

ABWR(新型沸騰水型原子力プラント)の開発

Development of Nuclear Power Generating Facility of ABWR(Advanced Boiling Water Reactor) Concept

基本計画設計と総合的なプラント評価を完了し、ABWRの開発は次の展開を迎えることになった。昭和60年代初めの建設開始を目指して合理化・詳細設計に着手し、開発は最終段階に入ろうとしている。日立製作所及び株式会社東芝並びに米国GE社による国際協力体制のもとで開発は順調に推移している。

本稿ではこれまでの開発で見通しが得られた技術的特徴とプラント特性を明らかにし、合わせて今後の開発展開の一端について述べる。

ABWRは、インターナルポンプと新型CRDに代表される新技術に加え、系統・配置の改善を大幅に導入した日本型次世代BWRである。従来の軽水炉を上回る性能とともに、固有の優れた経済性と安全性とを具備している点がABWRの本質となっている。

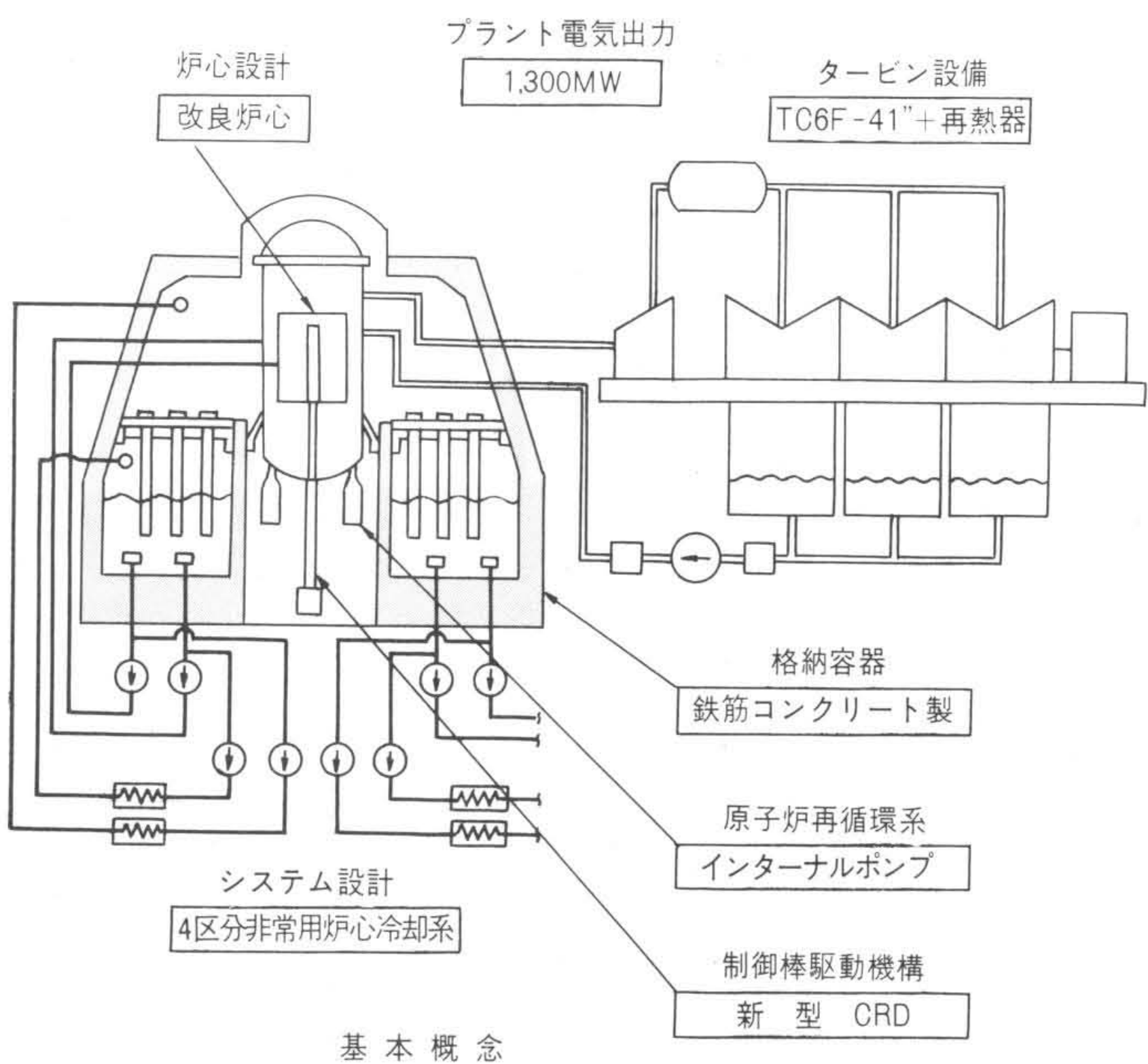
高島義衛\*  
横見迪郎\*  
三木 実\*\*  
荒井利治\*\*\*

Yoshie Takashima  
Michirô Yokomi  
Minoru Miki  
Toshiharu Arai

1 緒 言

ABWR(新型沸騰水型原子力プラント)開発の基本方針は、実証技術の検討と組織化により機能・性能及び経済性の発展的・飛躍的向上を図ること、並びに技術の自主確証と評価とを徹底して行ない、設計段階で設備に高い信頼性を組み込むことであった。この方針にのっとり、日立製作所は米国GE(ゼネラル エレクトリック)社及び株式会社東芝と共同して

昭和56年7月以来2年にわたるABWRの基本計画設計とその技術評価、及び経済性評価を実施した。これと併行して、ABWR電力共通研究及び原子力工学試験センターでの確証試験によって、試作開発と確証とが進められている。特に重要な新しい機器について、日立製作所は国産化の方針で開発研究を進めてきた。



注：略語説明 CRD(制御棒駆動機構)  
ABWR(新型沸騰水型原子力プラント)  
PCV(原子炉格納容器)  
ECCS(非常用炉心冷却系)  
RHR(Residual Heat Removal)

図1 ABWR(新型沸騰水型原子力プラント)の基本概念と主要仕様  
プラント出力1,300MW級をインターナルポンプ方式の再循環系方式のBWRで達成することを特徴とする。新型CRD、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器をはじめとする新しい技術的特徴がこの外に導入され、これらが調和して効果を発揮している。タービン設備では2段再熱サイクルを採用し、熱効率の向上を図っている。

| 主要仕様 |                                                                                    |                                                                                             |                                                                                                      |                               |
|------|------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------|
| No.  | 項 目                                                                                | ABWR                                                                                        | 参 考<br>BWR-5                                                                                         | 効 果                           |
| 1    | プラント出力<br>●電気出力<br>●熱出力<br>●原子炉ドーム圧力                                               | 1,300MW<br>3,845MW<br>73.1kg/cm <sup>2</sup> a                                              | 1,100MW<br>3,293MW<br>71.7kg/cm <sup>2</sup> a                                                       | スケールメリット                      |
| 2    | 炉心設計<br>●燃料タイプ<br>●燃料集合体数<br>●制御棒本数<br>●平均出力密度                                     | 新型8×8<br>872<br>205<br>約 50kW/l                                                             | 新型8×8<br>764<br>185<br>約 50kW/l                                                                      | 熱 的 余 裕<br>燃 料 コ ス ト          |
| 3    | 制御棒駆動<br>●駆動方式                                                                     | 常 駆 動：電動<br>スクラム：水圧                                                                         | 常 駆 動：水圧<br>スクラム：水圧                                                                                  | 運転性向上<br>保守点検工数と<br>被ばく低減     |
| 4    | 原子炉再循環<br>●再循環方式<br>●ポンプ台数                                                         | インターナルポンプ<br>12台                                                                            | 外部ループ+ジェットポンプ<br>外部ループポンプ：12台                                                                        | 格納容器コンパクト化<br>大口径管削除<br>被ばく低減 |
| 5    | システム設計<br>●非常用炉心冷却系<br>区 分 数<br>系統構成<br><br>●残留熱除去系<br>系 統 数<br>機 能<br><br>ポ ン プ   | 4<br>高压注入系：2<br>高压炉心スプレイ系：2<br>自動減圧系<br><br>4<br>停止時冷却及び<br>PCV冷却<br>ECCSから分離独立の<br>格納容器冷却系 | 3<br>低压炉心スプレイ系：1<br>低压注水系：3<br>高压炉心スプレイ系：1<br>自動減圧系<br><br>2<br>ECCS、停止時冷却<br>及びPCV冷却<br>ECCSと共用のRHR | 小容量ECCS                       |
| 6    | 制 御 ・ 計 装                                                                          | 多 重 伝 送                                                                                     | 電 線 ケーブル                                                                                             | ケーブル量削減                       |
| 7    | 格納容器<br>●型 式<br>●ベント型式                                                             | 鉄筋コンクリート製<br>垂直ベント                                                                          | 鋼製自立型マークII改良型<br>垂直ベント                                                                               | 鋼材の低減                         |
| 8    | タービン設備<br>●主タービン<br>ヒートサイクル<br>タービン型式<br>●発電機<br>定格容量<br>力 率<br>●給水復水系統<br>給水加熱器段数 | 2段再熱サイクル<br>TC6F-41''<br><br>1,450MVA<br>0.9(遅れ)<br><br>高压2段×2系列<br>低压4段×3系列                | 非再熱サイクル<br>TC6F-41''<br><br>1,300MVA<br>0.9(遅れ)<br><br>高压2段×2系列<br>低压4段×3系列                          | 熱効率の向上                        |

