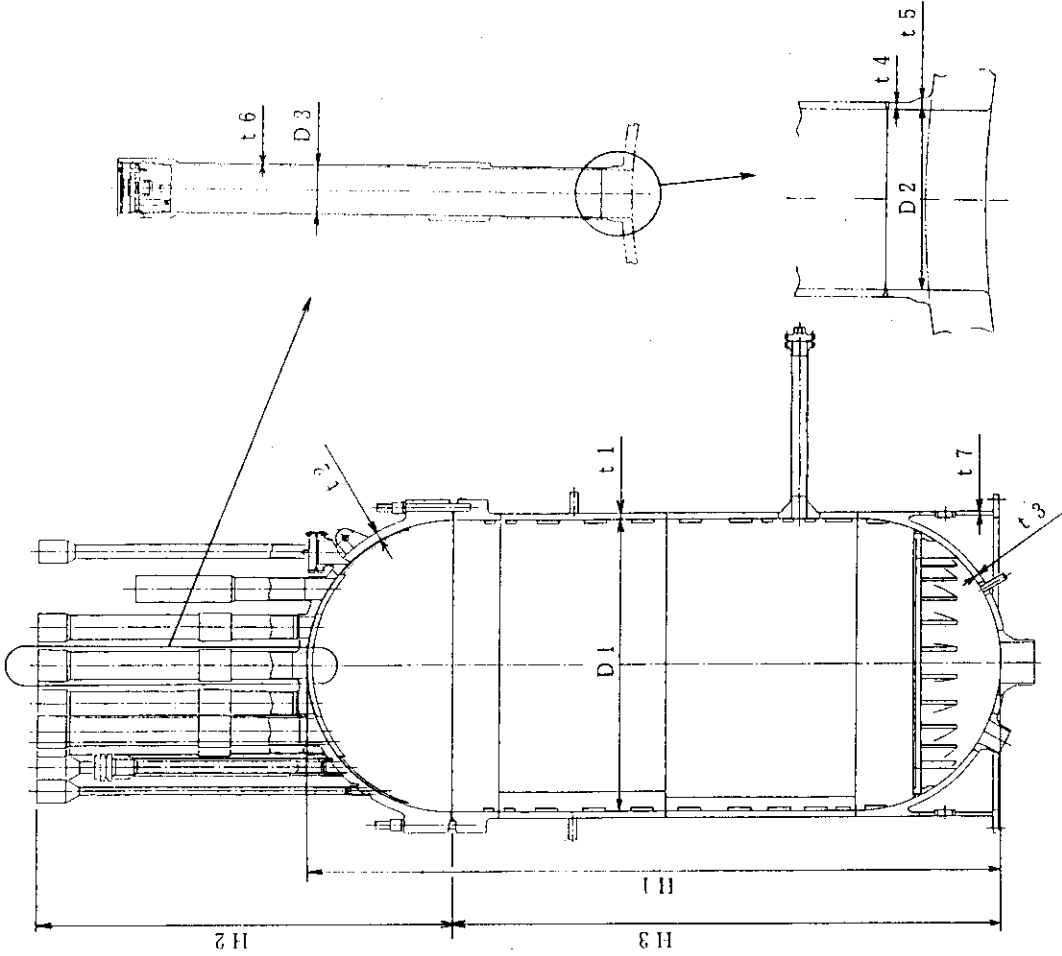
ET : 渦流探傷試験

RT : 放射線透過試験

/ : 又は

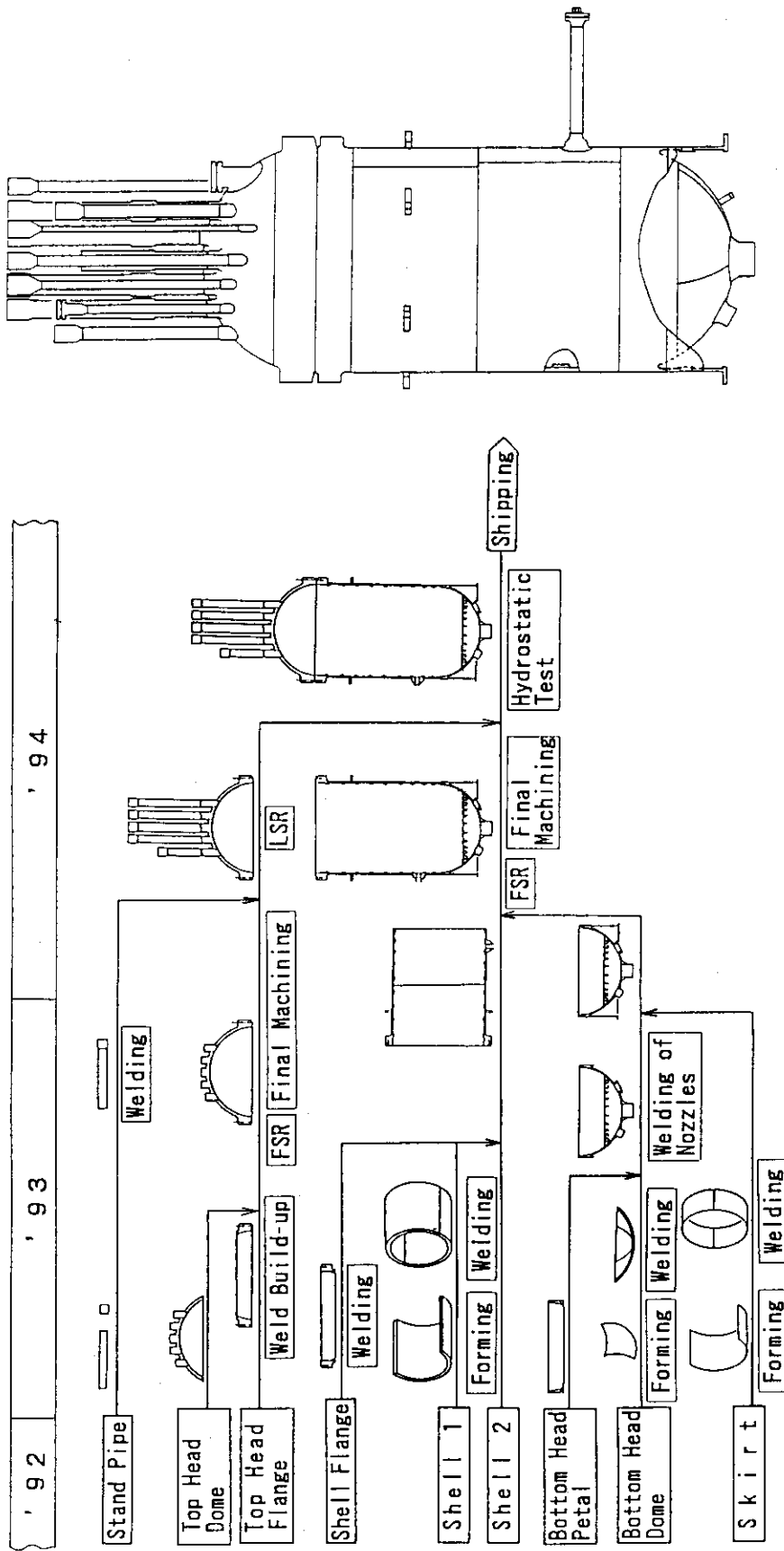
+ : 及び

第5.2表 H T T R原子炉压力容器の主要な寸法検査記録



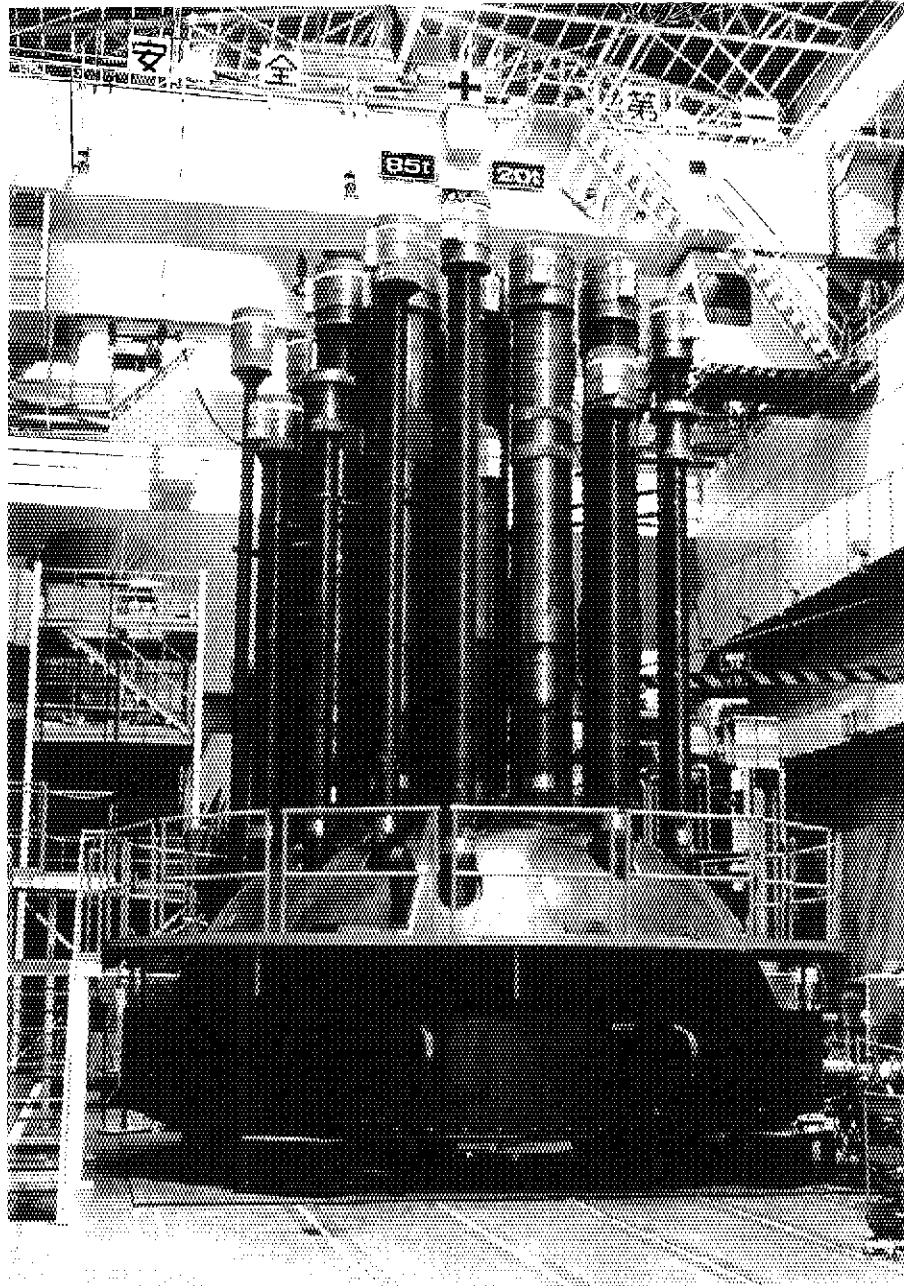
計測箇所	計画値		*1 表測値
	設計値	許容値	
内径 (D1)	5500	最大と最小の 差が33以下 及び±30	5509 5502
全高(内りの) (H1)	13200	± 71	13224
スタンドパイプ (No.1) の頂部からふた側フランジ シート面までの距離 *2	7825	± 18.5	7825.5
ふた側フランジシート面 *2 から压力容器半球鏡の (H3) 内面までの距離	10420	± 23	10429
压力容器筒胴厚さ (t1)	122	122.0以上	128.8 128.0
压力容器ふた半球鏡厚さ (t2)	160	160.0以上	167.3 165.1
压力容器半球鏡厚さ (t3)	122	122.0以上	128.5 126.5
スタンドパイプ管台 (スタンドパイプ No.1用)	内径 (D2)	± 2.0	486.5 485.8
	厚さ (t4)	18.5 以上	20.0 19.9
	厚さ (t5)	29.5 以上	32.9 32.9
スタンドパイプ (No.1)	外径 (D3)	+ 3.2 - 1.2	526.9 526.1
	厚さ (t6)	18.5 以上	20.6 20.3
压力容器スカート厚さ (t7)	73	73.0 以上	77.6 77.3

