

JAERI-Tech
2001-090



JP0250060



出力上昇試験におけるHTTR炉心支持板 温度上昇の原因と対策

2002年1月

藤本 望・高田 英治・中川 繁昭・橘 幸男・川崎 幸三
七種 明雄・小嶋 崇夫・伊与久 達夫

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。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を起こなっております。

This report is issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 2002

編集兼発行 日本原子力研究所

出力上昇試験における HTTR 炉心支持板 温度上昇の原因と対策

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

藤本 望・高田 英治・中川 繁昭・橘 幸男・
川崎 幸三・七種 明雄・小嶋 崇夫・伊与久 達夫

(2001年11月26日受理)

HTTR では、初臨界達成後、出力上昇試験として段階的に出力を上げ、各種の試験を行つてきた。その中で、炉心支持板の温度が各出力で予想される温度より高めの値を示し、100% 出力で最高使用温度を超えるおそれのあることが判った。そのため、炉心流量の異なる高温試験運転モードでの試験を行い、温度の予測精度を上げるとともに、原因の推定を行つた。その結果、炉床部の漏れ流れが原因であることが分かった。更に、炉心支持板とその下のシールプレートの間隙が炉心差圧により変化することによって炉心支持板の温度が局所的に上昇することが推定された。温度上昇に対しては、炉心支持板の最高使用温度を変更することにより対応することとした。最高使用温度の変更に当たっては応力解析を行い構造健全性が確保されることを確認した。

Cause and Countermeasure for Heat Up of HTTR Core Support Plate at Power Rise Tests

Nozomu FUJIMOTO, Eiji TAKADA, Shigeaki NAKAGAWA, Yukio TACHIBANA,
Kozo KAWASAKI, Akio SAIKUSA, Takao KOJIMA and Tatuo IYOKU

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

(Received November 26, 2001)

HTTR has carried out many kinds of tests as power rise tests in which reactor power rises step by step after attained the first criticality. In the tests, temperature of a core support plate reached higher than expected at each power level, the temperature was expected to be higher than the maximum working temperature at 100% power level. Therefore, tests under the high temperature test operation mode, in which the core flow rate was different, were carried out to predict the temperature at 100% power precisely, and investigate the cause of the temperature rise. From the investigation, it was clear that the cause was gap flow in the core support structure. Furthermore, it was estimated that the temperature of the core support plate rose locally due to change in gap width between the core support plate and a seal plate due to change in core pressure drop. The maximum working temperature of the core support plate was revised. The integrity of core support plate under the revised maximum working temperature condition was confirmed by stress analyses.

Keywords : HTTR, Power Rise Tests, Core Internals, Core Support Plate, Gap Flow, Seal Plate, Maximum Working Temperature

目 次

1. はじめに	1
2. 炉心支持板の構造	2
3. 炉心支持板温度の測定結果	7
3.1 試験時の運転パラメータの比較	7
3.2 炉心支持板温度の測定結果	7
4. 調査及び原因	12
4.1 調査	12
4.1.1 冷却材の漏れ流れ	12
4.1.2 温度解析条件の確認	15
4.1.3 境界条件による影響	15
4.2 原因	16
5. 最高使用温度及び設計温度の設定	33
5.1 設計での設定の考え方	33
5.2 最高使用温度及び設計温度の変更	33
6. 応力評価	36
6.1 評価方法	36
6.2 設計過渡条件	36
6.3 再評価の結果	37
7. まとめ	41
謝辞	42
参考文献	42
付録 1 設計で用いた温度解析モデルについて	43
付録 2 ANSYS による温度解析モデルについて	46
付録 3 シールプレートのたわみ解析モデルについて	50
付録 4 シールプレートのたわみ量解析と漏れ流れ解析への反映方法について	53
付録 5 高温プレナム部の流動解析モデルについて	57
付録 6 漏れ流れを引き起こす駆動力について	60
付録 7 シールプレート下面でのヘリウム流れ解析モデルについて	61
付録 8 シールプレート下面での低温ヘリウム流れについて	65

Contents

1. Introduction	1
2. Schematics of Core Support Plate	2
3. Measured Results of Temperature of Core Support Plate	7
3.1 Comparison of Operation Condition at Tests	7
3.2 Measured Results of Core Support Plate	7
4. Investigation and Cause	12
4.1 Investigation	12
4.1.1 Gap Flow	12
4.1.2 Confirm of Calculation Condition	15
4.1.3 Effects of Boundary Condition	15
4.2 Cause	16
5. Revise of Maximum Working Temperature and Design Temperature	33
5.1 Conception of Design	33
5.2 Revise of Maximum Working Temperature and Design Temperature	33
6. Stress Analysis	36
6.1 Method of Analyses	36
6.2 Transient Condition of Analyses	36
6.3 Results of Analyses	37
7. Conclusion	41
Acknowledgements	42
Reference	42
Appendix 1 Temperature Calculation Model at Present Design	43
Appendix 2 Temperature Calculation Model by ANSYS	46
Appendix 3 Calculation Model for Seal Plate Bending Behavior	50
Appendix 4 Bending Analysis of Seal Plate and Gap Flow Calculation	53
Appendix 5 Flow Calculation Model at Hot Plenum	57
Appendix 6 Driving Force which Induce Gap Flow	60
Appendix 7 Helium Flow Analysis Model below Seal Plate	61
Appendix 8 Low Temperature Helium Flow below Seal Plate	65

1. はじめに

高温工学試験研究炉(High Temperature Engineering Test Reactor : HTTR)は熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度950°C（高温試験運転時）の我が国初の高温ガス炉であり¹⁾、1998年1月10日の初臨界達成後、臨界試験²⁾を経て、現在100%出力の達成を目指して出力上昇試験の途上にある。

出力上昇試験では、原子炉出力を9MW、20MWと段階的に上昇させてきたが、自主的に測定した炉心支持板の一部の温度が各原子炉出力時に想定される温度より高めの値を示し、100%出力での運転時には設計温度（443°C）および最高使用温度（470°C）を超える可能性のあることが判った。

そのため、HTTRの運転モードのうち実施していない高温試験運転モードで20MWの出力上昇試験(3)を行い、定格出力運転時の炉心支持板温度の推定信頼度を上げるとともに、設計温度及び最高使用温度の見直し・検討を行った後に、定格出力30MWの試験に進むことにした。

出力上昇試験(3)は、平成13年4月14日から開始し、単独及び並列運転での20MWまでの炉心支持板のデータを取得し、計画どおり6月8日に終了した。

これまでに得られた炉心支持板温度の測定結果から、温度上昇の原因を推定し、100%出力での温度を予測し、設工認変更申請を行い最高使用温度を変更して100%出力までの試験を行うこととした。

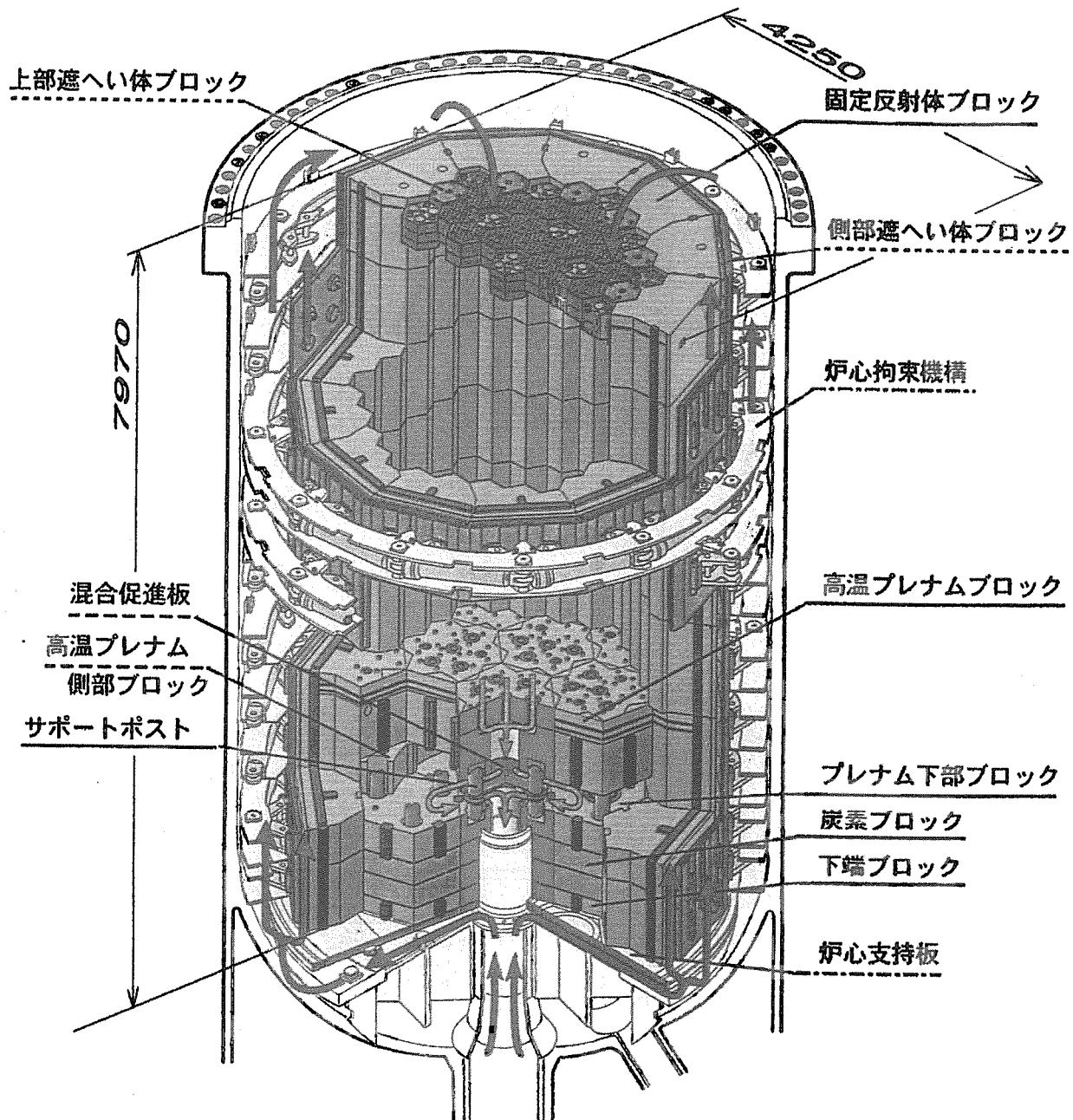
本報は、HTTRの炉心支持板温度の測定結果と温度上昇原因の推定、最高使用温度の変更および強度評価の結果について報告するものである。

2. 炉心支持板の構造

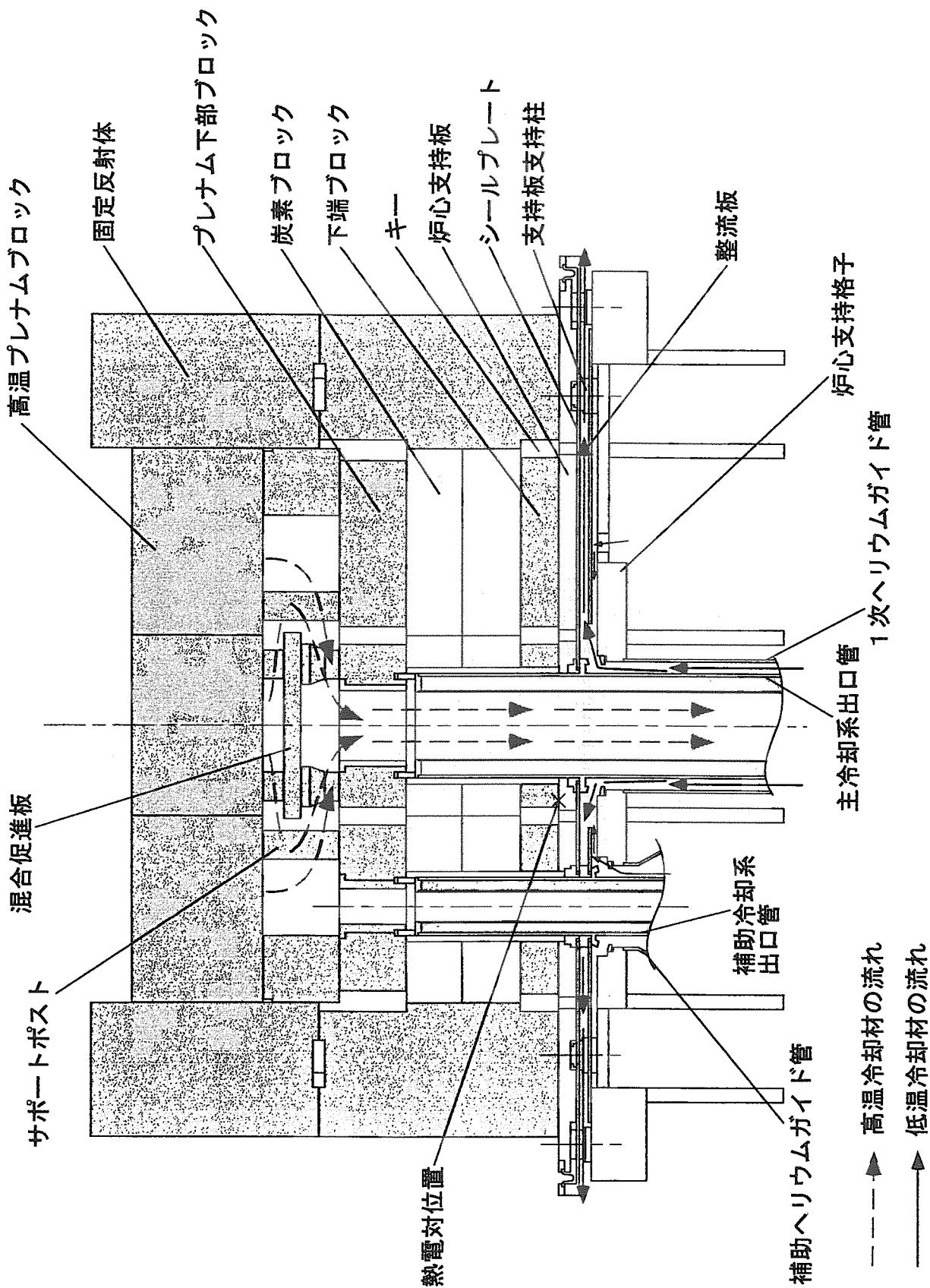
炉内構造物の構造図を第2.1図(1)に、炉床部の構造図を第2.1図(2)に示す。炉心支持板は、炉心構成要素、炉心支持黒鉛構造物等の垂直荷重を直接支持する鋼製構造物で、黒鉛構造物の積層基準面を形成する鋼板と、この鋼板を炉心支持格子により支持するための支持板支持柱、シールプレート等から構成する。鋼板は、外周支持板と六角形状の内側支持板から成る。内側支持板は、主冷却系出口管及び補助冷却系出口管が貫通するオーステナイト系ステンレス鋼(SUS316)(以下、「SUS316」という)製の内側中心支持板及び内側周辺内管貫通支持板と、低合金鋼(2 1/4Cr-1Mo鋼NT材)(以下「2 1/4Cr-1Mo鋼」という)製の内側周辺支持板からなる。今回温度が上昇したのは、7枚の内側支持板のうち、中心に位置している内側中心支持板の上面温度である。

炉心支持板の冷却は、炉心支持板と炉心支持格子で形成される隙間を流れる炉心への低温の冷却材で行われる。原子炉圧力容器外から1次ヘリウムガイド管及び補助ヘリウムガイド管部に流れ込む低温の冷却材は、炉心支持格子と整流板で形成される空間に流れ込み、その後、主冷却系出口管の外側に集まり、整流板とシールプレートで形成される空間に噴き出し、シールプレート下面を冷却しながら周辺部に流れる。(冷却材の流れを第2.1図(2)中の矢印で示す。)現地組立時の炉心支持板上面を写真2.1に示す。

炉心支持板の上面7箇所には、第2.2図に示すようにK型(クロメルーアルメル)熱電対を設置している。

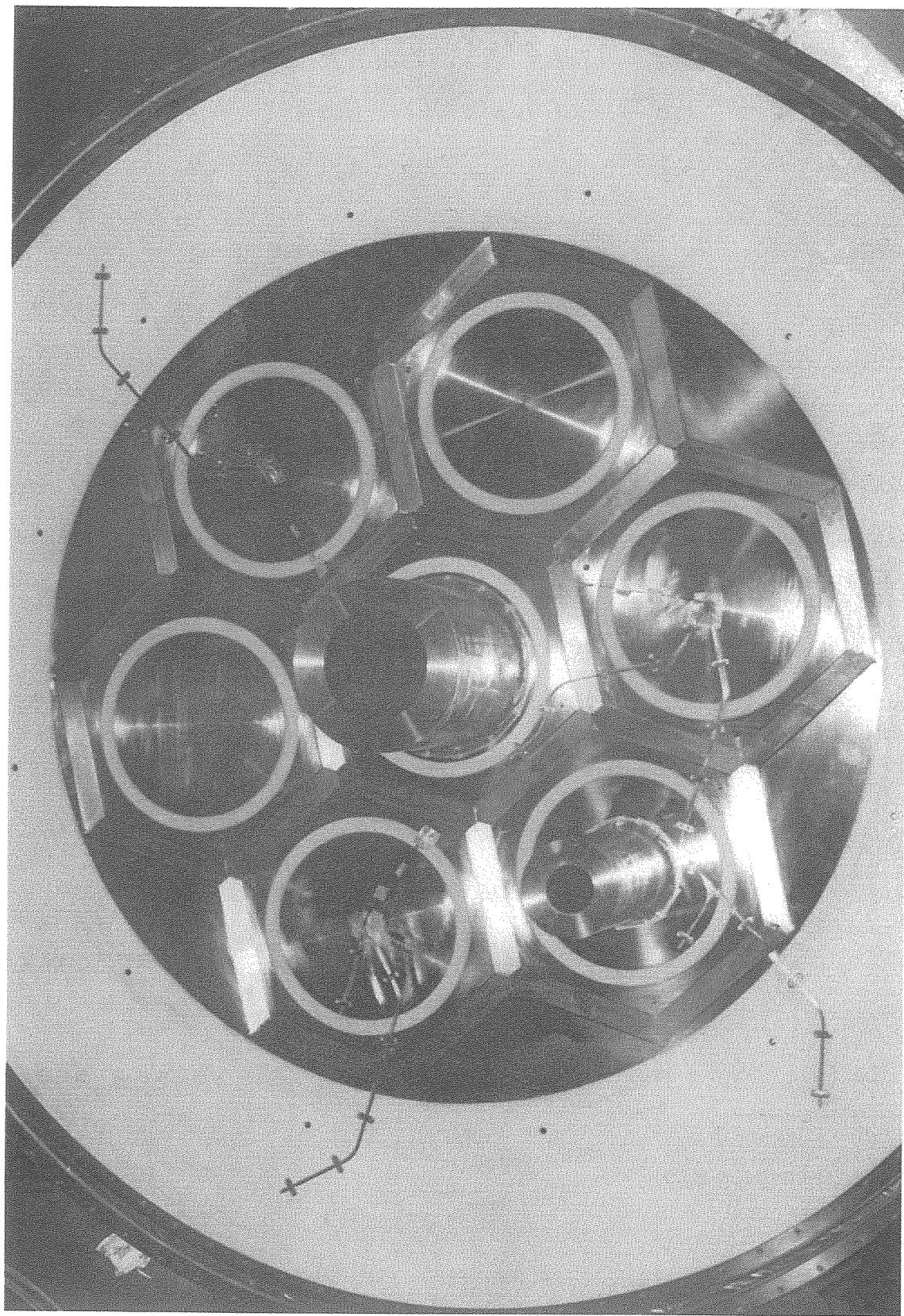


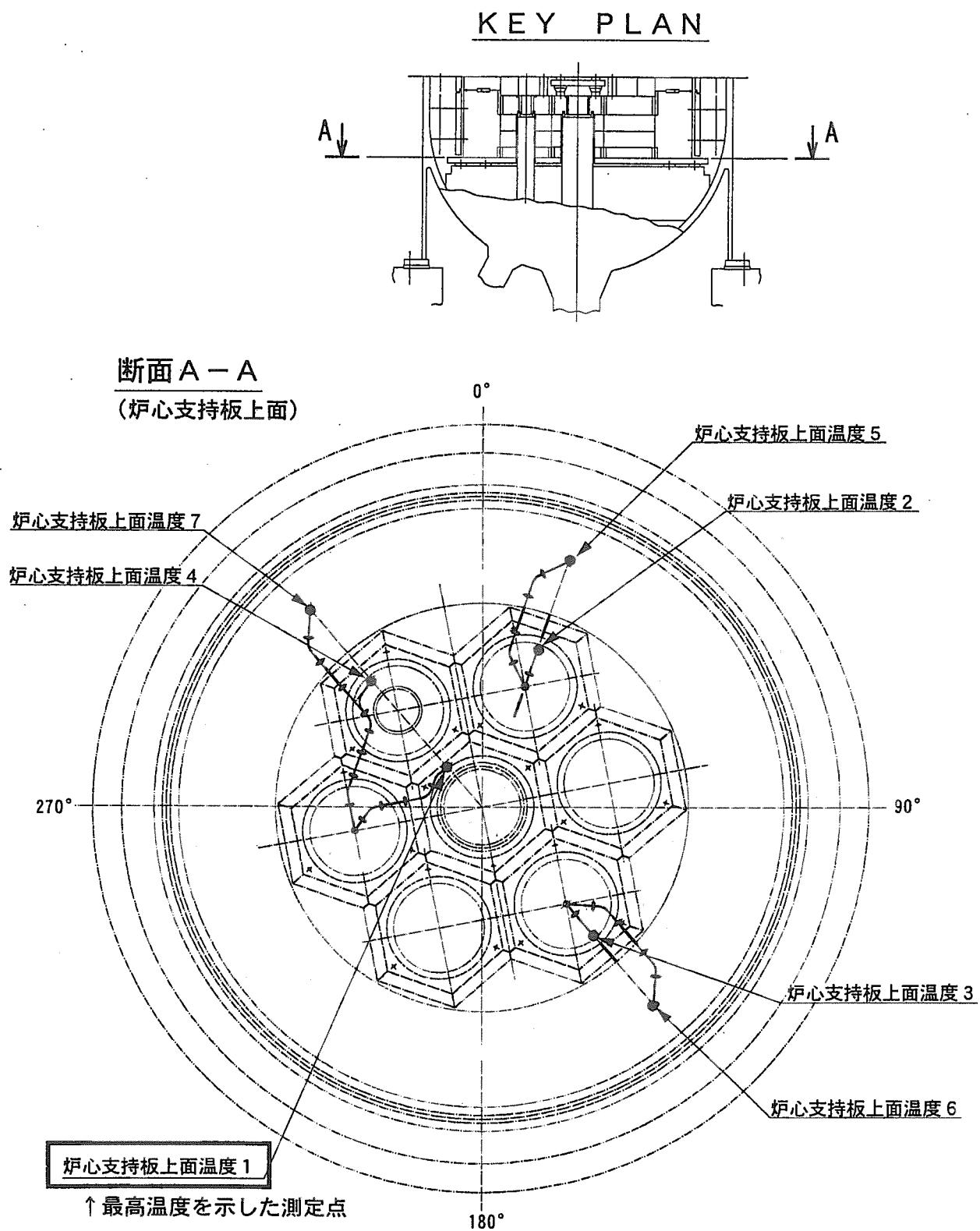
第 2.1 図 (1) 炉内構造物の構造



第2.1図(2) HTTRの炉床部の構造

写真 2.1 炉心支持板上面





第2.2図 炉心支持板上面温度 热電対取付位置図

3. 炉心支持板温度の測定結果

3. 1 試験時の運転パラメータの比較

炉心支持板の温度測定は、100%出力での原子炉出口冷却材温度が850°Cとなる「定格運転モード（以下、「定格運転時」という。）」と100%出力での原子炉出口冷却材温度が950°Cとなる「高温試験運転モード（以下、「高温試験運転時」という。）」の場合について行った。

主要な運転パラメータの比較を第3.1表に示す。

1次冷却材流量（以下、「炉心流量」という。）は、高温試験運転時が約37t/hで、定格運転時が約45t/hである。この流量は、質量流量であり、原子炉の起動前から一定となるように制御されている。また、定格運転時の1次冷却材圧力は、高温試験運転時に比べて低くなっているが、これは、1次系への初期ヘリウム充填量が少なかったことによって所定の圧力（約3.5MPa）まで上昇できなかったものである。なお、1次冷却系の圧力は、30MW近傍では4MPaとなるように制御系により制御される。