\* 日立製作所日立工場    \*\* 日立製作所日立工場 工学博士    \*\*\* 日立製作所電力事業本部

2 開発の経緯と展開

2.1 背景

日立製作所は、GE社との技術提携と建設協力を通してBWR技術の消化に努めた後、主契約者として設計・製作及び建設経験を蓄積した。一方、独自の研究開発と電力共同研究への参加、海外との技術交流にも積極的に取り組んできた。BWR電力会社からは運転実績のフィードバックと運転経験に基づく有益な助言を得て、その吸収に努めた。日立製作所はこれらを通して自主技術の確立を進めてきた。

その結果は運転プラントに適用されるとともに、第1次・第2次改良標準化計画にも積極的に提案し賛同を得た。以上の成果を結集した最新鋭改良標準型BWRの第1号プラントとして、東京電力株式会社納め福島第二原子力発電所2号機<sup>1)</sup>が昭和59年2月に商業運転に入り、現在順調な稼動を続けている。ABWRはこれらの技術的背景を受け継ぎ、次世代軽水炉への発展を目指して開発を進めているものである<sup>2),3)</sup>。

2.2 基本計画設計と開発実証研究

ABWRの具体的開発推進を図るため、昭和56年7月に基本計画設計と開発実証試験がスタートした<sup>4)</sup>。更に、通商産業省第3次改良標準化計画の大きな柱としてABWRが取り上げられ、官民一体の検討と評価が進められている。昭和58年6月、BWRメーカー3社は2年にわたる基本計画設計と技術的・経済的評価を完了し、ABWRは性能、経済性の両面で優れた特性をもつことが確認された。

2.3 重要機器の国産化

日立製作所は重要な機器の試作開発を進めてきた。新型制御棒駆動機構は電力共同研究の中で試作開発を完了し、実用化へ大きく前進した。原子炉再循環系インターナルポンプは、ABWR安定運転のかなめとして高い信頼性と高度の技術基盤が要求されるとの認識のもとに、日立製作所の総力を結集して国産化に取り組んだ。インペラ、ウェットモータ、軸受をはじめとする機械・電気部品の徹底的な要素開発研究を行なった上で、実規模試作機を完成した<sup>5)</sup>。プラント大容量化と熱消費率向上はABWRの重要課題であって、日立製作所は湿分分離再熱器、52in長翼タービンなど、これに関連する機器の開発研究を行ってきた。

2.4 今後の展開

これまでの成果をもとに、ABWRは今後詳細設計に入る。ABWRの技術展開の軸は、合理化のいっそうの推進である。技術的特徴を最大限に生かしながら全体計画の上から均衡のとれた高経済性プラントの実現を志向してゆく。

3 プラントの概要と特徴

基本計画設計で確立したABWRの概念と基本仕様を図1に示す。

3.1 プラント出力の大容量化

原子炉熱出力を3,845MWとし、実績のあるタービン発電機TC6F-41"に2段再熱サイクルを適用して得られる電気出力として1,300MWを選定した。更に、熱消費率のいっそうの向上を目指し、52in長翼タービン、低圧給水加熱器ドレン回収などを取り入れたタービンプラントのシステム上、配置上の検討をそれぞれ行なった。これらの採用を指向した技術評価を引き続き行なっている。

3.2 熱的余裕と高い運転性を生み出す改良炉心

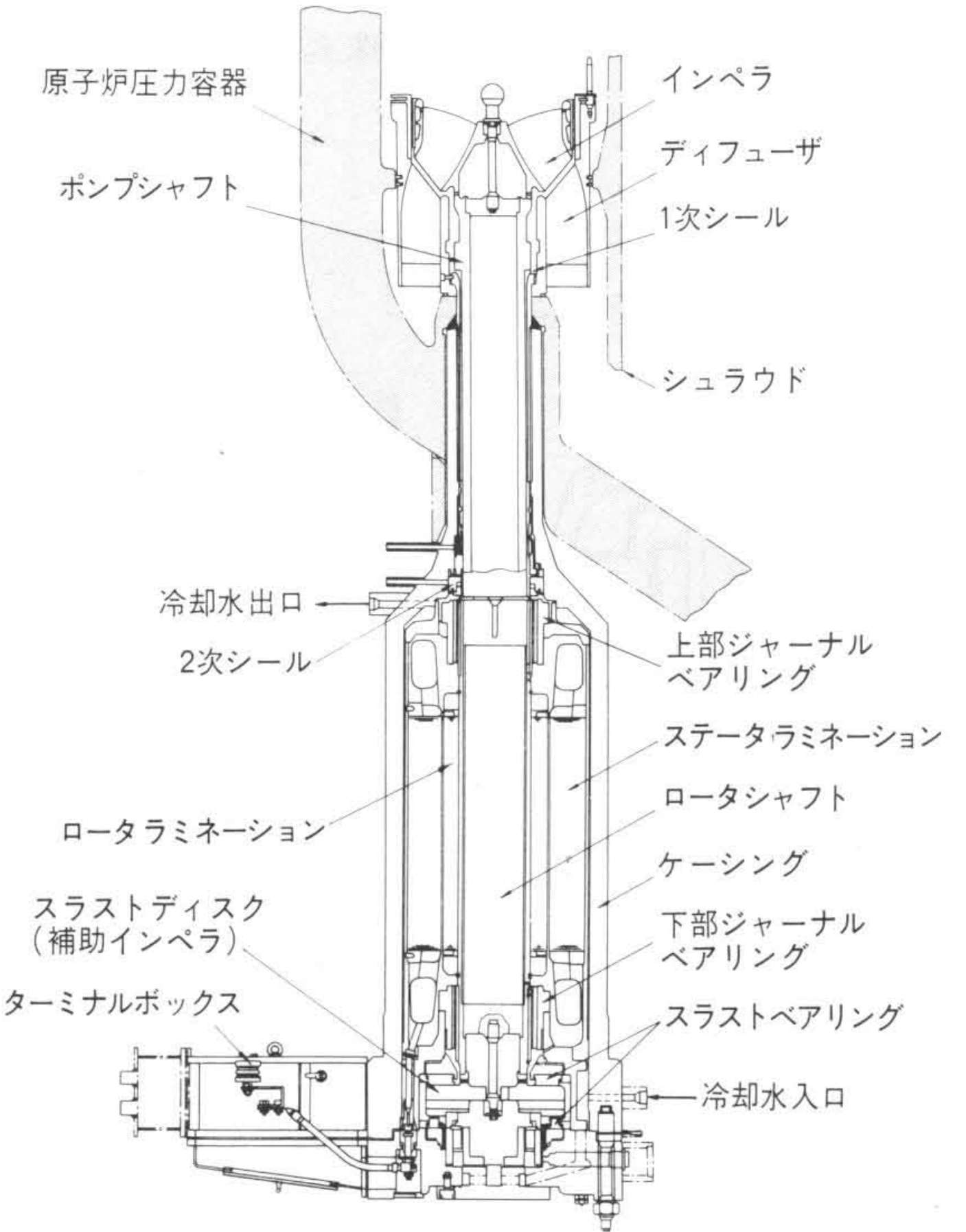
燃料棒の上下方向に濃縮度差をつけた2領域炉心を基本として、これに燃料下部のGd濃度を高める工夫を取り入れた改

良炉心は、熱的余裕を大きく改善するものである。更に、運転中反応度調整操作を行なう特定の制御棒周りに、低反応度燃料集合体を配置したC.C.(コントロールセル)をもつ炉心構成を選択した。C.C.は全炉心の中で13箇所に限定され、運転操作の軽減に役立っている。100%出力時の炉心流量には約10%の調整幅をもたせ、日負荷追従性と燃料サイクル費の向上を図った。

3.3 インターナルポンプを採用した原子炉再循環系

ABWRの最大の特徴は、原子炉再循環系にインターナルポンプ(図2参照)を導入してシステムの簡素化と格納容器のコンパクト化を実現した点にある。同図に示すとおり、インターナルポンプはこの外にも安全性の向上をはじめ多くの効果を生み出している。他方、この型式のポンプ採用に伴って、図3に示すように原子炉系統は従来構成から変化した。