注記 *1 : 表測値の上段は最大値、下段は最小値を示す。
*2 : 使用前検査対象外の自主検査記録

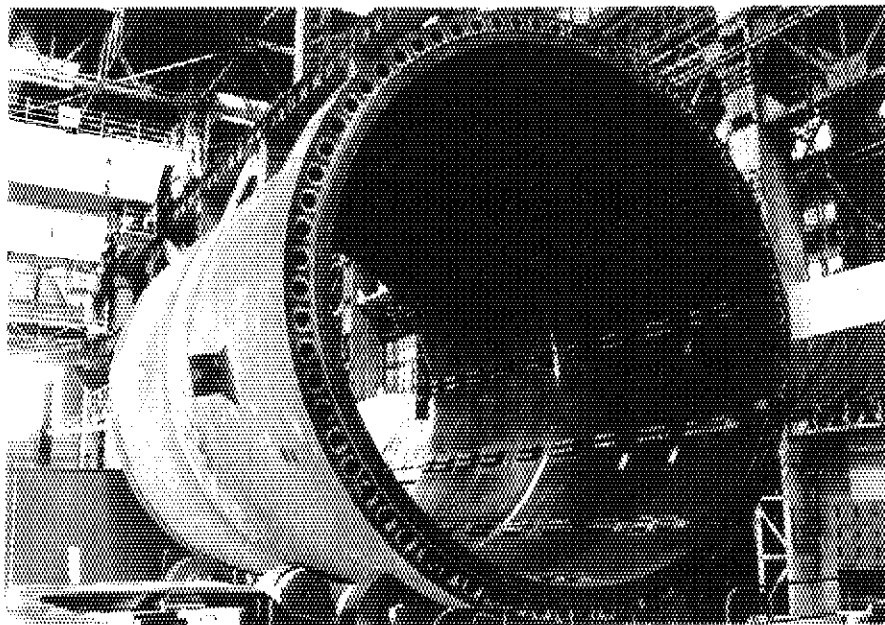


主要な溶接線

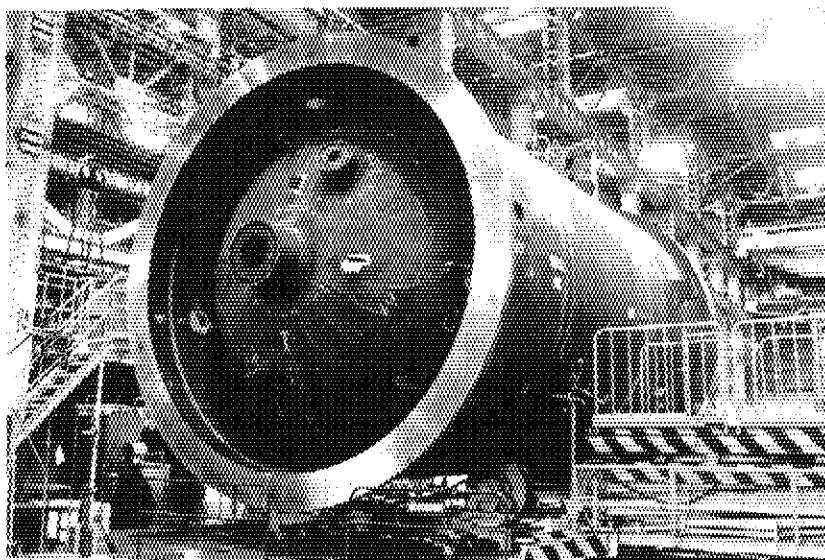
第5.1図 HTTR原子炉压力容器の製作手順



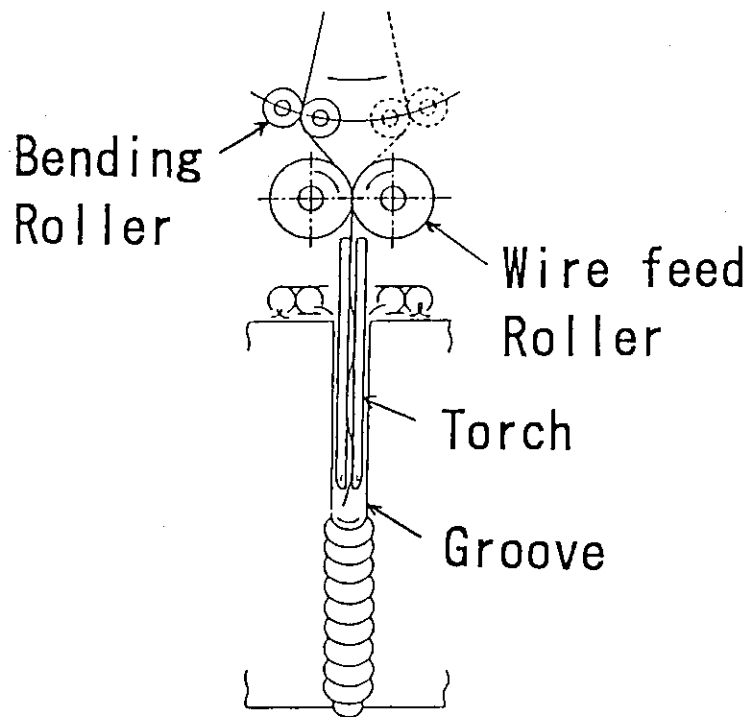
第5.2図 圧力容器ふた



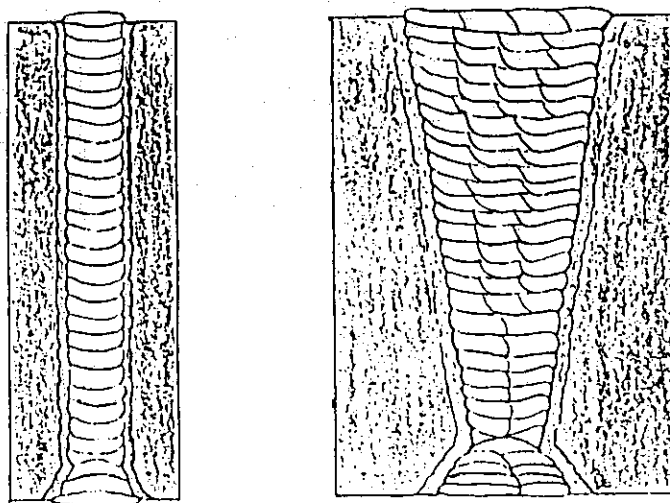
第5.3(a) 図 胴側フランジから見た圧力容器円筒胴+胴側フランジ



第5.3(b) 図 圧力容器スカートから見た圧力容器胴



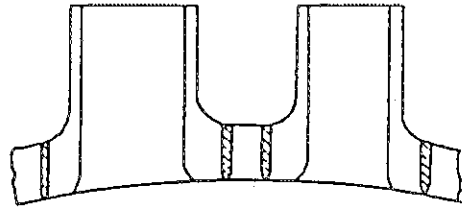
第5.4図 狭開先MIG溶接法のメカニズム



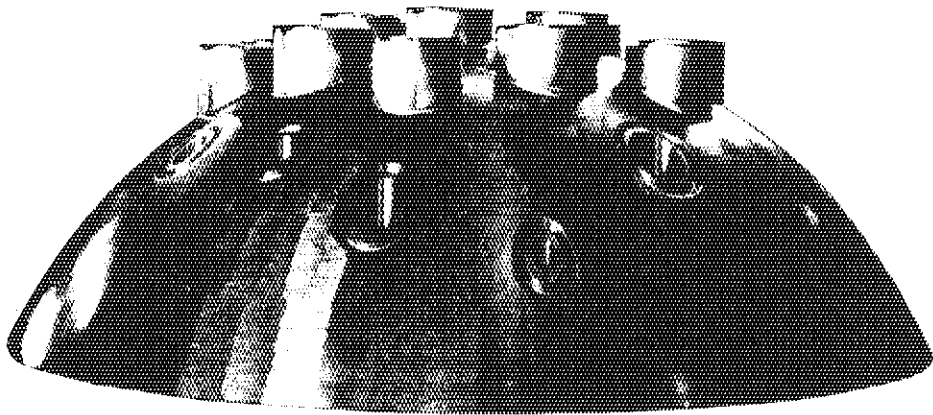
