



## もんじゅ原子炉容器の製作

仲村 喬 横田 淑生

高速増殖炉もんじゅ建設所

資料番号：75-2

Prototype Fast Breeder Reactor "MONJU"  
Fabrication of Reactor Vessel

Takashi Nakamura Yoshio Yokota  
(Monju Construction Office)

本報告書はもんじゅ原子炉容器の設計から工場製作を経て、昭和63年10月に現地に据え付けられるまでの記録である。もんじゅは軽水炉に比べ使用温度が高く、また、プラント熱過渡時の熱応力が顕著なため熱応力設計が支配的となったが、一方、耐震設計の観点からも設計の調和を図りながら構造健全性を確保し、信頼性の高い設計を行った。製作にあたってはナトリウム取り扱い機器であり、薄肉・大口径な構造であること等の高速炉の特徴的事項に配慮して品質の向上を図りながら、各種新工法の開発、改善を行い、検証の上、実機に適用した結果、高い製作精度に仕上り、その後の現地搬入・据付も順調に行われた。

### 1. 原子炉容器の概要

原子炉容器は内部に炉心構成要素および炉内構造物を支持するとともに、炉心の冷却を行うため冷却材ナトリウムの保持および流路を形成するものである。

原子炉容器は図1に示すように、底部に鏡板を有する薄肉大口径の円筒たて型容器で、上部フランジ部で全荷重約1200トンが支持される。原子炉容器上部には遮蔽プラグが設置され、ナトリウム液而上がアルゴンガス雰囲気保たれる。

上部胴の内径は7780mm、中間胴および下部胴は7060mmでこの間は円錐型のコニカル胴で接続されている。原子炉容器内のナトリウム液位は通常運転時、1次ナトリウムオーバーフロー系によってプロテクションライナの上端付近に維持される。プロテクションライナは中間胴を立ち上げたもので、上部胴との間に2重円筒構造（バケット）を形成し、バケット内部には補助オーバーフローラインが設けられている。原子炉起動時にはバケット部の液位を上下させ、上部胴に発生する軸方向温度勾配の緩和が図られる。（概要を2.1(3)に示す）

地震時、炉心の径方向の振止めとして機能する上部支持板は内筒取付台に支持され、上部プレナ

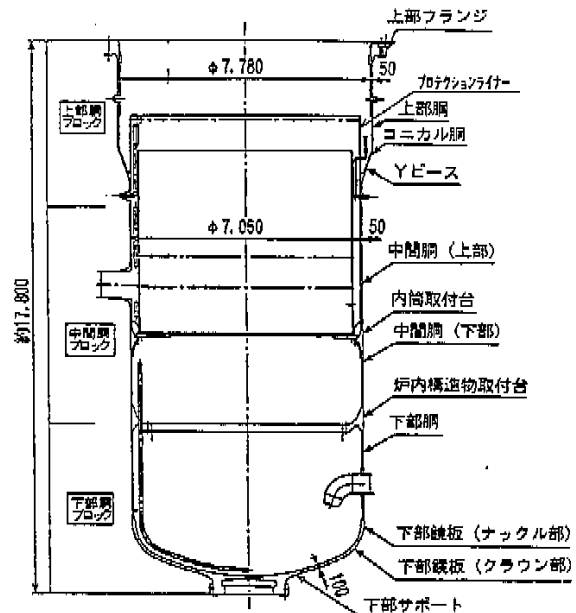


図1 原子炉容器構造図

ムと中間プレナムの境界を形成するとともに内筒を支持する。通常運転時、炉心から出た冷却材は主に内筒の内側を上昇し内筒上端で反転し中間胴と内筒とで形成される環状部を下降し、出口ノズルに至る。1次主冷却系出口ノズルは、熱過渡変化に適合したセーフエンド形とし、原子炉容器内のナトリウムレベルが最も低下した状態でも冷却パスが確保され崩壊熱除去運転が行える位置とした。

写真1に内部の状況を示すが、中間胴下部には炉内構造物取付台が設けてあり、ここで支持される炉内構造物支持構造物とともに高圧（下部）プレナムと低圧（中間および上部）プレナムとの温度および圧力の境界を形成する。

下部胴に取り付けられた1次主冷却系入口ノズルは配管反力に強いスルー形とした。下部プレナム内で先端部を絞り逆流圧損を高め、また、その噴出方向を中心からずらし下部プレナム内部に旋回流を発生させることにより冷却材の混合効果を高める等、流力上の対応を図った。底部の鏡板は半楕円形であり、胴部板厚が50mmであるのに対して100mmの厚さとし剛性を高め、ガードベッセルと嵌合する耐震振止サポートを設けた。