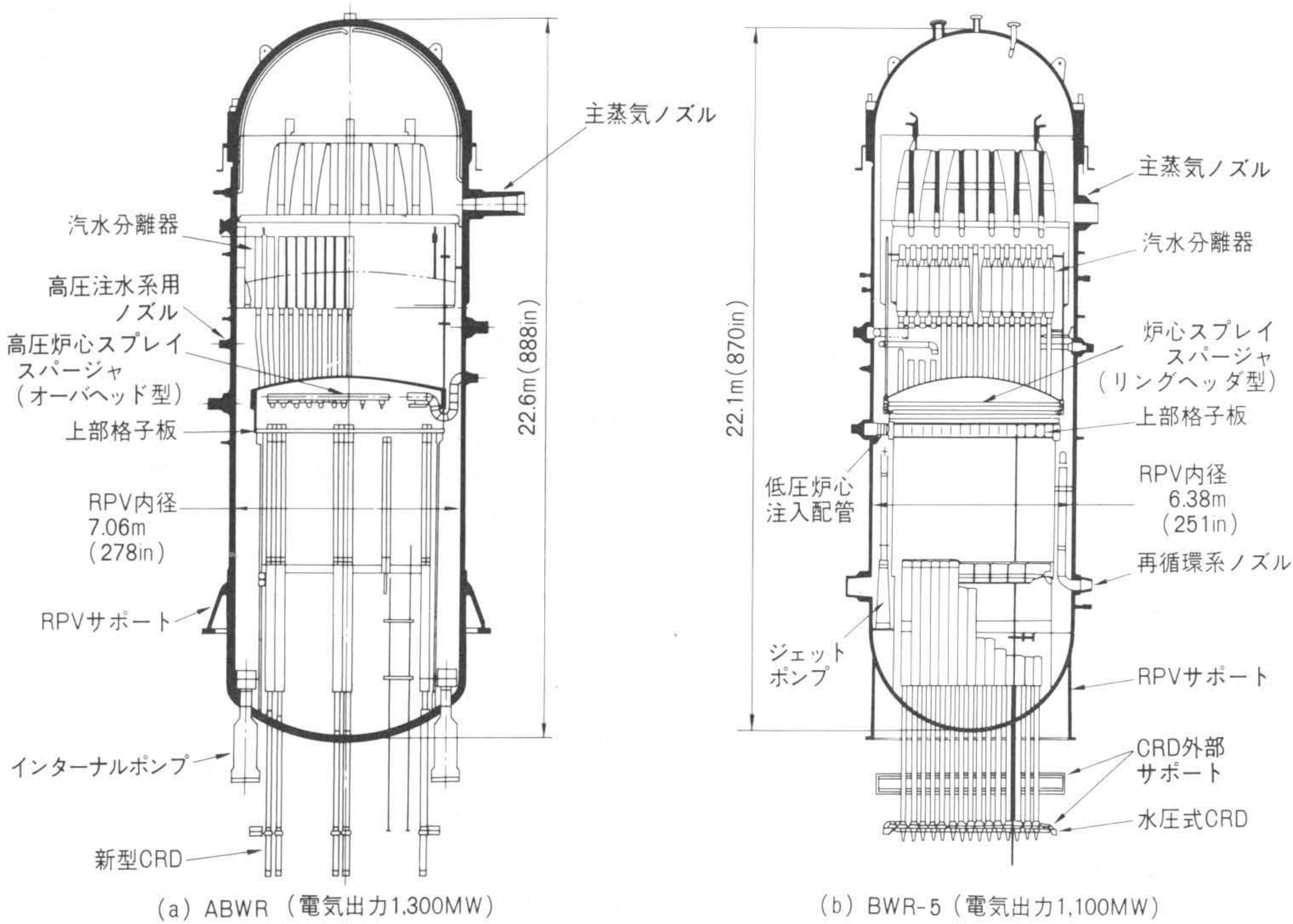
東京電力株式会社をはじめとするBWR電力6社とメーカー3社(GE社、日立製作所、株式会社東芝)で実施しているABWR電力共通研究での西ドイツKSB社ポンプ試験、及び日立製作所での試作機開発と確証を通じて、ポンプの性能と信頼性に関する広範かつ深い知見が得られた。これをシステムのいっそうの簡素化をはじめとする再循環系仕様の合理化に反映し、今後積極的に提案してゆくことにしている。



| No. | 特 徴                  | 効 果                                                                                   |
|-----|----------------------|---------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | 圧 力 容 器<br>直 接 取 付 型 | 外部再循環配管なし：<br>(1) ISI対象溶接線長削減<br>(2) コンパクトな格納容器<br>(3) 圧力容器設置位置低下<br>(4) 炉心部下の大径ノズルなし |
| 2   | 多数台設置(12台)           | 1台停止時<br>100%炉出力運転可能                                                                  |
| 3   | 水 中 電 動 機            | 軸封なし：保守・被ばく 少                                                                         |
| 4   | ジェットポンプ削除(20→0台)     | 動力費減少：-20%                                                                            |
| 5   | 回転慣性 少               | 負荷変動応答性向上                                                                             |

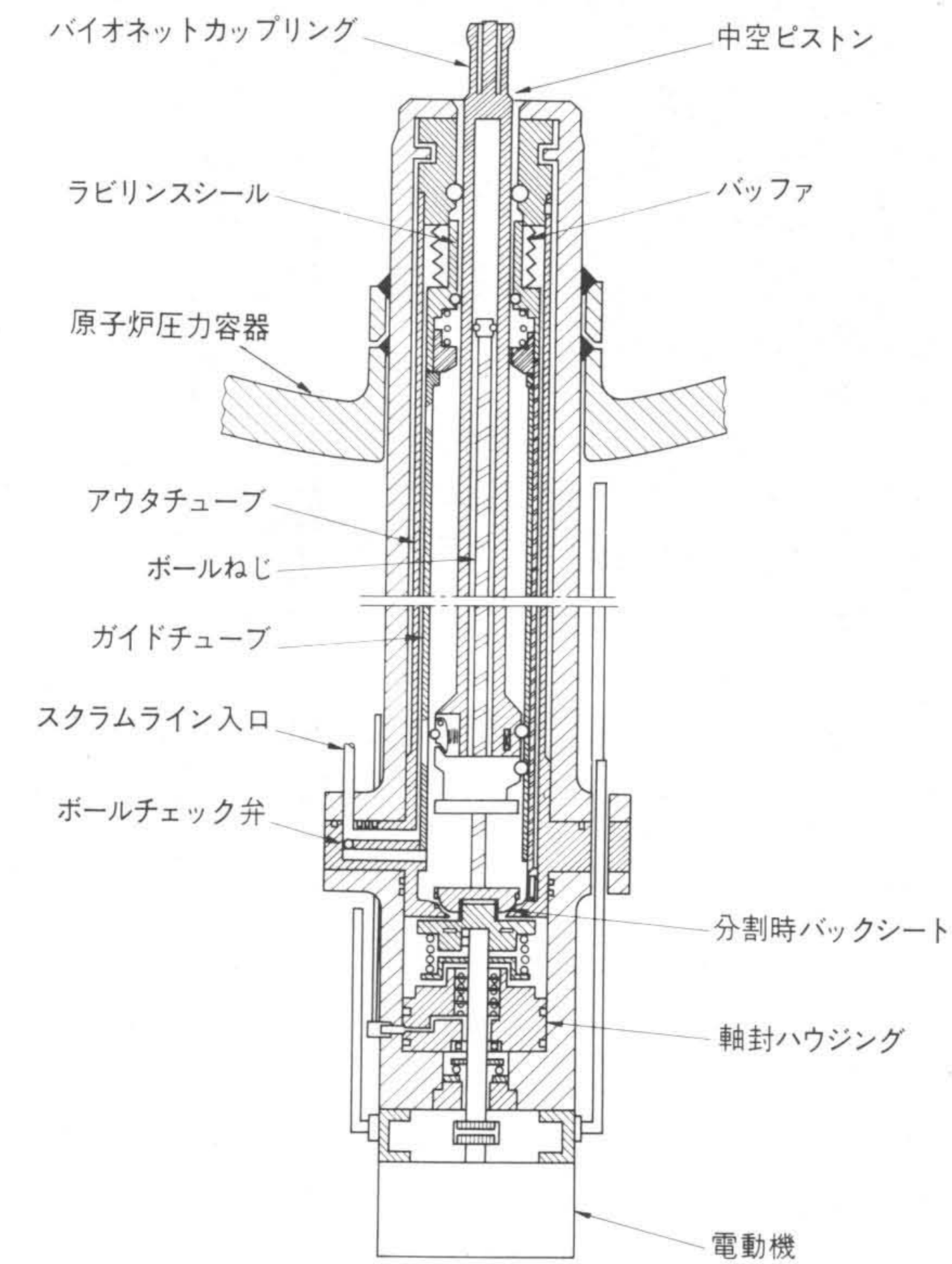
注：略語説明 ISI(In-Service Inspection)