3. 2 炉心支持板温度の測定結果

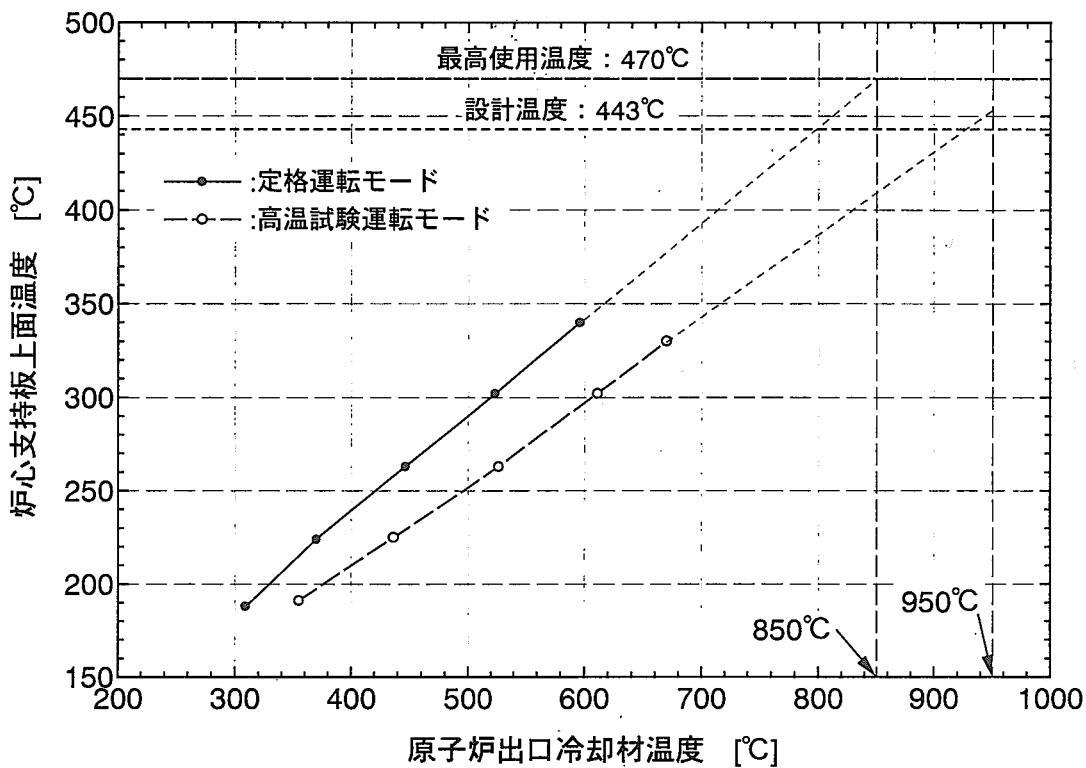
炉心支持板温度のうち、最も温度が上昇した上面温度1（内側中心支持板の温度）と原子炉出口温度との関係を第3.1図に示す。同図から、内側中心支持板の温度は、原子炉出口温度に関して直線的に増加しており、定格運転時の場合に最も高くなり、30MWでは約470°Cになると予想される。高温試験運転時の場合には、定格運転時に比べて低くなるが、30MWでは約450°Cになると予想される。

炉心支持板温度のうち、最も温度が上昇した上面温度1以外の内側支持板温度である上面温度2から上面温度4について、原子炉出口温度との関係を第3.2図に示す。同図から、上面温度2から4についても原子炉出口温度に関して直線的に増加しており、いずれも中央部の温度より低く、30MWで約430°C～410°Cと予想される。

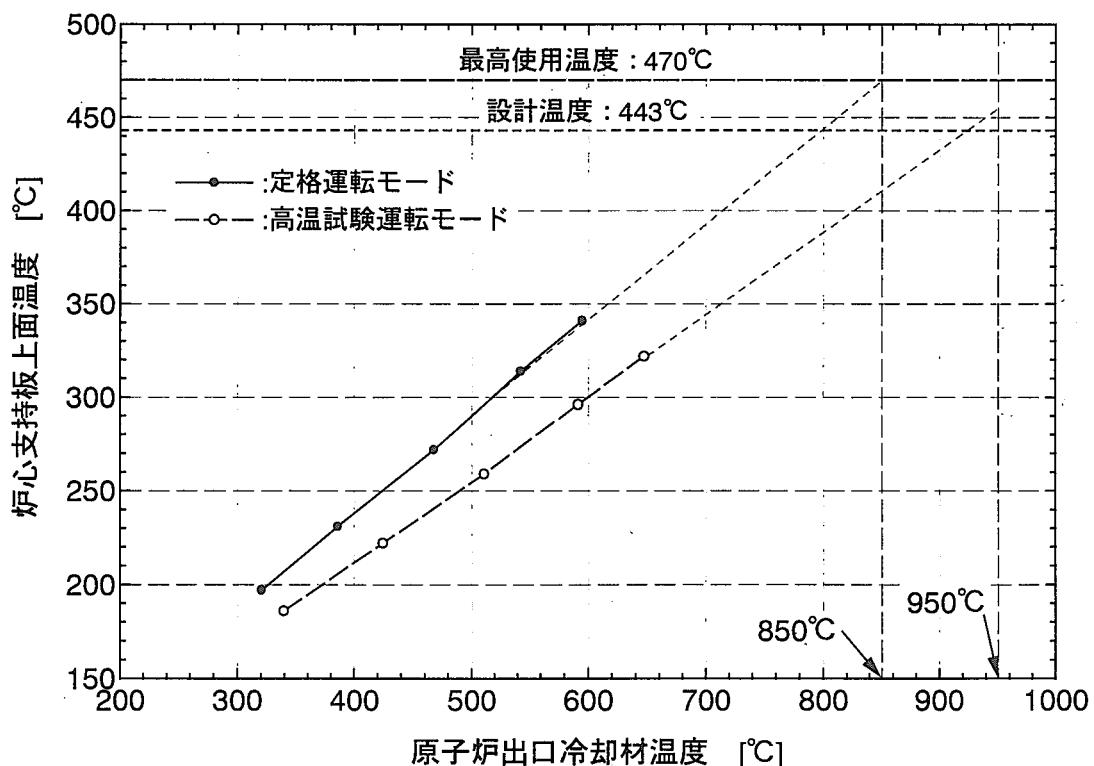
炉心支持板温度のうち、外周支持板の温度である上面温度5から上面温度7について、原子炉出口温度との関係を第3.3図に示す。同図から、上面温度5から7についても同様に原子炉出口温度に関して直線的に増加しており、いずれも中央部の温度より低く、30MWで約410°C～400°Cと予想される。

第3.1表 運転パラメータの比較

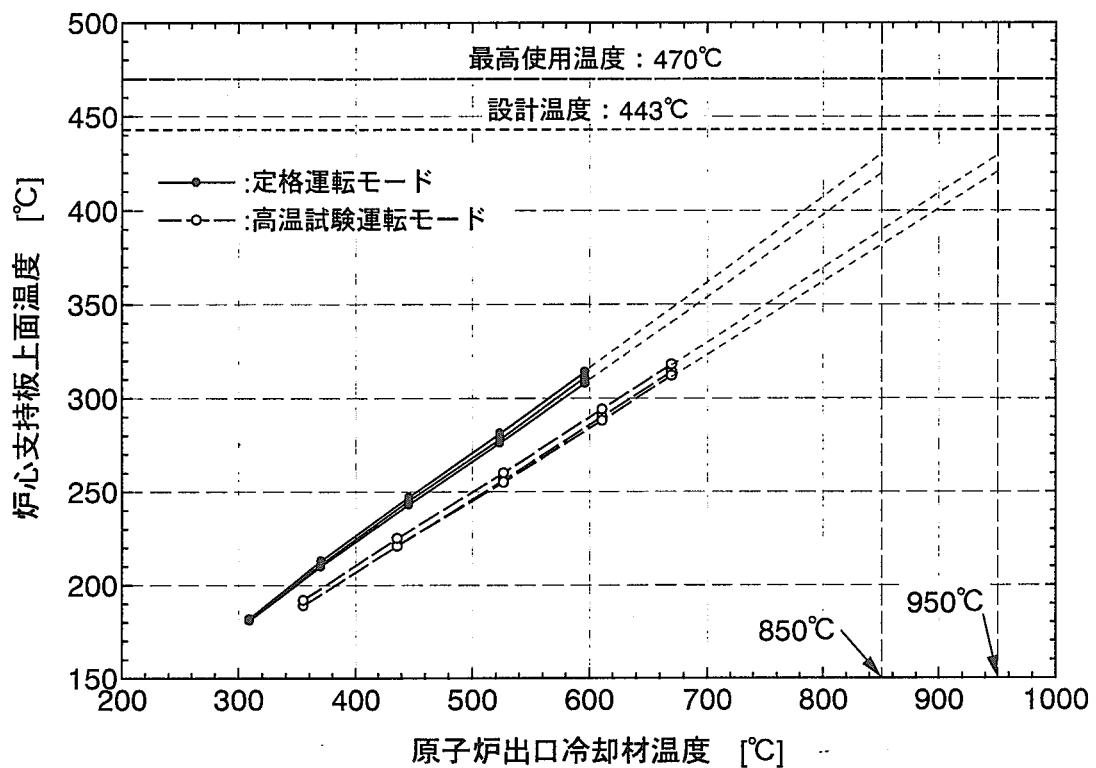
	項 目	定格運転モード	高温試験運転モード
原子炉出力 20MW時 (実測値)	原子炉入口冷却材温度 [°C]	約292	約293
	原子炉出口冷却材温度 [°C]	約596	約669
	1次冷却材流量 [t/h]	約45	約37
	1次冷却材圧力 [MPa]	約3.0	約3.5



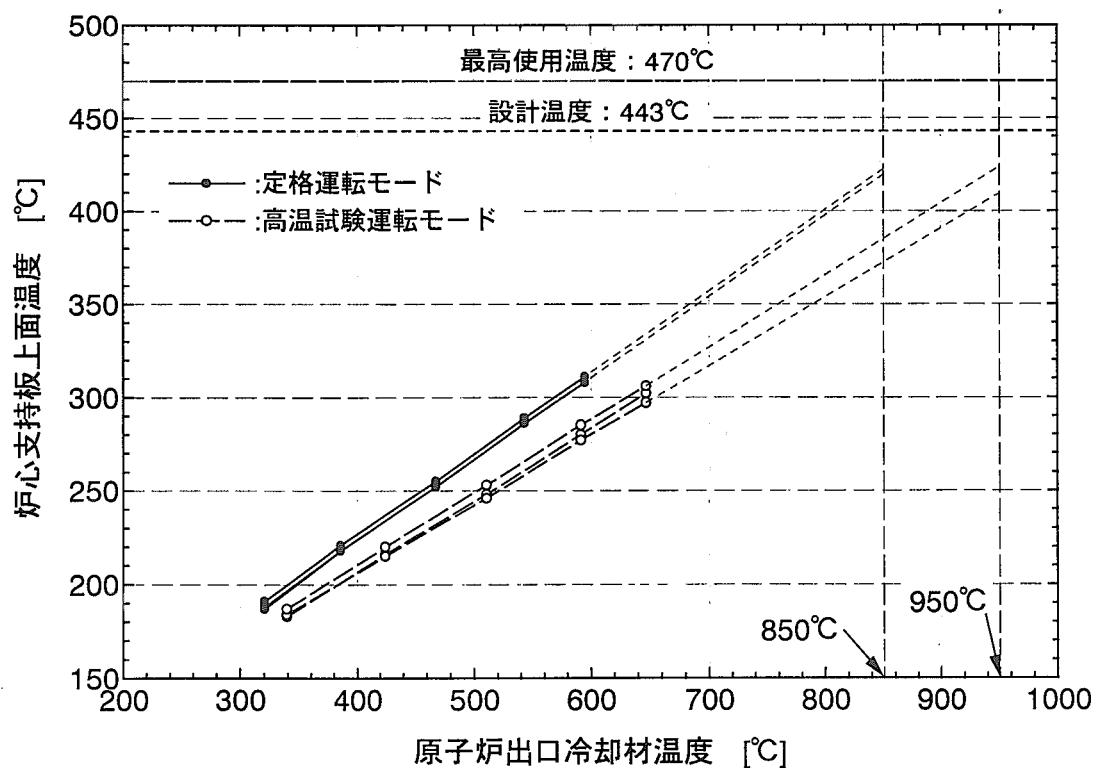
第3.1図(1) 炉心支持板上面温度 1 の測定結果（単独運転）



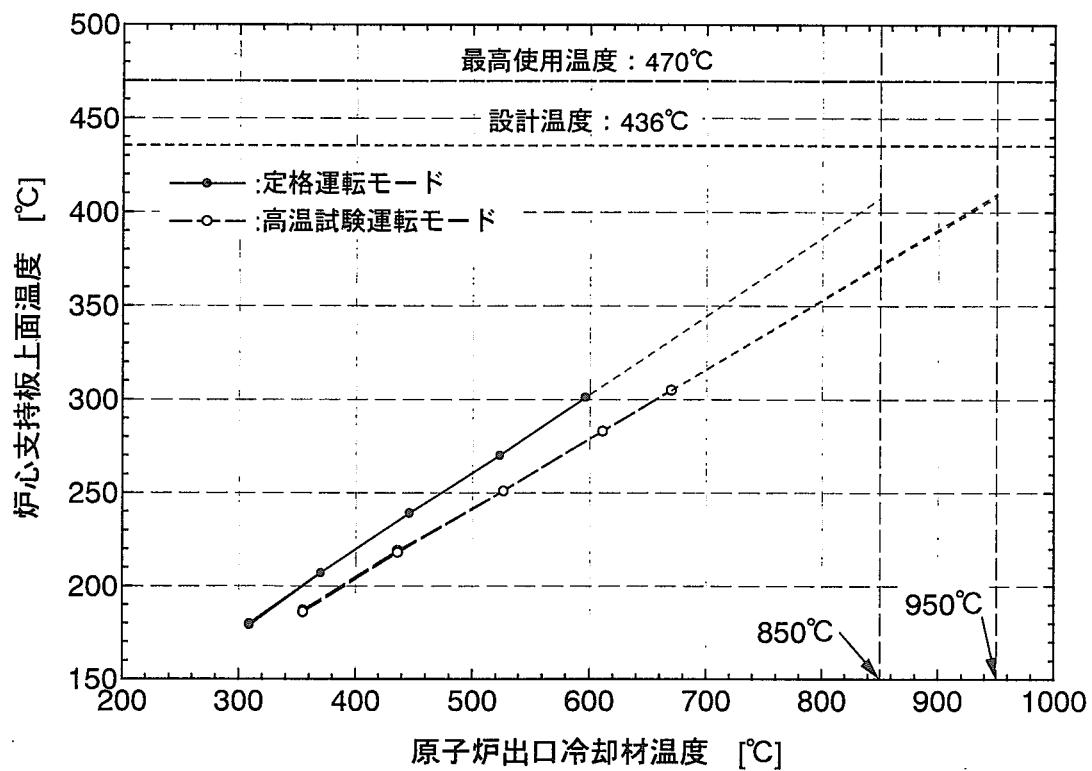
第3.1図(2) 炉心支持板上面温度 1 の測定結果（並列運転）



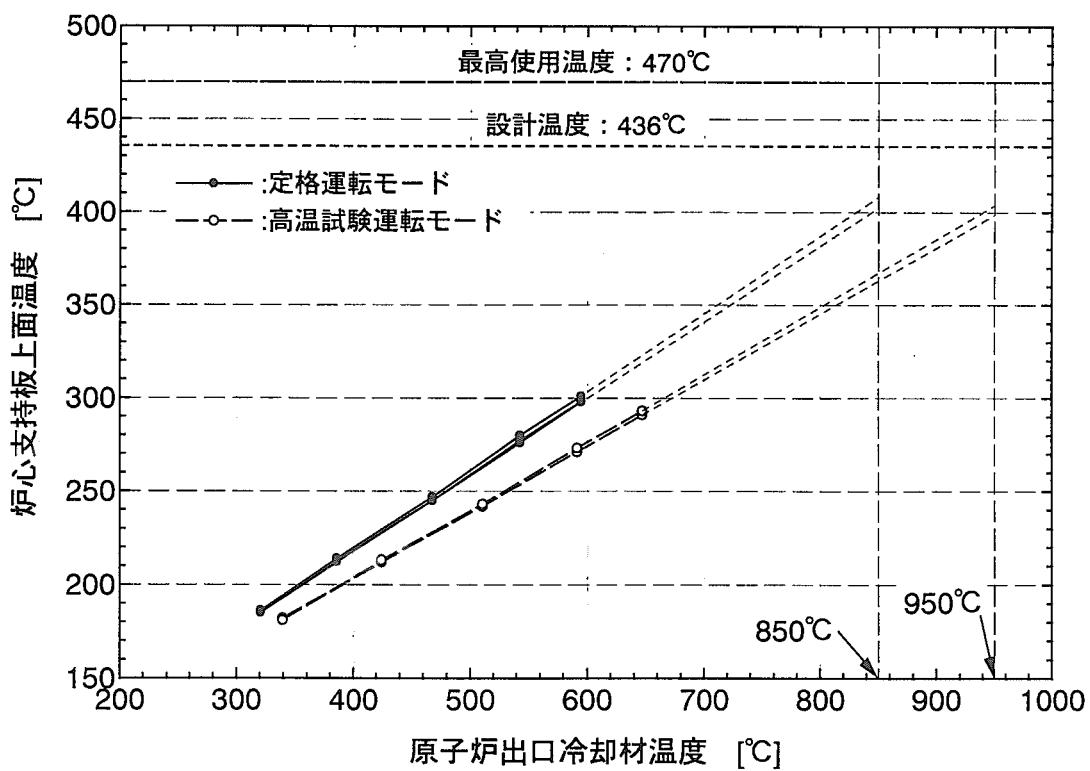
第3.2図(1) 炉心支持板上面温度2から上面温度4の測定結果（単独運転）



第3.2図(2) 炉心支持板上面温度2から上面温度4の測定結果（並列運転）



第3.3図(1) 炉心支持板上面温度5から上面温度7の測定結果（単独運転）



第3.3図(2) 炉心支持板上面温度5から上面温度7の測定結果（並列運転）

4. 調査及び原因

4. 1 調査

炉心支持板の温度上昇の原因として、設計解析での温度の過小評価、炉床部の製作・組立による影響及び温度測定系による影響に分類して調査を行った。このうち、炉床部の製作・組立及び温度測定系については、工場及び現地で行った組立試験での検査記録について調査を行い、問題のないことを確認した。

設計での炉心支持板の温度解析は、以下の考えに基づいて行っていた。設計で用いた解析モデルについて付録1に示す。

- ・大型構造機器実証試験ループ（HENDEL）³⁾での試験結果に基づき、炉心支持板の中心領域と周辺領域の温度差は僅かで、主冷却系と補助冷却系の出口管の間で有意な熱溜まりは発生しないと考え、補助冷却系出口管の周りの下面も他の領域と同様に中央から放射状に流れる冷却材で冷却される体系、即ち、HENDELの成果をそのまま生かせる体系とした。
- ・HENDEL及び各種R&Dの実績に基づいて、炉心拘束機構やシール要素などの漏れ流れを低減する対策を採用したため、炉心支持板温度に与える漏れ流れの影響は僅かと考え無視できるものと判断した。

しかし、炉心支持板の温度上昇に係わる要因を調査する今回の解析では、補助冷却系出口管の影響、漏れ流れの影響を含めて検討した。併せて、解析条件や解析に用いた境界条件についても検討した。

解析は、第4.1図に示す炉床部の漏れ流れに基づいて、「FLOWNETコード」⁴⁾（以下、「FLOWNET」と言う。）で炉床部の漏れ量（漏れ流れ）の推定を行い、「ANSYSコード」（以下、「ANSYS」と言う。）で炉心支持板温度分布の推定を行った。

FLOWNETでは、高温プレナムから炉心支持板下面までの漏れ流れ流路と主冷却系出口管、補助冷却系出口管まわりのヘリウム流路を第4.2図に示すような流路網にモデル化して解析を行った。

ANSYSでは、主冷却系出口管と補助冷却系出口管を含め炉床部を第4.3図に示すように3次元の1/2セクタでモデル化して解析を行った。ANSYSによる炉床部の3次元解析モデルの詳細について付録2に示す。

ここでは、炉心支持板の温度上昇に係る温度解析上の諸因子の影響について第4.4（1/2）図のフロー図に基づいて検討を行った。以下に項目毎の検討結果を示す。

4.1.1 冷却材の漏れ流れ

漏れ流れは、高温プレナム部と主冷却管出口管との静圧差を駆動力として、黒鉛ブロックの隙間を冷却材が流れるため、炉床部の断熱層内では、漏れ流れを低減するため第4.5図に示すようなシール要素等を設置しているが、漏れ流れを完全に無くすことは出来ない。

冷却材の漏れ流れによる炉心支持板温度への影響について、第4.4(2/2)図に示すように内側流路を流れる流量割合が大きくなる可能性の要因と漏れの総流量が増加する可能性の要因に分けて検討を行った。

(1) 内側流路を流れる流量割合が大きくなる可能性の要因

炉床部の漏れ流れは、第4.6図に示すように、縦方向の流路の位置によって内側流路、中間流路及び外側流路に分けられる。これらの流路からの漏れ流れは、炉心支持板とシールプレート間の流路を外側から内側へ流れ、中心に設置している出口管上部のシールリングを通って主冷却系出口管内に入る。

漏れの総流量については、基本的に炉床部上面と主冷却系出口管との間に生ずる圧力差と、主冷却系出口管にあるシールリングでの流動抵抗によって制限される。しかし、炉床部の内側流路、中間流路、外側流路を流れる漏れ量については、各流路における炉心支持板とシールプレート間の隙間を流れる際の摩擦損失とシール要素での圧力損失とのバランスから決まる配分で内側流路の流量が大きくなる可能性がある。

(a) 炉心支持板とシールプレート間の隙間の変化

炉心支持板下面とシールプレートの間には約1mmの隙間がある。この隙間が何らかの原因によって変化すると、摩擦損失が大きく変化し、その結果、各流路での漏れ流れの配分が変化する可能性がある。

隙間が変化する原因として、炉心差圧を挙げることができる。シールプレートの上下面に第4.7図に示すように炉心差圧に相当する上向きの力が作用し、この力によってシールプレートにたわみが生ずると考えられるので、炉心差圧の実測値を用いてシールプレートのたわみを評価し、求められたたわみ量を基に漏れ流れを評価した結果、第4.8図に示すように内側流路の漏れ流量が増加することが判った。シールプレートのたわみ解析モデルとその結果をそれぞれ付録3及び付録4に示す。

この内側流路の漏れ流量を基に、炉心支持板温度の解析値と実験値との比較を行った。

ア) 定格運転時

原子炉出力9、15、20MWについて実施した温度解析の結果と実測値との比較を第4.9図に示す。周辺部の炉心支持板温度は、漏れ流れあり及びなしとも同様の結果となり、実測値とほぼ一致している。中心部の炉心支持板温度については、漏れ流れを考慮することにより上昇し、実測値に近づき、15MW及び20MWでは、実測値と2~4°C程度の差でほぼ一致する。

原子炉出力20MW、漏れ流れありとしたケースの炉床部温度分布の解析結果を第4.10図に示す。同図から、炉床部の黒鉛ブロック部や炉心支持板の温度の解析結果は実測値とほぼ一致している。

イ) 高温試験運転時

原子炉出力9、15、20MWについて実施した温度解析の結果と実測値との比較を第4.11図に示す。周辺部の炉心支持板温の解析結果は、漏れ流れあり及びなしとも

同様の結果となり、実測値とほぼ一致している。中心部の炉心支持板温度については、実測値は9MW及び15MWでは漏れ流れなしの解析結果とほぼ一致しているが、20MWでは漏れ流れなしの結果より10°C程度高くなり、漏れ流れありの結果に近づく。

原子炉出力20MW、漏れ流れありとしたケースの炉床部温度分布の解析結果を第4.12図に示す。同図から、中心部の炉心支持板温度のみ、解析値が実測値より12°C程度高くなっているが、炉床部の黒鉛ブロック部や周辺の炉心支持板温度の解析結果は実測値とほぼ一致している。

(b) シール要素間の隙間の変動

炉心支持板及び黒鉛ブロックの熱膨張などによりシール要素が外側に向かって動くと、内側でのシール要素間の隙間が大きくなり、内側流路の流量が多くなることが考えられ、定格運転時の20MWの場合には約13g/s（約0.11%）と、熱膨張を考慮しない場合に比べて約1.1倍となる。しかしながら、このような変化は定格運転時及び高温試験運転時に共通して現れると考えられ、実際の挙動とは一致しない。このことから、シール要素間の隙間の変動は考えにくい。

(c) 炉床部上面の圧力分布

漏れ流れの駆動力となる炉床部上面と主冷却系出口管との圧力差に着目して、高温プレナム内部の流動解析をSTAR-LTコードを用いて第4.13図に示す3次元のモデルで行った。解析モデルの詳細については付録5に示す。

定格運転時及び高温試験運転時の各出力において、炉床部上面の内側、中間、外側の各流路の入口部での圧力を比較した結果、炉床部上面での圧力分布は見られなかった。解析結果の詳細について付録6に示す。

このことから、炉床部上面の流動による圧力分布に起因して、漏れ流れの配分が変わることは考え難い。

(2) 漏れの総流量が増加する可能性の要因

最も大きな流動抵抗である主冷却系出口管上部のシールリングの位置等がずれると漏れの総流量が増加し、その結果、内側の漏れ流量を含め各流路の漏れ流量が増えることが考えられる。しかしながら、シールリングの位置ずれによる炉心支持板温度の上昇は、定格運転時及び高温試験運転時に共通して現れると考えられる。しかし、炉心支持板温度の実測値は、定格運転時のみ内側中心支持板の温度が上昇しているので、この要因では事象を説明できない。

このことから、内側中心支持板の温度が上昇した原因として、炉心差圧によって生ずるシールプレートのたわみが原因で炉心支持板とシールプレート間の間隙が変化し、漏れ流れの流量配分が変化することが考えられる。

4.1.2 温度解析条件の確認

炉心支持板温度へ与える材料の物性値の影響を調査するため、以下の感度解析を実施した。

(1) 黒鉛ブロック、炭素ブロックの物性値

炉床部断熱層を構成する炭素ブロック（ASR-0RB炭素）、黒鉛ブロック（PGX黒鉛）の熱伝導率が炉心支持板温度へ与える影響を検討した。設計時の温度解析では、熱伝導率はノミナル値を用いていた。今回、炭素ブロックの熱伝導率をばらつきの下限として解析を実施したところ、炉心支持板の温度上昇は1°C程度と僅かであった。

(2) 主冷却系及び補助冷却系出口管の断熱材

主冷却系及び補助冷却系出口管の断熱材（サフィール）の熱伝導率の影響を検討した。温度解析では断熱材の熱伝導率にノミナル値を使用している。熱伝導率に対する感度解析を実施したところ、炉心支持板の温度上昇を再現するためには熱伝導率をノミナル値の10倍に設定する必要があることが分かった。