以上の原子炉容器の材料については中性子照射が延性等に与える影響を監視するため原子炉容器の中間プレナム内に監視試験片を挿入、計画的に取り出

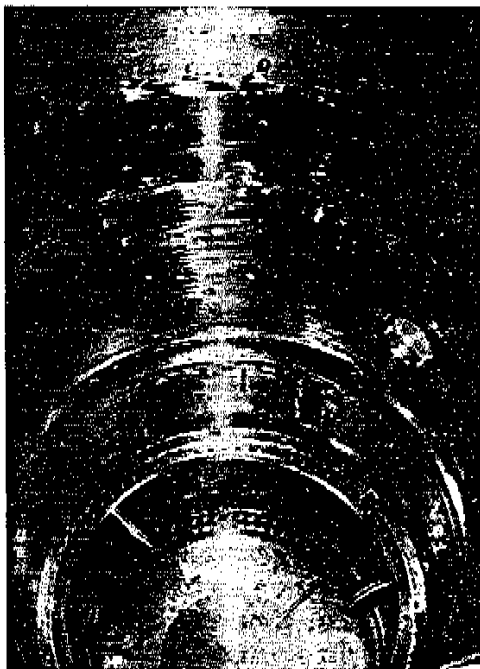


写真1 原子炉容器内部の状況

して材料試験を行う予定である。

## 2. 原子炉容器の設計

もんじゅ原子炉容器の設計にあたっては、コンパクト化、適正な炉内流動、炉心流量配分、構造の成立性および長期間に亘る健全性の確保等に重点をおいて、設計検討、解析、開発研究を行った。例えば、構造成立性については、もんじゅの原子炉容器が軽水炉に比べ使用温度が高く（原子炉容器出口で529℃）また、通常起動・停止・原子炉トリップ等の系統温度変化により生じる熱応力の低減等を図っている。すなわち、熱応力を低減する観点からは板厚は薄い方が好ましく、一方耐震性の観点からは厚板で剛構造とする必要がある。板厚と発生応力との関係をパラメータサーベイした結果、もんじゅ原子炉容器の胴部板厚を50mmと決定した。諸外国の高速炉では設計手法の相違はあるものの、板厚は20～30mmが一般的であり、もんじゅの50mmは厚い方の部類に入る。これは諸外国に比べ約2～3倍とされる耐震設計条件の厳しさによるものである。

もんじゅ原子炉容器の設計上の特徴は熱応力設計と耐震設計という相反する設計要求を満足させ、十分な構造健全性を確保することにあった。このためには従来の技術的知見に加えて、下記に示す各種関連開発研究を実施した。それらの成果は構造の最適化および適切かつ信頼性の高い設計評価法の確立に大いに役立ち、今日の原子炉容器の設計に反映された。

- ①原子炉トリップ時の上部プレナム内部熱流動状況の把握
- ②カバーガスアルゴンの自然対流による周方向温度差の抑制
- ③主冷却系出口ノズル部における熱過渡対策と熱遮蔽板構造
- ④炉内各プレナムに対するプラント熱過渡解析上のモデル化
- ⑤液面近傍部構造健全性の評価
- ⑥初期予熱時の温度分布の適正化
- ⑦地震時スロッシング対策
- ⑧入口ノズル部の逆流抵抗値の評価 等

設計の基本的考え方は、容器内部での炉心および1次冷却材ナトリウムの保持と炉心の冷却を支障なく行わせるための冷却材流路を形成する観点から主として次のように定めた。

1次主冷却系の圧力境界およびカバーガス境界を形成する各部の応力強さは、定められた運転条件下で「技術基準」に規定される制限内に余裕を持って入るものとした。上部および下部プレナムの構造は

冷却材が均一に混合する様考慮し決定した。1次冷却材入口ノズルはそこからの噴流が炉内構造物に直接あたり炉心流量配分に影響しないよう下部プレナム内での噴出方向を定めた。中間プレナムについては炉容器壁を適正な温度分布とすべくナトリウムの循環流が存在するよう工夫し、また、遮蔽効果をプレナム内部のナトリウム厚さに期待した。