図2 原子炉再循環系インターナルポンプ インターナルポンプは、経済性向上要因を多く生み出している。このポンプは単段軸流式、ウェットモータ駆動である。モータケーシングは圧力容器底部のフレキシブルノズルで固定されている。軸封部がなく保守点検が容易である。



注：略語説明 RPV(原子炉圧力容器)

図3 原子炉系統 BWR-5 (電気出力1,100MW)と比較すると全高はほぼ等しく、直径は炉心の大型化とポンプ引抜きスペースに相当して増加している。主蒸気ノズルは破断流量制限ノズルを兼用する。炉心頂部から下に大口径配管ノズルはない。炉心スプレイスパーチャはオーバーヘッド型である。



| 駆動方式   |            |       | 特徴  |               |                       |
|--------|------------|-------|-----|---------------|-----------------------|
| 機能     | ABWR       | BWR-5 | No. | 項目            | 効果                    |
| 常駆動    | 電動微動       | 水圧    | 1   | 微動 (小さなステップ幅) | 小幅な出力変動 (運転中燃焼補償可能)   |
| スクラム駆動 | 水圧電動バックアップ | 水圧    | 2   | 電動ギヤングモード     | 起動時間短縮                |
|        |            |       | 3   | 摩耗性シールなし      | 分解点検不要 (定期検査短縮・被ばく低減) |
|        |            |       | 4   | スクラム炉水流入なし    | 被ばく低減                 |

図4 新型CRD(制御棒駆動機構)の構造原理及び駆動方式と特徴  
常駆動は電動機の回転をボールねじで上下運動に変換して行なわれる。スクラムは水圧が中空ピストンを押し上げて行なわれる。電動機駆動がバックアップするので、異なる二つのスクラム駆動原理をもつことになり信頼性は高い。構造的特徴から定期検査期間の短縮、被ばく低減が期待される。

3.4 駆動原理に多様性をもたせた新型CRD

ABWRは図4に示す駆動方式、特徴及び構造をもつ電動・水圧式の新型CRD(制御棒駆動機構)を全制御棒に対して採用する。

3.5 単純構成のシステム設計

図5に、ECCS(非常用炉心冷却系)及び格納容器冷却系の特徴と系統構成を示す。ECCSと格納容器冷却系は相互の機能を分離し、系統構成と運転操作の単純化を図った。ヨーロッパのN-2思想<sup>\*)</sup>にも容易に適合するよう4区分分離が選択された。我が国の高品質保証・管理の実情と良好な運転実績とに基づく適正化の観点から、今後更に3区分構成を検討してゆく。

3.6 RCCV(鉄筋コンクリート製原子炉格納容器)

RCCVの構造と特徴を図6に示す。容器の耐圧部はマッド部以外の部分で原子炉建屋構造と縁の切れた厚さ2mの鉄筋コンクリート壁で、耐漏えい部材である鋼製ライナがこれに内ばりされている。上部と下部のドライウェル内の配置はMARK-II改良型格納容器と様相を異にするため、設計モデルを作製して検討を行なった(図7参照)。特に下部ドライウェルについては、同図に示すように実スケール、 $\frac{1}{4}$ セクタモデルを製作し、据付け・点検・取扱い・搬出入に必要な空間を実際に設計者が立ち会って確認・評価を行なった。

4 研究開発の状況

基本計画設計を行なうに当たり設定された開発目標<sup>7)</sup>を実現する手段として、前章に述べた幾つかの技術的特徴が挙げられる。これらの特徴は、既に実証された技術又はその延長として位置付けられた技術に立脚している。しかし、その導入

※) 系統が保守点検のため待機状態から外されているときに、単一故障を仮定してもデマンドにこたえられる冗長性を保持するとの考え方である。この思想の背景には、機器の信頼性を維持するため我が国及び米国で課せられているような厳重なQA/QC(Quality Assurance/Quality Control)の要求は行なわないとのある種の合理的な考え方があることに注意しなければならない。

に当たってはABWRの開発段階で解決しておくべき技術課題があり、図8にこれらと現在進められている研究開発項目との関連を示した。各項目はスケジュールどおり実施され<sup>4)</sup>、件数にして全20件のほぼ半数が完了している。主な研究の内容は次に述べるとおりである。

#### 4.1 インターナルポンプに関連する確証と開発

安定性、過渡現象、LOCA (Loss of Coolant Accident) 時の現象など、システム固有の現象を解析あるいは試験で確証

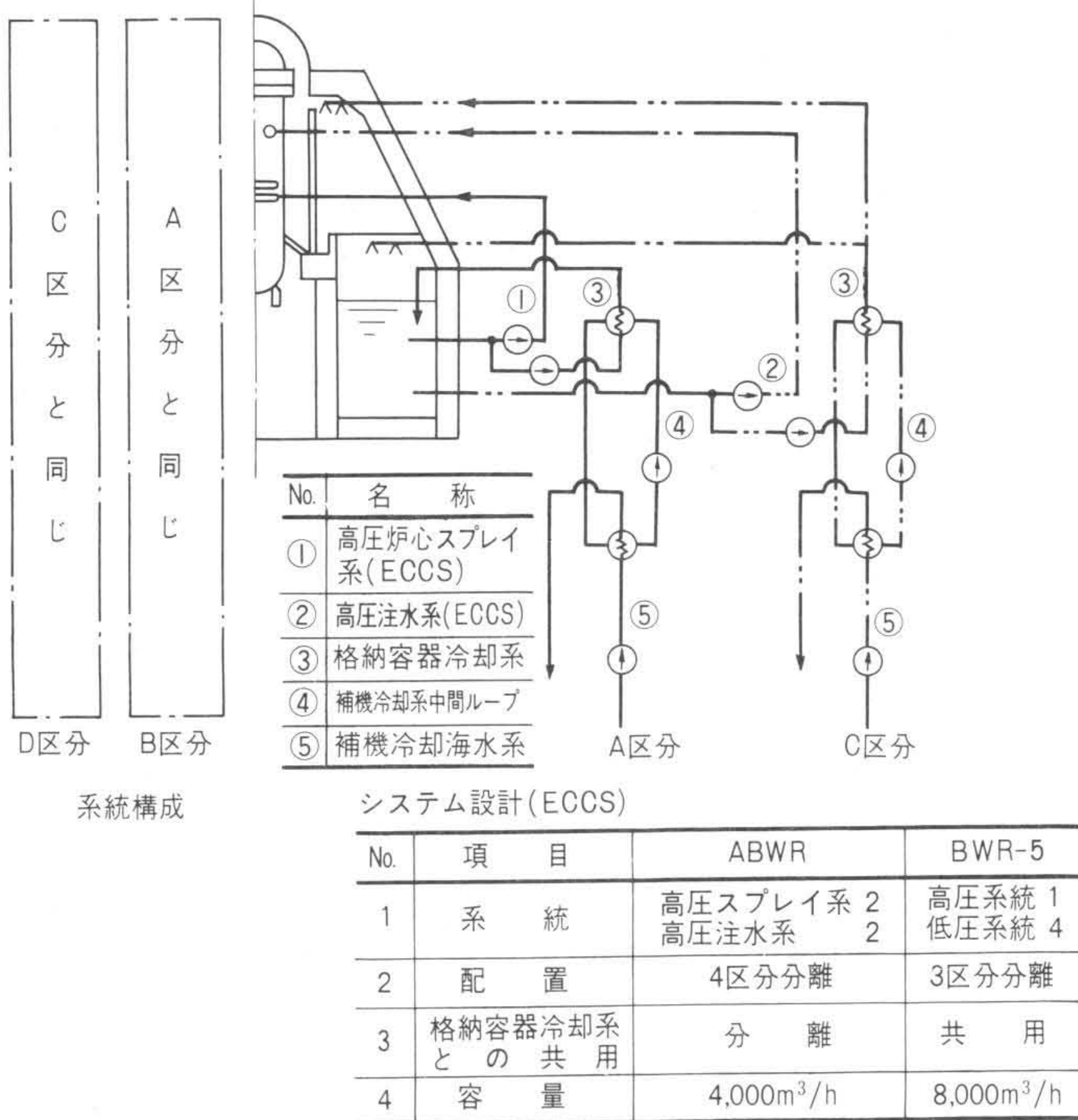


図5 ECCS(非常用炉心冷却系)及び格納容器冷却系 ECCSは高压4系統、格納容器冷却系(停止時冷却機能をもつ。)は低压4系統で、系統構成と運転を単純化した。容量は大幅に低減したが、炉心はLOCA時にも露出しない。各系統の機器配置は物理的に4区分に分かれている。