狭開先MIG溶接

サブマージアーク溶接

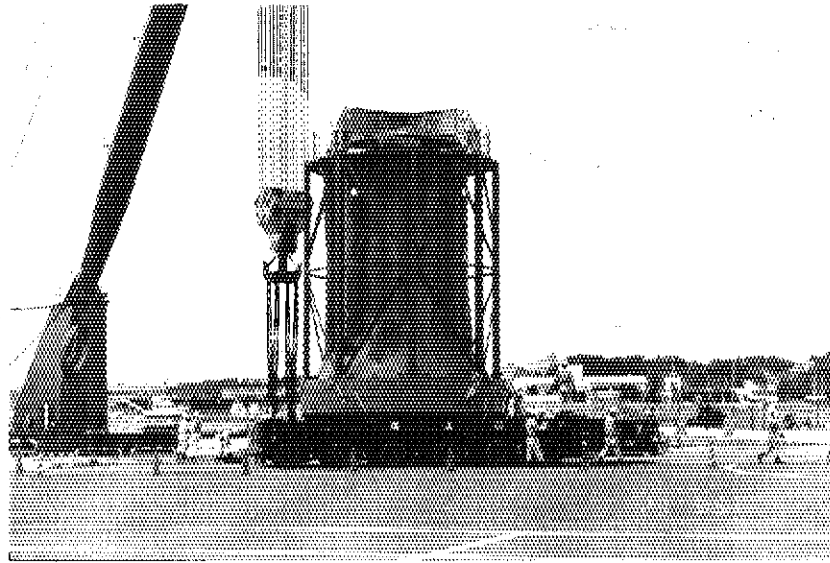
第5.5図 溶接断面模式図



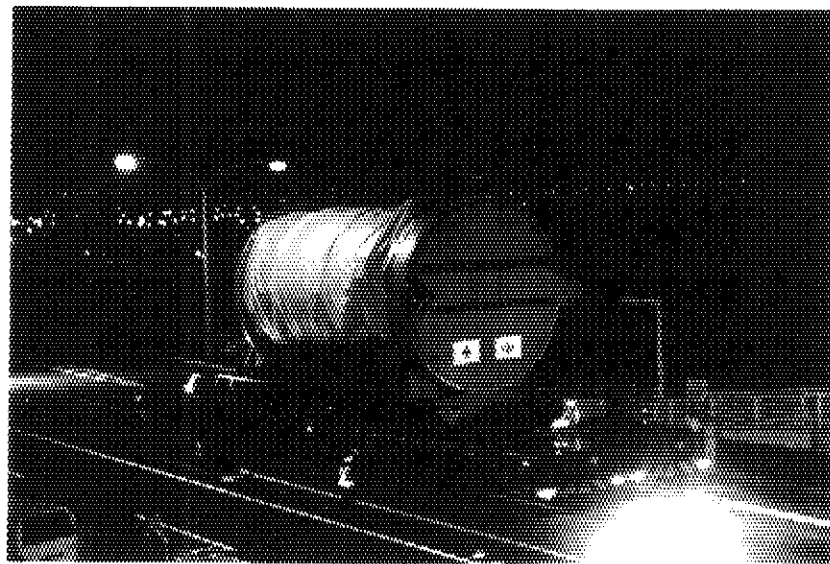
第5.6図 セットインノズル構造



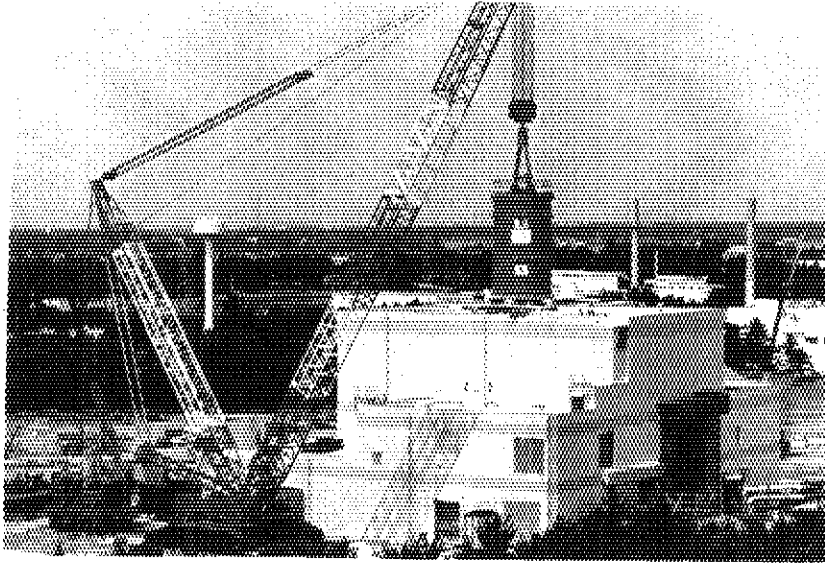
第5.7図 圧力容器ふた半球鏡用大型鍛造材



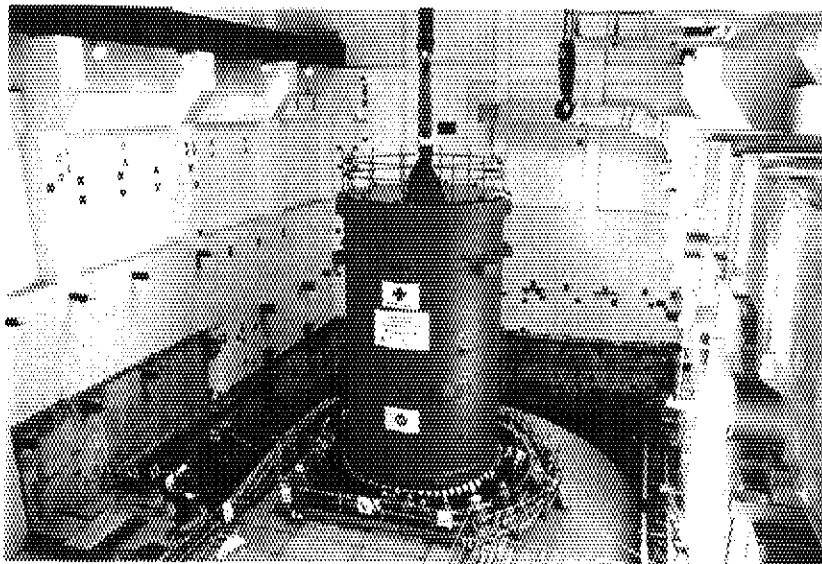
第5.8(a) 図 圧力容器ふたの輸送



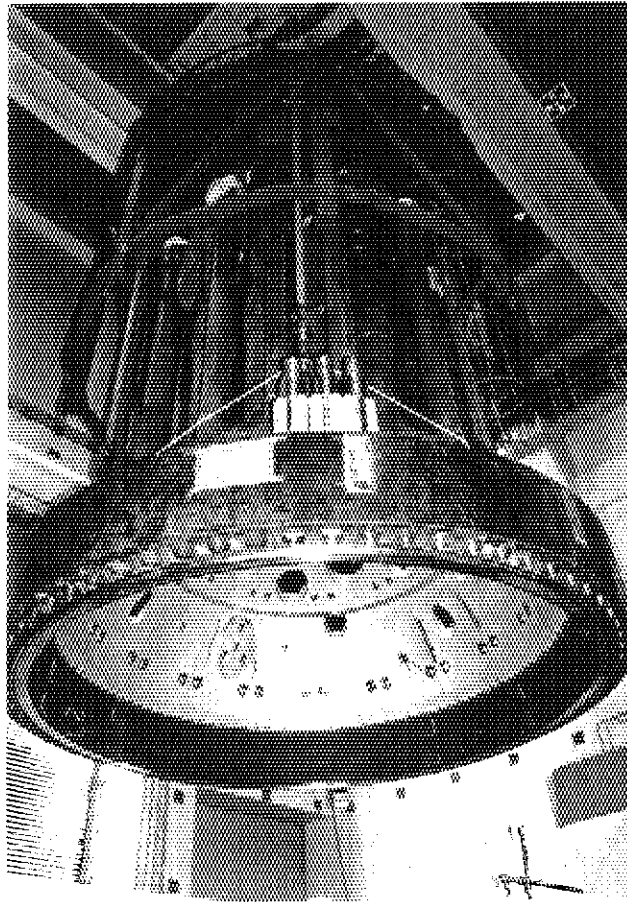
第5.8(b) 図 圧力容器胴の輸送



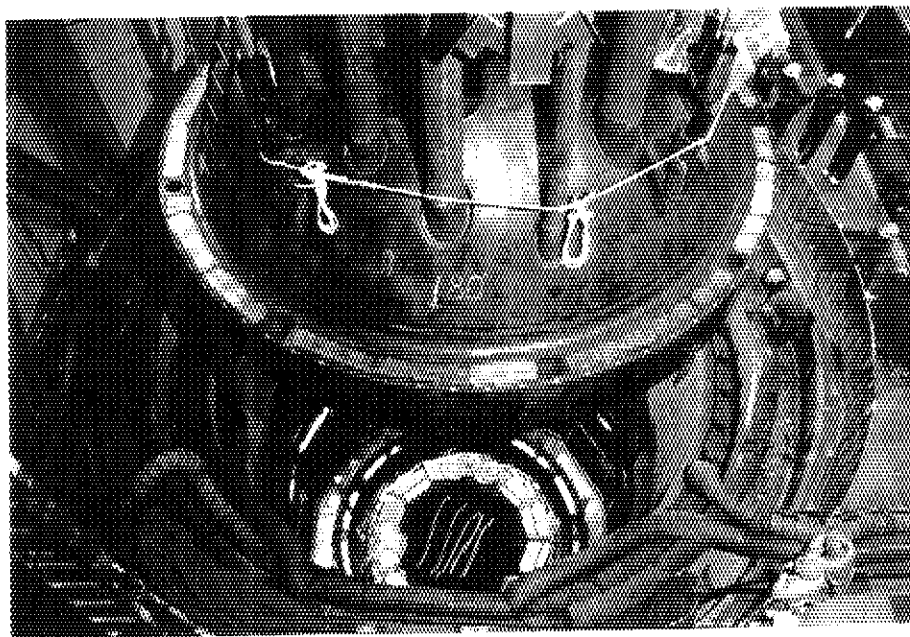
第5.9(a) 図 圧力容器胴の吊り込み（原子炉建家内へ）