4.1.3 境界条件による影響

温度解析において、炉心支持板温度へ与える炉床部の下部、上部、側部の境界条件の影響について検討した。

(1) 炉心支持板の下部を流れる冷却材

1次ヘリウムガイド管及び補助ヘリウムガイド管部に流れ込む低温冷却材は、炉心支持格子と整流板で形成される空間に流れ込み、その後、主冷却系出口管の外側に集まり、整流板とシールプレートで形成される空間に噴出し、シールプレート下面を冷却しながら周辺部に流れる。

このとき、過度の偏流等によりシールプレート下面の冷却が一様でない場合、炉心支持板の温度上昇を引き起こす可能性がある。そこで、低温冷却材の速度分布等を確認するため、流れ解析を実施した。解析モデルの詳細について付録7に示す。

その結果、シールプレート下面での冷却材の速度分布には周方向に偏りはみられるものの、主冷却系出口管と補助冷却系出口管の間には炉心支持板の温度上昇の要因となるような冷却材の滞留は認められなかった。また、周方向の速度分布については工場組立時に流量配分試験を実施しており、過度の偏流の発生がないことを確認している。解析結果の詳細については付録8に示す。

のことから、炉心支持板下部での低温の冷却材流れが炉心支持板中央の温度上昇の要因であるとは考え難い。

(2) シールプレート下面からの低温の冷却材の漏れ込み

シールプレートは、低温の冷却材が高温側に漏れ込むのを防止するために設けられているが、炉内構造物の自重を支持するための支持柱が貫通する構造になっていることから、低温の冷却材の僅かな漏れ込みが考えられる。

現地の据え付け後の試験結果を基に、シールプレート下面からの冷却材の漏れ込み量を評価すると定格運転時には約0.1%の漏れ込みが考えられる。

しかし、この低温の冷却材の漏れ込みは、炉心支持板温度を下げる方向に働くため、炉

心支持板中央の温度上昇の要因であるとは考え難い。

(3)炉床部上面の冷却材温度

炉心から高温プレナムへ流れ込む冷却材の温度は、中心領域と周辺領域とでは異なるため高温プレナムに設けた混合促進板により一様な温度になるよう設計されている。もし、冷却材の混合が十分でない場合、炉床部上面（高温プレナム底面）の冷却材温度が不均一となることによる炉心支持板温度への影響を検討した。

20MW運転時の高温プレナムでの冷却材温度は660～690°Cであり、平均温度に対して20°C程度のばらつきがある。感度解析の結果、高温プレナム部の冷却材温度を変化させた場合の炉心支持板温度の上昇は1°C以下であった。

のことから、炉床部上面の冷却材温度のばらつきが炉心支持板中央部の温度上昇の要因とは考え難い。

(4)固定反射体外面温度

炉床部の側部を形成する固定反射体外面の温度については、設計時には原子炉圧力容器入口温度に解析で求めた温度上昇を考慮して設定していたが、今回の解析では冷却材温度の実測値を境界条件としており、適切であると言える。

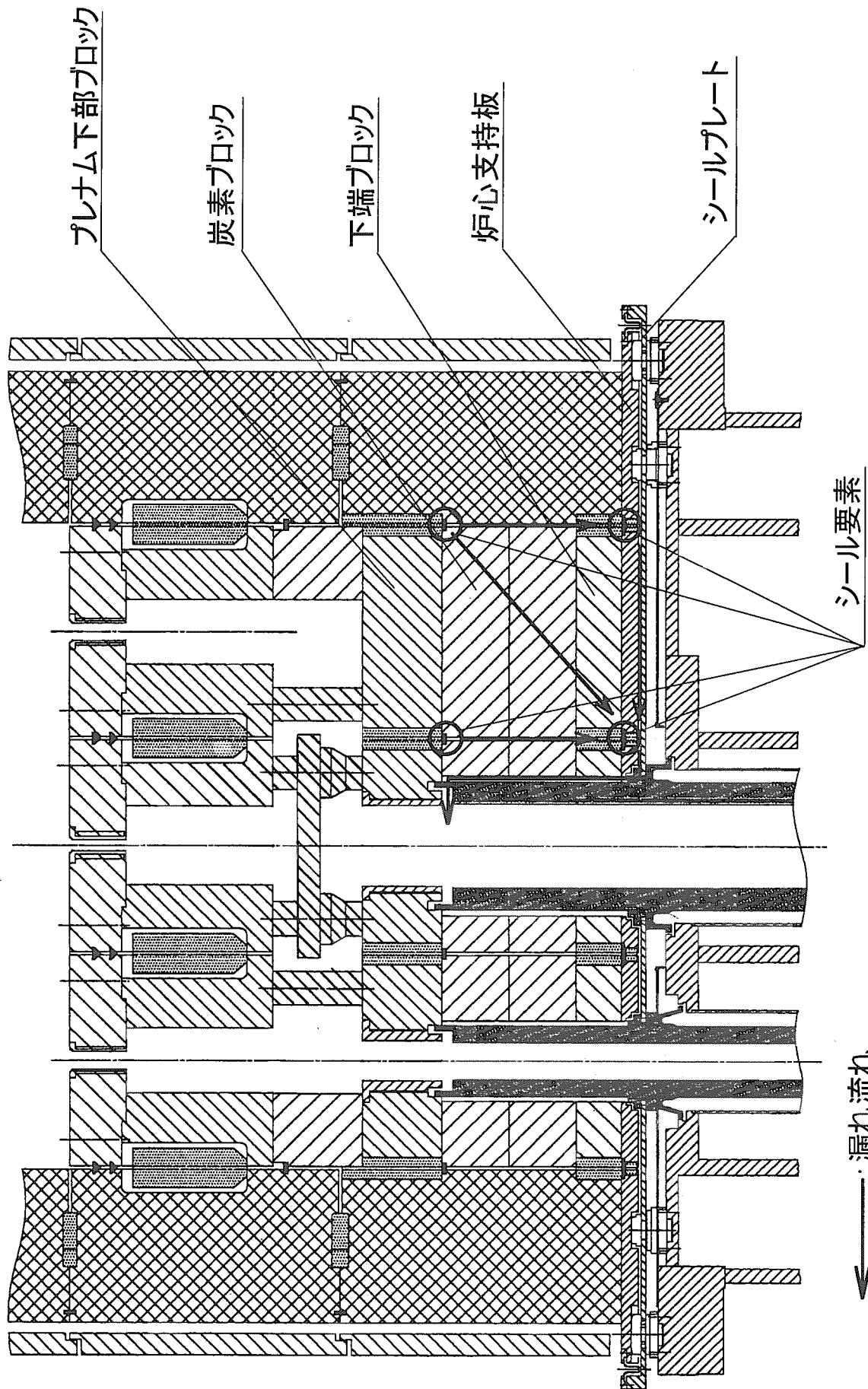
以上のことから、炉心支持板の中央部の温度が高くなる原因是、漏れ流れによるものであると考えられる。また、定格運転時の内側の炉心支持板温度が高くなった原因是、炉心差圧によって炉心支持板とシールプレート間の間隙が変化するため、漏れ流れのうち内側流路を流れる流量が大きくなつたことによると推定している。

内側中心支持板温度が、第4.14図に示すように実測値と一致するようフィッティングした内側流路を流れる漏れ流量を第4.8図に併せて示す。同図に示すように、炉心支持板とシールプレート間の間隙の変化による内側流量は、実測した温度と一致するよう内側流路の流量をフィッティングした曲線と類似した変化を見せている。

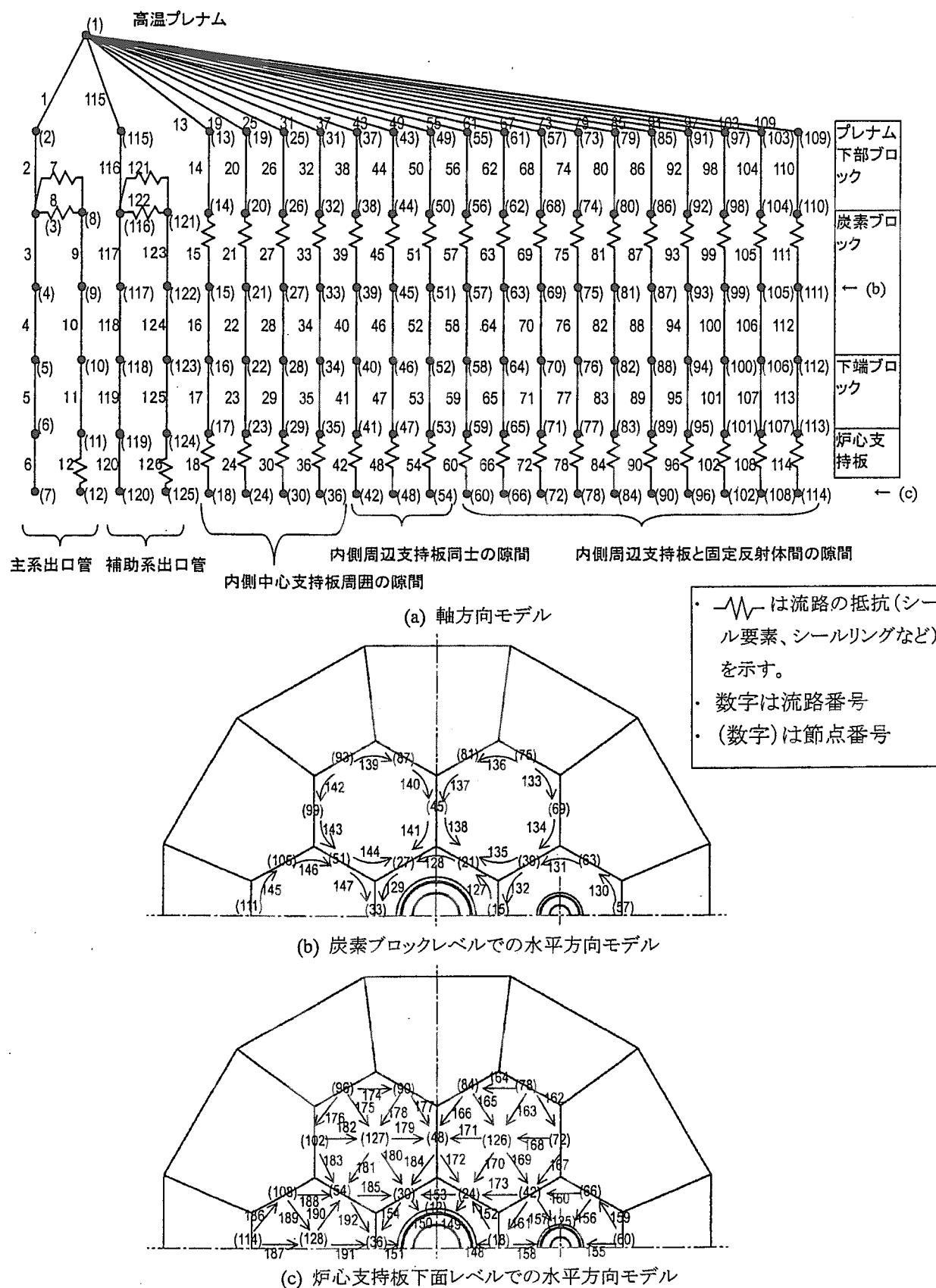
定格運転時の30MW出力では、漏れ流れの駆動力は約7.8kPaと見込まれるので、第4.8図に示すシールプレートのたわみを考慮した解析結果から内側に約11g/s（炉心流量に対して約0.09%）流れるものと想定される。このときの炉心支持板の温度は、第4.15図に示すように約471°Cと評価される。仮に、炉心流量に対して約0.11%に相当する約13g/sの全漏れ流れが内側流路に集中したと仮定すると炉心支持板の温度は約474°Cと評価される。

4. 2 原因

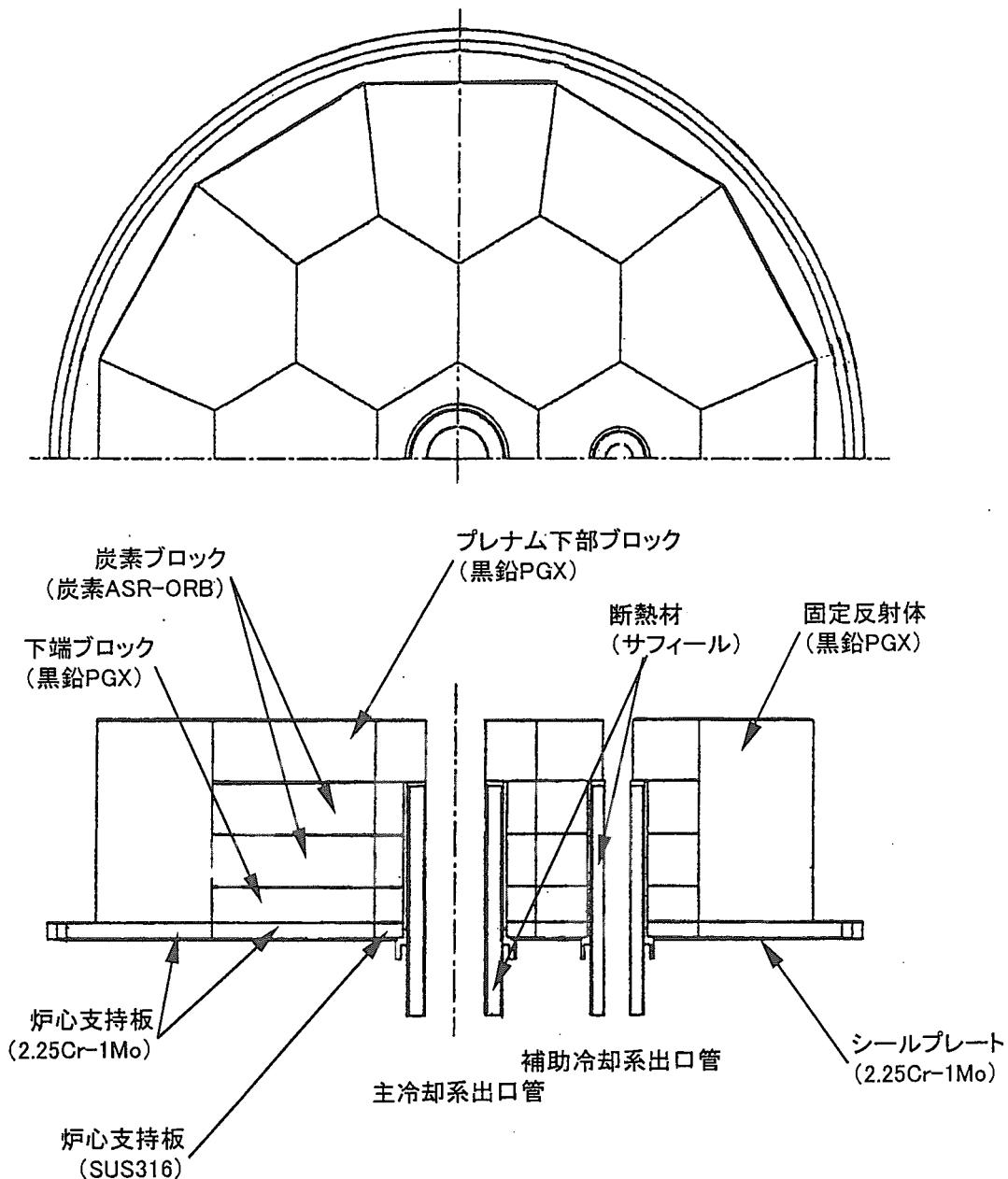
炉心支持板の中央部の温度が高くなる原因是、炉床部上面と主冷却系出口管との間の圧力差によって生じる僅かな漏れ流れによるものであると考えられる。また、定格運転時に内側の炉心支持板温度が高くなつた原因是、炉心差圧によって炉心支持板とシールプレート間の間隙が変化するため、漏れ流れのうち内側流路を流れる流量が大きくなつたことによると推定している。