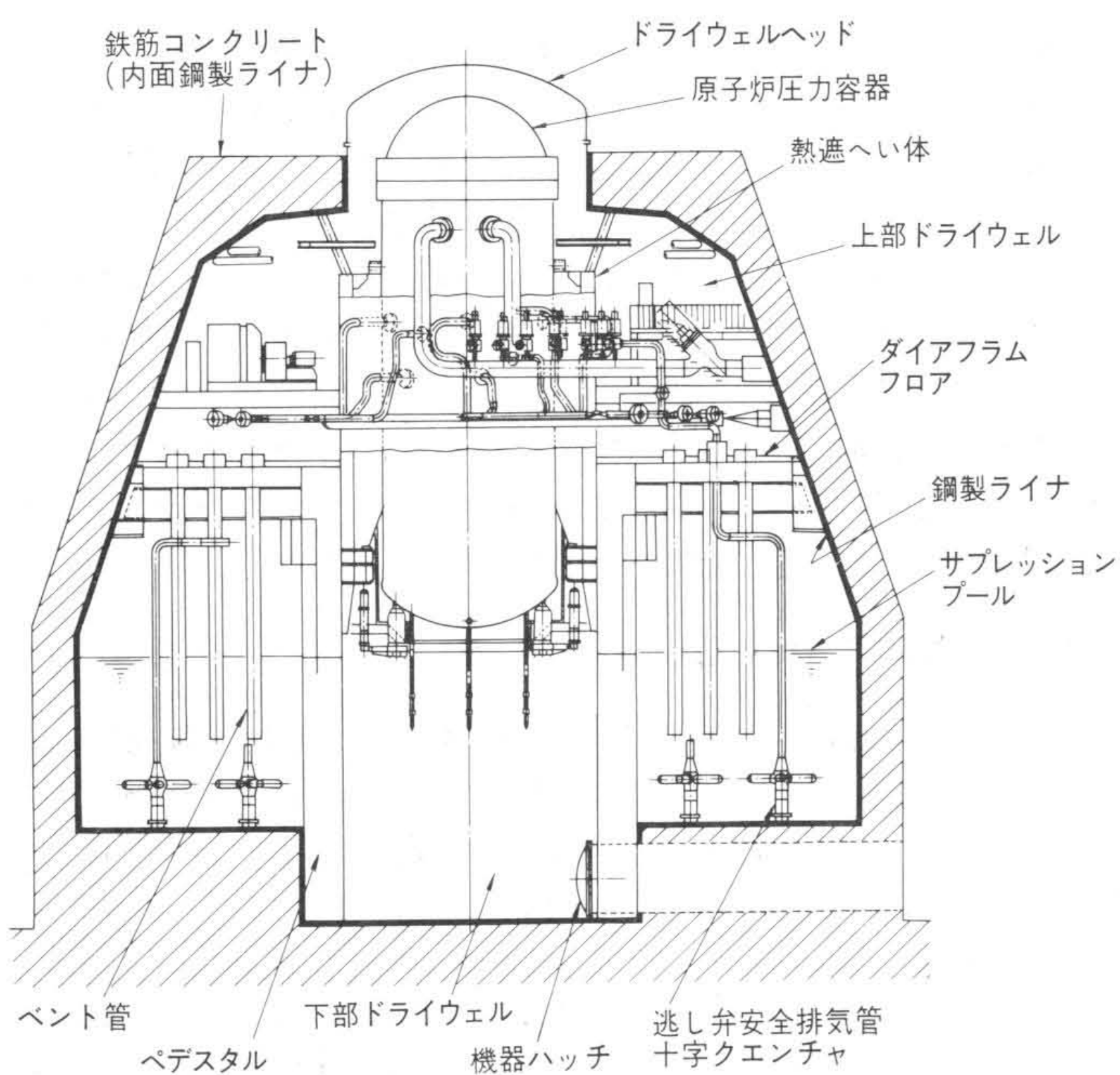
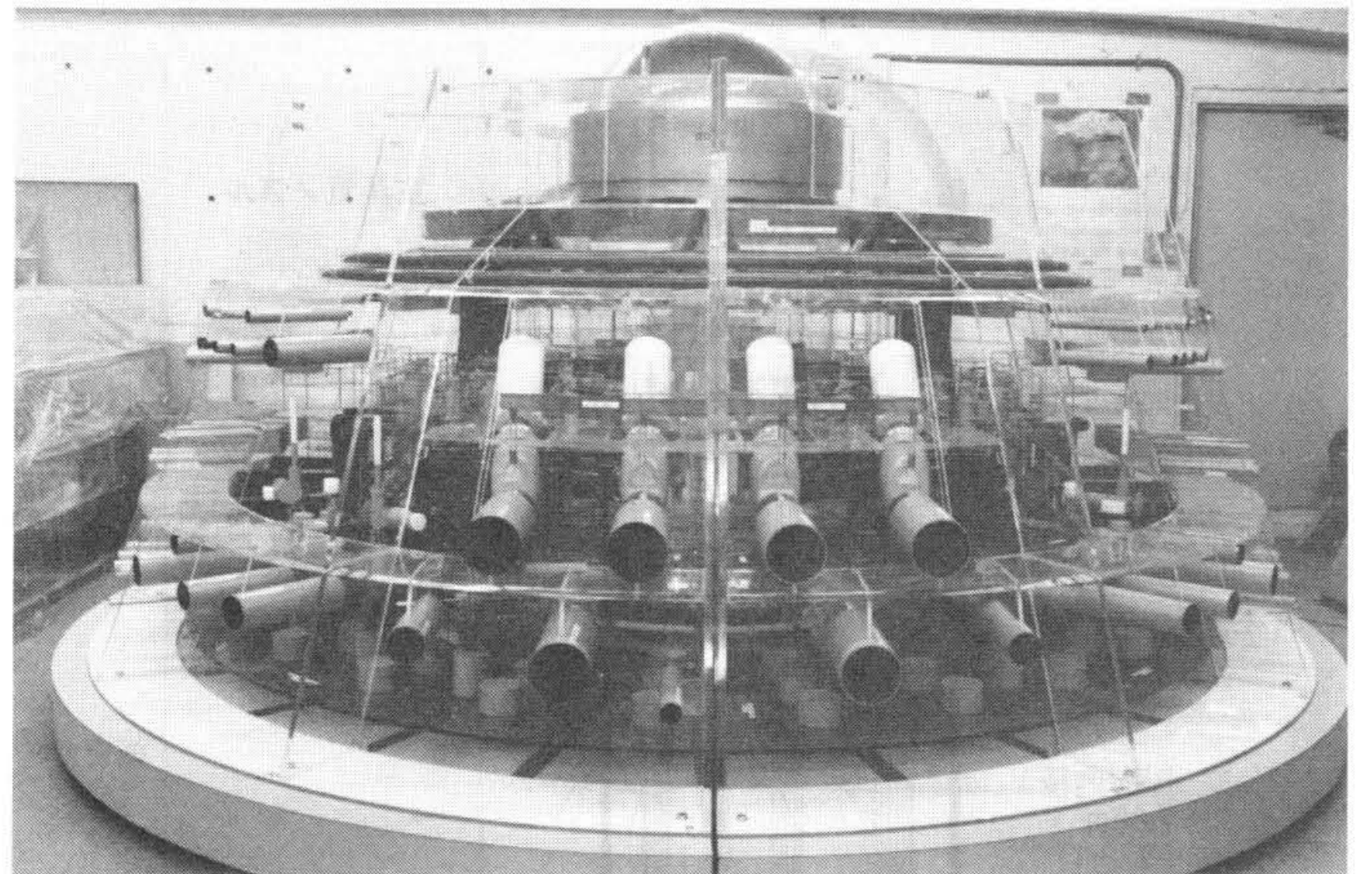
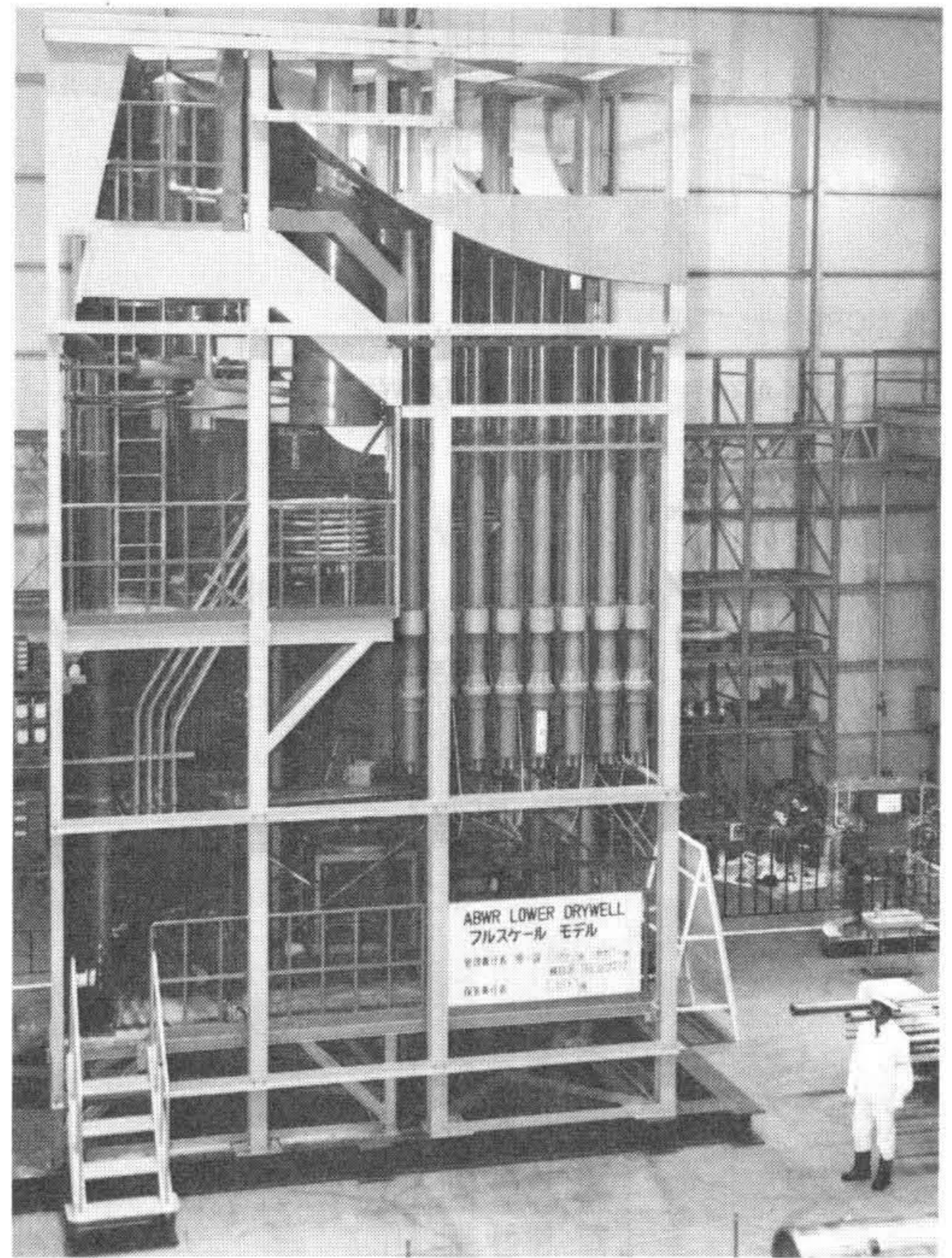