第5.9(b) 図 圧力容器胴の吊り込み（原子炉格納容器内へ）



第5.10(a) 図 圧力容器ふた（内面は熱遮へい板）



第5.10(b) 図 圧力容器ふたの吊り込み（圧力容器胴の上へ）

6. 結 言

HTTR原子炉圧力容器について、設計、製作、据付及び検査を実施し、以下のことを確認した。

- (1) RPV材料として初めて使用した $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼について、中性子照射や熱時効による破壊靱性の低下等を抑えるために設定した J 値及び \bar{X} 値の制限値 ($J \leq 100$, $\bar{X} \leq 10$) を実機材料が十分に満足していることを確認した。また、同様に非延性破壊の防止を目的とした、RPVの母材及び溶接部の関連温度 (RT_{NDT}) の制限値 -20°C についても、十分に満足していることを確認した。
- (2) 選定した強度評価箇所について、温度分布解析・応力解析による強度評価を実施し、保守的に設定した設計過渡条件及び荷重条件に対して各制限は許容値以下であり、RPVの使用材料の適性及び構造健全性を確認した。
- (2) 重量機器であるRPVについて、円滑に海上及び陸上輸送を行い、圧力容器胴及び圧力容器ふた等の各機器を要求される精度で原子炉格納容器内に据え付けることができた。
- (4) RPV等について、製作段階及び現地工事段階で必要な検査を実施し、使用した材料、製作寸法、各段階での外観及び耐圧漏洩に関する判定基準を満たし、所定の設計仕様を満足していることを確認した。

謝 辞

本報告書をまとめるに当たり、有益な御助言を頂いた高温工学試験研究炉開発部 田中 利幸部長、馬場 治次長、HTTR技術開発室 茂木 春義室長に深く感謝致します。また、解析を実施するにあたり御協力頂いたバブコック日立(株)の方々並びに関係各位に感謝いたします。