次に原子炉容器に関する熱流設計と耐震設計、また、それらに基づく構造評価に関する代表的事例を中心に概要を述べる。

## 2.1 熱流設計

### (1) 熱過渡条件の設定

原子炉容器の運転時にうける主要な荷重は熱応力であるため、適切な熱過渡条件の設定は各部構造の設計および系統運用法を決定する上で重要な要素となった。各運転状態における流動特性、温度変化を把握し、適切かつ信頼性の高い内部熱過渡条件を設定するために、上部、中間、下部プレナムのスケールモデルを用いて各種水実験を行い、可視化技術や計測技術を駆使して正確な流況の確認を行った。また、流速分布等に関する信頼度の高いデータを得ることができた。これらのデータに基づき、各プレナム内の流動特性に応じた熱過渡条件計算モデルを設定し、この解析結果を安全側に包括して現在の熱過渡条件を策定した。

### (2) 熱的成層化現象

もんじゅの原子炉容器上部プレナム内部では原子炉トリップ後、炉心より流出する冷却材ナトリウムの急速な温度低下と流量減少とにより、通常時の一様混合状態とは異なる熱的成層化現象が発生するため構造設計にあたり、この現象を考慮した熱過渡の設計条件化を、伝熱流動解析コードを使用して行った。その結果を図2に示す。

原子炉トリップ後、低温（高密度）でかつ低流量のナトリウムがプレナム下部に流入する。この低温ナトリウムはプレナム上部に残された高温（低密度）ナトリウムの下にもぐり込み、これを上方に押し上げ、最後に内筒上端より上部に長期間に渡る顕著な温度勾配を有する成層界面を残して、内筒上端より出口ノズル部へ方向を変え下降していく。図に示すプレナム内部軸方向温度分布の変化から、炉心出口よりプレナム上部へと上昇し、冷たいナトリウムの領域が広がる様子が分る。この間、内筒内部の温度分布は次第に緩やかになる一方、内筒上端より上部において温度勾配がきつくなっていく。当初の設計では、内筒上端が形状的に不連続なYピースの付け根部に位置するため、この温度勾配が付け根部

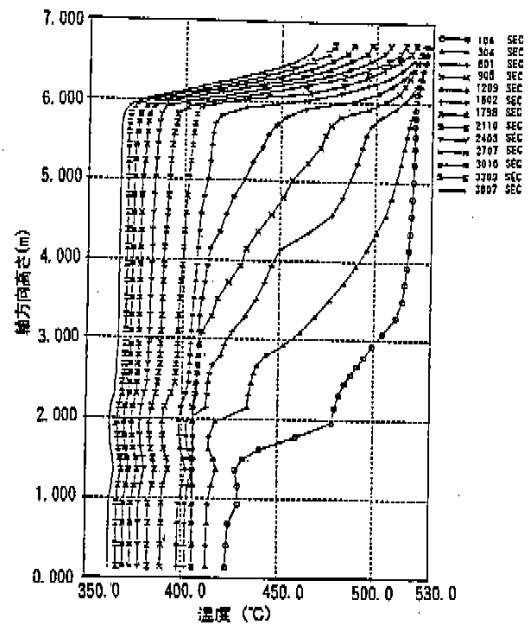


図2 上部プレナム軸方向温度分布図  
(原子炉トリップ後)

にかかり、熱応力（フープ応力）が大きくなることが予想された。この対策として内筒を1m高くし、成層界面の領域をプロテクションライナーの中間に移している。一方、原子炉トリップ後の20分間オーバフロー系の汲上げナトリウムにより上部に旋回流を起させるよう工夫し、これと内筒の立ち上げ効果により熱的成層化現象が早期に消滅する設計とした。

### (3) 液面近傍部に発生する熱応力

原子炉容器はナトリウムの自由液面を有していて、図3に示すように停止時(①)および定格運転時(③)は上部フランジ部から液面近傍部までほぼ直線状の軸方向温度分布を形成する。起動・停止時等の過渡時には軸方向温度勾配が存在し(②、④)周方向の熱膨張と熱収縮により発生する応力も無視できなくなった。

これは上部プレナム内ナトリウムの温度が変化するとき、容器胴部液面下の部分の温度追従が良いのに対して、液面上の部分が遅れるためである。昇温時には、液面上方の部材の温度上昇が遅れ、降温時には温度が高いまま冷やされずに残るため、図3の様な温度分布となり、この結果胴の内外面に軸方向および周方向応力成分の熱応力が発生する。昇温時には降温時と逆方向に発生することから、応力評価上は両者の和として取り扱う必要がある。