図6 RCCV(鉄筋コンクリート製原子炉格納容器) 厚さ2mの鉄筋コンクリート耐圧部は、機密構造の鋼製ライナに内ばりされる。下部ドライウェルはインターナルポンプ、CRDの据付け、保守点検、搬出入のための空間で、機器ハッチにより原子炉建屋に通じている。



(a) 上部ドライウェルモデル(縮尺1/10)



(b) 下部ドライウェルモデル(縮尺1/10)

図7 上・下部ドライウェルモデル 上部ドライウェルは、主蒸気・給水貫通部側から見た写真である。大・小径配管、ケーブル、ダクトを配置したエンジニアリングモデルである。下部ドライウェルは、実寸1/4セクタである。これによりインターナルポンプ、新型CRDなどを配し、スペース、取扱い操作を設計者が確認した。

した。ハードウェアの実証では、西ドイツ製の実機ポンプによる水力特性を試験する常温試験、熱と内圧によるポンプ取付け部の応力・変位測定及び電動機部分の冷却特性の確認を行なう高温高压試験を完了した。図9に供試ポンプのインペラを日立製作所の高温高压試験用压力容器へ据え付けている状況を示す。プラント特性に関する研究では1/10及び1/20縮小モデルによる流動試験を終え、压力容器下部の流動振動が全く問題にならないとの見通しを得た。

#### 4.2 新型CRDの開発

試作機を製作して性能試験と信頼性試験を行ない、ABWRの設計仕様を満足するCRDの開発を完了した。図10に日立製作所の試験装置に据え付けられた試作機を示す。この外、米国のLa Salle発電所で行なう実プラント試験用CRDの製作が完了しており、試験は昭和59年度末ごろから開始される予定となっている。

#### 4.3 RCCVの構造評価と実証試験

試設計とその構造評価を完了し、技術的な見通しが得られ

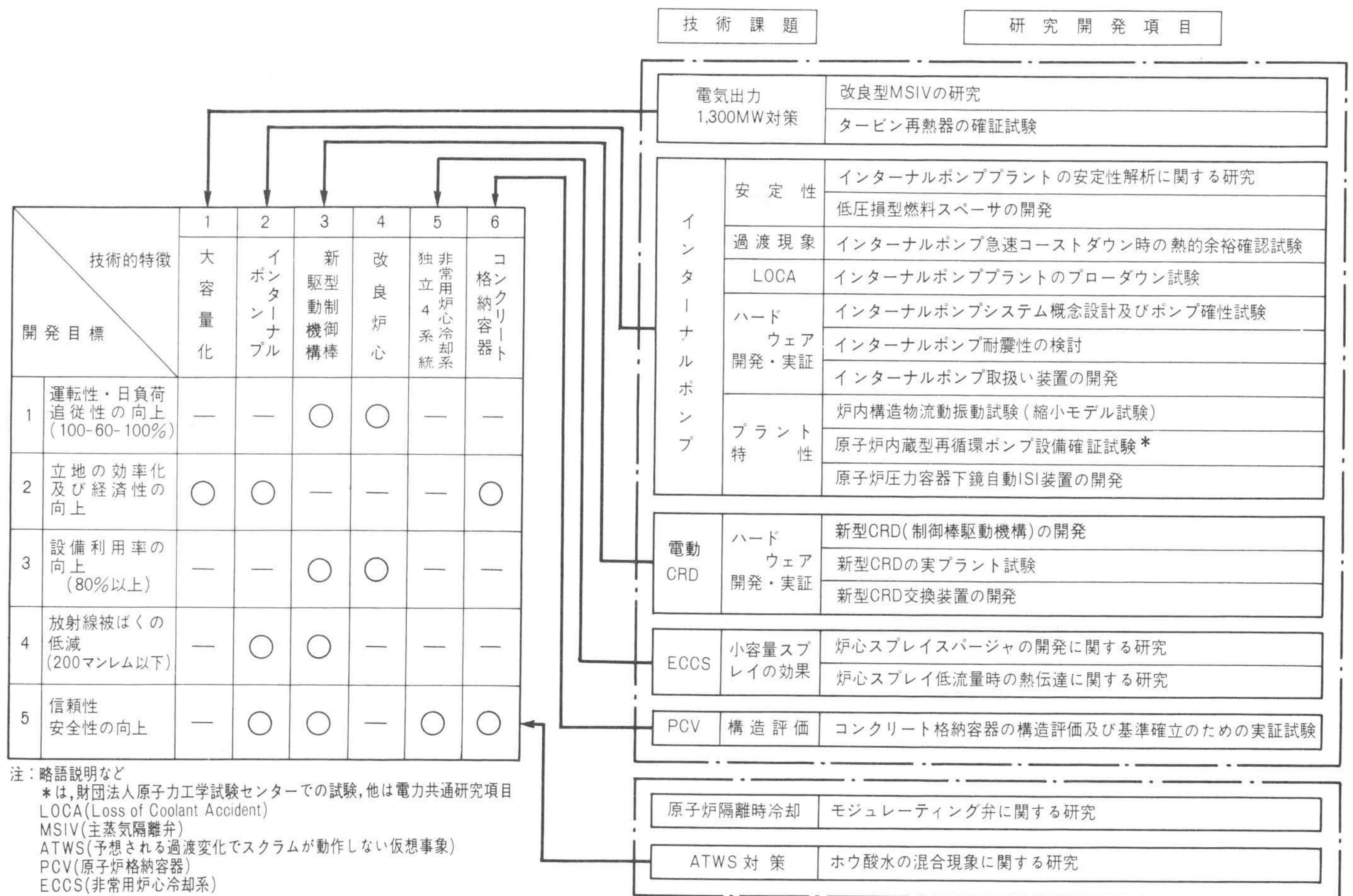


図8 ABWR関連開発実証試験と技術的特徴 研究開発項目20件中19件は電力共通研究である。これらは各々技術課題をもち、ABWRの技術的特徴の裏付け資料を生み出している。基本計画設計で立てた開発目標はこれら技術的特徴により達成される。

