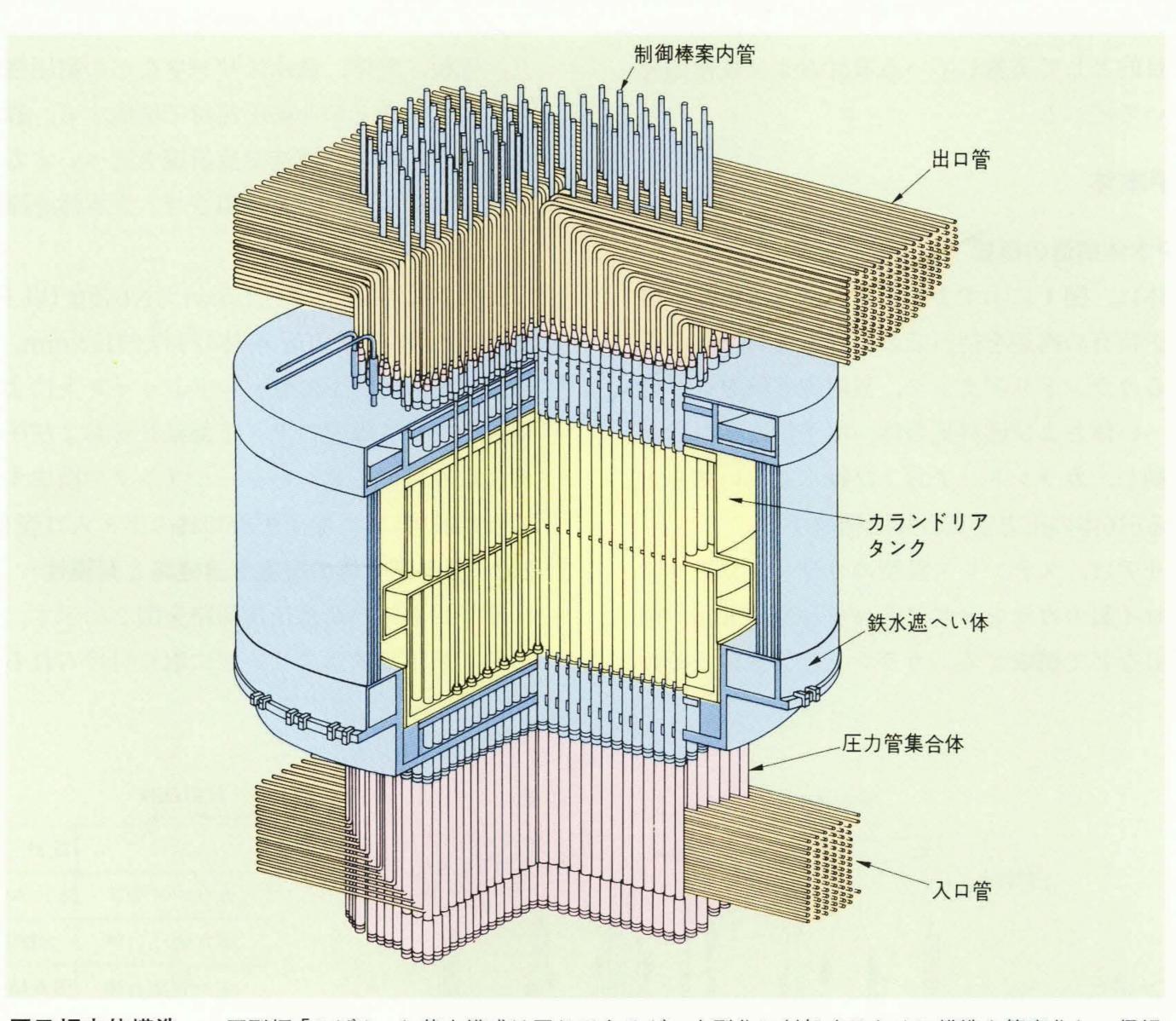
ATR実証炉の原子炉本体構造

Reactor Structure for the Demonstration Advanced Thermal Reactor

岡村 章* Akira Okamura 河西善充** Yoshimitsu Kasai 鈴木賢一*** Ken'ichi Suzuki

道下秀紀*** Hideki Michishita 木下博文*** Hirofumi Kinoshita 渡辺俊彦**** Toshihiko Watanabe



原子炉本体構造 原型炉「ふげん」と基本構成は同じであるが、大型化に対処するために構造を簡素化し、信頼 性の向上を目指している。

ATR (Advanced Thermal Reactor:新型転換炉) 実証炉の原子炉本体は,重水減速沸騰軽水冷却圧力 管型炉特有の構造を持っており、減速材である重水 を収納するカランドリアタンク, 放射線と熱を遮へ いする鉄水遮へい体および燃料集合体, 原子炉冷却 材である軽水を収納し、カランドリアおよび鉄水遮 へい体を上下に貫通する616体の圧力管集合体で構 映して行っている。