6. 結 言

HTTR原子炉圧力容器について、設計、製作、据付及び検査を実施し、以下のことを確認した。

- (1) RPV材料として初めて使用した $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼について、中性子照射や熟時効による破壊靱性の低下等を抑えるために設定した J 値及び \bar{X} 値の制限値 ($J \leq 100$, $\bar{X} \leq 10$) を実機材料が十分に満足していることを確認した。また、同様に非延性破壊の防止を目的とした、RPVの母材及び溶接部の関連温度 (RT_{NDT}) の制限値 -20°C についても、十分に満足していることを確認した。
- (2) 選定した強度評価箇所について、温度分布解析・応力解析による強度評価を実施し、保守的に設定した設計過渡条件及び荷重条件に対して各制限は許容値以下であり、RPVの使用材料の適性及び構造健全性を確認した。
- (2) 重量機器であるRPVについて、円滑に海上及び陸上輸送を行い、圧力容器胴及び圧力容器ふた等の各機器を要求される精度で原子炉格納容器内に据え付けることができた。
- (4) RPV等について、製作段階及び現地工事段階で必要な検査を実施し、使用した材料、製作寸法、各段階での外観及び耐圧漏洩に関する判定基準を満たし、所定の設計仕様を満足していることを確認した。

謝 辞

本報告書をまとめるに当たり、有益な御助言を頂いた高温工学試験研究炉開発部 田中 利幸部長、馬場 治次長、HTTR技術開発室 茂木 春義室長に深く感謝致します。また、解析を実施するにあたり御協力頂いたバブコック日立(株)の方々並びに関係各位に感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) 日本原子力研究所, 高温工学試験研究の現状 (1994).
- (2) 原研 大洗研究所高温工学試験研究炉設計室 他, 高温工学試験研究炉の高温構造設計方針, JAERI-M 89-005(1989).
- (3) 羽田一彦 他, 高温工学試験研究炉高温構造設計方針材料強度基準等の作成方法の検討, JAERI-M 90-148(1990).
- (4) 栗原良一 他, 高温工学試験研究炉の原子炉压力容器の構造設計, 圧力技術, vol. 32, No. 3 (1994).
- (5) 日本原子力研究所, 日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書〔HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置〕本文及び添付書類 (一~十) (平成2年10月一部補正).
- (6) 試験研究の用に供する原子炉等の設置, 運転等に関する規則, 総理府令第83号, 昭和32年12月9日.
- (7) 核燃料物質の使用等に関する規則, 総理府令第84号, 昭和32年12月9日.
- (8) 試験研究の用に供する原子炉等の設置, 運転等に関する規則等の規定に基づく線量当量限度等を定める件, 科学技術庁告示第20号, 昭和63年7月26日.
- (9) 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, 総理府令第74号, 昭和61年12月23日.
- (10) 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, 昭和62年3月25日.
- (11) 古平恒夫 他, VHTR压力容器用 $2\frac{1}{4}Cr-1Mo$ 鋼の材料性能の現状, JAERI-M 85-170 (1985).
- (12) 渡辺, 井上, 石油学会誌, 第18巻, 第9号 (1975).
- (13) 日本原子力発電株式会社, 東海発電所の原子炉設置許可申請書 添付書類7, 昭和34年3月.
- (14) 國富一彦 他, 高温工学試験研究炉の減圧事故時の温度分布解析, JAERI-M 91-163 (1991).
- (15) The American Society of Mechanical Engineers, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Division I, Code Case N-47-17 (1979).
- (16) 動力炉・核燃料開発事業団, 高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針, PNC N241-84-08(1), 昭和59年9月.

- (17) A. Yoshitake et al., A Statistical Study of Creep Rupture and Stress Strain Behavior of Structural Materials under Elevated Temperature Conditions, Proc. Intl. Conf. Creep held in Tokyo, April 14-18(1986)pp. 441-446.
- (18) 金属材料技術研究所, 圧力容器用クロムモリブデン鋼 S C M V (2.25Cr-1Mo) 高温時間依存低サイクル疲労特性データシート, 金属材料技術研究所疲労データシート No.62 (1989).
- (19) 鈴木雅秀 (原研), 私信 (非公開資料).
- (20) M. Cappelaere et al., Nucl. technol., vol. 66, Aug. (1984)pp. 465-478.
- (21) K. Goldmann, Environmental Design Factors for Sodium-Cooled Fast Reactors Components, IAEA-SM-130/62.
- (22) 古平, 鈴木 (原研), 私信 (非公開資料).
- (23) 藤本 望 他 (原研), 私信 (非公開資料).
- (24) 大下真一 他 (原研), 私信 (非公開資料).
- (25) 佐藤育男 他, 高温工学試験研究炉圧力容器用材料の製造と諸特性, 火力原子力発電, 46 [467], (1995)pp. 53-61.