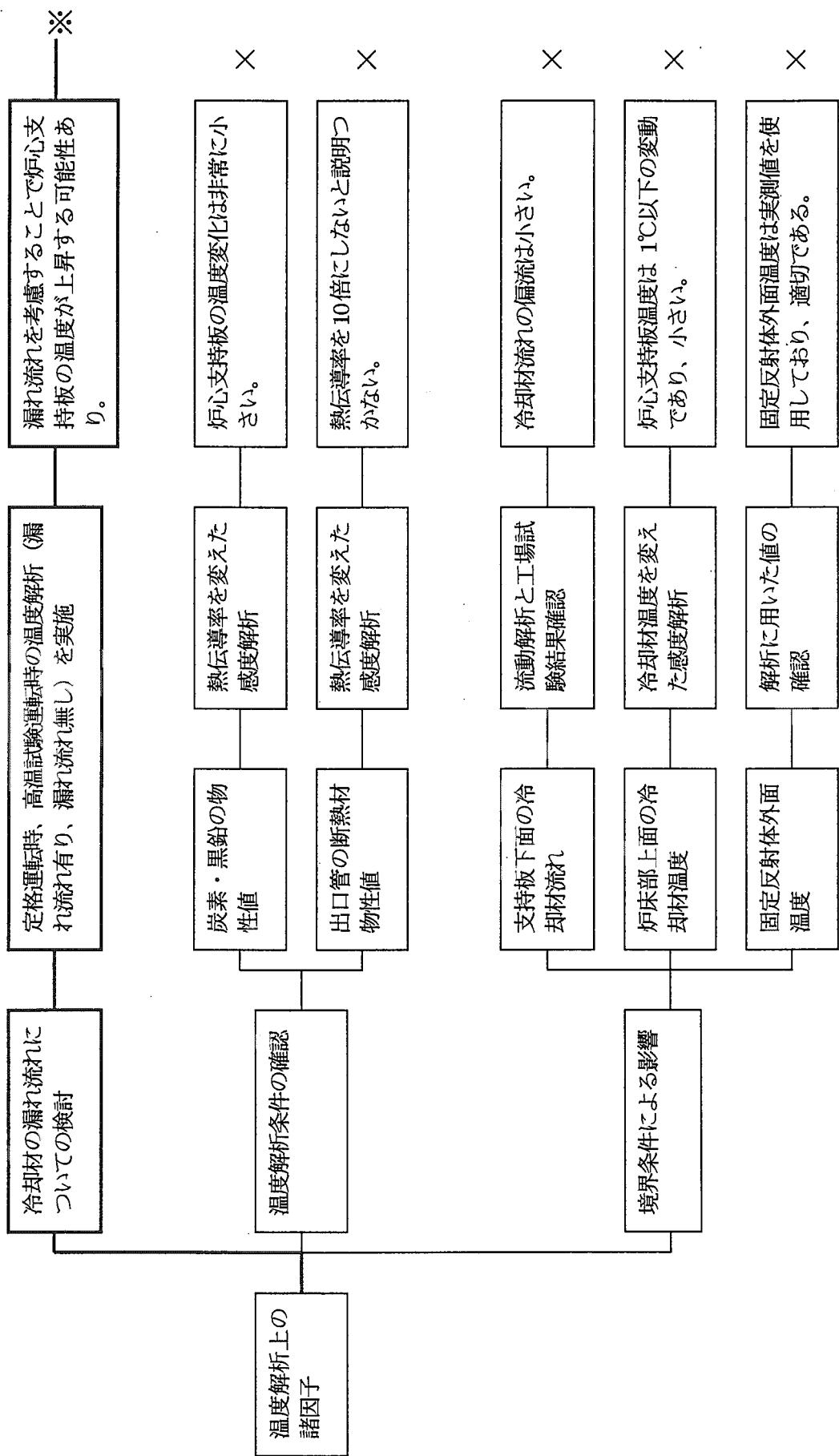
第4. 1 図 炉床部漏れ流れの概念図



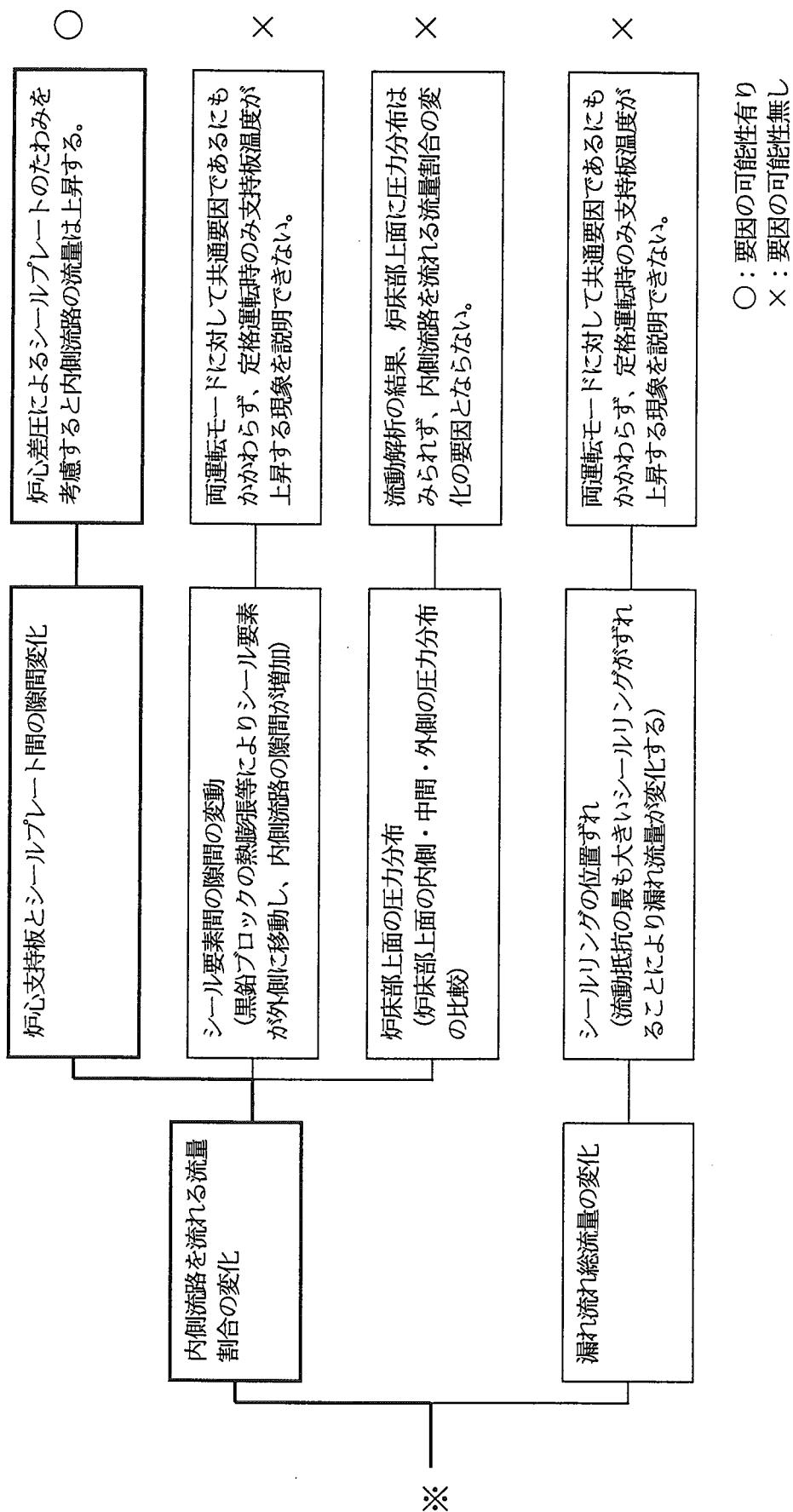
第4.2図 流路網解析モデル

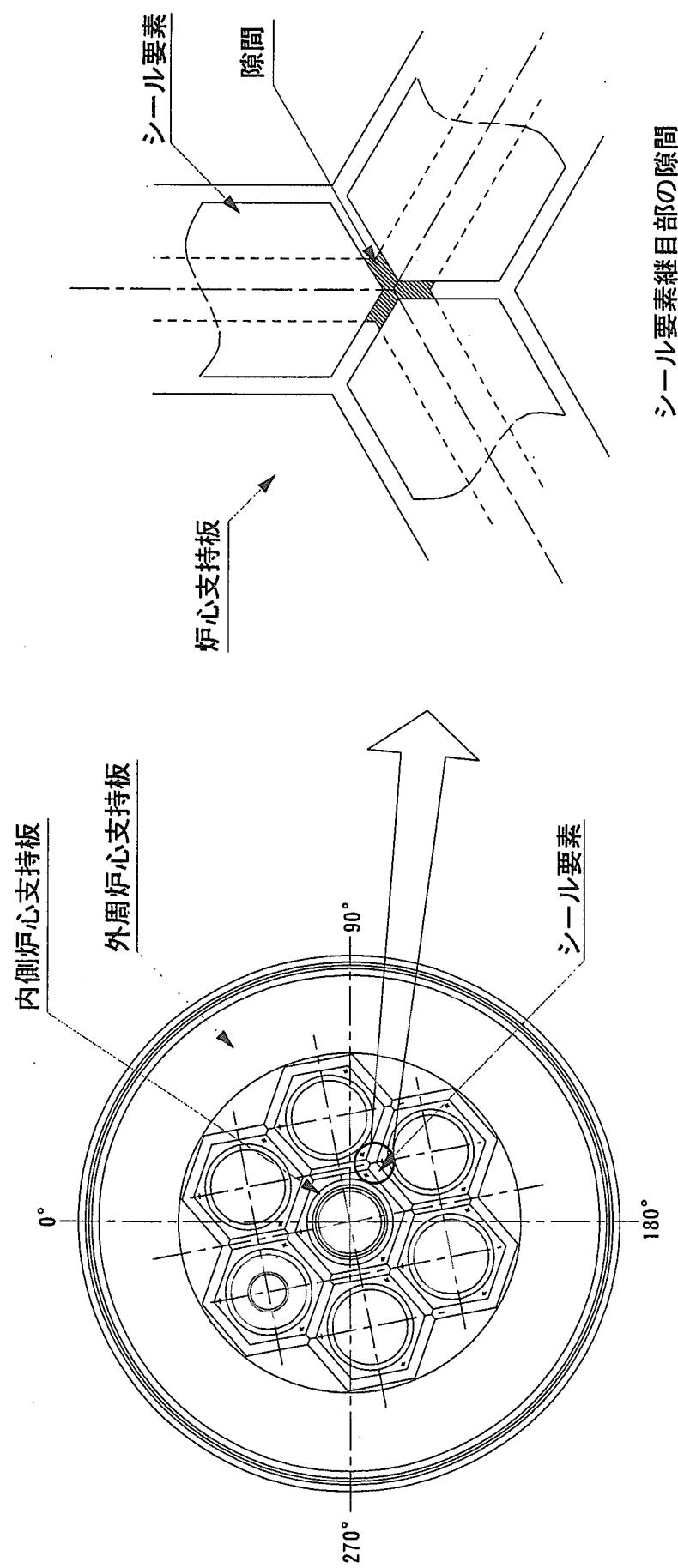


第4.3図 炉床部3次元解析モデル図

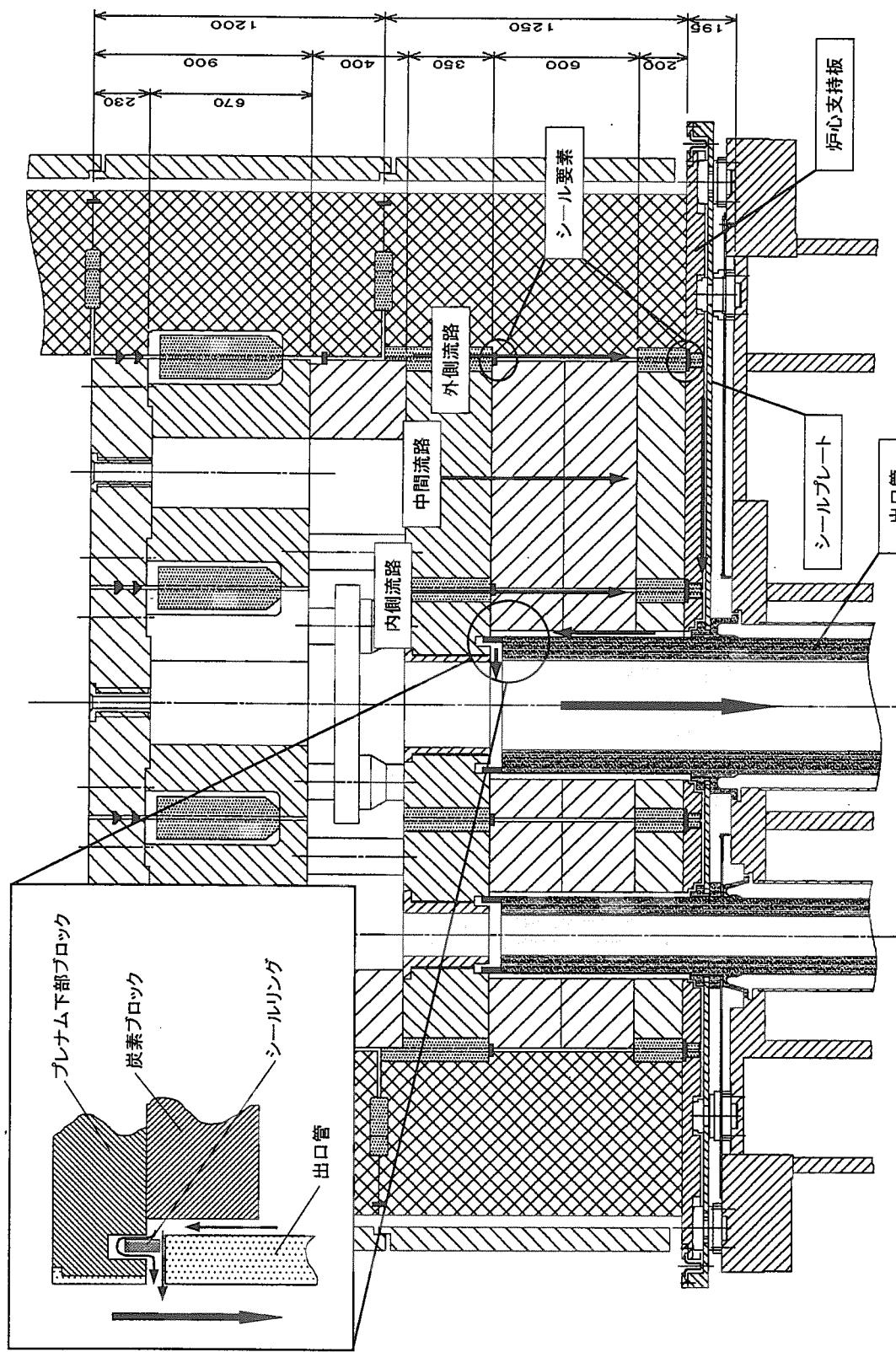


第4.4図(1/2) 温度解析における温度上昇要因の検討フロー

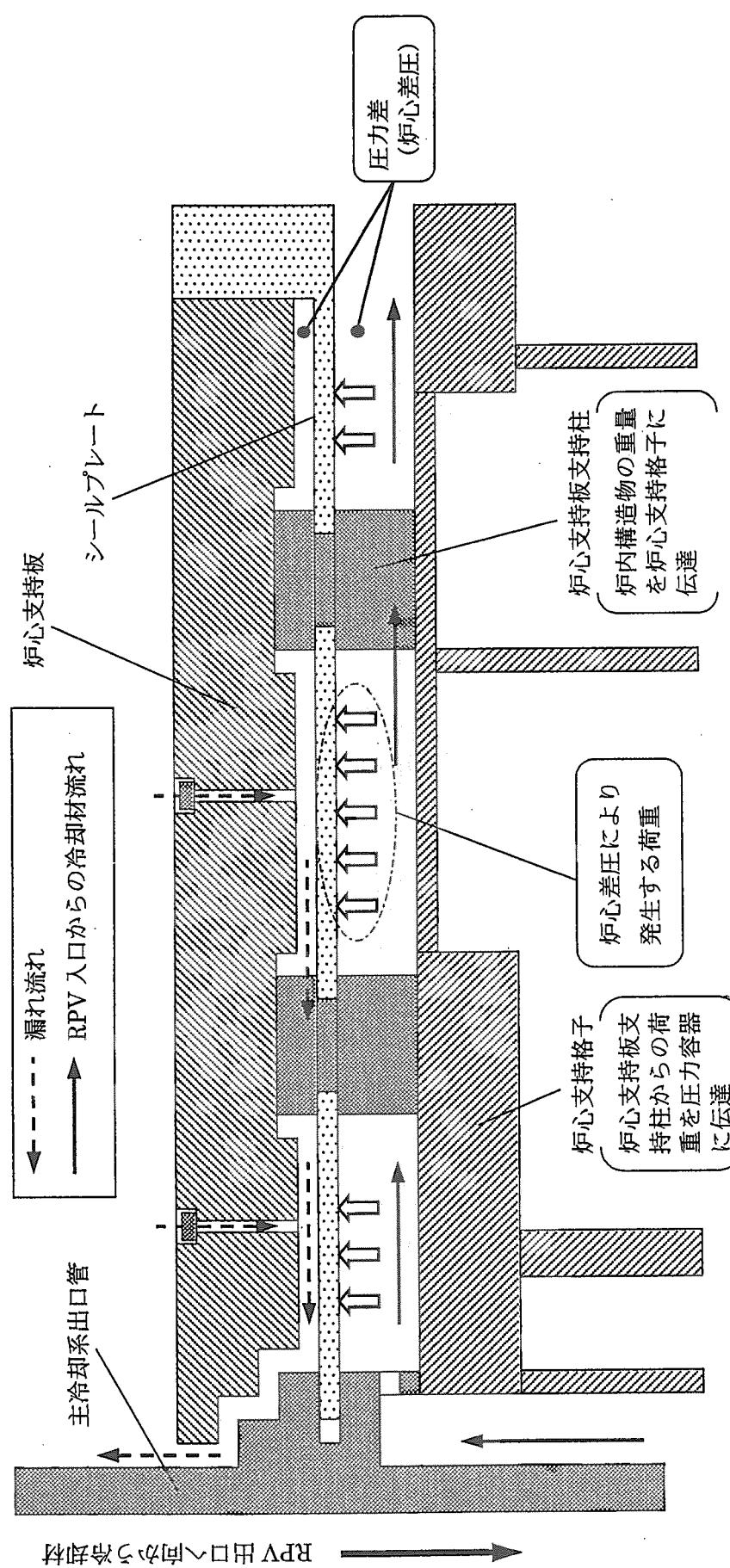




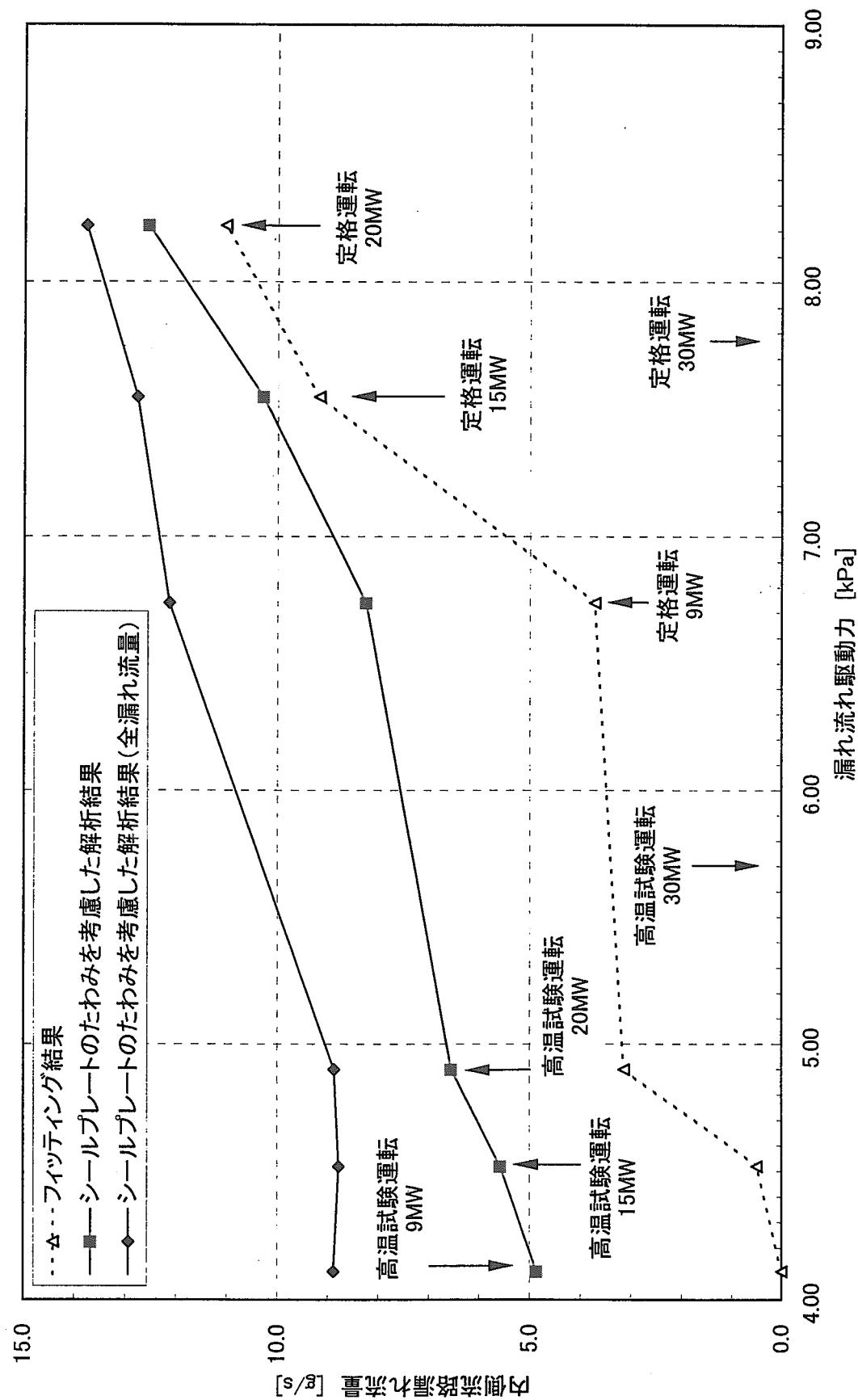
第4.5図 シール要素の概念図

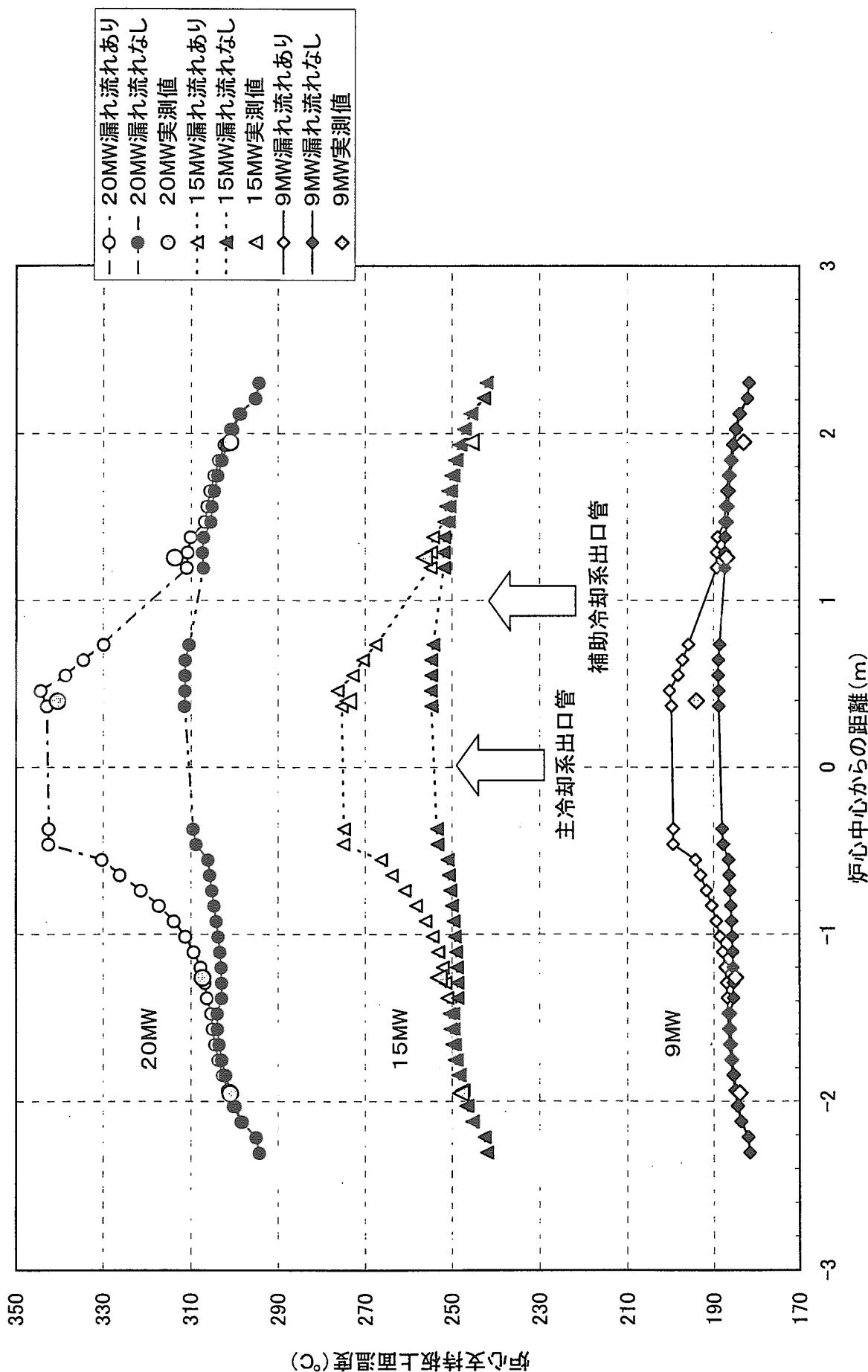


第 4.6 図 漏れ流れ流路の説明図

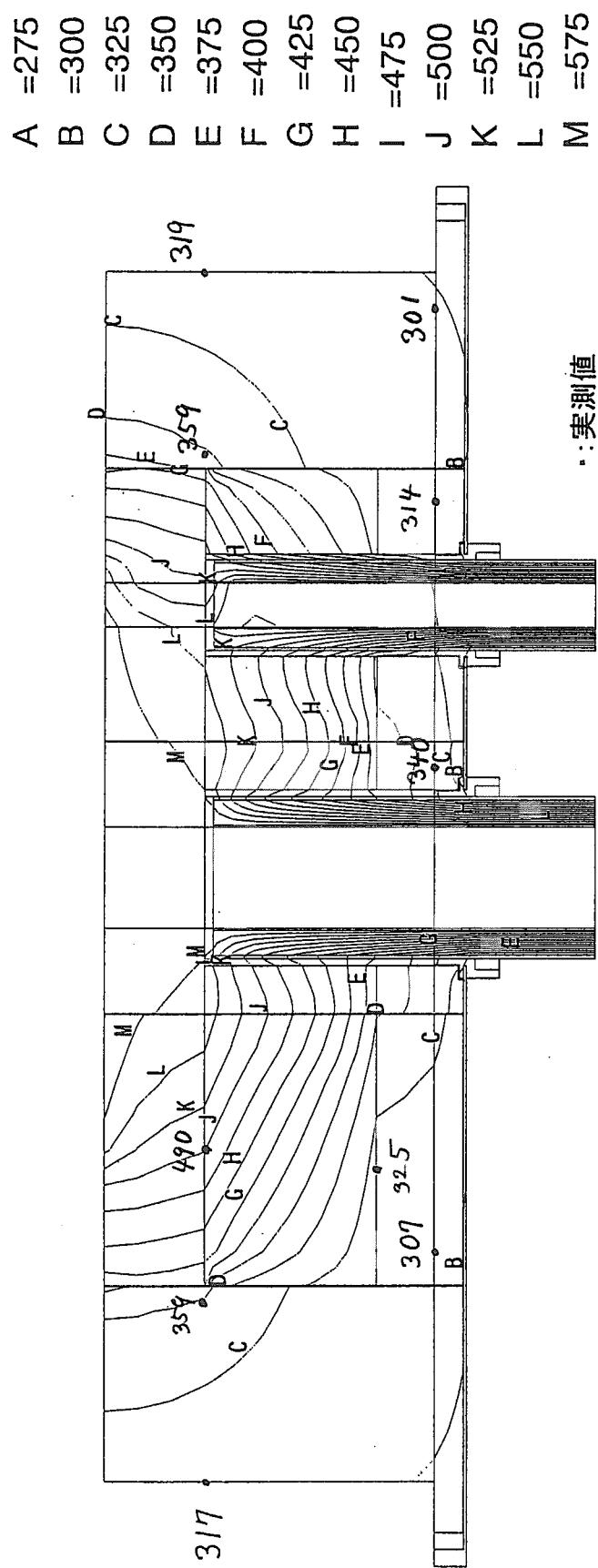


第 4.7 図 シールプレートに作用する荷重の概念

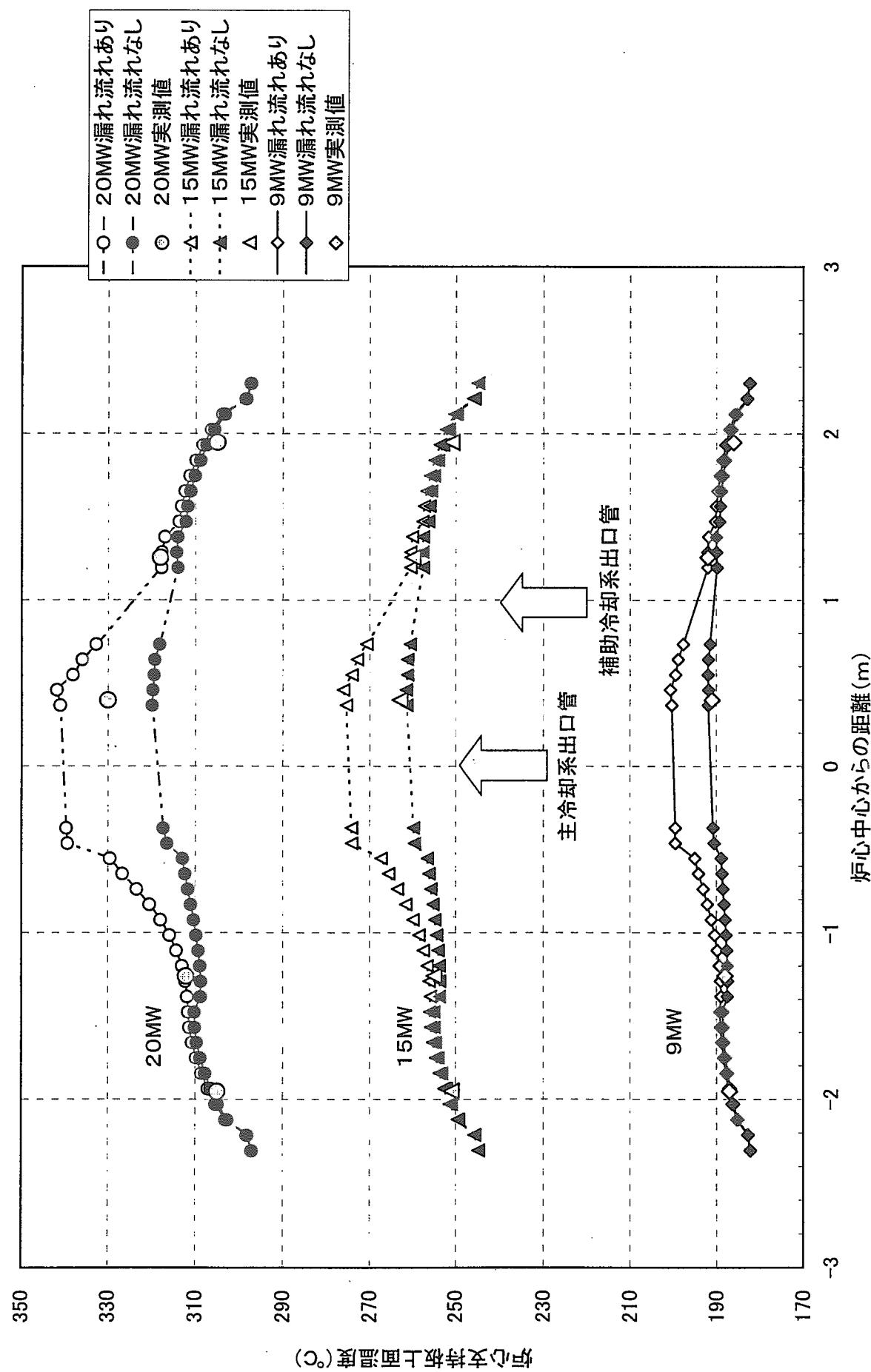




第4.9図 定格運転モード、原子炉出力9,15,20MW時の炉心支持板上面温度の解析値と実測値の比較

(単位: $^{\circ}\text{C}$)

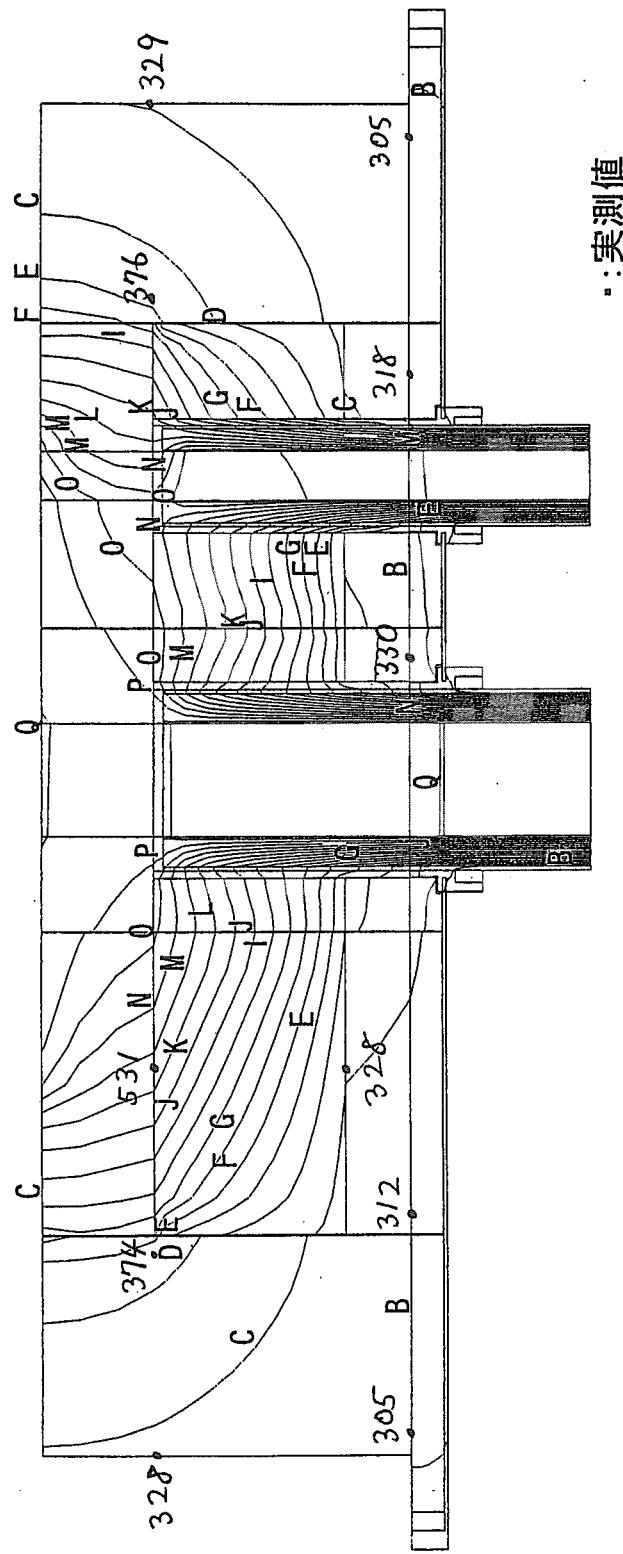
第4.10図 定格運転モード、原子炉出力20MWでの炉床部温度分布の解析結果と実測値の比較
(漏れ流れあり)