成する。

原子炉本体に関して, 信頼性の向上および保守・ 補修性の向上を目的として多くの研究開発を実施し ている。その設計は、原型炉「ふげん」実績を反映 するとともに, 圧力管集合体員数の増加に伴う大型 化に対する改善を施し、さらに軽水炉での経験を反

^{*} 電源開発株式会社 原子力部 ** 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター *** 日立製作所 日立工場

^{****} 日立ニュークリアエンジニアリング株式会社

1 はじめに

原子炉本体は,実証炉の設備の中の重要機器であり, 基本構成は原型炉「ふげん」の原子炉本体と同様である が,大型化に対処するために構造を簡素化し,信頼性の 向上を目指している。

ここでは、原子炉本体の構造を紹介した後、信頼性の 向上などを目的として実施している設計および技術開発 の成果について述べる。

2 原子炉本体

2.1 原子炉本体構造の概要

原子炉本体は、図1に示すように重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉特有の構造を持っており、減速材である重水を収納するカランドリアタンク、放射線と熱を遮へいする鉄水遮へい体および燃料集合体、原子炉冷却材である軽水を収納し、カランドリアおよび鉄水遮へい体を上下に貫通する616体の圧力管集合体で構成する。

カランドリアは、ステンレス鋼製のカランドリアタンク、ジルカロイ製のカランドリア管(内径約158 mm,肉厚約1.9 mm)などで構成する。カランドリア管は、その

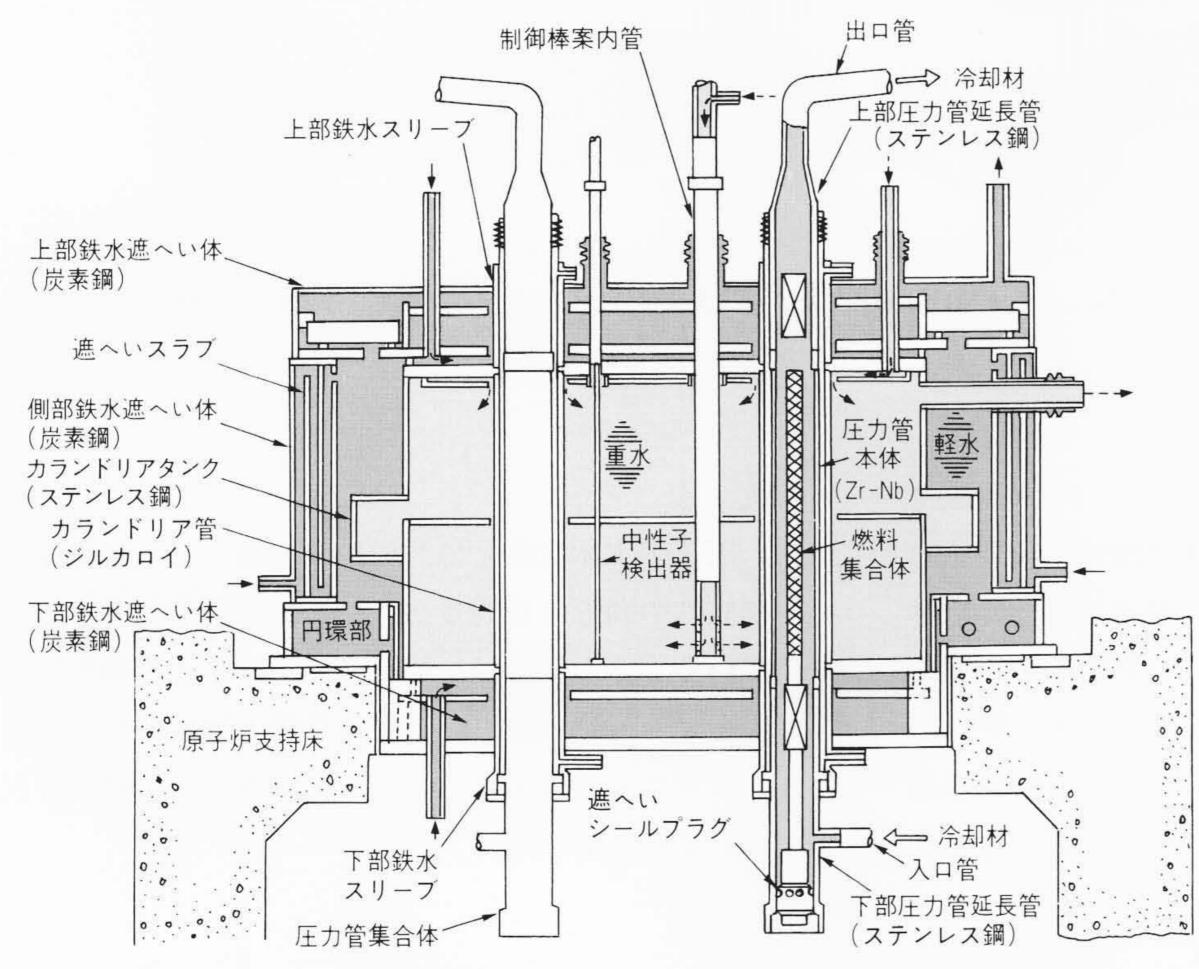
上・下両端をカランドリアタンクの上・下管板に機械的接合法であるロールドジョイントによって接合する。減速材である重水は、炉上部の制御棒案内管およびカランドリアタンク上管板の入口配管からタンク内に流入し、タンク胴体の出口配管から重水冷却系へ流出する。

上部,側部および下部鉄水遮へい体は,カランドリアタンクを取り囲むように設置する炭素鋼製の容器であり,管板,胴体,鉄水スリーブなどの耐圧強度部材と遮へいスラブなどの非耐圧部材で構成する。鉄水遮へい体は,鉄と水の層状構造で放射線を遮へいするとともに,内部に冷却水(軽水)を循環させ,炉本体を冷却する構造としている。

圧力管集合体は、Zr-2.5 wt%Nb合金(以下、Zr-Nb材と略す。)製の圧力管本体(内径約118 mm、肉厚約4.3 mm)、その上・下にロールドジョイントによって接合するステンレス鋼製の上・下部延長管および圧力管の下端部に取り付ける遮へいシールプラグで構成する。おのおの延長管には、原子炉冷却材の出・入口管を接続する。

2.2 原子炉本体の荷重伝達経路と耐震性

原子炉本体の荷重伝達経路を**図2**に示す。カランドリアおよび下部鉄水スリーブに取り付けられる圧力管集合



(a) 設計仕様

	設計圧力	設計温度
カランドリア	0.11 MPa	150℃
鉄水遮へい体	水頭圧	105℃
圧力管集合体	8.6 MPa	300℃

(b) 主要寸法

カランドリアタンク高さ	約4.9 m
カランドリアタンク外径	約9.4 m
鉄水遮へい体高さ	約7.1 m
鉄水遮へい体外径	約11.3 m
圧力管集合体長さ	約11.5 m

注: --→ 重水の流れ, →→ 軽水の流れ

図 I 原子炉本体概念図 原子炉本体は、カランドリア、鉄水遮へい体および圧力管集合体から構成されている。

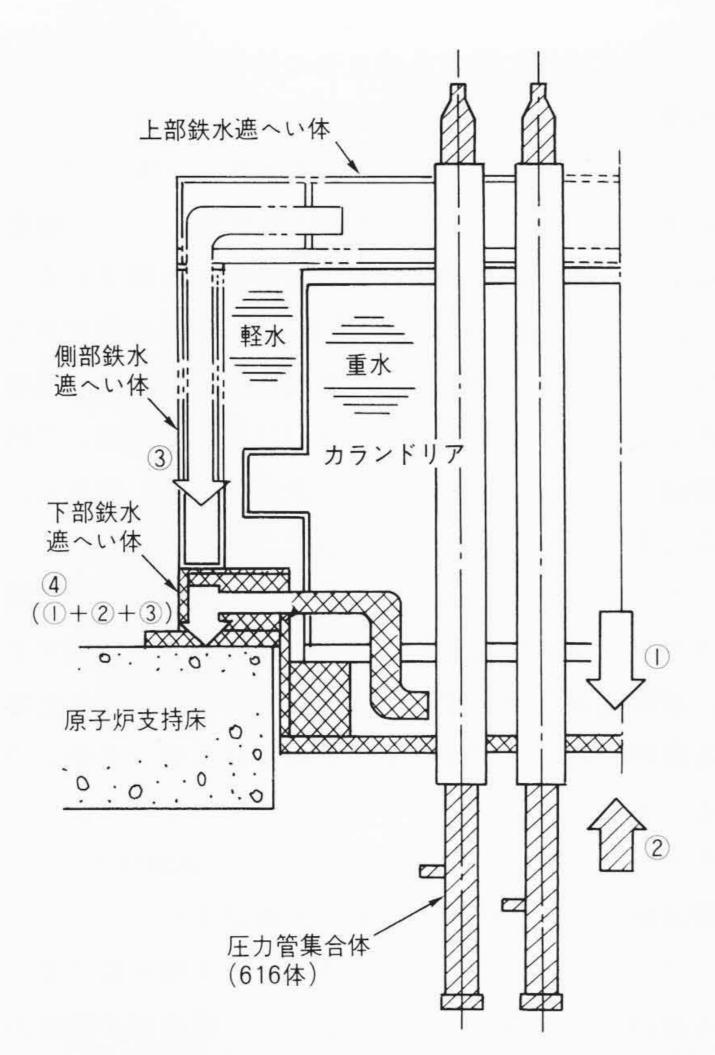


図2 荷重の伝達経路 原子炉本体の質量は、大きな剛性を持つ下部鉄水遮へい体を通して原子炉支持床に支持される。

体の質量は、厚肉の下部鉄水遮へい体管板を介して箱型構造によって剛性を確保している下部鉄水遮へい体円環部が支持している。また、上部および側部鉄水遮へい体についても下部鉄水遮へい体円環部が支持している。原子炉本体の質量は、最終的に原子炉支持床に伝達される。

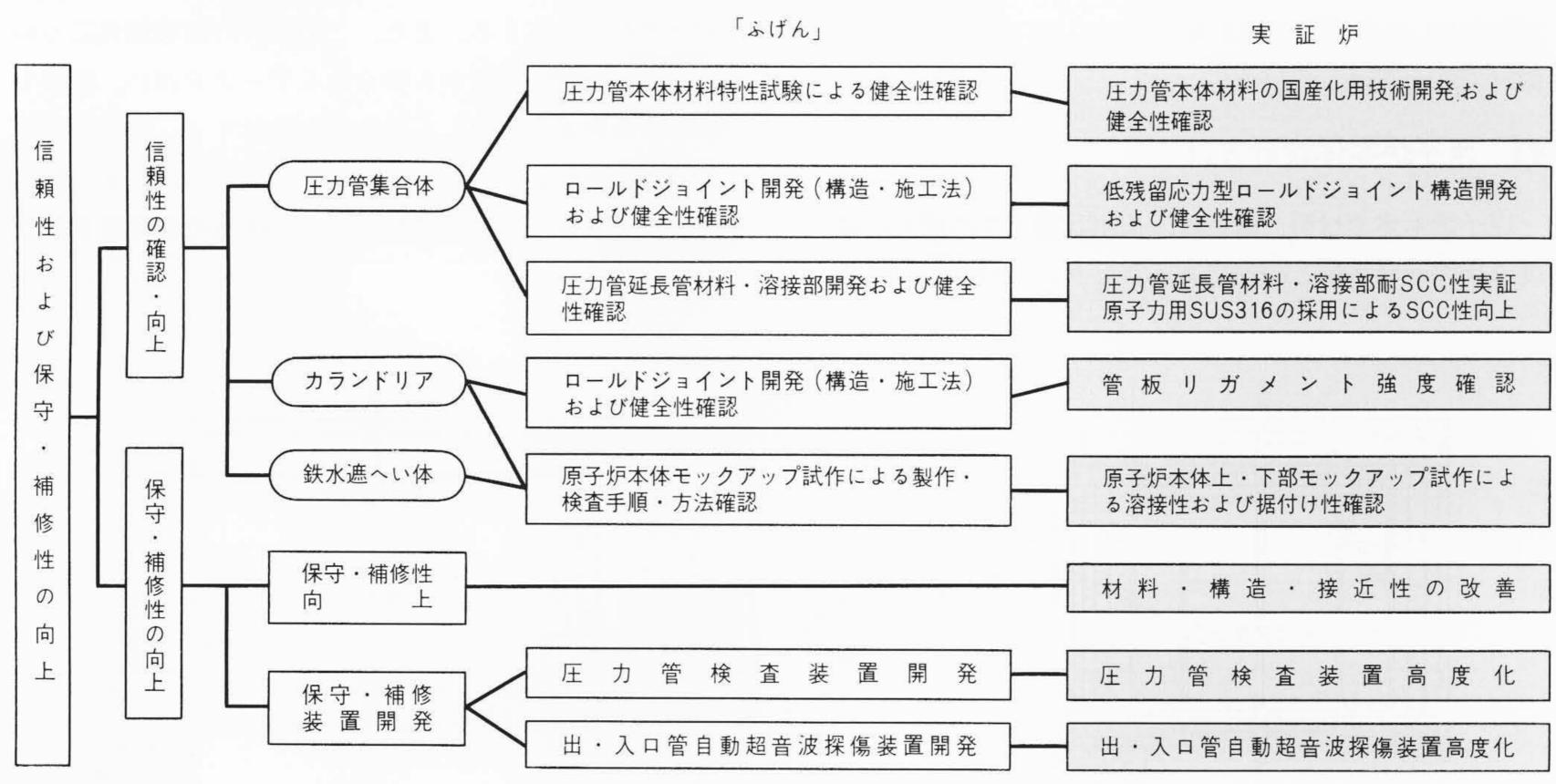
原子炉本体の耐震解析は、構造を考慮した多質点ば ね・マスモデルを用いて、原子炉支持位置での応答加速 度に基づいた時刻歴モーダル解析によって行っている。 その結果、原子炉本体各部は十分な耐震性を持ち、強度 的に健全であることを確認している。

2.3 実証炉原子炉本体構造の改善点

原子炉本体は、ATR (Advanced Thermal Reactor:新型転換炉)特有の構造および機能を持っていることから、材料、製作、据付け、保守・補修性などに関して、図3に示すような多くの技術開発を実施し、その成果を反映している。特に、実証炉では(1)「ふげん」実績の反映、(2) 大型化に対する改善、(3) 軽水炉での経験の反映などを考慮して設計を行っている。

(1) 「ふげん」実績の反映(例)

実証炉の材料およびロールドジョイント構造は、「ふげん」の実績を反映しながら、いっそうの信頼性の向上を



注:略語説明など

SR (Stress Relief: 応力除去焼鈍),SCC (Stress Corrosion Cracking: 応力腐食割れ),リガメント (管板のロールドジョイント用穴間の肉厚部)

図3 原子炉本体および関連設備の信頼性および保守・補修性の向上 長年にわたって原子炉本体,関連設備に対して信頼性および保守・補修性の向上のための技術開発・設計を推進してきた。これらは、「ふげん」の好調運転を支えるとともに、実証炉の信頼性、保守・補修性の向上に大きく寄与している。

図っている。材料に関しては、圧力管本体材料の国産化 のための技術開発を行い, 信頼性確認のための試験を実 施している。ロールドジョイント構造に関しては、圧力 管の水素遅れ割れ防止のための低残留応力型ロールドジ ョイント構造開発などを実施している4)。

(2) 大型化に対する改善(例)

「ふげん」では、原子炉の後備停止機能としての重水ダ ンプを行うダンプスペースをカランドリアタンクに設け ていたが、実証炉ではこれを廃止し、重水ダンプ機能を ほう酸急速注入系の作動に置き換え, カランドリアの小 型化を図っている。このため、カランドリアタンクには、 カランドリア管とカランドリアタンク胴体との材質の違 いによる軸方向の熱膨張差吸収のため、胴体に凸部を設 けている。鉄水遮へい体は,入口管列数の増加に伴う下 部圧力管延長管の長尺化に対処するため、下部鉄水遮へ い体を落とし込み構造とした。実証炉と「ふげん」のカ ランドリア、鉄水遮へい体構造を比較して図4に示す。

(3) 軽水炉での経験の反映(例)

圧力管延長管材料には、軽水炉での経験を反映して、 耐SCC(Stress Corrosion Cracking: 応力腐食割れ)材 料である原子力用SUS316を採用している。また, 圧力管 延長管材料に使用している3.5%Niを含む13Cr系マルテ ンサイトステンレス鋼(SUS403Mod.)および原子力用 SUS316との異材溶接継手部については、試験によって 耐SCC性を実証している4)。

3 原子炉本体設計方針

原子炉本体の材料,構造は,使用状態下での圧力,温 度の条件が軽水炉と同等であることから,その設計は「発

電用原子力設備に関する構造等の技術基準」〔通商産業省 告示第501号(以下、告示501号と略す。)]に基づいて実施 している。カランドリアおよび鉄水遮へい体は、告示501 号の第4種容器(また第1種支持構造物としての機能も ある。)に、圧力管集合体は第1種容器に分類される。た だし、原子炉本体の材料、構造で告示501号の規定がない 部分については、「発電用原子力設備に関する技術基準を 定める省令」(通商産業省令第62号)第3条に従って特殊 な設計による施設の申請をする計画である。以下に、こ れらに対する主な設計の考え方について述べる。

(1) カランドリアおよび鉄水遮へい体の材料および構造 カランドリア管の材料には、 ジルカロイを使用するた め,設計引張強さ,設計降伏点などの強度評価に必要と なる材料特性は、試験によって得られるデータから設定 する。また、カランドリア管とカランドリアタンク管板 とのロールドジョイント部は、実規模の試験体を製作し、 各種試験を行って構造の信頼性を確認する。 さらに、カ ランドリアおよび鉄水遮へい体は、第4種容器に要求さ れる部材の必要板厚の計算に加えて, 構造体の構成およ び運転状態を考慮した応力解析を行い,強度を評価する。

(2) 圧力管集合体の材料および構造

圧力管本体の材料には、Zr-Nb材を使用するため、強 度評価に必要となる材料特性は, 試験によって得られる データから設定する。また、この材料の破壊靱性につい ては,破壊靱性試験から得られるデータを用い,破壊力 学による評価を実施して健全性を確認する。圧力管本体 と圧力管延長管とのロールドジョイント部は、実規模の 試験体を製作し,各種試験を行って構造の信頼性を確認 する。

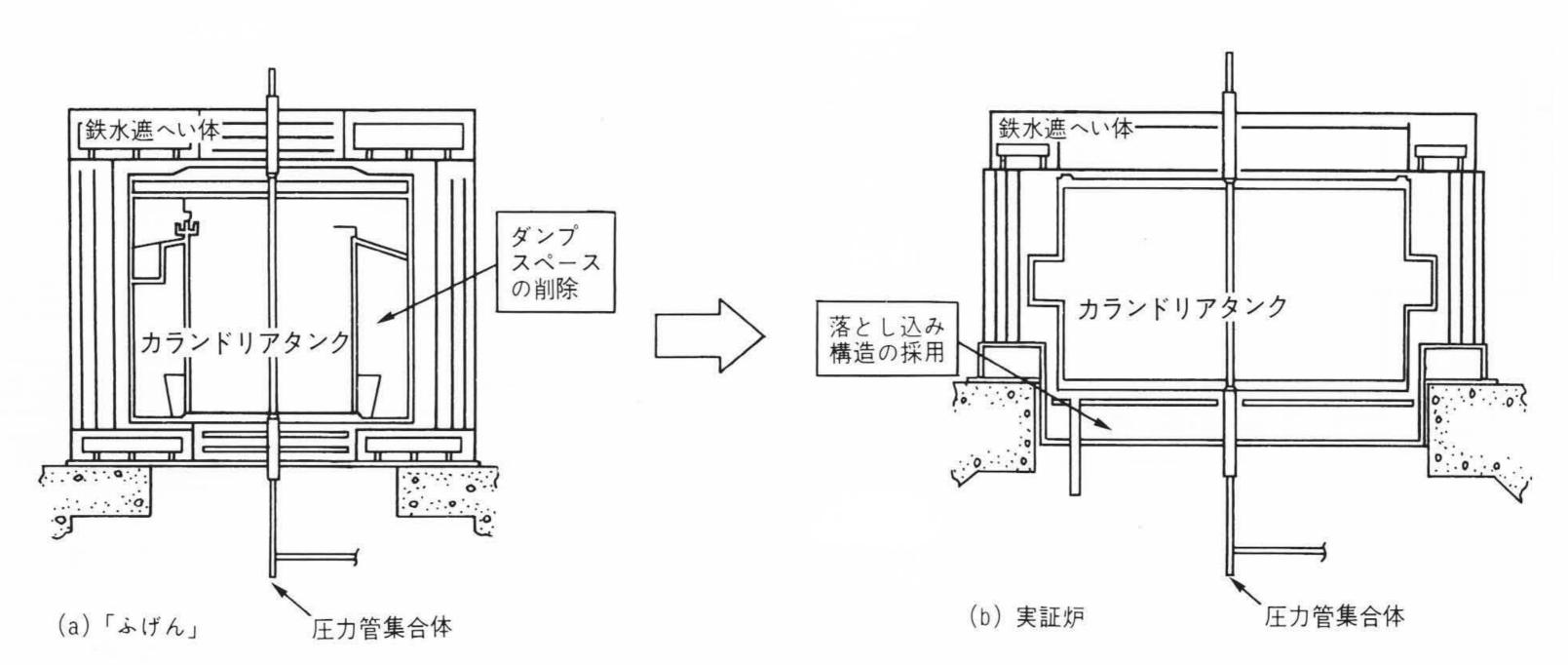
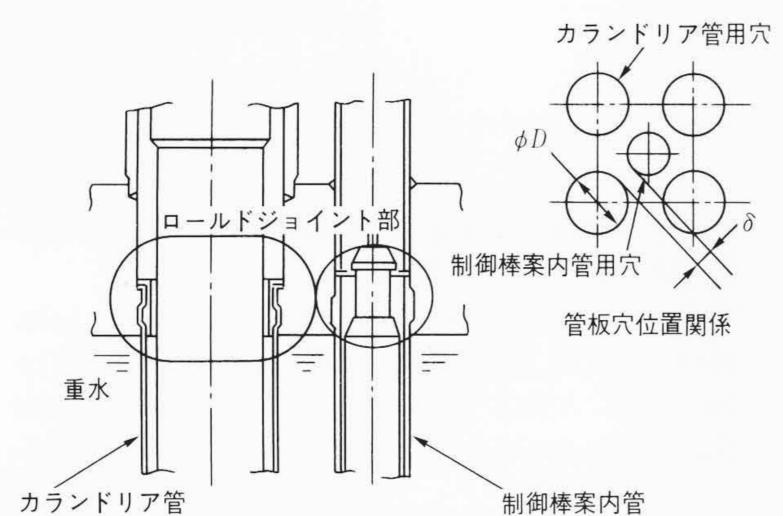


図 4 原子炉本体構造の改善点 実証炉では、炉本体小型化のためのカランドリア、鉄水遮へい体構造の改善を行っている。

4 構造に関する技術開発

4.1 カランドリア管ロールドジョイントの信頼性確証

カランドリア管および制御棒案内管と、カランドリア タンク管板のロールドジョイント構造を図5に示す。こ の構造に要求される機能は、重水をカランドリアタンク 内に確保してジョイント部から漏れのないようにするた めの気密性能と、自重、圧力などの荷重に対する継手強 度である。実証炉では、重水の燃料に対する体積比を小 さくして炉心の安全性を強化するために、原型炉「ふげ ん」に比較してカランドリア管を太径化した。また、圧 力管上部ロールドジョイント部の中性子照射量を低減す るため、同部をカランドリアタンク上管板の外側に出し たことから、カランドリア管上部ロールドジョイント部 の径が「ふげん」に比較して増加することになった。そ



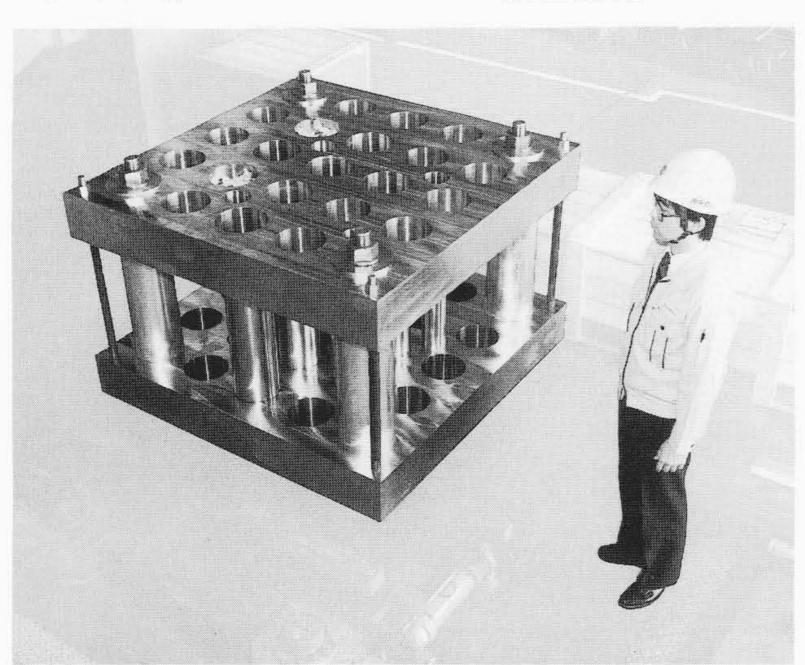


図 5 カランドリア管・制御棒案内管ロールドジョイント構造およびモックアップ外観 「ふげん」に比較して管板リガメント比 (D/δ) が増加した状態でも構造の信頼性を確認している。

表 | ロールドジョイント部強度試験結果 単体試験体を用いた引張り・曲げ試験により、接合部の機能・強度を確認している。

	試 験 項 目	要求性能	結 果
引張	設計荷重× 2 CT: 20 kN CR: 5 kN	気密性能 10 ⁻³ Acc/s以下	合格
引張り試験	最大荷重	引張強度 CT: 20 kN以上 CR: 5 kN以上	360 kN 50 kN
曲げ	設計荷重× 2 CT: 2 kN·m CR: 2 kN·m	気密性能 IO ⁻³ Acc/s以下	合格
験	最大荷重	曲げ強度 CT: 2 kN・m CR: 2 kN・m以上	15 kN•m 11 kN•m

注:略語説明 CT(カランドリア管ロールドジョイント部) CR(制御棒案内管ロールドジョイント部)

れによりロールドジョイント部の管板リガメント(ロールドジョイント用穴間の肉厚部)幅&に対する管板穴径 Dの比が増加してリガメント強度に影響を与えることが 懸念された。このため、実証炉では、「ふげん」開発の成果を反映しながら、寸法変更およびそれに伴うリガメント比の変更に着目して、同図に示すようなカランドリア管と制御棒案内管をロールドジョイントしたモックアップを試作した。モックアップを用いて気密・耐圧試験を行い気密性能を確認するとともに、試作時に隣接管接合部への影響度合いを測定してリガメント強度を確認した。また、カランドリア管および制御棒案内管単体のロールドジョイント部試験体を試作して、引張り・曲げ試験を行った。表1に示すように、接合部は十分な気密性能と強度を持っていることを確認している。

以上の試作・試験により、管板リガメント比が原型炉「ふげん」に比較して増加した状態でも、ロールドジョイント構造の機能・強度を確保できることを確認している50。

4.2 原子炉本体モックアップ試作

圧力管集合体は、正方格子の交点上に配置される。その配置間隔である格子ピッチは、「ふげん」で240 mmであった。実証炉の格子ピッチは、圧力管集合体員数の増加(224体から616体)に伴い原子炉本体の製作・据付け性を確保する観点からは「ふげん」の格子ピッチよりも大きくすることが望ましいが、原子炉本体を小型化する観点からは極力縮小しなければならないという要求がある。このため、実証炉では、格子ピッチ抑制のために製作・据付け性改善の観点から、圧力管集合体、カランドリア、

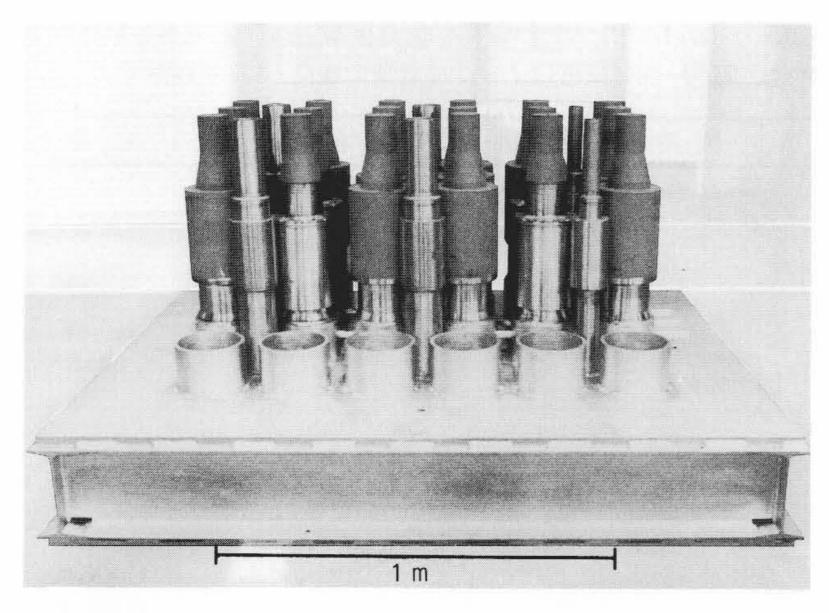


図 6 炉上部モックアップ外観 炉上・下部モックアップ試作による製作・据付け性の検討結果から、格子ピッチ240 mmの成立性を確認できた。

鉄水遮へい体各部構造の「ふげん」からの見直しを行った。しかし、原子炉本体上部および下部では、狭スペース内にスリーブ、配管類が設置されることから、机上検

討でそれらの据付け性を判断することは困難であった。 そこで、図6に示すような原子炉本体の上・下部を模擬 したモックアップを試作して、管と管板の溶接部の溶接 作業性、構造物相互の干渉の有無などの据付け性の検討 を行った。

この原子炉本体の構造検討およびモックアップ試作による据付け性の検討結果から、格子ピッチを「ふげん」と同一の240 mmにできることを確認した。

5 おわりに

ATR実証炉の原子炉本体の構造を紹介するとともに、ロールドジョイントなどの構造、材料の信頼性向上、「ふげん」からの大型化に対処するための構造簡素化などを目指して実施している設計および技術開発の成果について述べた。

今後も引き続き技術開発の成果を十分設計に反映して,原子炉本体の信頼性確保と経済性向上を図っていく。

参考文献

- 柴藤,外:新型転換炉原型炉「ふげん」炉本体研究開発の概要,日立評論,56,9,901~906(昭49-9)
- 柴藤,外:新型転換炉原型炉「ふげん」原子炉本体の製作 及び据付、日立評論,59,4,289~294(昭52-4)
- 3) 加藤,外:新型転換炉「ふげん」設計用ソフトウェアの検証と原子炉本体設備の信頼性・補修性の向上,日立評論,62,10,725~730(昭55-10)
- 4) 岸,外:新型転換炉実証原子炉本体の研究開発,日立評論,**67**,11,893~898(昭60-11)
- 5) Kinoshita, et al.: Development of Mechanical Joint Method of Zr Alloy Tube and Stainless Plate, The 1st JSME/ASME Joint International conference on Nuclear Engineering, Vol.1, 619~624(1991)