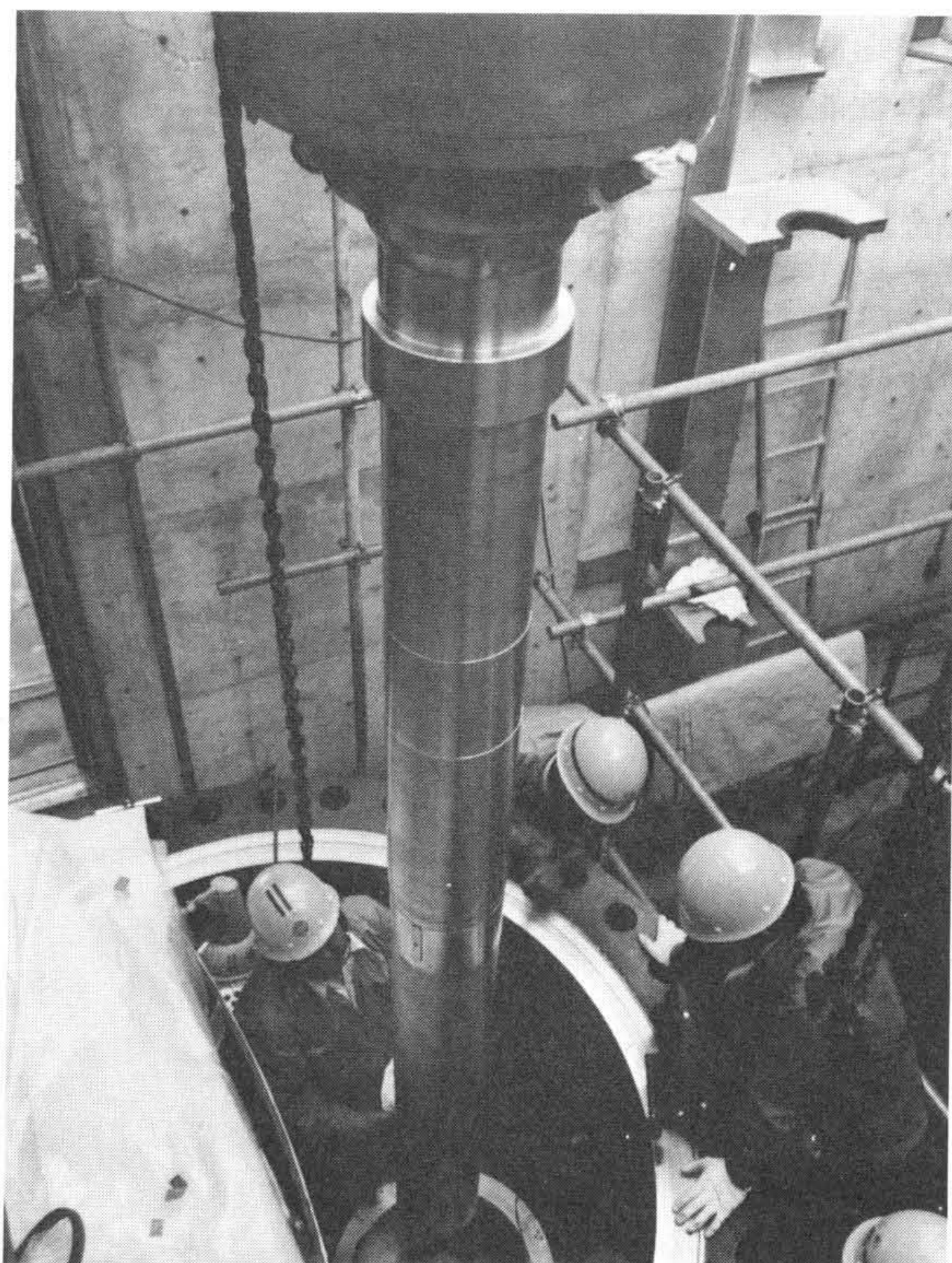


図9 インターナルポンプのインペラ部分を試験装置へ組み込み中の作業状況 インペラシャフトが日立高温高压ループの圧力容器へつり込まれている状況である。シャフトの先端は、容器底部に取り付いたモータケーシング内でモータシャフトにかん合する。下に見える圧力容器はインペラ・シャフト据え付け後、ふたをされる。

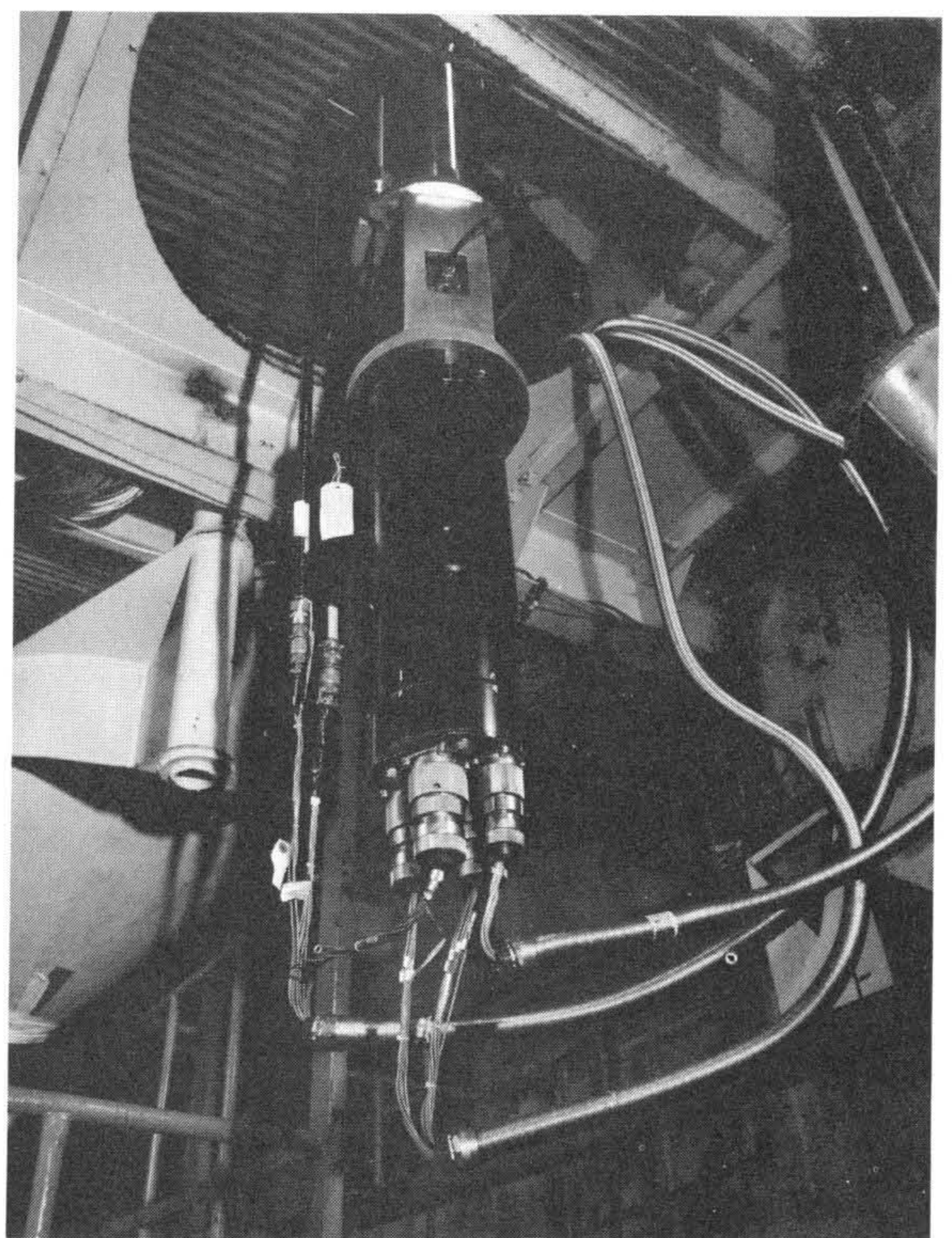


図10 CRD試験装置に組み込んだ新型CRD試作機 試作機はこの装置でスクラム動作と常駆動の性能を測定した。この外、繰返し寿命試験により信頼性を確認し、試作機はABWRの設計仕様を満足することが確認された。

表1 プラント総合特性 すべての項目に対しABWRの特性は、BWR-5よりも改善向上している。インターナルポンプはこれに大きく寄与しているが、新型CRDの寄与も大きいことが知られる。これらの改善・向上は、ABWRの優れた経済性の要因となっている。

| No. | 項 目     | 開 発 目 標           | ABWR               | 参 考                    | 主なABWR<br>寄 与 技 術                |
|-----|---------|-------------------|--------------------|------------------------|----------------------------------|
|     |         |                   |                    | BWR-5                  |                                  |
| 1   | 安 全 性   | LOCA時<br>ABWR>BWR | 炉心冠水<br>破断口<br>10B | 炉心露出<br>破断口<br>24B     | インターナル<br>ポンプ再循環系                |
| 2   | 運 転 性   | 日負荷追従<br>100-60%  | 100 100%<br>└ 60 ┘ | 100 95→100<br>└ 60 ┘ % | 110%炉心流量<br>新型CRD                |
| 3   | 設備利用率   | 80%               | 81%                | 75%                    | 改良炉心と新型<br>CRDによる定期<br>検査工程短縮    |
| 4   | 被ばく線量   | 200マンレム/年         | 180                | 210                    | インターナル<br>ポンプ再循環系                |
| 5   | 建 設 工 程 | 50.5箇月            | 50.5箇月             | 52箇月                   | 原子炉建屋<br>8→7階<br>(インターナル<br>ポンプ) |

た。鉄筋コンクリート、貫通部及びライナの機械強度・熱的挙動の試験結果が得られ始め、その評価が進んでいる。現在全体モデル試験の準備が進行中である。

5 プラント総合特性

技術評価の結果、ABWRプラントの総合的な特性は、表1に示すとおりBWR-5に比べて大幅に向上していることが確認された。

5.1 安 全 性

インターナルポンプを再循環系に用いることにより、ABWRでは炉心下部に接続する大口径配管がなくなった。このため、LOCA時の炉心冠水が容易に維持され、燃料被覆管温度は図11に示すように上昇しない。

5.2 運 転 性

新型CRDの操作と約10%の調整幅をもつ炉心流量により、100%出力と60%出力の間の日負荷追従運転が容易に実現される。この外、改良炉心、新型CRD、制御系への新技術の導入などにより運転員操作の簡単化、負担軽減が達成される。

5.3 設備利用率

改良炉心は燃料取替時のシャッフリング体数を最小化した。駆動機構内部に摩耗性部品をもたない新型CRDは、保守点検工数を削減する。主としてこの二つの改善によって、定期検査工程は第2次改良標準化の日数よりも更に約10日間短縮が見込まれる。これが大きな要因となって、80%以上の高い設備利用率が期待される。

5.4 被ばく線量

大きな再循環配管がドライウェル内から削除されたことにより、定期検査時の空間線量率が低減される。この外、新型CRDの採用や従来から行なわれてきた改善などにより、年間被ばく線量は180マンレム程度に下がる。今後、各種の遠隔自動保守点検操作化などを進めれば更に低減が可能な見通しである。

5.5 経 済 性

プラント出力の増加は建設費の面でスケールメリットを生み出す。インターナルポンプ式再循環系の採用により、格納容器と原子炉建屋がコンパクトになるとともに、安全設備の必要容量が大幅に低減される。原子炉建屋の階層を削減したが、これは建設工程短縮要因である。設備利用率の向上と被ばく

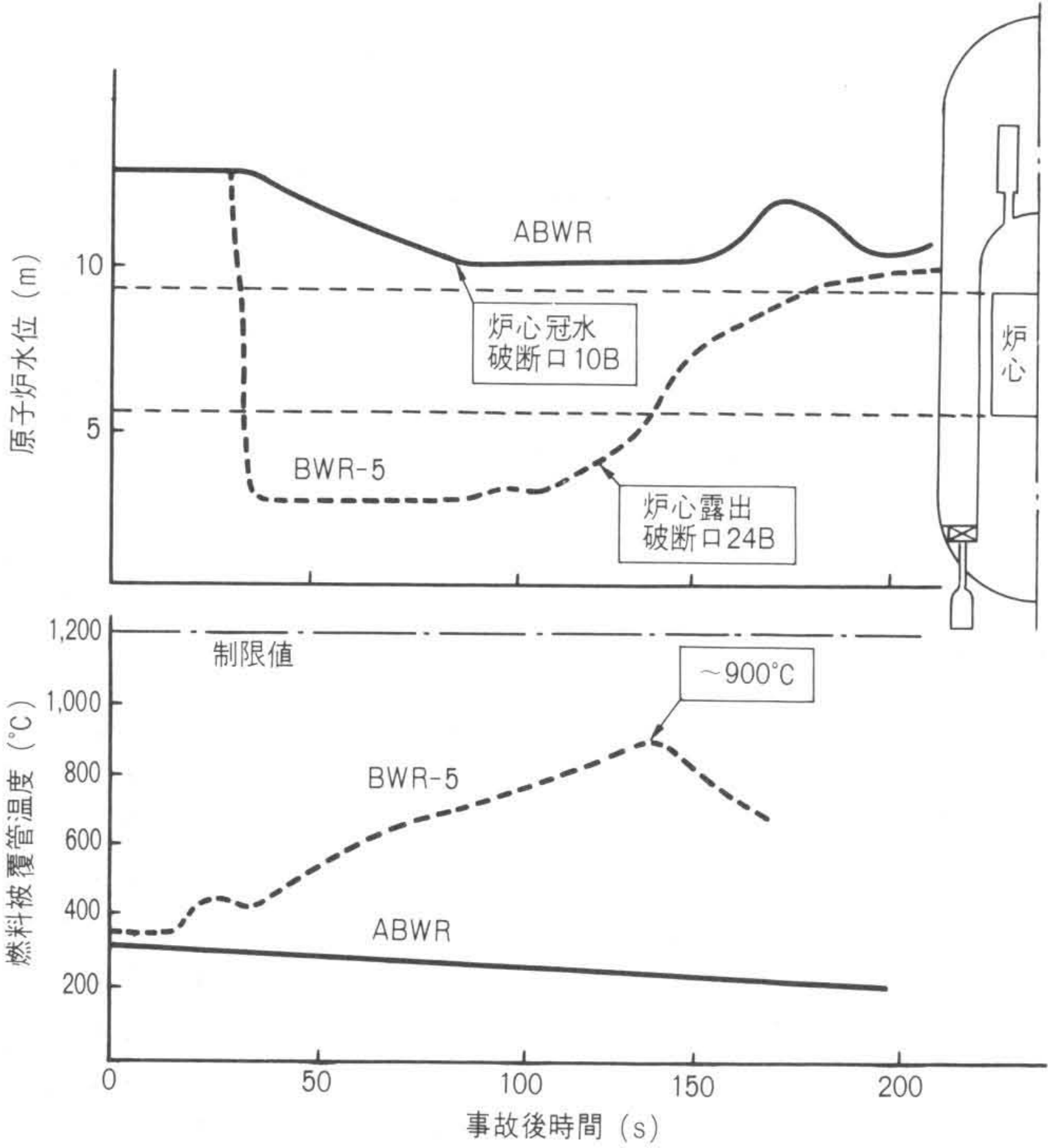


図11 ABWR冷却材喪失事故(LOCA)解析 時間0で瞬時破断を仮定した後の原子炉水位と燃料被覆最高温度の変化を示す。再循環系配管(24B)が破断口となるBWR-5との比較から、ABWRの安全性向上程度が知られる。ABWRはいかなる破断の場合でも水位は炉心の上であり、燃料は常に冷却されて燃料被覆管温度の上昇が回避される。

低減に起因する経済的メリットの外、上記のような大きな建設費低減要素を備えたABWRは、経済性の面で本質的に優れた特性をもつと言えよう。

6 結 言

基本計画設計の完了と技術評価・経済性評価を通して、ABWRは性能と経済性の両面で在来型を上回る特性を発揮するBWRであることを確認した。開発実証試験の成果は、ABWRの技術的基盤をいっそう強固なものとした。ABWRで新しく採用する重要機器については、高い信頼性を確保するため国産化を積極的に推進してきた。日立製作所はインターナルポンプの試作機を完成したが、その外、電力共通研究により新型CRDの試作を完了し、また再熱器確証試験を実施中である。今後、いっそうの合理化を推進することが詳細設計での重要課題である。これまでに築いた開発成果を更に発展させるとともに、内外で蓄積されてきたBWR安全研究の成果及び日立製作所をはじめBWRメーカーの設計・建設経験と電力会社の運転実績とを合理化設計に生かして、日本型次世代軽水炉ABWRの確立に努めてゆく。

参考文献

- 1) 内ヶ崎, 外: 改良標準化ベースプラント東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機の特徴, 日立評論, 66, 4, 255~260 (昭59-4)
- 2) 大木, 外: 軽水炉開発の動向, 日立評論, 64, 8, 547~552 (昭57-8)
- 3) 大木: 沸騰水型原子力の最近の動向と日立の役割, 日立評論, 62, 9, 619~622 (昭55-9)
- 4) 夏目, 外: 新型沸騰水型原子炉(ABWR), ISU原子力シリーズ(No.112) (昭58-9)
- 5) 守田, 外: ABWR(新型沸騰水型原子炉)用高信頼性インターナルポンプ, 日立評論, 66, 4, 311~314 (昭59-4)
- 6) 友野: A-BWRの概要と開発の現状, 原子力工業, 26, 7, 31~37 (昭58-7)