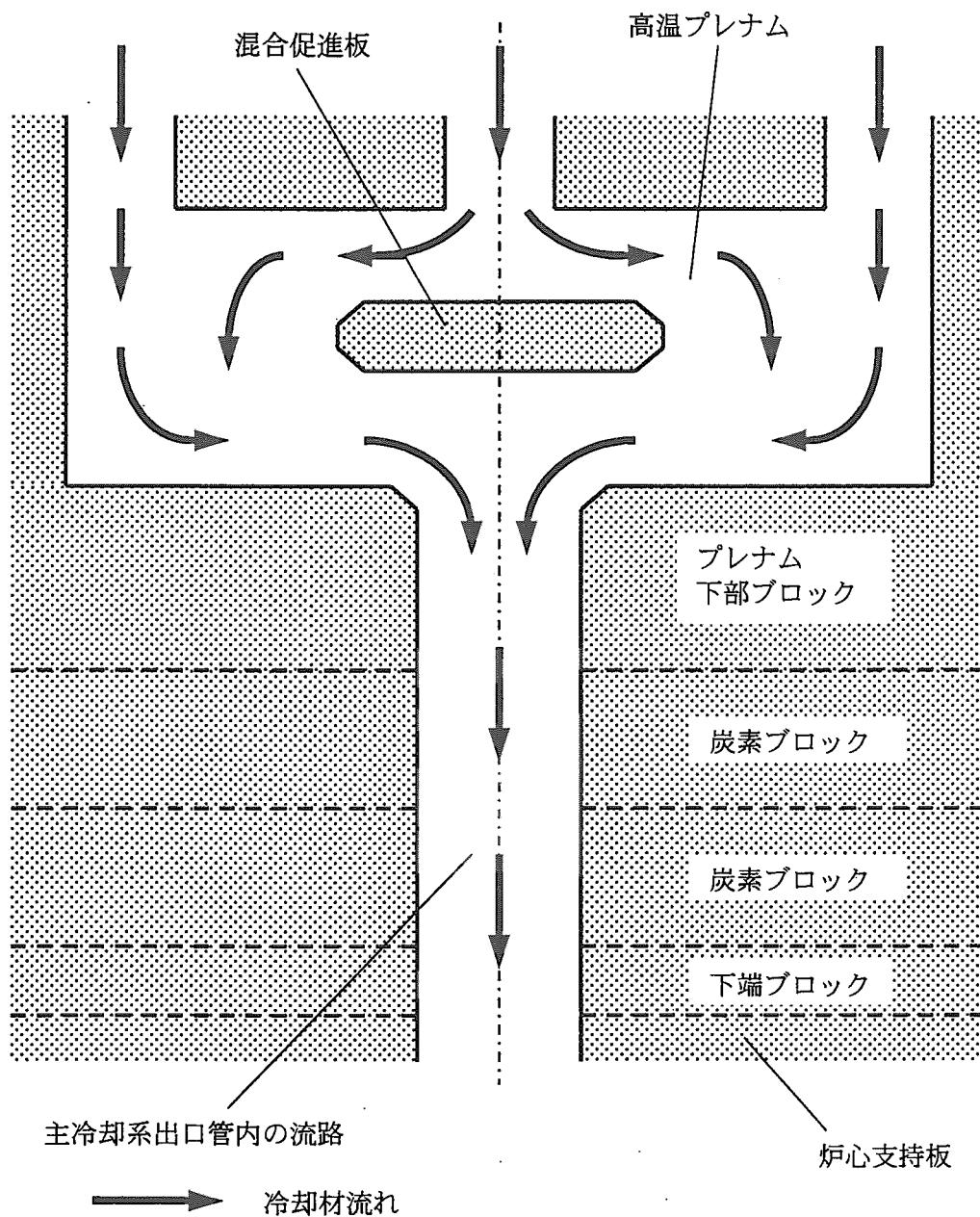
第4.11図 高温試験運転モード、原子炉出力9,15,20MW時の炉心支持板上面温度の解析値と実測値の比較

A	=275
B	=300
C	=325
D	=350
E	=375
F	=400
G	=425
H	=450
I	=475
J	=500
K	=525
L	=550
M	=575
N	=600
O	=625
P	=650
Q	=675

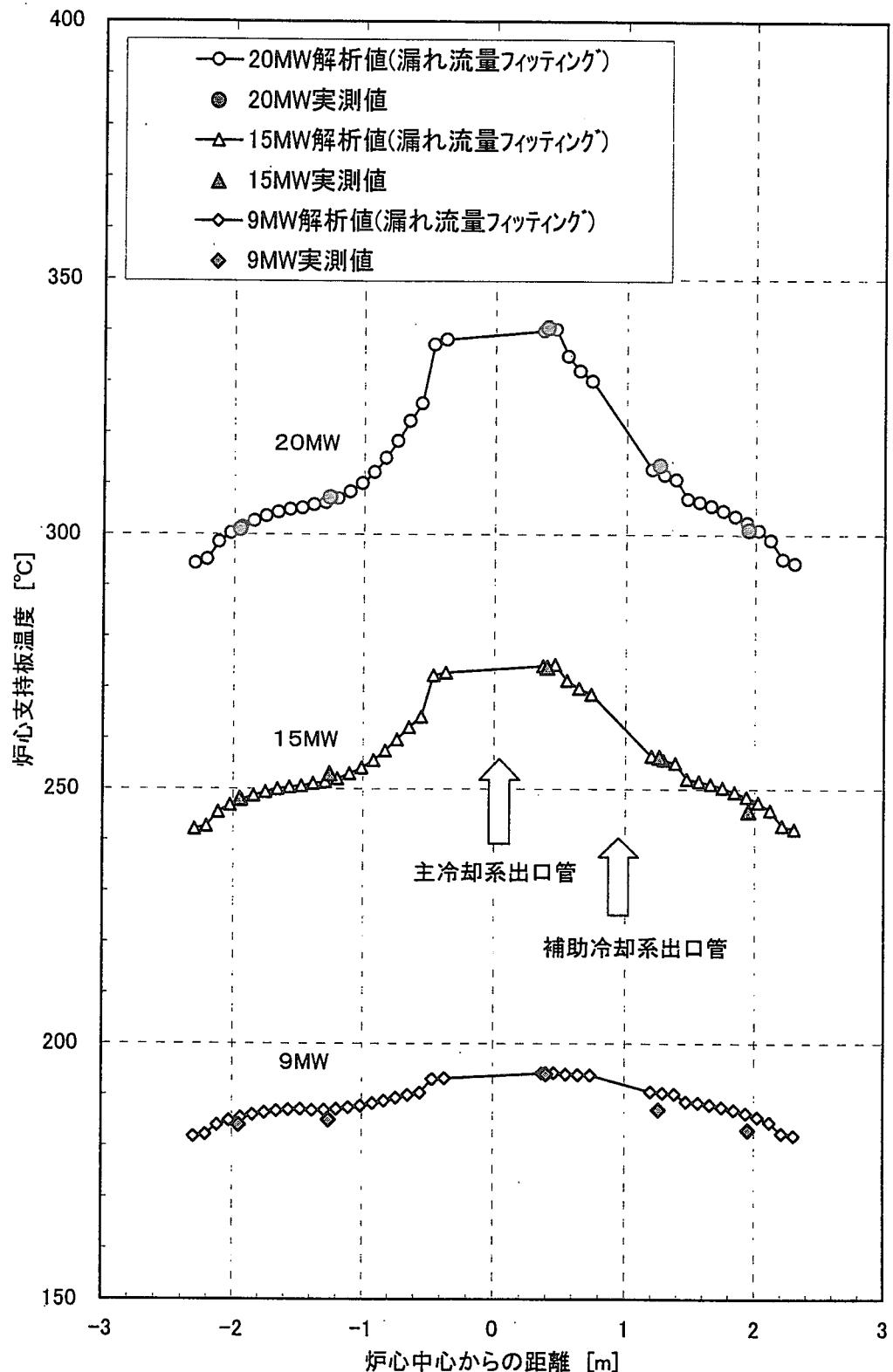
(単位: °C)



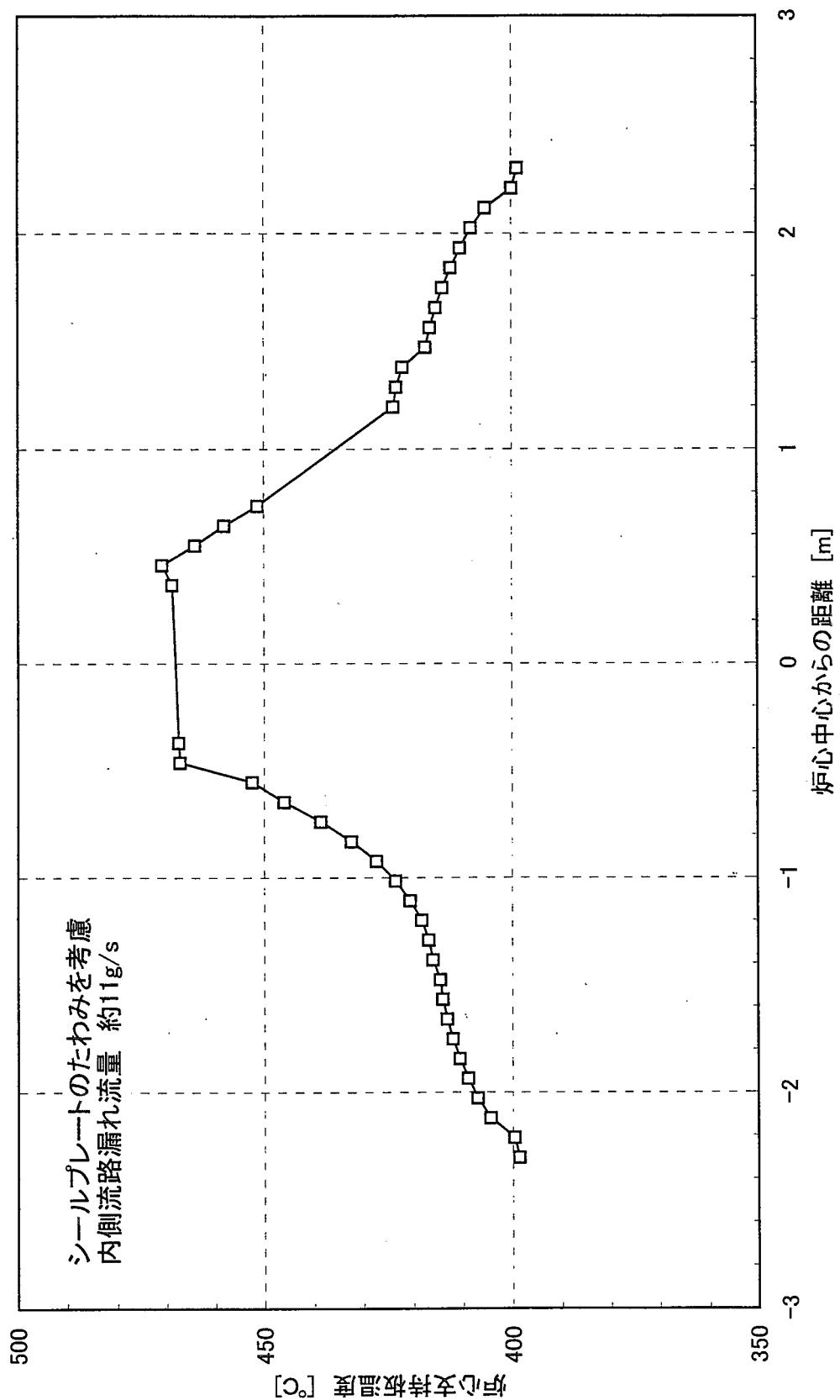
第4.12図 高温試験運転モード、原子炉出力20MWでの炉床部温度分布の解析結果と実測値の比較
(漏れ流れあり)



第 4.13 図 高温プレナム部流動解析モデル



第4.14図 定格運転モード、原子炉出力9,15,20MW時の炉心支持板上面温度の解析値
(漏れ流れ流量フィッティング)と実測値の比較



第4.15図 定格運転モード、原子炉出力300MW時の炉心支持板温度解析結果

5. 最高使用温度及び設計温度の設定

5. 1 設計での設定の考え方

設計の最高使用温度及び設計温度の考えは以下のとおりである。

(1) 最高使用温度 (470°C)

炉心支持板の最高使用温度は保守的に設定する観点から、設計温度に27°Cの余裕を考慮して設定した。

(2) 設計温度 (443°C)

炉心支持板の温度が高くなる高温試験運転時で「原子炉出力制御系異常」による過渡事象(原子炉出力は定格出力の105%相当)を考慮した30MW運転時の解析値 (427°C)、材料の熱伝導率誤差による温度上昇分 (6°C) 及び設計余裕 (10°C) を考慮して設定した。

5. 2 最高使用温度及び設計温度の変更

炉心支持板の温度が高くなる定格運転時での原子炉出力30MWの場合について温度解析を行った。

- ・ 内側に流れる流量を第4.8図に示すシールプレートのたわみを考慮した解析結果から評価した場合の炉心支持板最高温度は約471°Cとなる。
- ・ 万一、内側に全漏れ流量が流れたと仮定しても炉心支持板最高温度は約474°Cとなる。

このことから、実測値を外挿して求められる温度 (474°C) は、解析で評価される炉心支持板温度より高く、また仮に内側に全漏れ流量が集中したと仮定してもこの温度を超えないことから、設計温度の変更は、実測値を基に行うこととした。

炉心支持板のうち、内側支持板 (SUS316製の内側中心支持板及び内側周辺内管貫通支持板と、2 1/4Cr-1Mo鋼製の周辺支持板) について最高使用温度及び設計温度の以下のように変更した。

(1) SUS316製炉心支持板 (内側中心支持板及び内側周辺内管貫通支持板)

1) 最高使用温度

最高使用温度は、530°Cとする

2) 設計温度

設計温度は、最高使用温度から余裕として考慮している30°C (27°Cを丸めた値) を差し引いて500°Cとする。

- ・ 内側中心支持板の温度測定点である炉心支持板上面温度1の、「原子炉出力制御系異常」となる過出力時 (105%) の温度は、実測値の外挿により約474°Cとなる。炉心支持板上面温度1は炉心支持板の最高温度を示すものではないが、炉心支持板温度の測定結果によれば、支持板の周辺部から中心方向に向って温度は単調に上昇しており、測定結果から炉心支持板上面温度1の計測点より中心側の温度を評価して

も、高々数°C程度の温度上昇にすぎない。下記に示すように、十分な余裕（26°C）を考慮しているので、実測値に基づいて設計温度を定める手法は妥当であると判断できる。

- ・ 設計余裕（実測値による外挿値と設計温度との差）は約26°Cとなる。

(2) 2 1/4Cr-1Mo鋼製炉心支持板（内側周辺支持板）

1) 最高使用温度

最高使用温度は、505°Cとする

2) 設計温度

設計温度は、最高使用温度から余裕として考慮している30°C（27°Cを丸めた値）を差し引いて475°Cとする。

- ・ 内側周辺支持板の最高温度は、炉心支持板上面温度1から温度7を、主冷却系出口管の中心からの距離で整理して内挿により評価すると約468°Cとなる。本評価値については、温度が最も高くなる炉心支持板温度1の結果に基づいて求めているので、出口管の貫通していない内側周辺支持板に対しては、安全側の評価になると判断できる。
- ・ 設計余裕（実測値による内挿値と設計温度との差）は約7°Cとなる。

上記の考えに基づいて変更した設計温度、最高使用温度を第5.1表にまとめて示す。

第5.1表 設計温度及び最高使用温度の再設定

項 目	従来の設定	今回の設定	
		内側中心支持板及び 内側周辺内管貫通支 持板	内側周辺支持板
最高使用温度	470°C	530°C ^{*2}	505°C
余裕 ^{*1}	(27°C)	(27°C) ^{*4}	(30°C) ^{*4}
設計温度	443°C	500°C	475°C
VCS除熱量や材料物性値 の不確かさ	(6°C)	—	—
余裕	(10°C)	(26°C)	(7°C)
炉心支持板の最高温度（評価 値）	427°C	474°C ^{*3}	468°C ^{*5}

*1：炉内鋼構造物の温度が高めとなるよう考慮した。

*2：設計温度と余裕から求められる527°Cをまるめて530°Cとした。

*3：炉心支持板の温度が高くなる、定格運転時の実測値から「原子炉出力制御系異常」による過出力（定格出力30MWの105%相当）での値を外挿した温度

*4：従来の設定での余裕(27°C)をまるめた30°Cを用いている。

*5：炉心支持板の温度が高くなる、定格運転時の実測値から外挿した「原子炉出力制御系異常」による過出力（定格出力30MWの105%相当）での値を、炉心支持板の位置で内挿した温度

6. 応力評価

6. 1 評価方法

応力の評価は、内側中心支持板及び内側周辺支持板について、高温構造設計指針^{5,6)}（以下「設計指針」という。）に基づいて、以下の項目について評価を行った（第6.1図）。

（1）1次応力の制限

この制限は、外力、モーメント等による構造物としての過大な変形防止の観点から設けられているもので、設計指針3.2に従って、設計条件、運転状態、試験状態について評価する。

（2）ひずみの制限

この制限は、1次応力と2次応力の組み合わせのもとで過大な変形防止の観点から設けられているもので、設計指針3.4に従って、運転状態、試験状態について評価する。

（3）クリープ疲れ損傷の制限

この制限は高温での時間因子を含む材料の繰り返し応力による疲労破損の観点から設けられているもので、設計指針3.5に従って、運転状態、試験状態について評価する。

6. 2 設計過渡条件

炉心支持板の熱荷重の観点から、熱過渡事象としては冷却材温度が最も急速に低下する事象及び発生応力値が厳しくなる事象を代表事象に設定した。

この代表事象に基づいて、応力計算に使用する温度分布の算出を行った。

（1）運転状態Ⅰ及びⅡ

- ・ 原子炉出力制御系異常（過出力状態）

この事象は、原子炉出力制御系の異常によって原子炉出口冷却材温度が「原子炉出口冷却材温度高」のスクラム寸前の温度で運転が継続することを想定した（原子炉出力としては、定格出力の105%相当）事象である。

- ・ 原子炉スクラム

この事象は、定格出力（原子炉出口冷却材温度950°C）で運転中に原子炉がスクラムすることを想定した事象である。

（2）運転状態Ⅲ

- ・ 原子炉出力制御系異常（過出力状態）

- ・ 原子炉スクラム+補助ヘリウム循環機1基停止失敗

この事象は、原子炉スクラム後に2基の補助ヘリウム循環機が起動され、約40分後に補助ヘリウム循環機1基が自動停止するが、自動停止せずに2基の補助ヘリウム循環機で炉心を過冷却することを想定した事象である。

（3）運転状態Ⅳ

運転状態Ⅰ、Ⅱ及びⅢを超える事象はないので、発生応力の観点から厳しい事象を設定する。検討の結果、現在の設計と同じように原子炉出力制御系異常（過出力状態）を代表事象とした。

6. 3 再評価の結果

既に認可を得ている「高温ガス炉炉心支持鋼構造物の強度計算書作成の基本方針」に従って実施した強度計算の結果については、第6.1表に示すように全ての判定値を満足していることを確認した。

第6.1(1/2)表 内側中心支持板の応力再評価の結果

単位 (kg/mm²)

		一 次 応 力 の 制 限			
		設計条件	I 、 II		III
			<P _m >	<P _m +P _m *>	<P _m +P _m *>
今回の設定		<P _L +P _b >	<P _L +P _b >	<P _L +P _L *+P _b +P _b *>	<P _L +P _L *+P _b +P _b *>
		0.9 (10.8)	0.9 (14.2)	1.3 (12.7)	1.3 (25.4)
		1.1 (16.2)	1.1 (17.5)	1.6 (19.0)	1.6 (38.1)
		0.9 (10.9)	0.9 (14.9)	1.3 (13.1)	1.3 (26.2)
現設計		1.1 (16.4)	1.1 (18.5)	1.6 (19.7)	1.6 (39.4)

単位 (kg/mm²)

評 価 法 の 区 分		ひ ず み の 制 限						クリープ 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		メカニカルラチエット の制限		
		S _n *	S _n	P'+Q'	ε _{EC} +ε _{mEF}	ε _{EC} +ε _{mEF} +ε _{bEF}	S _n *	領域	
今回	B	1.3 (31.8)	21.6 (30.6)	21.6 (16.4)	1.45×10 ⁻³ (0.01)	5.11×10 ⁻³ (0.02)	1.3 (79.5)	E	0.71 (0.74)
現	B	1.3 (32.8)	0.8 (33.5)	1.3 (12.8)	- (-)	- (-)	1.3 (82.1)	E	0.10 (0.86)

注記(1) () 外の値は計算値を示し、() 内の値は許容値又は判定値を示す。

(2) 評価法の区分記号 (B: 長期一次応力の低い場合)

記号の説明

- <P_m> : 一次一般膜応力強さ
- <P_L+P_b> : 一次局部応力と一次曲げ応力強さ
- <P_m+P_m*> : 長期及び短期荷重による一次膜応力強さ
- <P_L+P_L*+P_b+P_b*> : 長期及び短期荷重による一次局部応力と曲げ応力強さ
- S_n : 長期及び短期荷重による一次+二次応力強さ
- S_n* : 短期荷重による一次+二次応力強さ
- S_a : ひずみの制限値
- P'+Q' : S_a制限に用いられる一次及び二次応力強さ
- ε_{EC}+ε_{mEF} : 膜ひずみ
- ε_{EC}+ε_{mEF}+ε_{bEF} : 等価線形ひずみ
- D_f+D_c : 累積クリープ損傷係数と累積クリープ損傷係数の和

第6.1(2/2)表 内側周辺支持板の応力再評価の結果

単位 (kg/mm²)

	一次応力の制限			
	設計条件	I、II	III	IV
	<P _m > <P _L +P _b >	<P _m > <P _L +P _b >	<P _m +P _m *> <P _L +P _L * +P _b +P _b *>	<P _m +P _m *> <P _L +P _L * +P _b +P _b *>
今回の設定	0.3 (8.2) 0.5 (12.3)	0.3 (7.3) 0.5 (9.0)	0.4 (15.9) 0.6 (23.9)	0.4 (26.5) 0.6 (39.8)

単位 (kg/mm²)

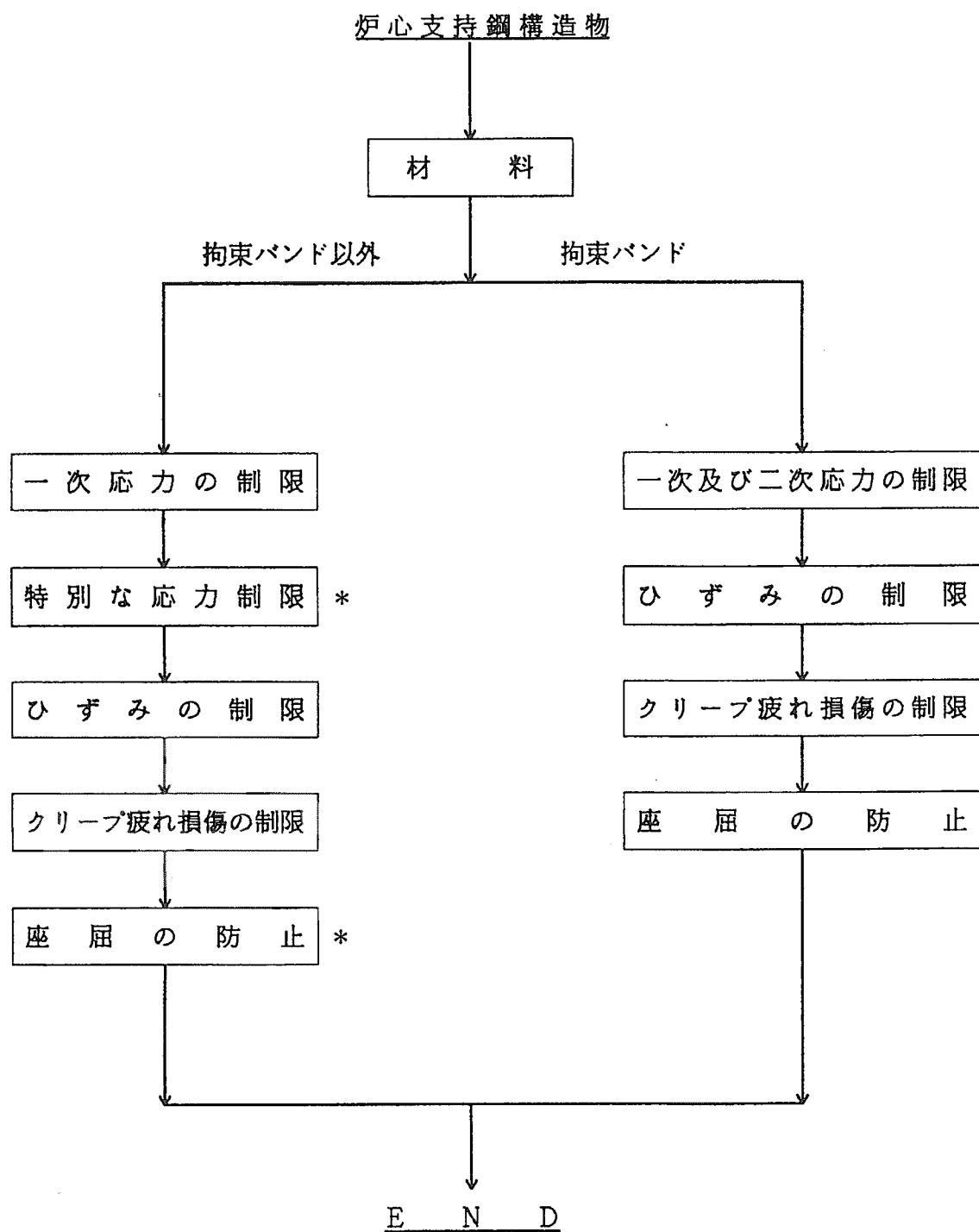
評 価 法 の 区 分	ひずみの制限							クリープ疲 れ損傷の制限	
	一次+二次応力 の制限		S _a の 制限	累積非弾性ひずみの 制限		メカニカルラッシュ の制限			
	S _n *	S _n	P'+Q'	ε _{EC} +ε _{mEF}	ε _{EC} +ε _{mEF} +ε _{bEF}	S _n *	領域		
今回	B	0.3 (39.9)	0.7 (30.1)	0.6 (27.3)	- (-)	- (-)	0.3 (99.7)	E	0.11 (0.86)