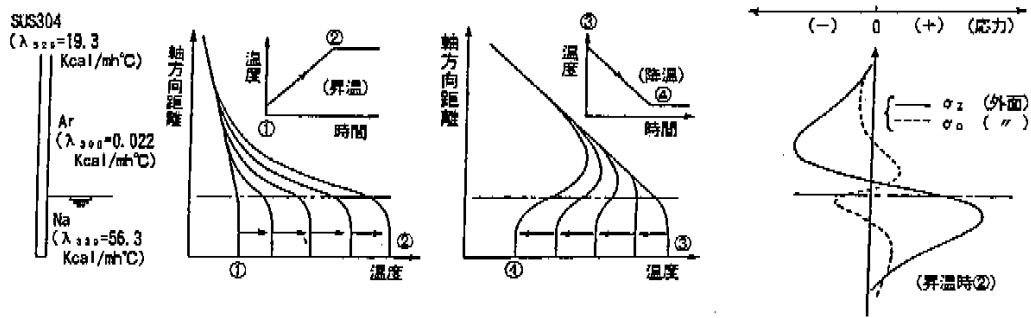


図3 液面近傍部に発生する熱応力の説明

この液面近傍部に発生する応力緩和対策として、炉壁を冷却する方式や断熱構造とする方式等が考えられるが、もんじゅでは構造が単純でかつ応力緩和に信頼性の高い液面を変える方式で熱応力を低減している。

2.2 耐震設計

原子炉容器は下部鏡板中央にサポート部を設け、この下部サポートと上部フランジにより地震による水平方向変位を抑制する構造としている。内部には炉心構成要素および炉内構造物を支持するとともに、自由液面を有するナトリウムを内包し、上部には固定ブラグ、回転ブラグ、炉心上部機構等が搭載され相互に結合されているために、地震時の挙動は各機器の連成、流体の影響等を考慮して解析する必要があった。設計の信頼性向上を図るため、各種実験および検討を行った結果、評価にあたっては各構造物を梁（はり）にてモデル化し、内部ナトリウムを付加質量として取り扱えば良いこと、内部構造物の存在はスロッシングの抑制に効果的に作用することを確認し、これらを計算コードにモデル化して原子炉容器の耐震解析を行った。モデル化の範囲は原子炉容器および炉内構造物にとどまらず、その周辺機器である原子炉容器ガードベッセル、遮蔽ブラグ等をふくめ多質点梁モデルに置換した。

解析は、動的解析および静的解析を行い地震荷重は大きい方とした。動的解析はスペクトルモーダル法により汎用構造解析プログラムを使用して行った。床応答曲線は、下部支持構造物据付位置近傍、原子炉容器ガードベッセル据付位置近傍および原子炉容器据付位置におけるものを包絡して入力した。解析結果を図4に示すが、地震時モーメント分布はYピース部の位置で最小となり、地震時の曲げ座屈の問題は生じていない。

2.3 構造評価

高速炉機器は、従来の軽水炉機器と異なり内圧等の1次応力は低く、起動・停止・負荷変動時の非定常熱応力や、定常温度分布による熱応力が主たる評価対象となる。したがって、構造部材の強度設計においては塑性ひずみの繰返しによる低サイクル疲労や、クリープ、リラクゼーション、ラチェット等、材料の非弾性挙動を把握し適切な評価を行うことが重要となった。

我国の高速炉開発にあつては、ASMEの基本思想をベースとしながらも、国産使用材料の許容応力の設定や設計・評価手順をさらに具体化・合理化を図りながら高速原型炉用高温構造設計方針および材料強度基準が作成され、これらに基づきもんじゅ原子炉容器の構造評価を行った。

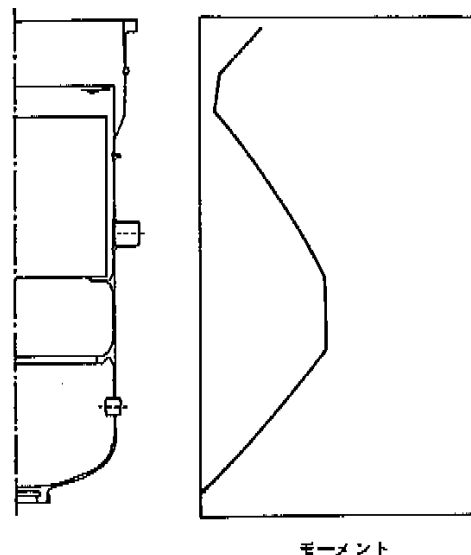


図4 R/V地震時モーメント分布図

### 3. 原子炉容器の製作

#### 3.1 材料製作

原子炉容器の使用材料は軽水炉で使用される機器に比べると使用温度が高く、材料のクリープ特性を考慮する必要がある。また、冷却材として熱伝達特性の優れたナトリウムを使用するため内圧により発生する応力（通常1次応力）に比べ、熱による2次応力が支配的となる。このため定常1次応力による延性破断およびクリープ破断よりもむしろ、材料のクリープ特性に配慮しながら熱応力の影響による過大な非弾性変形およびクリープ疲労破損に注目して材料選定を行い、使用可能な実用材料からオーステナイト系ステンレス鋼を採用した。設計の当初、もんじゅ原子炉容器の主要構造部は周方向に板曲げ3分割溶接構造とし、取付台等の構造不連続部のみ鍛鋼品とする検討を行った。その場合、熱応力が発生するナトリウム液面近傍部に長手方向の溶接線がかかること、そして溶接部を対象とし機器の製作精度、工程や信頼性の観点からも溶接線を可能な限り少なくするため、ほとんどをリング鍛造とする案が検討された。当時国内の軽水炉では圧力容器の鍛鋼化に移行しつつあり、製作メーカーである三菱重工業㈱は㈱日本製鋼所とともに、ステンレス鋼の大口径、薄肉リング鍛造に関する技術的検討を進めた。



写真2 遺塊

大型部材の製造には従来の製造実績であった120トンの約2倍のステンレス鋼塊の製作（写真2参照）が必要であった。鍛鋼品の素材である鋼塊の品質は製品の品質に大きな影響を与え、合せ湯による高潔浄度大型鋼塊の製作に対する、製鋼技術の高度化が図られた。

化学成分の選定は、強度・クリープ特性・耐食性および溶接性等の材料特性のバランス、さらには、高潔浄度向上のために不純元素およびガス成分の低減を考慮し行った。

鋼塊の製造法（溶解・精錬・造塊）を示すが、電気炉で溶解・脱Pを主とした精錬および成分の粗調整、次に取鍋精錬炉で脱Sを主とした精錬、成分の微調整および真空処理によって高潔浄度大型鋼塊の製造を行った。

次に、大型化に伴うオーステナイト結晶粒の粗大化の問題については、強度の低下および超音波の減衰等の悪影響を及ぼすことから、結晶粒微細化に挑戦した。この方策としては低温強加工が基本となったが、低温になると変形抵抗が高くなり強加工が困難になるので、製品形状に適したプレスの金数設計および加熱温度と加工量のバランスをとった鍛造工程の選定が検討された。また、加熱された鍛鋼品は大型、薄肉化に伴い輻射放熱による鍛造中の材温低下が顕著となる。その結果、加熱加工回数が増大し、結晶粒粗大化傾向を示すため、2次再結晶温度以下の加熱により粗大化防止を図り、また、鍛造中の材温低下を極力防ぐために、新型保温材を開発した。（写真3参照）。その成果として、もんじゅ原子炉容器の結晶粒度は当初の計画値を十分満足し、かつ肉厚方向にきわめて均一的な粒度分布となった。

中間胴（上部）はプレス機内および機外で据込み・穴あけ・穴広げ等の28回の加熱と加工（鍛造）を繰り返し鍛造された。

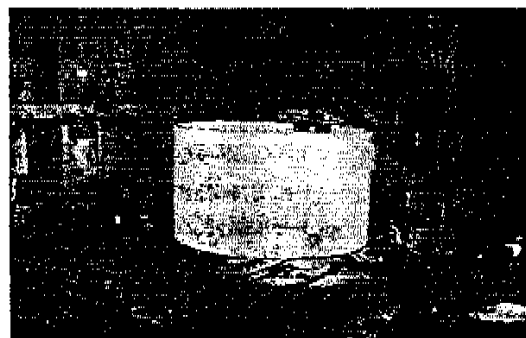


写真3 鍛練(中間(上部)部材の機材での穴広げ)

写真3は、鍛鋼品をプレス機外に置き鉛直方向の10,000tの力を水平方向に変換し、機外での孔上げを行っている時のもので輻射熱伝達による鍛造中の材温低下を抑える保温効果・接着性・耐剥離性に優れた発泡系断熱材による保温法を開発し、実用化をはかった。この保温法の開発により、約80~100回の加熱加工回数が必要と予測されていたリング材を約30~40回の回数で鍛造することが可能となった。

液面近傍部や出口ノズル部等の比較的大きな熱応力が発生する部材には、使用条件からクリープ疲労破損の防止に配慮した。すなわち部材のクリープによる応力緩和の効果に期待して、部材の機械的性質としては、強度よりはむしろ延性を重視した。

このようにして原子炉容器の主要部材として12個のステンレス鋼製鍛造リングが製作された。各部材の寸法はそれぞれ組立、溶接、機械加工、ハンドリング等の製作上および溶接線位置、ノズルとの取合位置等の面から検討を行い決定されたが、特に中間胴上部については国内で最大級のリング鍛造品となった。

### 3.2 溶接組立

原子炉容器は径に比較して胴部の厚さが50mmと薄く変形しやすい薄肉大型容器でありながら、高い製作精度が要求された。このため容器の組立工法として組立時の変形が最も少なく、開先合わせ作業が容易な縦置き組立工法を採用した。横置き組立工法の場合、胴自体の重量により変形を起こし真円を保持するために多くの補強治具や合わせ治具を必要とし、かつ寸法精度の確保が難しい。一方、縦置き組立工法の場合、胴の間継手が水平姿勢となるため、水平横向き溶接が可能でかつ高品質、低歪の自動溶接法の開発を必要とした。

溶接材料の選定にあたっては、溶接部のうち半数がクリープ温度域で使用されることも考慮した。従来、軽水炉プラントの溶接部が母材と同等以上の短時間強度を確保することに加えて、クリープ破断強度およびクリープ延性の両方をバランス良く確保することとした。

組立に際しては効率的かつ厳しい製作精度を満足させるよう工夫した。まず上部胴ブロック、中間胴ブロック、下部胴ブロックおよび下鏡と4個のブロックを溶接で継ぎ、さらに上・下の2個にブロック化した後、最終機械加工を行い最終継手で寸法調整を行うなどして歪を最小限に抑えるよう組み立てた(図5参照)。また、縦置きで組み立てるため高さが約10mの上・下ブロックを立てた状態のまま大型工作機械で機械加工し、高精度を確保した(写真

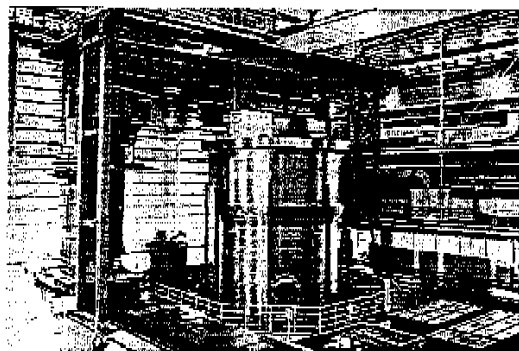


写真4 原子炉容器の機械加工作業

4参照)。製作精度としては、特に他と取り合う上部フランジ、内筒取付台、炉内構造物取付台および下部サポート等の相対的な同心度、平行度、並びに真直度を上・下各ブロック毎の機械加工により、高い精度で確保し、その後の最終継手の溶接を特に高精度で施工することにより、容器全体の総合製作精度を高めることができた。最終継手の溶接は、全高が18mにもおよぶため溶接開先周囲にレールを設定し、この上を自走する自動溶接機を使用し、小ブロックの組立溶接条件と収縮量のデータをフィードバックして最終継手溶接条件を最適に設定することで最終組立精度を確保した。各製作寸法は許容値を十分に満足するものであった。

溶接の方法は、胴の溶接を自動TIG(TIG: タングステン電極イナートガスアーク溶接)で行い、胴とノズル管台との溶接を手動アーク溶接にて行った。特に胴の間継手に対し、できるだけ溶金の量が少なくなる狭開先(開先の角度を小さくした)形状とし、溶接による熱影響が小さくなるように配慮を行った。

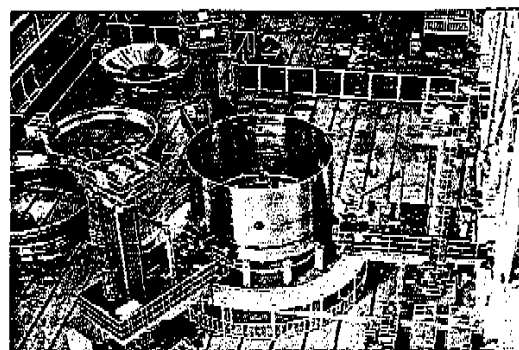


写真5 原子炉容器胴部の溶接作業

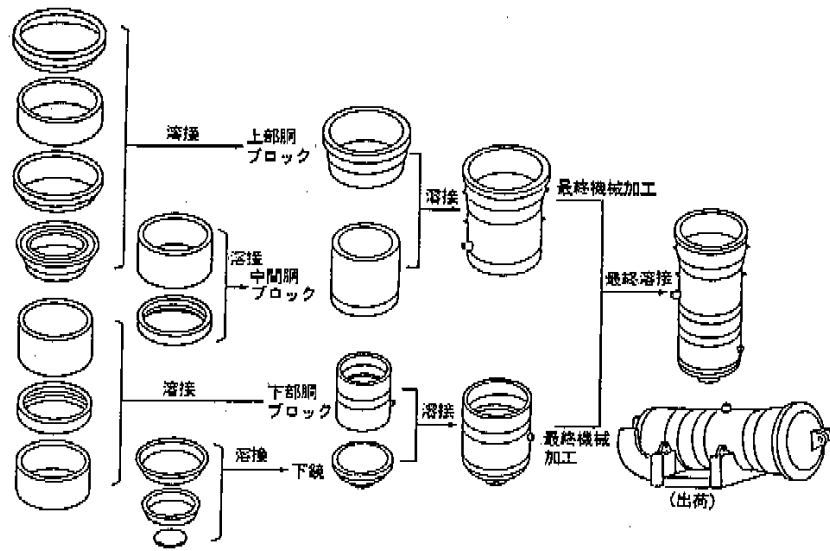


図5 原子炉容器の組立加工手順

溶接は自動溶接機を部材の内面に2基、外面に3基配置し、部材を回転させながら内外面から交互に溶接を行う等して対称性を保ちながら、溶接による熱変形を制限して組立を行った(図6、写真5参照)。

4. 現地工事

4.1 原子炉容器の据付

原子炉容器は三菱重工業㈱神戸造船所二見工場における2年半の工場製作を完了した後、3000tフロティングクレーンにより船積し、約3日間の航海でもんじゅ建設所本岸壁まで海上輸送した。そして550tジンボールクレーンにより水切(写真6)

した後、5日間のコロ引き作業を経て格納容器内に搬入した。(図7、写真7、8)

10月17日、格納容器の仮開口部から搬入された原子炉容器(280t)は運搬用スキッド(190t)と共に500tポークレーンに吊り上げられた。

昭和63年10月24日、移送用のスキッドを利用しポークレーンにて横置き状態から立て起こした原子炉容器は、ガードベッセル内部に吊り込まれ、原子炉容器室ベテスタルに設けたソールプレート上に一旦、仮据付が行われた(写真9、10)。

仮据付後、原子炉容器下部耐震用サポート廻りのギャップをレーザー測定器により計測し、ギャップ調整用のリテーナリングの板厚を決定した。測定結果

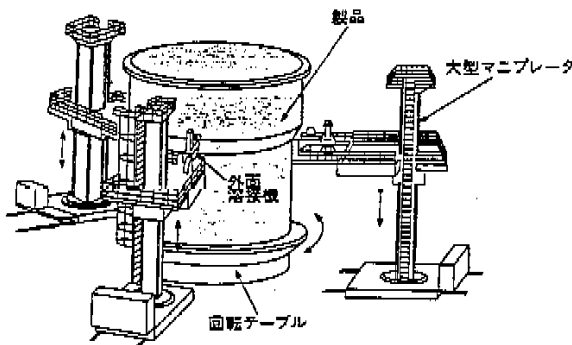


図6 胴部の溶接状況

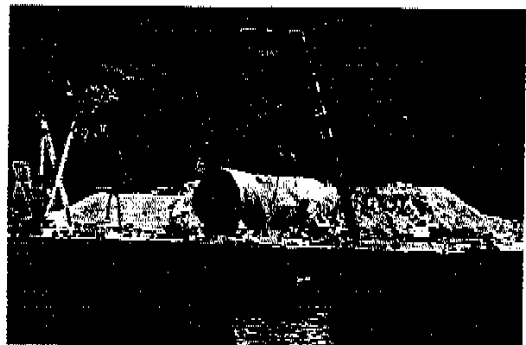


写真6 原子炉容器の現地搬入

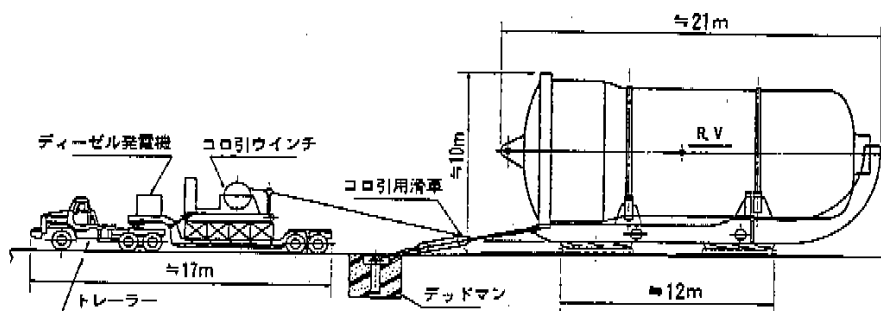


図7 コロ引要領図

を基に機械加工したリテーナリングは、下部サポート部に取り付け、その後原子炉容器をソールプレートに戻し本据付を行った。

原子炉容器を支持する鋼板コンクリート製のベDESTAL部は、溶接による歪の問題については、ソールプレートのレベル調整用バックアッププレートとの取合面について工場で機械加工を実施し調整、また、生体遮蔽壁第4ブロックとベDESTAL部との溶接について溶接による歪を考慮し原子炉容器中心側を高

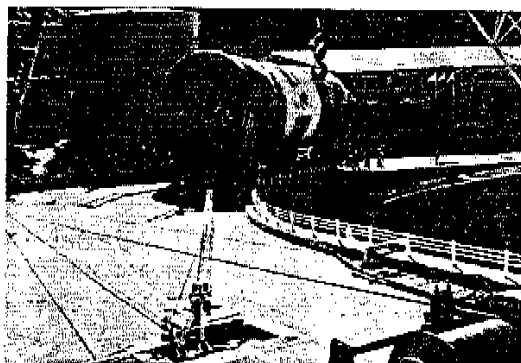


写真7 原子炉容器のコロ引作業

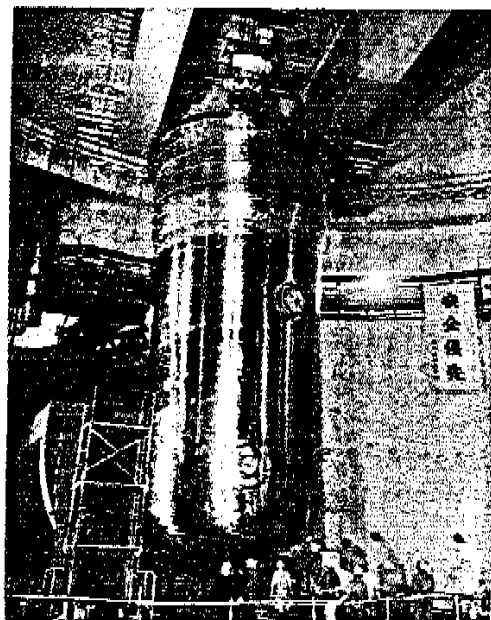


写真9 原子炉容器吊り上げ (10月24日)



写真8 格納容器内搬入 (10月17日)

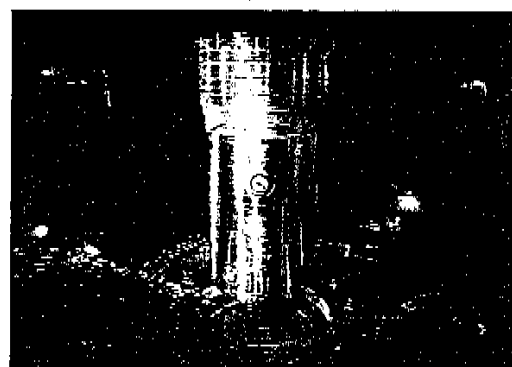


写真10 原子炉容器の据付 (10月24日)

目に設定した開先合せ方法を採用等したため、非常に精度の高いソールプレートの水平度を得た。

このようにして原子炉容器の工場段階での製作精度および現地での据付精度が非常に良かったことから、後日炉心支持構造物を炉内に据付けた後、炉心位置の確認を行ったところ、原子炉容器および炉心支持構造物のトータルの据付誤差がわずかに1mm程度という驚異的な精度が得られた。これにより今

後、遮蔽プラグ等の原子炉上部設備が理想に近い絶対水平度を維持し組み立てられる見通しを得た。

以上、もんじゅ原子炉容器の設計より現地据付の経過について概要を述べた。

**参考文献**

- 1) 高速増殖原型炉「もんじゅ」小特集  
三菱重工技報 Vol.23, No.6 1986