注記(1) () 外の値は計算値を示し、() 内の値は許容値又は判定値を示す。

(2) 評価法の区分記号 (B:長期一次応力の低い場合)

記号の説明

- <P_m> : 一次一般膜応力強さ
 <P_L+P_b> : 一次局部応力と一次曲げ応力強さ
 <P_m+P_m*> : 長期及び短期荷重による一次膜応力強さ
 <P_L+P_L*+P_b+P_b*> : 長期及び短期荷重による一次局部応力と曲げ応力
 S_n : 長期及び短期荷重による一次+二次応力強さ
 S_n* : 短期荷重による一次+二次応力強さ
 S_a : ひずみの制限値
 P'+Q' : S_a制限に用いられる一次及び二次応力強さ
 ε_{EC}+ε_{mEF} : 膜ひずみ
 ε_{EC}+ε_{mEF}+ε_{bEF} : 等価線形ひずみ
 D_f+D_c : 累積疲れ損傷係数と累積クリープ損傷係数の和



* : 内側中心支持板については、特別な応力及び座屈に寄与する荷重はないので、特別な応力制限及び座屈防止については評価の必要はない。

第6.1図 炉心支持鋼構造物強度設計フローチャート
(クリープ温度域)

7. まとめ

炉心支持板の温度及び強度評価の検討結果は、以下のようにまとめられる。

- (1) 出力上昇試験の結果、炉心支持板の温度が設計で予測した値より高くなるおそれのあることが判り、解析結果と比較したところ、炉床部全体の温度分布は、設計の予測と合致するが、炉心支持板温度のうち中央部のみ温度が高くなつた。このことから炉床部の全体の設計には問題が無かつたと判断される。
- (2) 炉心支持板の中央部の温度が高くなる原因是、炉床部上面と主冷却系出口管との間の圧力差によって生じる僅かな漏れ流れによるものであると考えられる。また、定格運転時に内側の炉心支持板温度が高くなつた原因是、炉心差圧によって炉心支持板とシールプレート間の隙間が変化するため、漏れ流れのうち内側流路を流れる流量が大きくなつたことによると推定している。
- (3) 定格運転時の実測値を外挿して得られる「原子炉出力制御系異常」となる過出力105%相当での温度は約474°Cと予測される。一方、内側中心支持板の最高温度は、フィッティングした漏れ流量の値で評価した場合には471°Cとなり、万一、内側に全漏れ流量が流れたと仮定しても474°Cである。
このことから、実測値を基に外挿等により炉心支持板温度を予測したことは安全側の評価となっており、内側中心支持板及び内側周辺内管貫通支持板については最高使用温度を530°Cに、設計温度を500°Cに設定した。同様に、内側周辺支持板については505°C及び475°Cに再設定した。
- (4) 再設定した設計温度、最高使用温度を基に設計指針に従って炉心支持板の強度計算を実施し、全ての判断基準を満足することを確認した。

謝辞

本件については、原子炉運転委員会の基、原子炉運転委員会HTTR専門部会（部会長 石島清見原子炉安全工学部次長）を設置して審査され、その際指摘された技術的内容も本報告書に含まれている。同委員会で審議いただいたHTTR専門部会部会長及び各委員に感謝いたします。また、本報告書を取りまとめるに当たり貴重な助言をいただいた高温工学試験研究炉開発部馬場部長及び大久保次長に、データ取得に際して協力いただいたHTTR試験室各位に感謝いたします。また、本報告書を作成するに当たり、ANSYS及びFLOWNETによる解析で多大な協力をいただきました富士電機株式会社辻延昌氏、中野正明氏及び定廣大輔氏に感謝いたします。

参考文献

- 1) S. Saito, et al., "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)", JAERI 1332(1994).
- 2) 山下、他、"高温工学試験研究炉(HTTR)の臨界試験、(I) 試験計画、燃料装荷及び核特性試験"、日本原子力学会誌、 Vol.42, No1, pp. 30～42(2000).
- 3) 宮本、他、"大型構造機器実証試験ループ(HENDEL)の試験部による高温ガス炉用燃料体・炉内構造物の実証試験"、JAERI 1333(1995).
- 4) 丸山、他、"炉内流動解析コードFLOWNETの検証"、JAERI-M 88-138(1988).
- 5) 大洗研究所高温力学試験研究炉設計室、他、"高温工学試験研究炉高温構造設計方針"、JAERI-M 89-005(1989).
- 6) 羽田、他、"高温力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針の検討"、JAERI-M 90-148(1990).

付録 1 設計で用いた温度解析モデルについて

設計で用いた温度解析モデルは、炉心全体を図1に示すように 60° セクターの3次元でモデル化していた。本モデルでは補助系出口管が省略されており、さらに炉心支持板とシールプレート間のギャップ、炉床部の炭素ブロック等の六角ブロック間ギャップがモデル化されていなかった。設工認時の炉内温度解析モデルと、現在の炉床部解析モデルの比較を表1に示す。

表1 温度解析モデルの比較

項目	設工認時炉心モデル (図1)	現在の炉床部モデル (図2)
体系	60° セクター3次元	180° セクター3次元
出口管	主系出口管のみモデル化	主系出口管、補助系出口管をモデル化
出口管部のモデル化	ライナ、断熱材、黒鉛ブロックとの隙間は1領域に単純化	ライナ、断熱材、黒鉛ブロックを個別にモデル化
炉心支持板とシールプレート	一体としてモデル化	炉心支持板とシールプレート管の隙間1mmでモデル化
六角ブロック(炭素ブロック、下端ブロック、炉心支持板)間ギャップ	六角ブロック間のギャップはモデル化していない	六角ブロック間のギャップを考慮(熱抵抗有り)

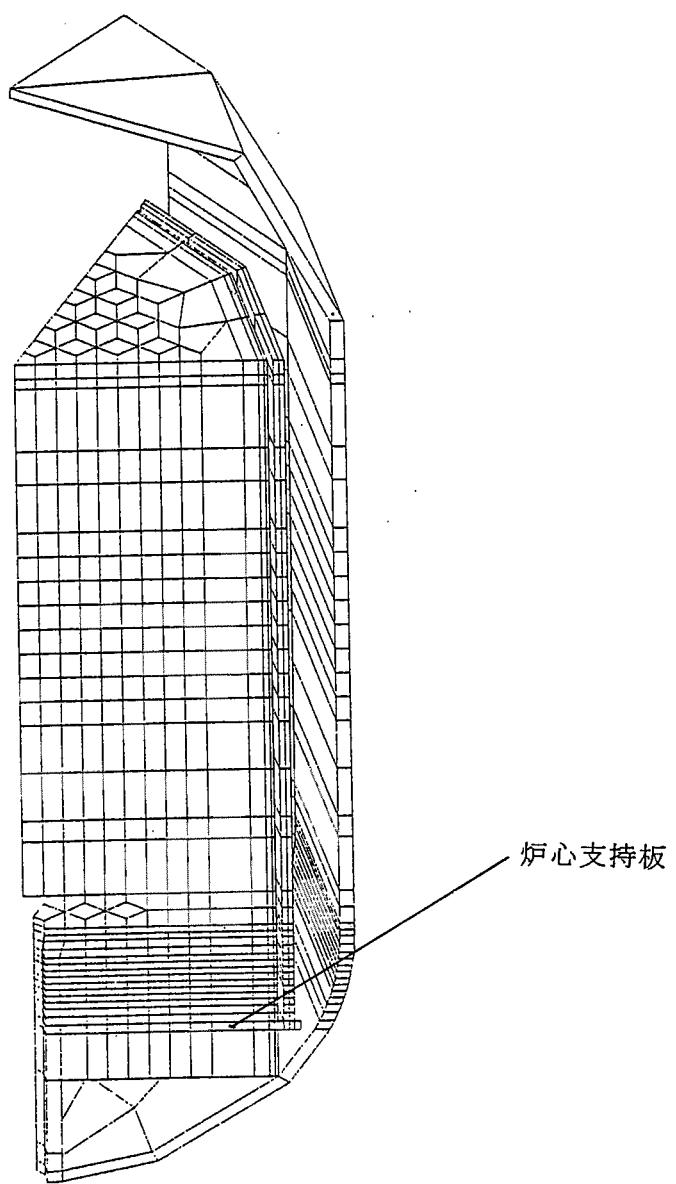


図 1 設工認時の炉内温度解析モデル

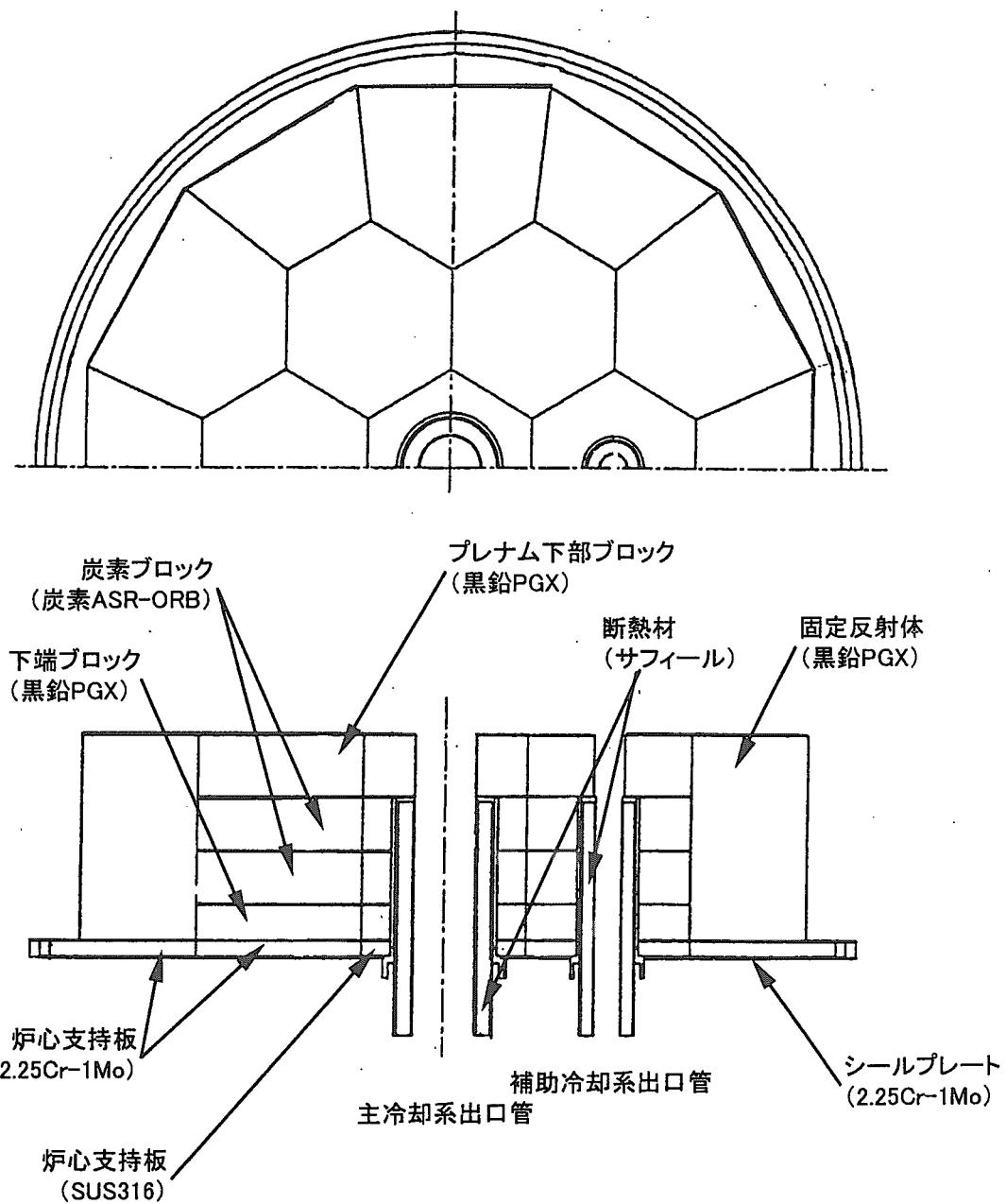


図2 炉床部3次元解析モデル図

付録 2 ANSYS による温度解析モデルについて

ANSYS による炉床部温度解析モデルを図 1 に示す。また、メッシュ分割図を図 2～図 3 に示す。全要素数は 32,000 メッシュである。

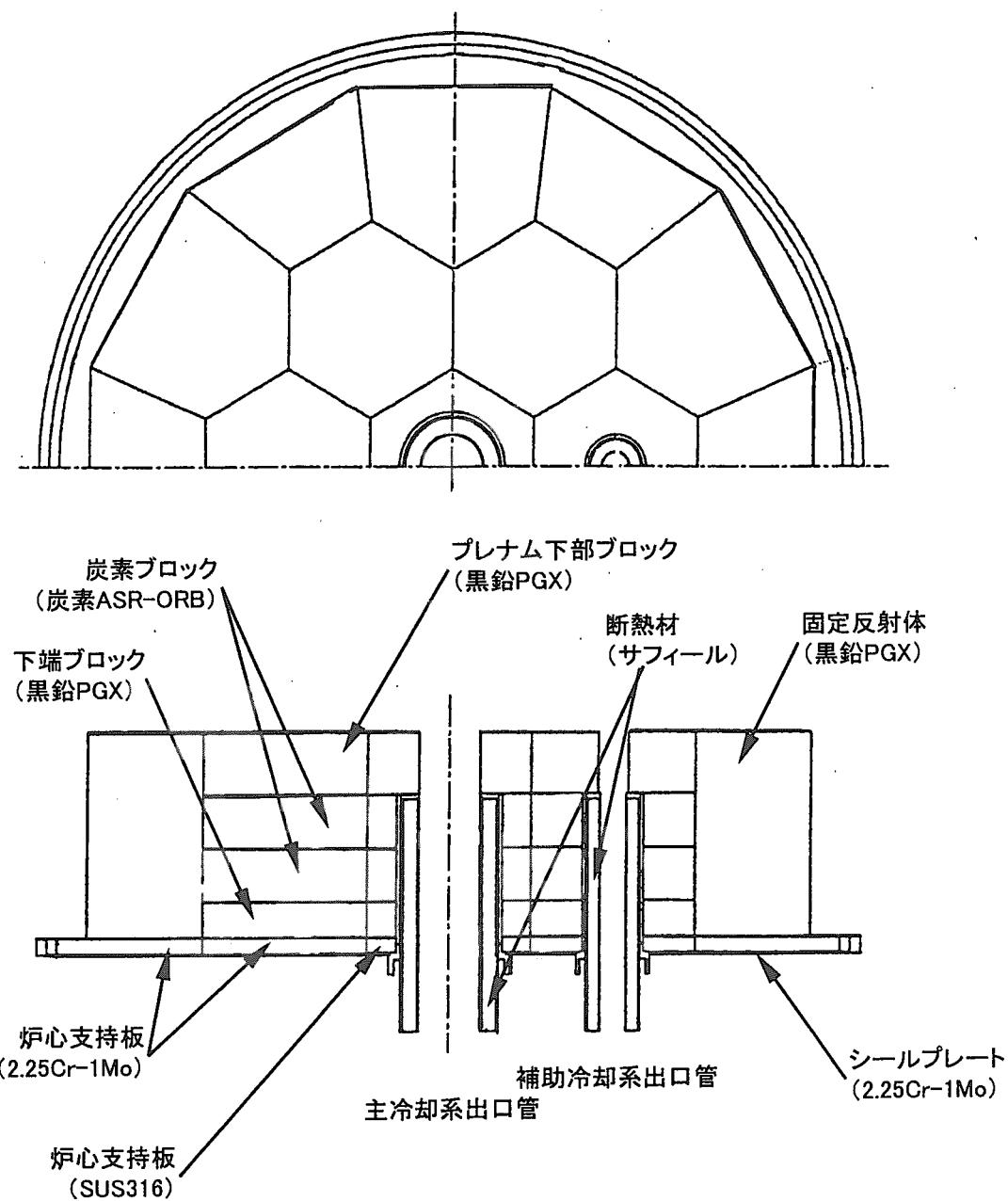


図1 炉床部3次元解析モデル図

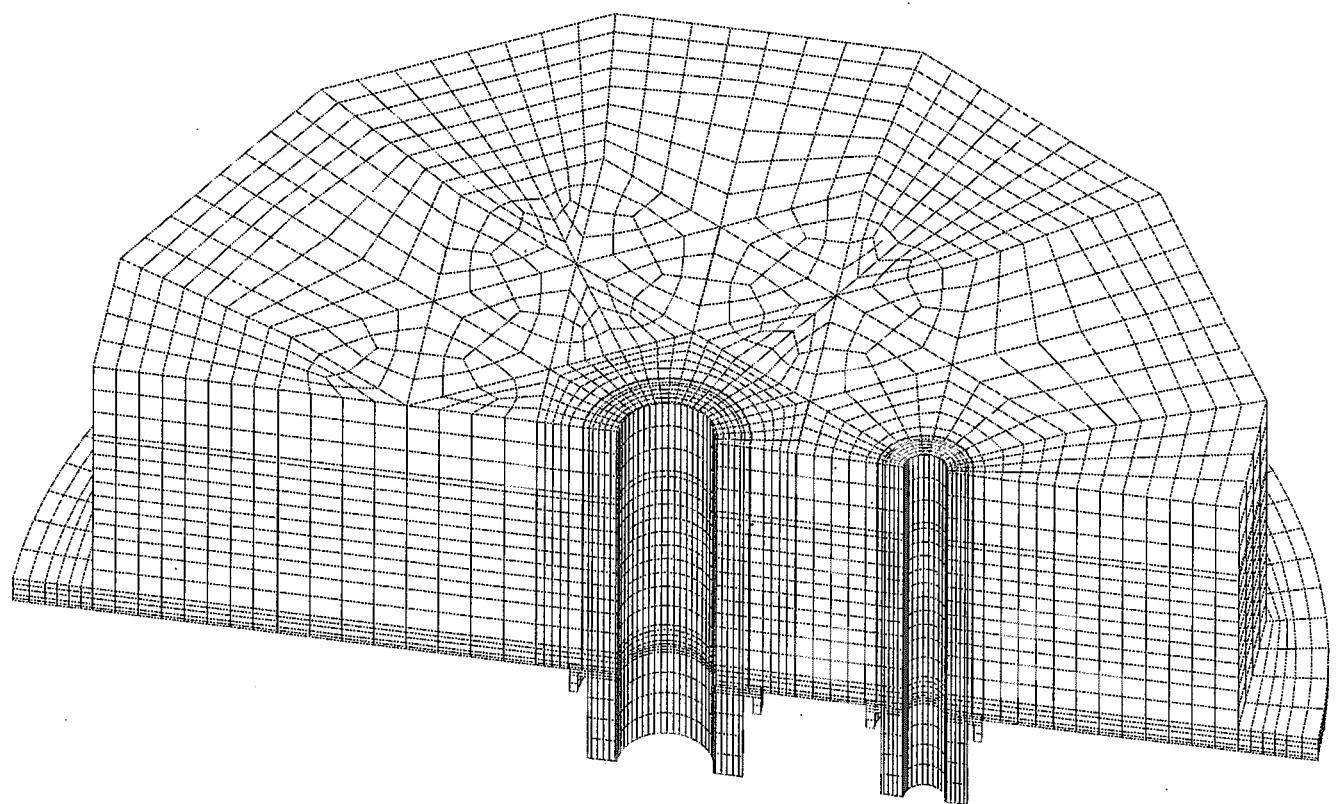


図2 HTTR炉床部3次元温度解析モデル メッシュ分割図

要素数 約 32,000

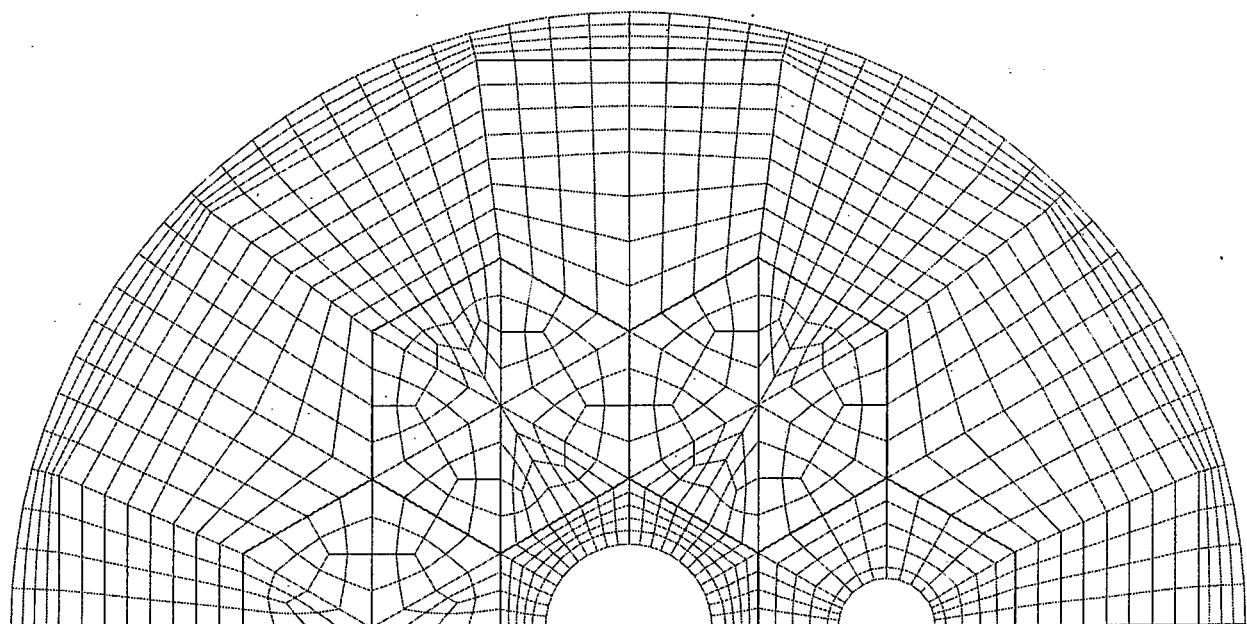


図3 炉心支持板 メッシュ分割図

付録 3 シールプレートのたわみ解析モデルについて

シールプレートのたわみ解析では、厚さ 10mm のシールプレートを 3 次元でモデル化した。解析モデルは図 1 に示すように、主冷却系出口管と補助冷却系出口管の貫通孔を模擬している。要素数は約 27,500 である。なお、解析においては図 2 に示すようにシールプレートの中心である主冷却系出口管の貫通孔部を水平方向 (X,Y 方向) に拘束させている。また、高さ方向 (Z 方向) については、主冷却系および補助冷却系出口管の貫通部と、支持板支持柱の位置で拘束させた。解析には ANSYS コードを用いた。

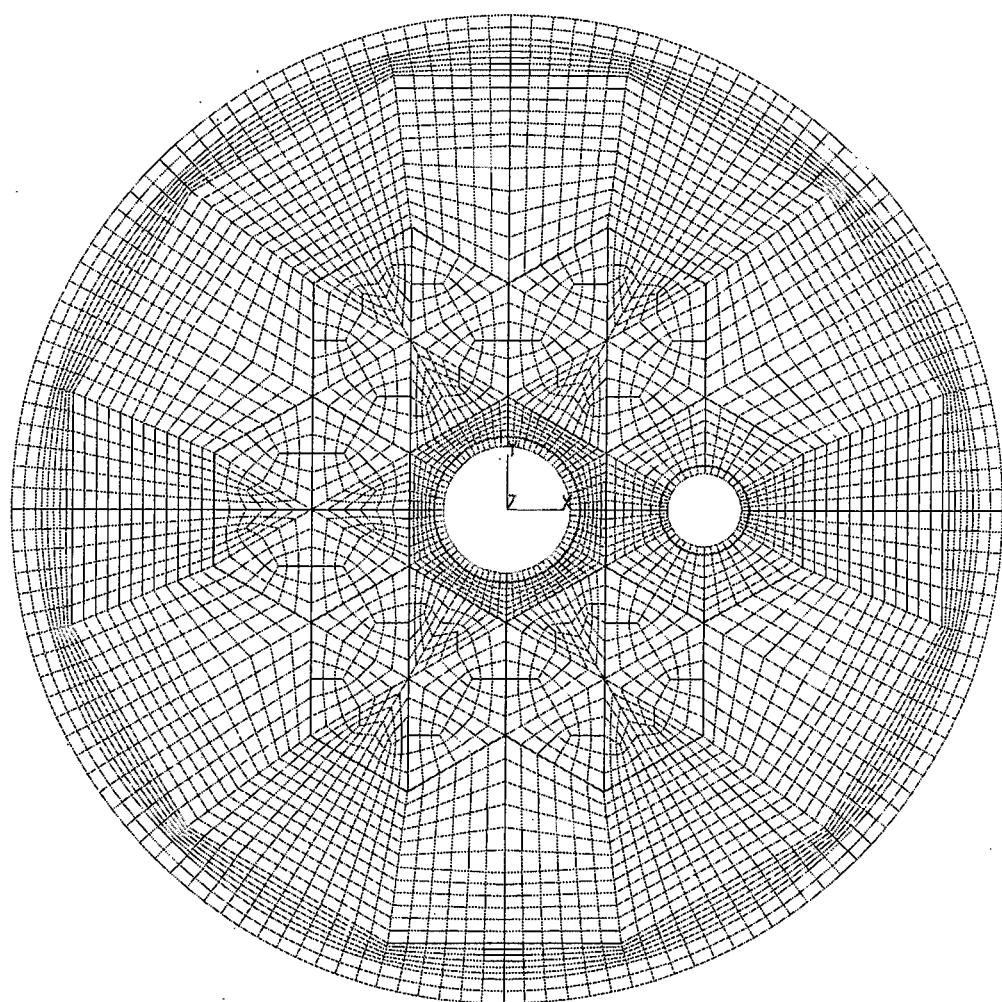


図1 シールプレートたわみ解析 メッシュ図

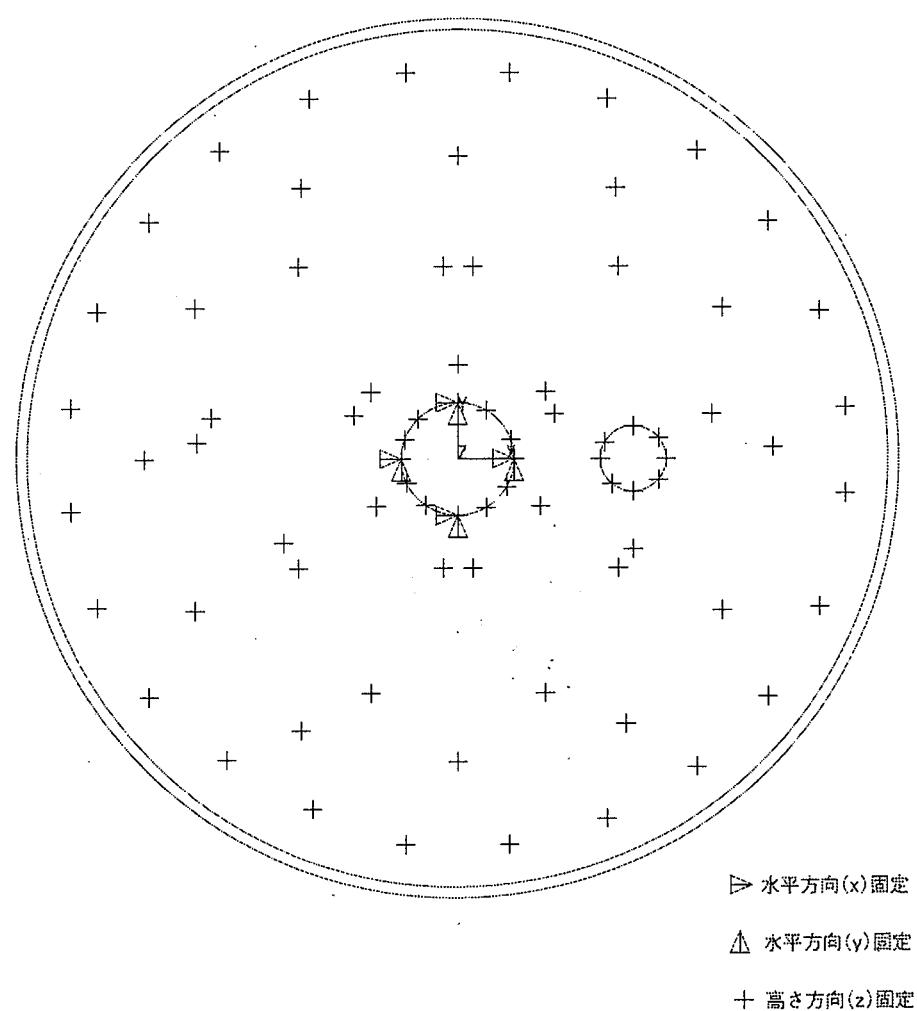


図2 シールプレートたわみ解析 拘束位置

付録4 シールプレートのたわみ量解析と漏れ流れ解析への反映方法について

(1)たわみ量の評価

厚さ 10mmのシールプレートは炉心差圧により、上方へ押し付けられることにより、シールプレートと炉心支持板のギャップ（1.1mm）が狭くなることが考えられる。このため、シールプレート下面に炉心差圧に相当する荷重をかけ、たわみ量を評価した。

・評価条件

使用コード：有限要素法による構造解析コード ANSYS を用いた弾性解析

解析モデル：シールプレートを3次元モデル化

（詳細は「付録3 シールプレートのたわみ解析モデルについて」に示す。）

拘束条件：主系出口管貫通部を水平方向（x,y）に拘束

主系出口管、補助系出口管、支持柱貫通部を軸方向（z）に拘束

荷重条件：シールプレート下面に炉心差圧を面荷重として上向きに負荷

・評価結果

各出力時の炉心差圧（測定値）とシールプレートに加わる圧力、及び平均たわみ変形量と平均ギャップの解析結果を表1に示す。ここで、平均たわみ変形量は内側周辺支持板領域を対象とした。炉心差圧は図1に示すように原子炉出力の上昇に従って増大することから、平均ギャップは原子炉出力が大きくなるほど狭くなっている。解析結果の一例として、20MW 定格運転におけるシールプレートのたわみ量分布を図2に示す。

表1 たわみ量と平均ギャップの評価結果

	炉心差圧 (Pa)	シールプレート圧力* (Pa)	平均たわみ変形量 (mm)	平均ギャップ (mm)
9MW 定格	7320	6520	0.56	0.54
15MW 定格	8240	7440	0.64	0.46
20MW 定格	9240	8440	0.72	0.38
9MW 高温	4410	3610	0.31	0.79
15MW 高温	5170	4370	0.37	0.73
20MW 高温	5770	4970	0.42	0.68

* 炉心差圧からシールプレート自重分(800Pa)を引いた。

(2)漏れ流れ解析への反映方法について

FLOWNET を用いた炉床部の漏れ流れ解析モデルにおいて、炉心支持板とシールプレートの間の隙間（ノミナル 1.1mm）を模擬した流路データに、表1に示す平均ギャップを使用した。

出力が上昇するにつれて平均ギャップは小さくなることから、高温プレナムからシールプレート上面へ流れる漏れ流れは、図3に示すように出力が上昇するにつれて、内側流量の割合が増加する傾向を示している。

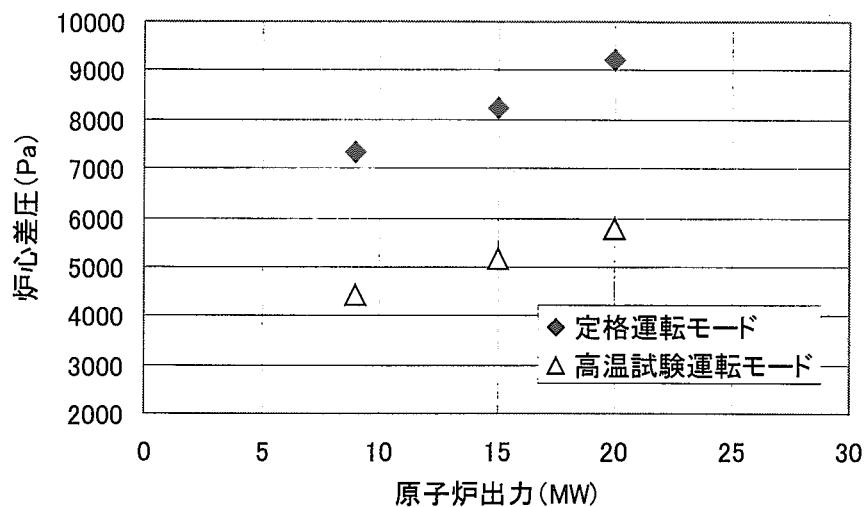


図1 原子炉出力と炉心差圧の関係（測定値）

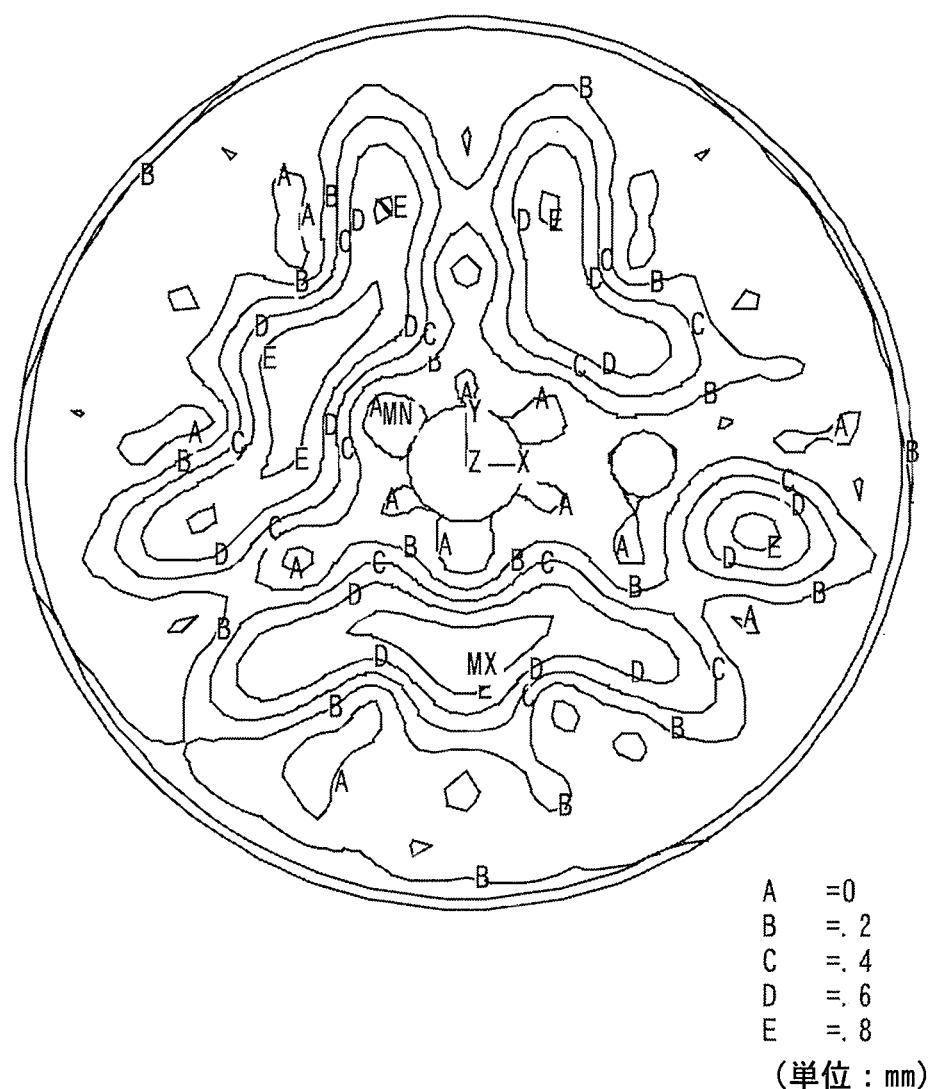


図2 シールプレートのたわみ量解析結果（定格・20MW）

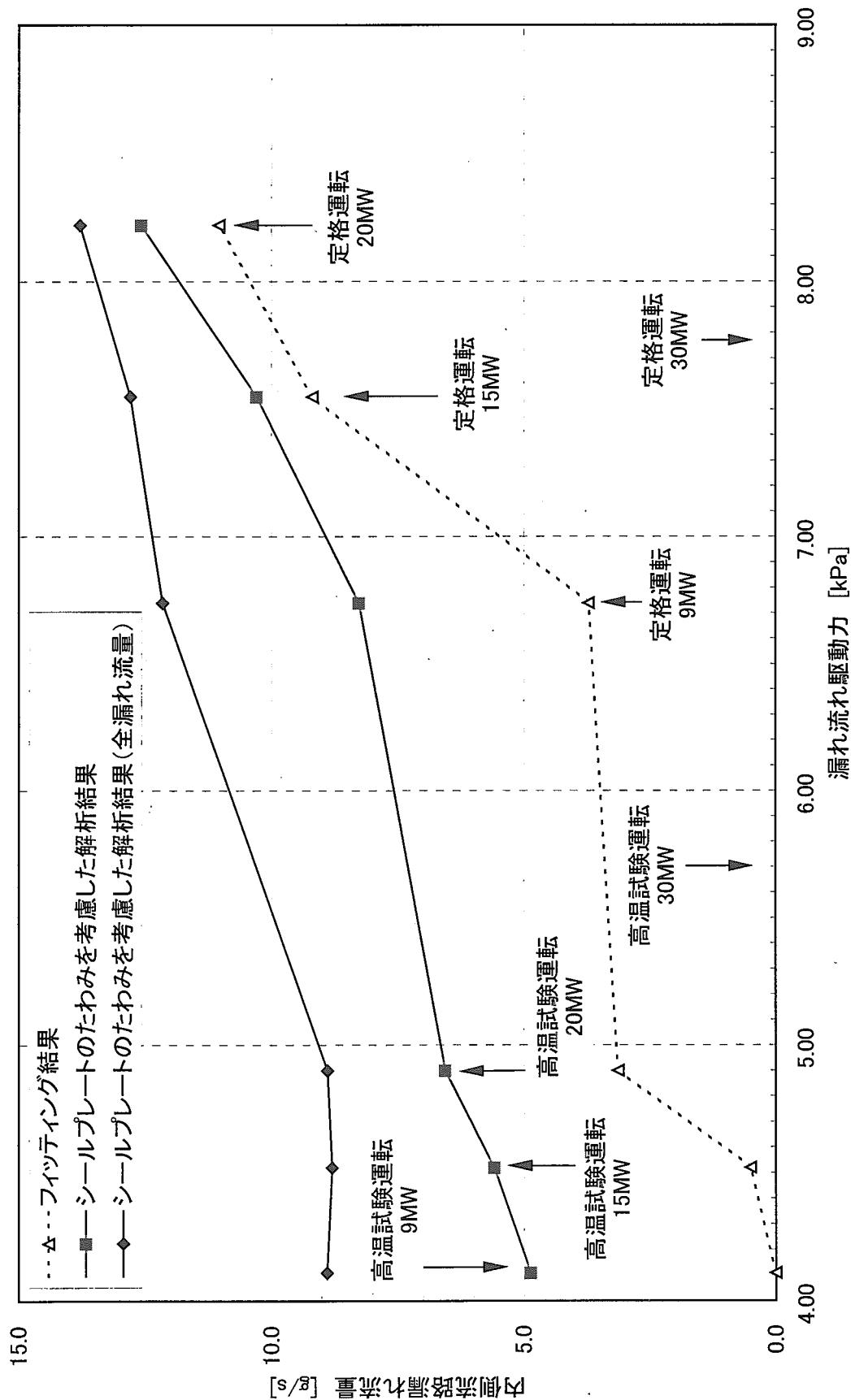


図3 シールプレートのたわみを考慮した漏れした流れの解析結果とフィッティング結果の比較

付録 5 高温プレナム部の流動解析モデルについて

炉床部の漏れ流れの駆動力となる圧力差を評価するため、高温プレナムから主冷却系出口管までのヘリウム流路を3次元でモデル化し、ヘリウムの流動解析を実施した。

解析には汎用熱流動解析コード STAR-LT を用いた。解析モデルを図1（上から見た状態）、および図2（下からみた状態）に示す。本図からは確認できないが、高温プレナム部には各流路から流れ込んだ冷却材を混合するための混合促進板がモデル化されている。本モデルのメッシュ数は約174,000である。

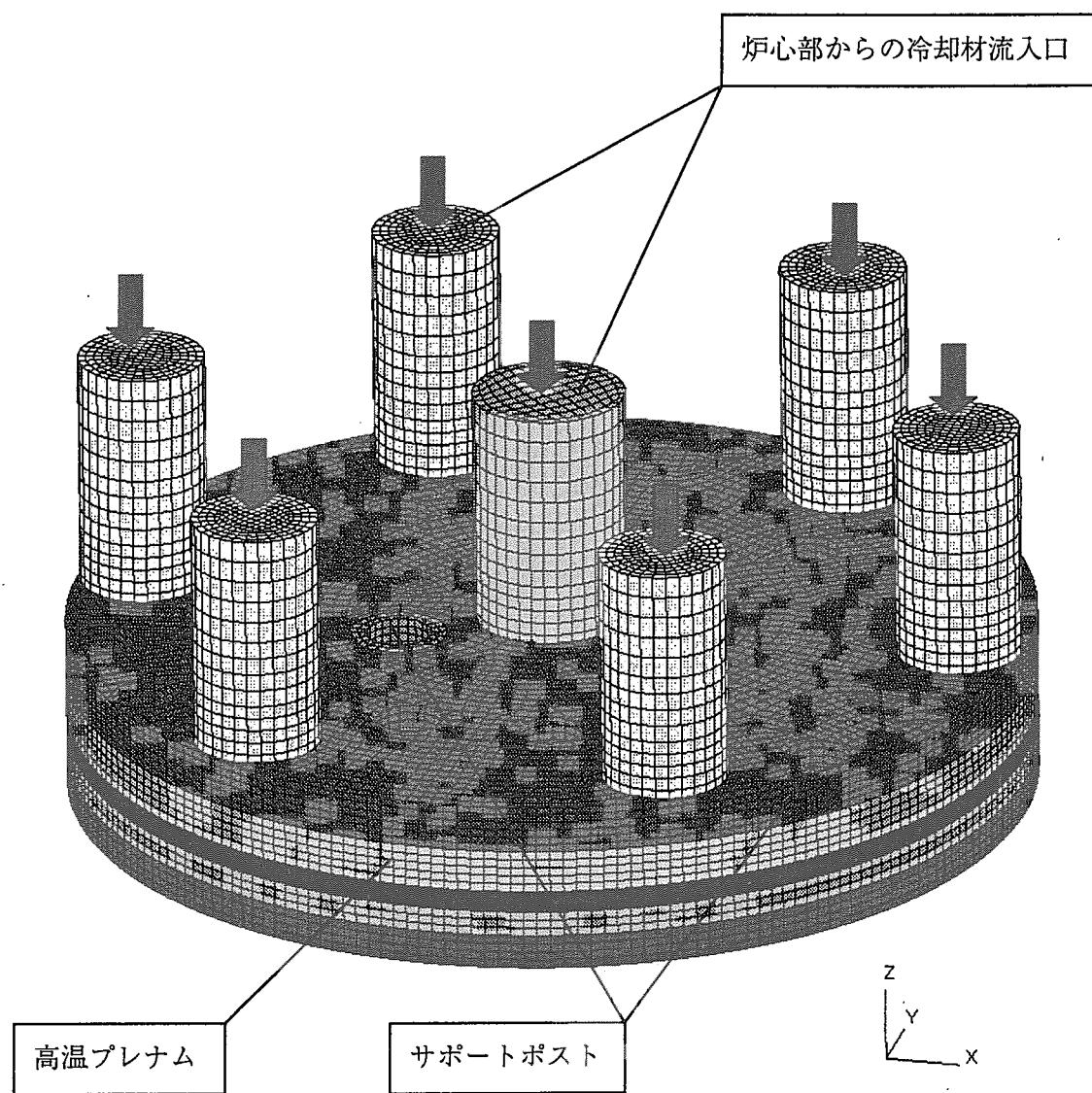
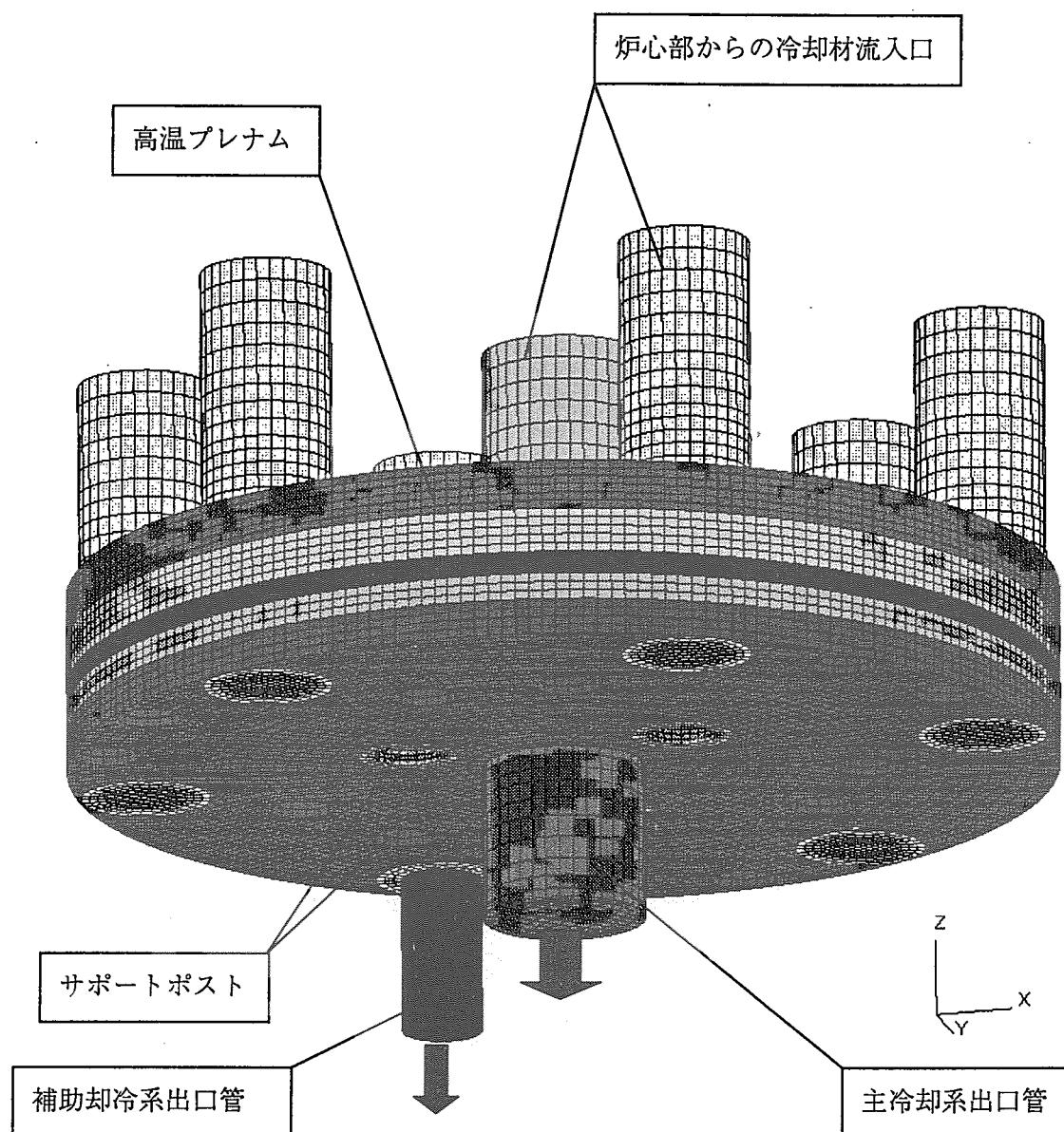


図1 高温プレナム部流動解析モデル メッシュ図（上からみた状態）



本図では出口管の長さを実物より短く示しているが、実際のモデルは実物相当の長さとしている。

付録6 漏れ流れを引き起こす駆動力について

炉床部の漏れ流れを発生させる駆動力は、高温プレナム部の3次元流れ解析（STAR-LTコードを使用）の結果から、図1に示す点A-B間（漏れ流れ流路の入口／出口間）の圧力差 ΔP を用いた。各出力における駆動力の評価値を表1に示す。

表1 炉床部の漏れ流れを発生させる駆動力の評価値

運転モード	原子炉出力 (MW)	漏れ流れ駆動力： ΔP (kPa)
定 格	9	6.76
	15	7.55
	20	8.22
高 温	9	4.11
	15	4.52
	20	4.90

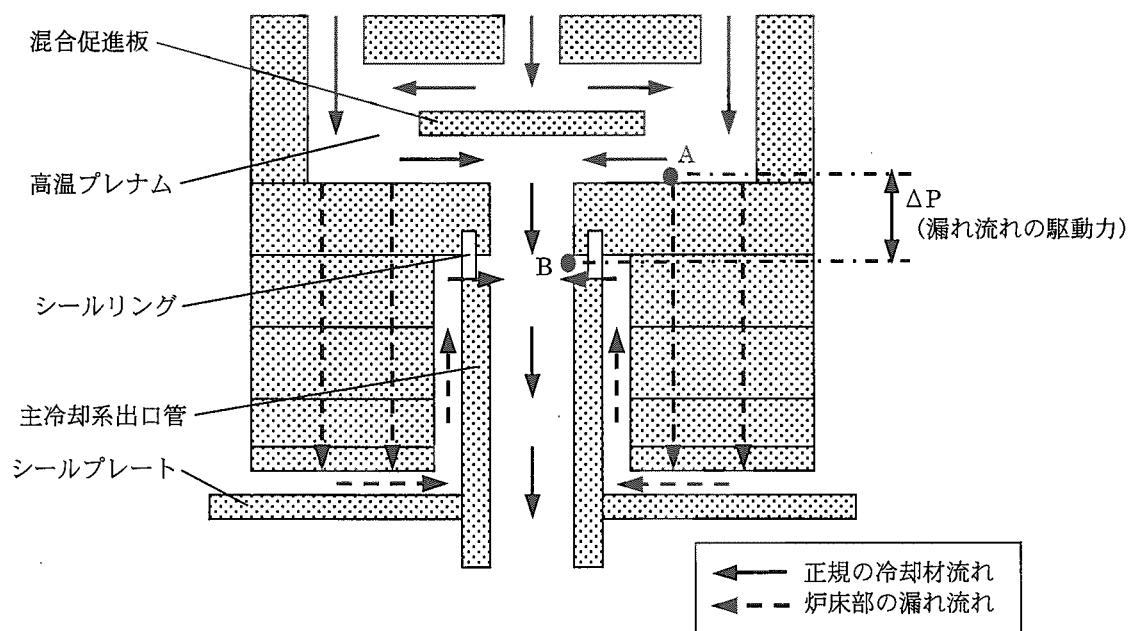


図1 漏れ流れの駆動力を求める評価点

付録 7 シールプレート下面でのヘリウム流れ解析モデルについて

シールプレート下面でのヘリウム流れ解析は STAR-LT コードを用いて行った。解析では、炉心支持格子から炉心支持板までを 3 次元でモデル化している。解析モデルを図 1 (上からみた図)、図 2 (下から見た図) に示す。メッシュ数は約 189,000 である。

本計算モデルでは、実際の冷却材の流れを模擬するため、図 3 の炉心支持格子の概略図に示すようにヘリウムの流入孔を複数個設けた。各流入孔からのヘリウム流量配分（質量流量）を以下に示す。

①主系統流入口	40%
②補助系統流入口	20%
③流配調整量流入口（2箇所）	10%×2
④原子炉圧力容器流入口（24箇所）	0.83%×24

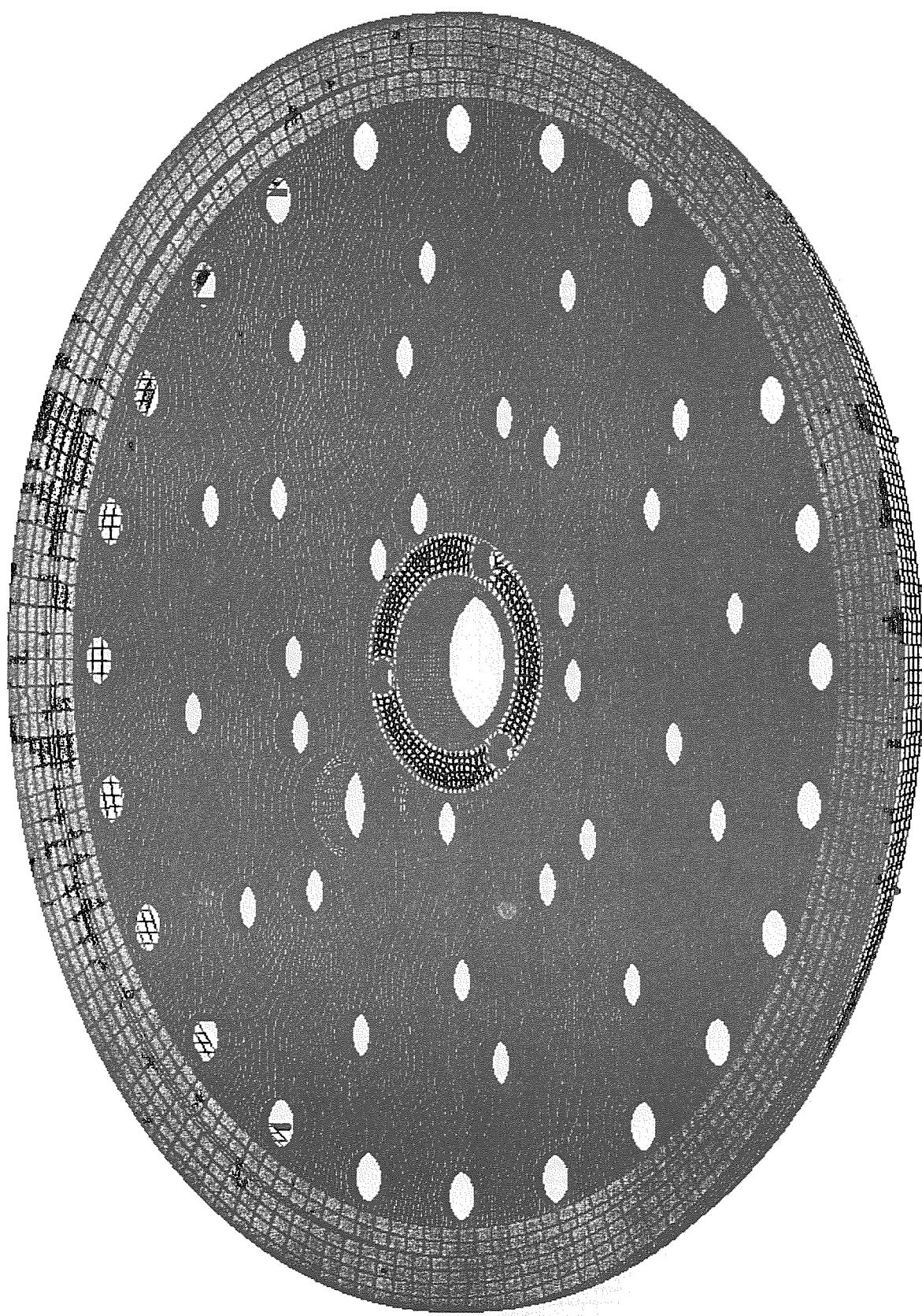


図1 計算モデル(上方から見た図)

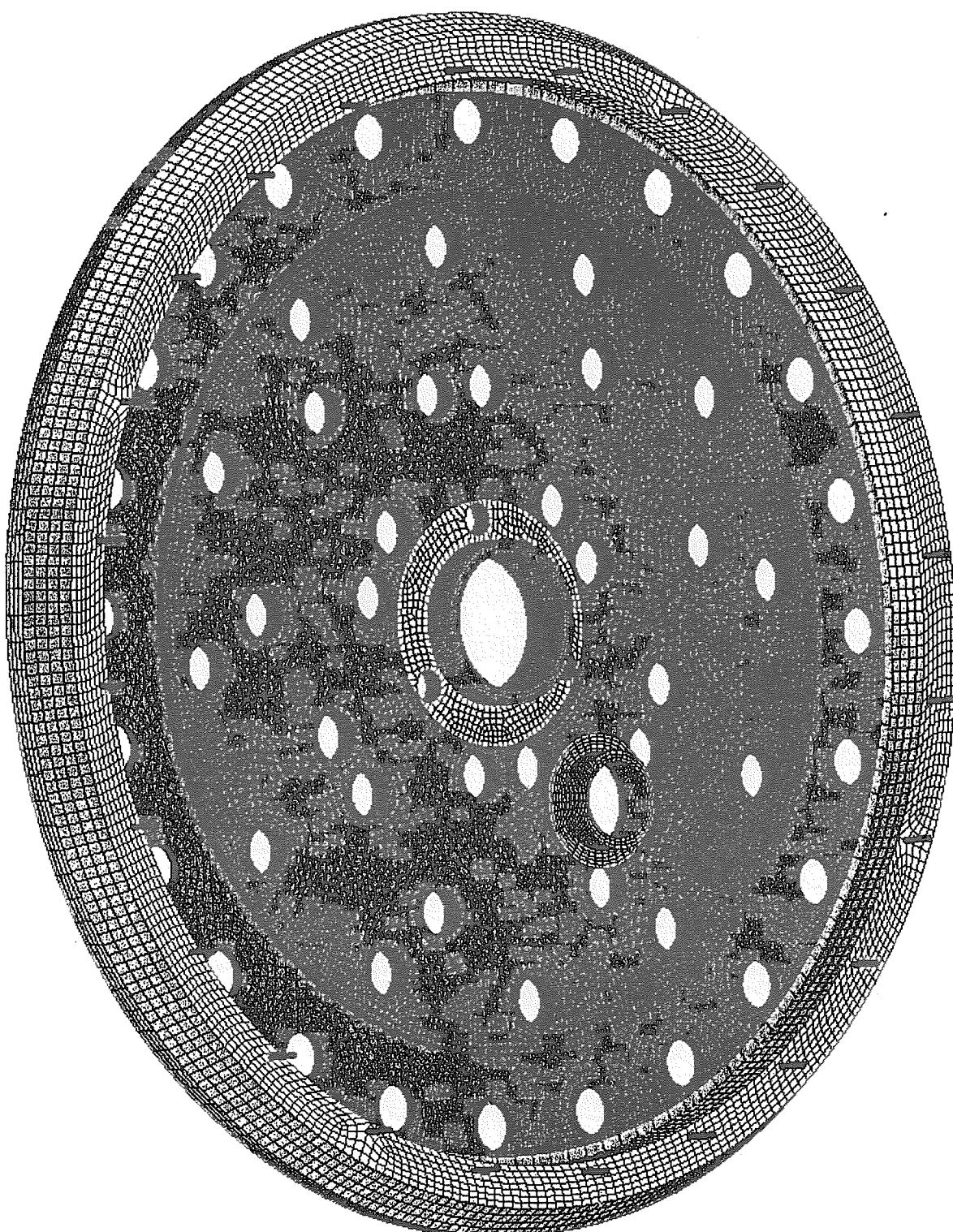


図2 計算モデル(下方から見た図)

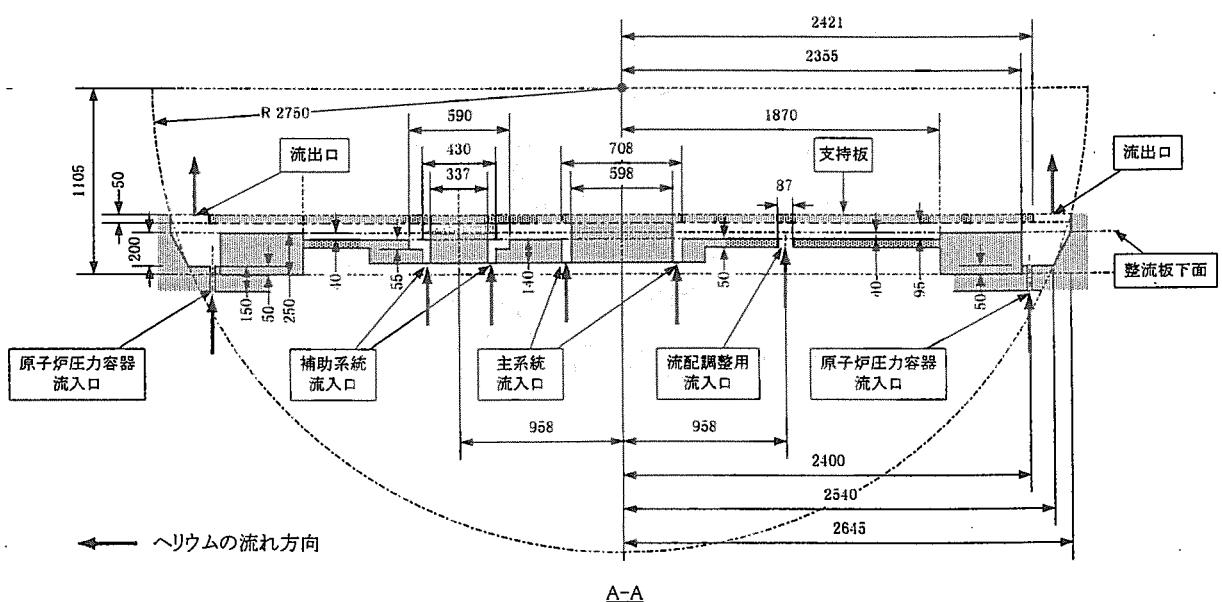
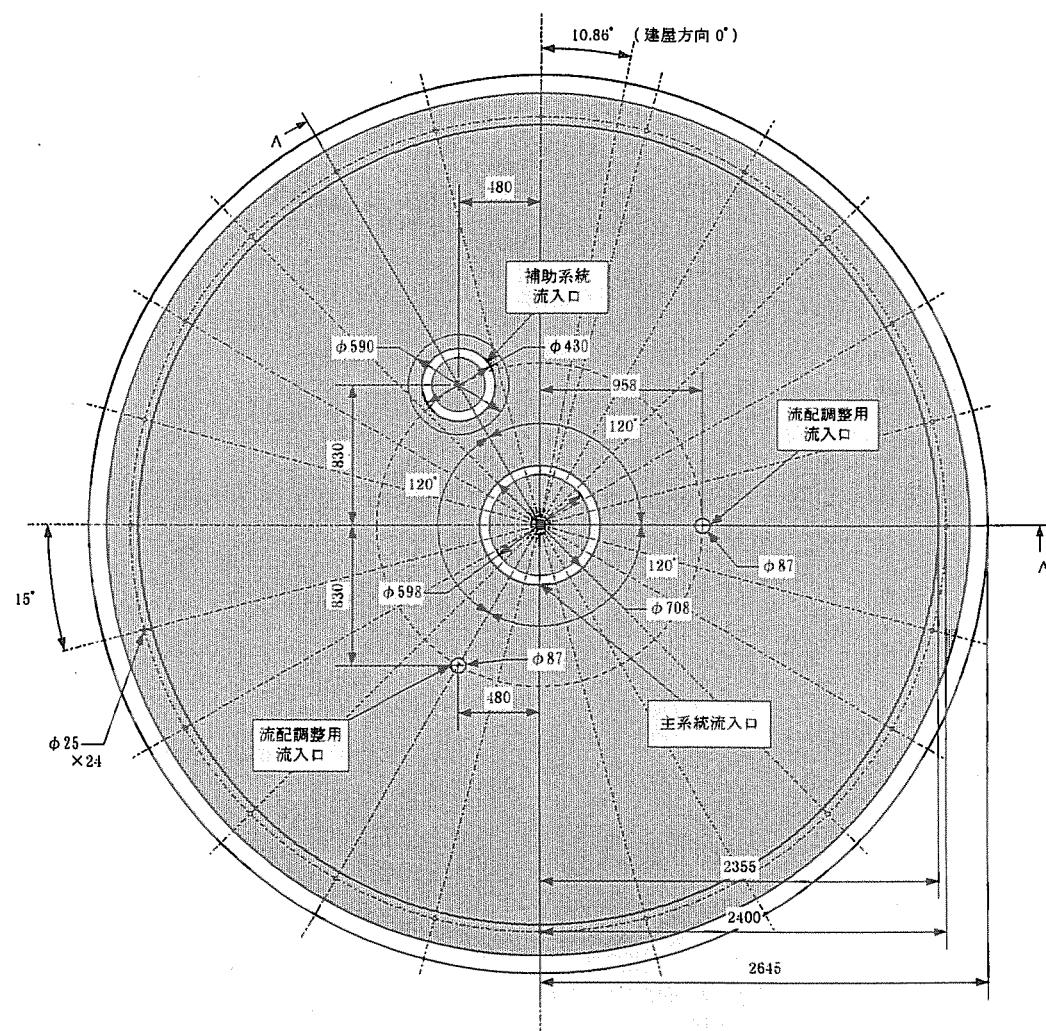


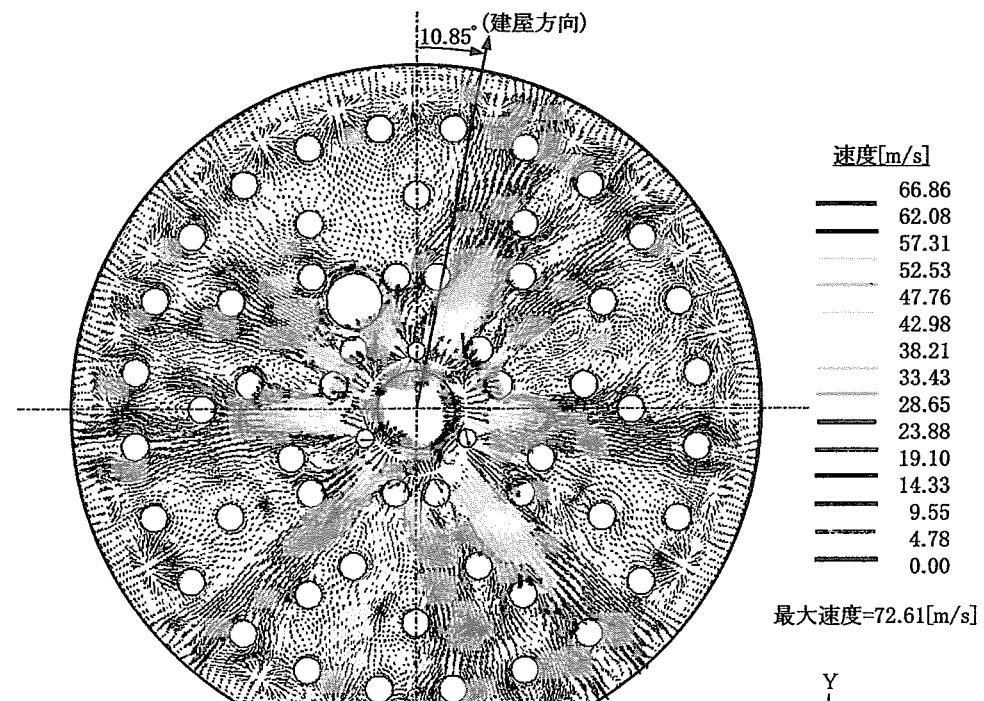
図3 支持格子

付録 8 シールプレート下面での低温ヘリウム流れについて

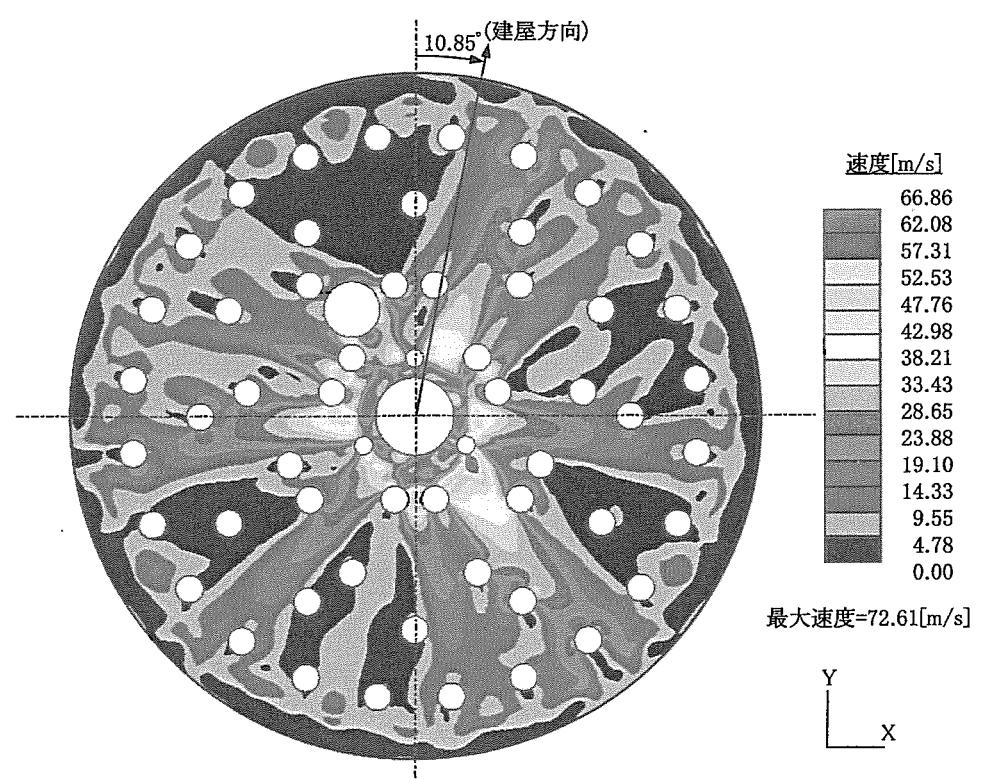
原子炉に入った低温ヘリウムガスは主系出口管の周囲からシールプレートの下面を外側に流れるが、ここでの低温ヘリウムガスの流れに偏流等がないことを確認するため、流れ解析を実施した。解析は STAR-LT コードを用いて行った。解析では炉心支持格子から炉心支持板までをモデル化してヘリウムガスの流速分布を求めた。解析モデルは、「付録 7 シールプレート下面でのヘリウム流れ解析モデルについて」に示すものである。シールプレート下面での流速分布の解析結果を図 1 に示す。

本結果から、シールプレート下面での冷却材の速度分布には周方向に偏りはみられるものの、主冷却系出口管と補助冷却系出口管の間には炉心支持板の温度上昇の要因となるような冷却材の滞留は認められなかった。また、周方向の速度分布については工場組立時に流量配分試験を実施しており、過度の偏流の発生がないことを確認している。測定結果を図 2 に示す。

This is a blank page.



(a)速度ベクトル図



(b)速度等值線図

図1 シールプレート下面での冷却材速度分布解析結果

This is a blank page.

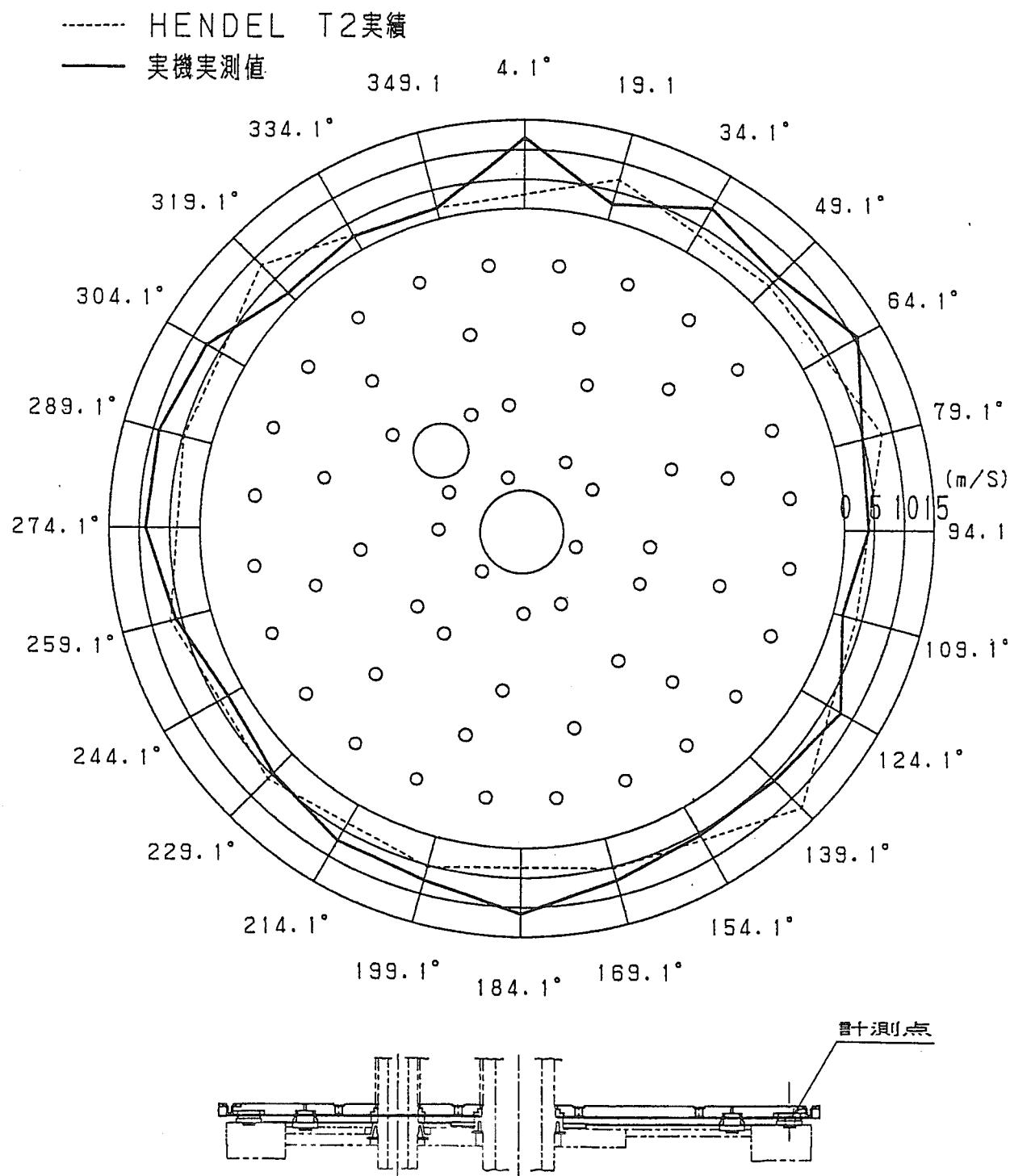


図2 工場試験組立試験時に測定したシールプレート上面の流速分布

This is a blank page..

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	L, L
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

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

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

表5 SI接頭語

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

(注)

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

換 算 表

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

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

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

圧力	MPa($=10$ bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972			
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10^{-4}	1.35951×10^{-3}	1.31579×10^{-3}	1	1.93368×10^{-2}
	6.89476×10^{-3}	7.03070×10^{-2}	6.80460×10^{-2}	51.7149	1

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

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	2.70270×10^{-11}		1	100		1	3876		100	1
	3.7×10^{10}	1	0.01	1			2.58×10^{-4}	1		0.01	1

(86年12月26日現在)

出力上昇試験におけるエントリ板心支持板温度上昇の原因と対策

R100

古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています。