

BWR(沸騰水型原子炉)技術高度化の動向

Current Status and Perspective of Technical Sophistication of Boiling Water Reactors

昭和50年度に開始された軽水炉改良標準化計画は、輸入技術型炉を国情に合った炉とするための我が国の自主開発技術を大幅に取り入れ、軽水炉の性能信頼性及び稼働率の向上に十分な役割を果たしてきた。昭和59年2月には、改良標準化ベースプラントBWR初号機としての東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機(110万kW)が営業運転を開始し、国産軽水炉技術の新時代に入った。同機の運転実績は改良標準化目標を上回って達成されており、改良標準化の成果が十分に実証されている。

一方、今後いっそうの技術的飛躍を目指して、政府指導に基づく原子力発電技術高度化計画が立案されてきており、既存型軽水炉の技術高度化、新型軽水炉(ABWR, APWR:130万kW級)の開発、次世代型軽水炉の構想検討を骨子とする計画が打ち出されている。本計画では、21世紀前半に至る長期間にわたって軽水炉が主力電源の役割を担うとの認識にたって、軽水炉の信頼性、経済性及び運転性を大幅に向上させることを目的としている。

本稿では、軽水炉改良標準化の成果と、その実績に基づき次期プラントの技術高度化に対応して技術を展開していくための動向について述べる。

三木 実* *Minoru Miki*
杉野栄美** *Shigemi Sugino*

1 緒 言

昭和58年11月発表の通商産業省電気事業審議会需給部会の電源構成表¹⁾では、昭和70年度の原子力発電設備容量を4,800万kW、発電設備構成比の約23%、発電電力量の約35%を原子力発電が占めることを想定している。この計画を達成するためには、原子力発電の信頼性、経済性の向上、被ばくの低減、稼働率・運転性の向上など、原子力プラントの高度化が重要である。

昭和50年度から開始された第1次、第2次改良標準化では、我が国での運転経験と自主開発技術を取り入れて改良標準化プラント設計を行ない、一方、大規模実証・確証試験によりその妥当性・信頼性を確認してきた。日立製作所はこの改良標準化ベースプラントである東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機(110万kW)の建設を担当する機会に恵まれ、昭和59年2月に営業運転を開始し、良好な運転実績を挙げることができた。また、我が国の運転中プラントも昭和58年度以後は70%を超える高稼働率を維持することができた。

昭和59年度は約73%と定期検査期間を除いてほぼフル稼働運転を達成し、世界のトップレベルに立った。

更に第3次改良標準化では²⁾日本型軽水炉として電気出力130万kW級・ABWR(Advanced Boiling Water Reactor:新型沸騰水型原子炉)の国際共同開発〔日立製作所・株式会社東芝・米国GE社(ゼネラル エレクトリック社)の3社〕を行なうとともに、第2次改良標準化プラントのいっそうの経済性向上のため適正化設計検討を行なっている。

一方、21世紀を展望した長期見通しでは、軽水炉が長期にわたって主力電源の役割を担うと予測されるため、軽水炉を更に大幅に性能向上することが望ましい。このため第3次改良標準化をベースに更に飛躍させて、軽水炉技術高度化計画として推進する方向が国を中心として打ち出された。

この計画は既存型軽水炉の経済性向上、運転長期化の対策、新型軽水炉(ABWR)の開発・改良及び次世代型軽水炉の構想検討を三つの柱とする技術開発計画である。これにより前述の原子力発電設備容量が実現されるとともに、その電源としてのよりいっそうの信頼性及び経済性の向上が期待されている。

日立製作所としては、これら国の計画への積極的な参加と自主技術開発により軽水炉の改良開発に貢献すべく努力している。

2 我が国軽水炉の建設状況と将来展望

2.1 軽水炉建設状況と将来見通し

我が国は昭和49年の石油ショック以降、経済成長が鈍化し電力総需要の伸びも低くなったが、脱石油の必要性から原子力発電への依存度は大きく伸びた。この傾向は今後とも継続され昭和75年までの推移は図1の上段に示すようになるものと予測されている³⁾。また、原子力発電設備容量を電力会社施設計画から炉型別に集計すると同図下段のようになる。

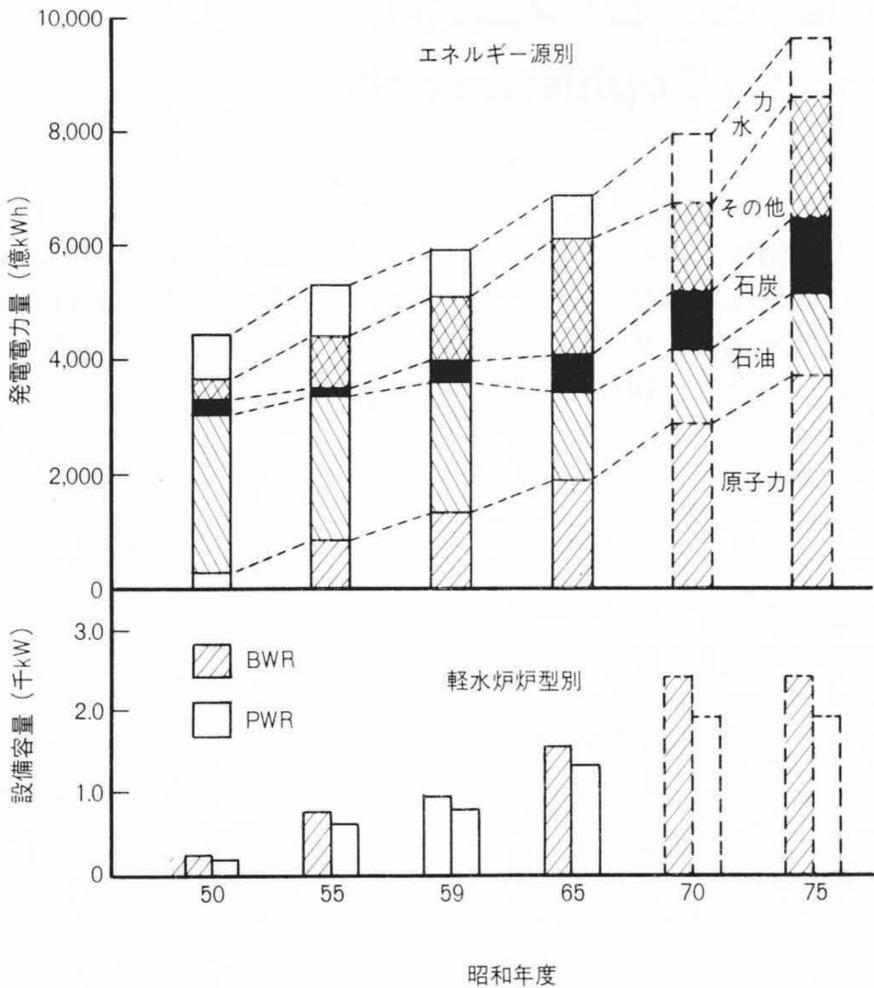
昭和70年での原子力発電設備容量(計画値4,800万kW)と発電電力量(計画値2,900億kWh)の間には全プラント平均設備利用率約70%が想定されており、多数のプラントを高い信頼度で高稼働率運転していくことが必要とされる。なお現在、昭和70年、75年を含む原子力開発規模について国が中心になり見直し検討中である。

2.2 軽水炉の稼働率の推移

我が国の軽水炉の稼働率は、昭和50年代半ばから国産自主技術による改良効果が現われ、高水準に維持されてきている。

図2に、最近10年間の設備利用率の推移を米国と比較して示す。昭和57年以降は70%前後の設備利用率を達成しており、

* 日立製作所日立工場 工学博士 ** 日立製作所原子力事業部



注：略語説明 BWR(沸騰水型原子炉)
PWR(加圧水型原子炉)

図1 エネルギー別発電電力量及び設備容量の推移¹⁾ 原子力発電の伸び率は、総発電電力量の伸び率に比べ大きく、主力電源の役割を担いつつある。

法律により定められて行なっている定期点検期間を除けばフル稼働に近い好成績となっている。同図にはまたプラントの運転信頼性を示す原子力プラントの計画外停止回数を示しているが、この数字も欧米に比べ大幅に低い良い値となっている。

2.3 原子力発電の経済性向上

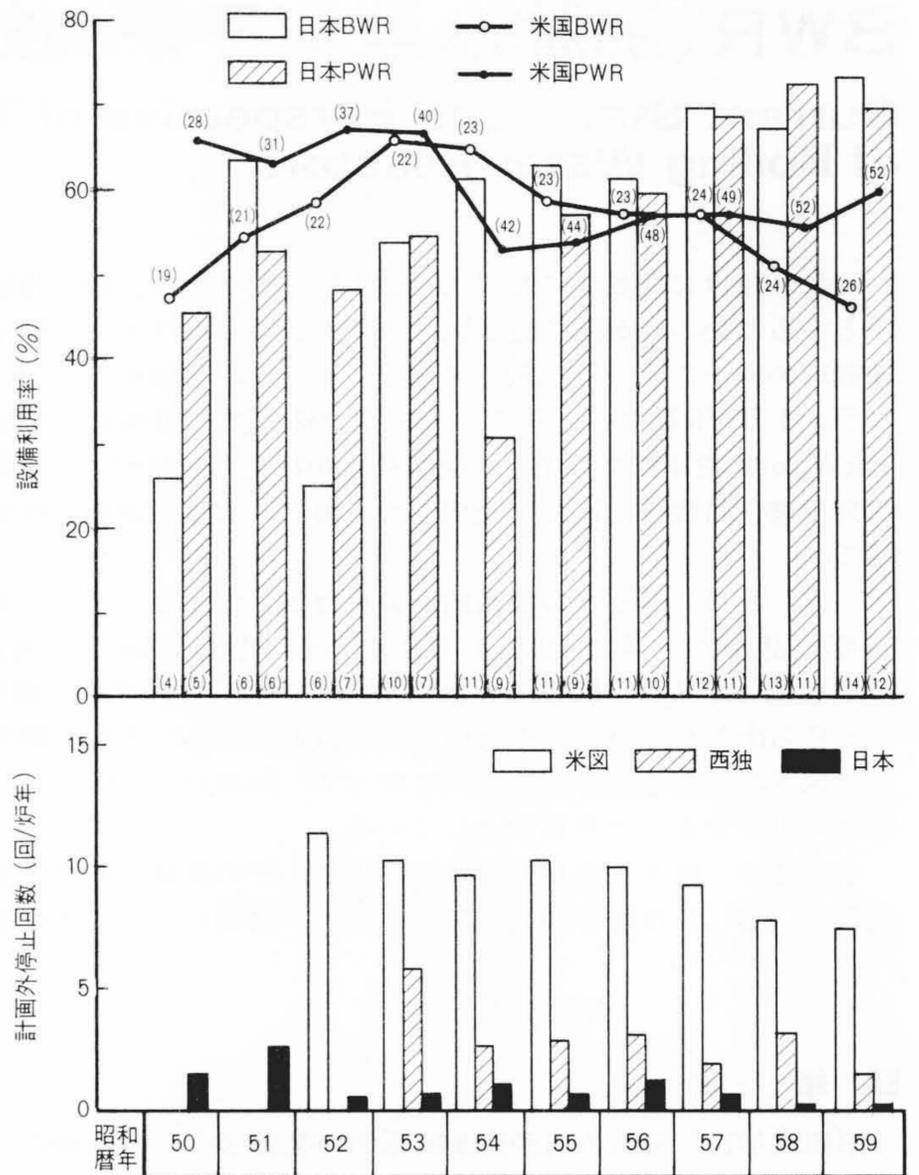
原子力発電の経済性については、プラント建設費は大きいですが、発電コストに占める燃料費の割合が20%程度と小さいことから、発電コスト、エネルギーの価格及び供給の安定性が他のエネルギー源に対し優位を保っている。将来とも長期的に主力電源としての役割を担うためには、よりいっそうの経済性向上が望まれる。

経済性の向上に当たっては二つの面のアプローチがある。第一は建設費の低減であり、第二は燃料費の低減である。原子力の建設費を低減して運転初期の資本費負担(原価償却費、金利)を下げることで、及び償却完了後のコストの半分を占める燃料費を低減することの二つのアプローチにより、いっそうの優位性が確保できる(図3)。

以上の観点から、日立製作所では、図4に示す原子力発電の発電コスト低減技術開発に取り組んできている。これらの開発に当たっては、運転開始プラントの実績・実証された新技術・新知見を設計に反映していく方法を用いている。同図に示した設備合理化、工程短縮、定期検査短縮、プラント負荷率向上などは次に述べる技術高度化の中心的項目となるものである。

3 日立技術開発の展開

図4に示した原子力発電の経済性向上技術に関して、日立



注：1. 小括弧内数字は、プラント数を示す。
2. 昭和56年までは原子力発電便覧(1982年版)による。それ以後は原産新聞、NUCLEONICSの運転実績から算出した。

図2 炉型別設備利用率の推移 プラントの改良、材質の改善、予防保全により世界のトップクラスまで稼働率が上がってきている。また、計画外炉停止回数も欧米に比べ大幅に少なく、機器の信頼性、運転保守性が良好であることを示している。

発電原価例				
原子力		LNG火力	石炭火力	
初年度	16年平均	30年平均		
1.0	0.84	0.66	0.93	0.75

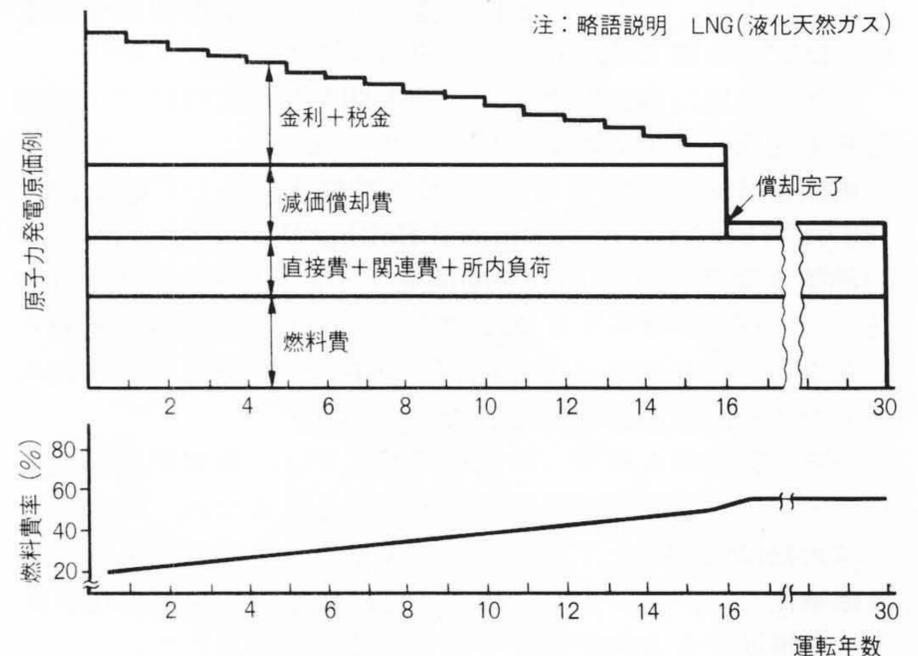


図3 発電原価構成のケーススタディ 原子力の発電原価は、運転開始直後の資本費負担の大きい時期にも他の電源に比べ低いが、更に償却が進むと大幅に低廉となる。この比率は他の電源に比べて大きい。

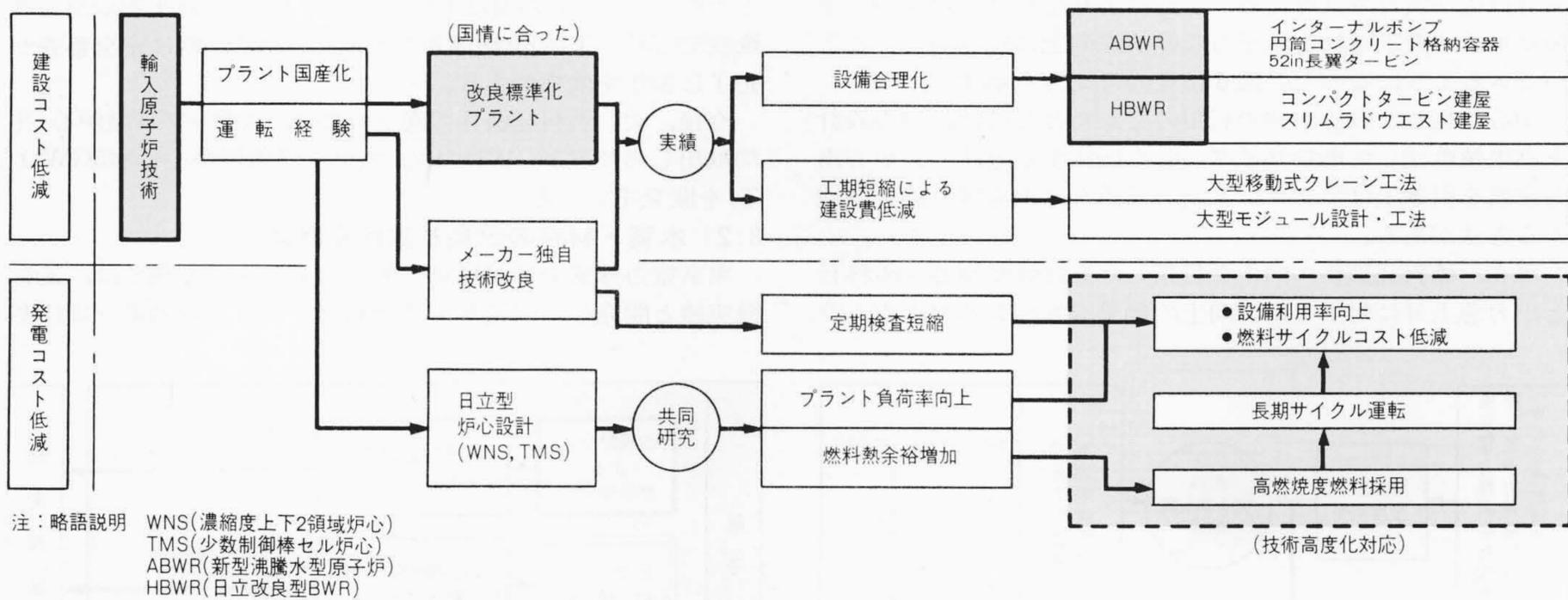


図4 原子力発電の経済性向上技術 発電原価低減のためには、建設費と発電費の両面の低減が必要である。このため、改良標準化プラントの実績を反映した合理化設計プラントと日立型改良炉心燃料を發展させた高燃焼度燃料、長期サイクル炉心を提案し、技術高度化の要請に対応したアプローチを推進している。

製作所が取り組んできた技術開発の概要を説明し、今後技術高度化に展開していく方策についてその一端を述べる。

3.1 炉心・燃料

原子炉の最も重要な技術である炉心・燃料については、日立製作所は、国産1号機である中国電力株式会社島根原子力発電所で世界初の初装荷燃料400体無破損記録を達成したのをはじめ、改良炉心開発・実機適用に積極的役割を果たしてきた。図5に日立改良炉心の特徴及び成果を示す^{3),4)}。

東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機での第1サ

イクルの運転実績は図5上段に示すとおりである。WNS(濃縮度上下2領域炉心)の特性により燃料の熱的余裕が拡大され、これを利用して運転法を改善することができたため、運転期間中の負荷率を99%に向上することができた。

図5下段に東京電力株式会社福島第一原子力発電所4号機でのTMS(少数制御棒セル炉心)の運転実績を示す。運転サイクル中の制御棒操作回数が大幅に削減され、運転が単純化されるとともに負荷率が向上した。

このような改良炉心の良い運転実績により、炉心性能と

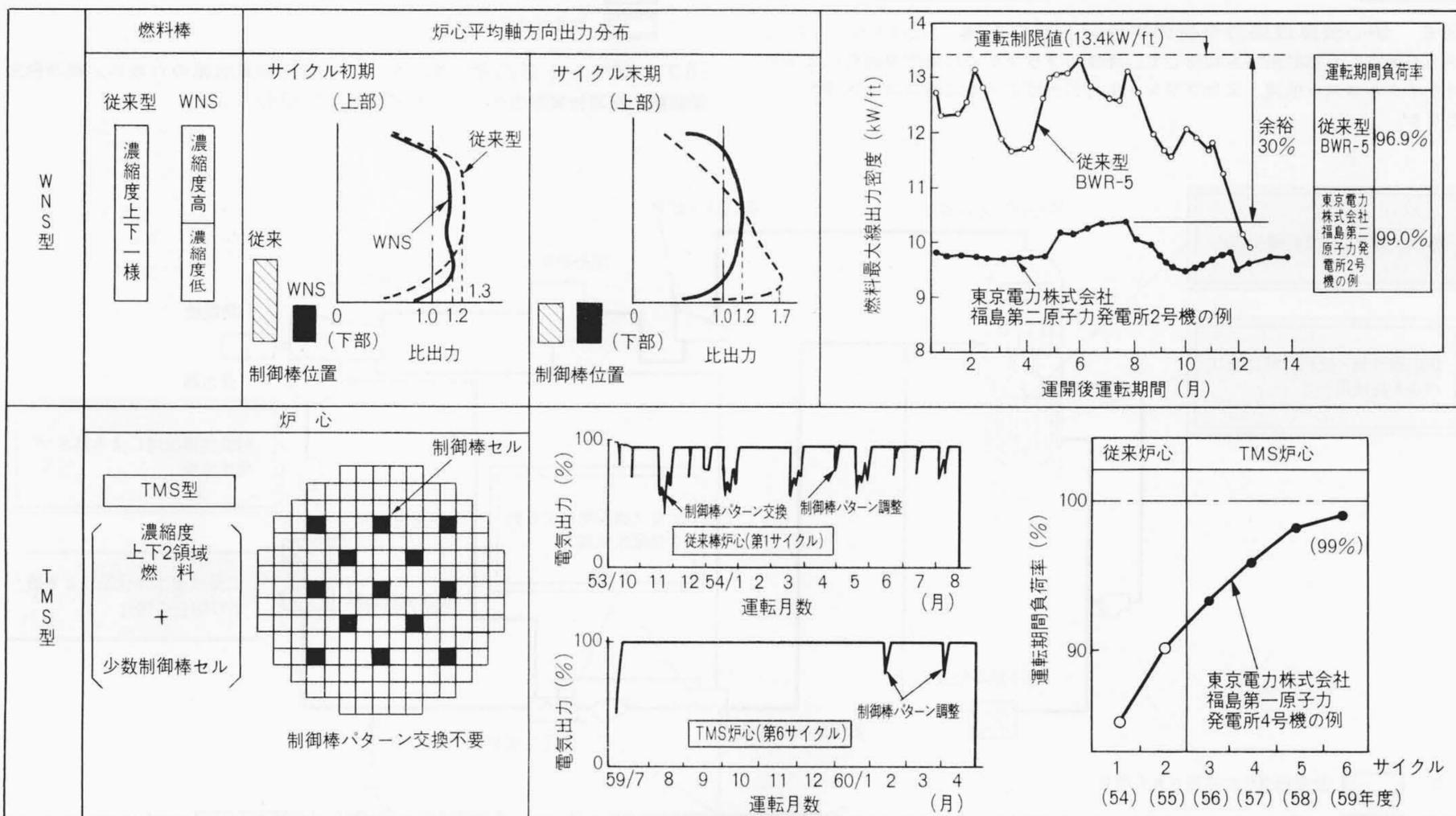


図5 日立型改良炉心の実績 上下2領域に濃縮度分布した燃料集合体(WNS型)の特性に、制御セル炉心構成を組み合わせた少数制御棒セル炉心(TMS型)は、運転中の制御棒パターン交換が不要となり、出力ピークが低く、負荷率向上を可能としている炉心である。改良標準化プラント(東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機)に採用されたWNS炉心は、熱的余裕30%を実現し負荷率99%を達成した。また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所4号機の第3サイクル取替燃料からスタートしたTMS炉心は運転操作の極めて単純な運転を実現し、負荷率向上に貢献した。

設計技術が実証されたため、これにより生じた設計余裕を今後ますます要求される原子力の経済性向上に振り向けることができるようになった。図6にその考え方を示す。

炉心に生じた設計余裕の利用のしかたとしては、炉心設計を高燃焼度化して燃料サイクル費を低減する方法と、炉心出力密度を上げてプラント出力規模を高め発電原価を低減する方法がある。

現在、燃料経済性の向上を目指した高燃焼度炉心への移行と出力急上昇に対する耐力向上の効果をもつジルコニウムラ

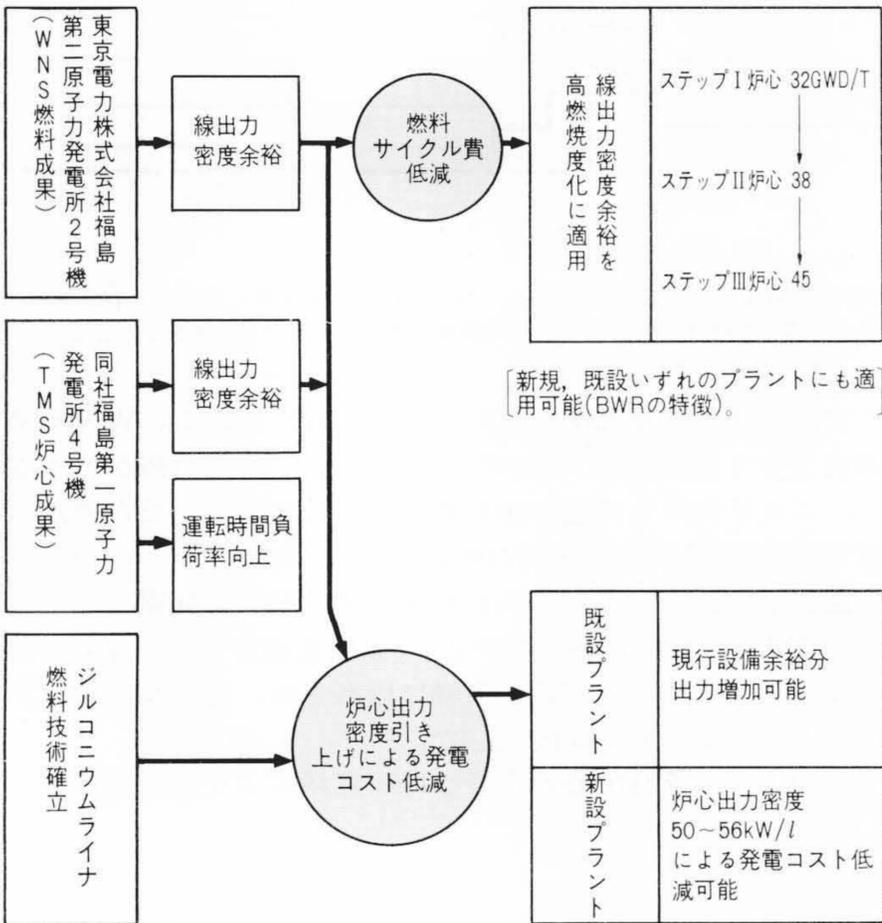


図6 炉心改良成果の今後のプラントへの展開 WNS炉心、TMS炉心が実証した熱的余裕を利用して、今後のプラントでは高燃焼度化による燃料サイクルコスト低減、又はプラント出力引上げによる発電コスト低減が可能となる。

イナ燃料を組み合わせた形でステップI型炉心(平均取出し燃焼度32GWD/T)の実機適用を推進しており、既に安全審査が完了し製作準備中である。

今後、更に燃料経済性の向上のため、ステップII型炉心(平均取出し燃焼度38GWD/T)、ステップIII型炉心(同45GWD/T)を開発中である。

3.2 水質・材料の改良と被ばく低減

東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機では、先行機実績と開発した線量率上昇予測コードによる効果評価に基

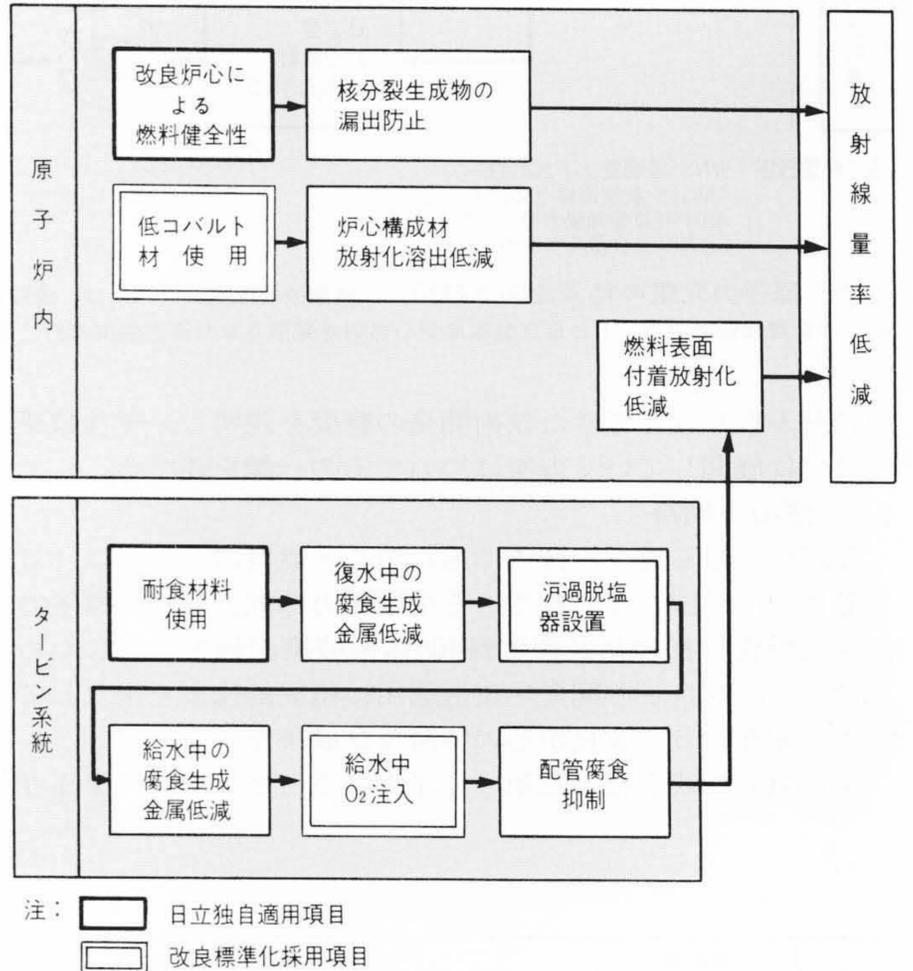


図7 プラント低線量化技術 プラント線量低減のために、線源発生量抑制と線源物質除去の技術を組み合わせて適用した。

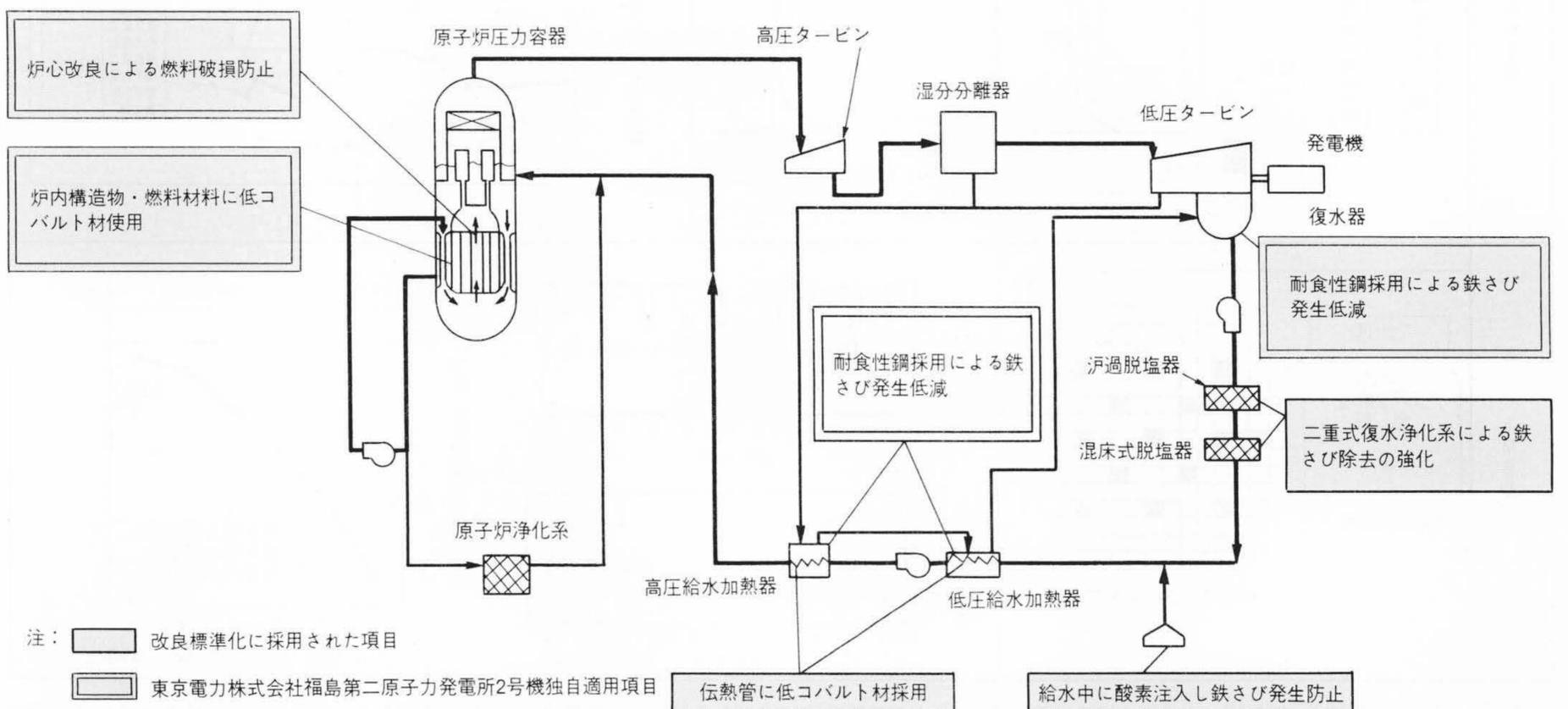


図8 東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機への低線量化技術適用状況 材料の改善による鉄さび及びコバルト発生量の低減と、二重式復水浄化系による鉄さび除去の強化により給水水質は大幅に浄化され、線量低減に大きく寄与している。更に、フィルタ樹脂の寿命が2～3倍に延び、運転保守の容易化、廃棄物発生量低減にも大きな効果をもたらしている。

づき、被ばく低減対策を設計時点から実施した。図7にプラント低線量化技術の概要を示す。対策の要点は、(1)タービンシステムを主体にした接水材料の改良によるクラッド(金属腐食生成物質)及びコバルトの低減、(2)二重式復水浄化系(氫過脱塩器設置)によるクラッド除去の強化、及び(3)炉心構成材の低コバルト化である。図8に同社福島第二原子力発電所2号機への適用技術の内容を示す⁵⁾。このようなプラント改良により復水中のクラッド濃度は先行機に比べ $\frac{1}{2} \sim \frac{1}{3}$ に低減され、氫過脱塩器樹脂寿命も3倍以上に延長された。また、クラッド低減や配管形状の改善による放射線量率の低減に伴い第1回定期検査時被ばく線量は89人・remの低レベル(新記録)に抑えることができた。

これらの実績は図9に示すように、今後のプラント設計でラドウエスト設備の簡易化(スリム型ラドウエスト設備)、復水浄化設備の合理化などに反映でき、次期BWR技術高度化の大きな展開要素となっている。

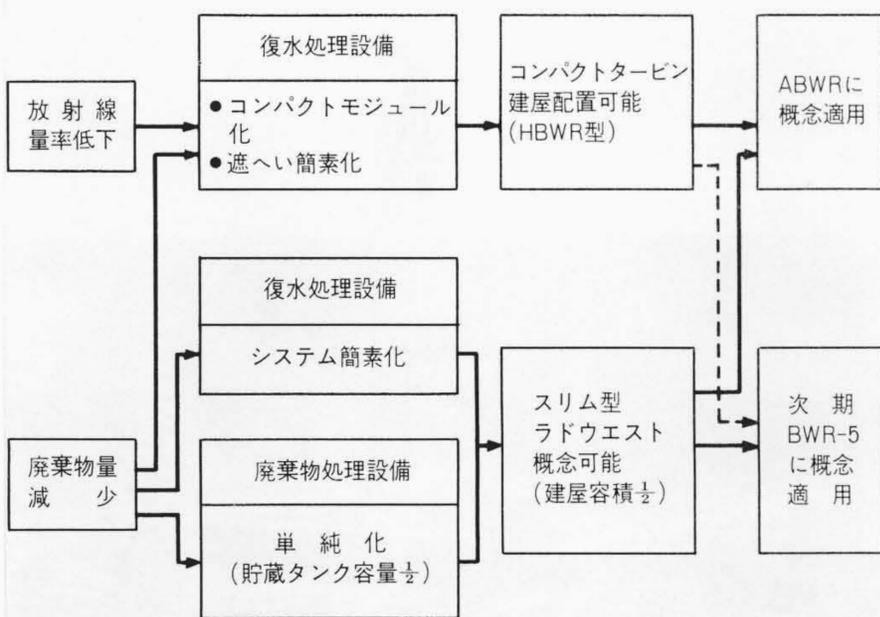


図9 低線量化技術の成果と今後のプラントへの展開 低線量化とそれに伴う廃棄物量の低減が実証されたことにより、復水処理設備、廃棄物処理設備が簡素化でき、タービン建屋、ラドウエスト設備の容積低減が可能となった。これらの概念はABWRなど今後のプラントに反映されつつある。

3.3 計装・制御

計装制御の分野では、急速に進展するエレクトロニクス技術、光通信技術を利用した総合デジタル化、光多重伝送化、プラント自動化が推進されてきている。図10に示す情報集約インテリジェント化CRT(Cathode Ray Tube)中央制御監視盤NUCamm-80は東京電力株式会社福島第二原子力発電所4号機に設置され調整試験中である。今後は、原子力プラントの系統ごとに計測制御を自立分散処理するループと情報の集約化、制御の自動化をつかさどる上位ループから成る階層構造をもった総合デジタル監視制御システムに移行していく計画である。

3.4 原子力プラント設計・建設技術

以上に述べてきた原子力プラント設備に関する技術開発に加え、日立製作所では、設計・建設技術の改良開発を推進してきている。図11、12にその例を示す。

図11は、原子力プラント配置配管3次元CAD〔3D-CAD(Computer Aided Design)〕の画面表示例である。3D-CADは従来のモデルエンジニアリングに代わってコンピュータ端末による対話方式で配管・ダクト・トレーの設計を行なう技術であり、設計の迅速化に寄与するとともに、作成されたデータベースは製作図、工程管理、現地建設管理などに展開して使用されている。

図12は大型移動式クレーン(750t)を示す。日立製作所が東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所5号機で我が国では初めて導入した大型機である。これにより機器設備の大型モジュール及び大型重量物(格納容器、圧力容器、タービン発電機設備)の一括つり込みが可能となり、工程短縮に寄与している。格納容器ブロックの大型化の例でその効果を示している。

4 新しいBWRプラントの設計

第2次改良標準化計画が実施に移され、第3次改良標準化計画を構築する際に考慮された対象が二つあった。一つはプラントの概念を一新した新型BWR(ABWR)の開発であり、もう一つは既存のBWR-5適正化の推進強化である。日立製作所はこの二つの技術開発を強力に推進し、米国GE社、株式会社東

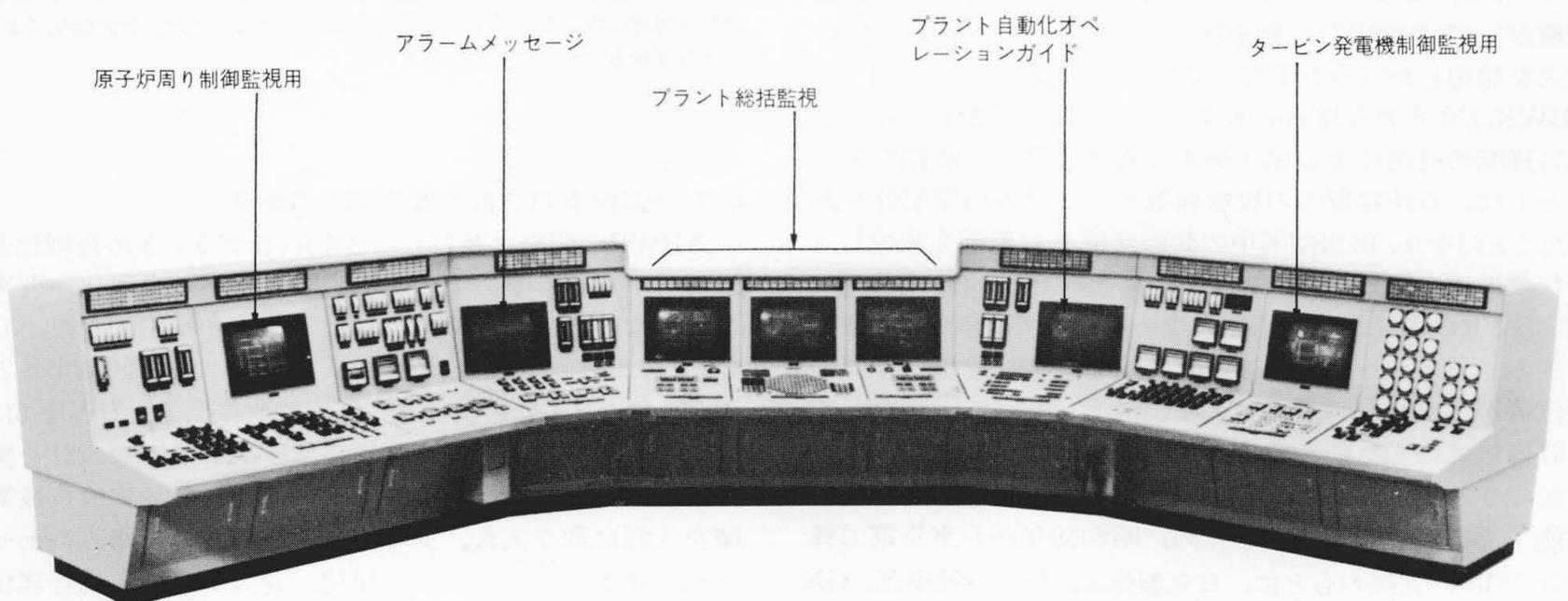


図10 情報集約インテリジェント化CRT中央制御監視盤“NUCamm-80” カラーCRT(Cathode Ray Tube)を7台設置し、通常運転、緊急時対応などの総括運転・監視が円滑に行なえるように、人間工学的に配慮されている。

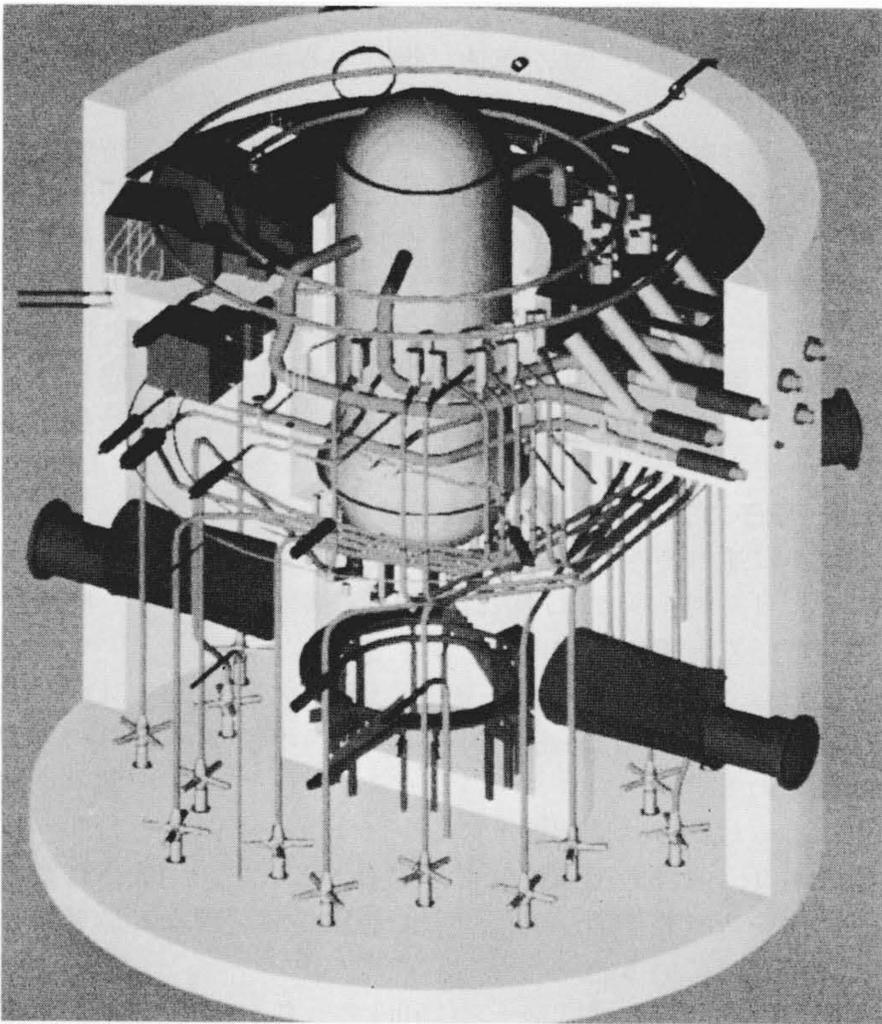


図11 原子力プラント配置配管 3次元CAD(3D-CAD) 建屋躯体、機器配置に基づき、配管、ダクト、トレーの引回し設計をコンピュータ端末で対話方式で行なうシステムである。写真はABWRコンクリート格納容器内の配置配管設計を表示したものである。迅速な設計検討に大きく寄与するシステムである。

芝と共同でABWRの基本設計を完了するとともに、合理化要素技術をBWR-5プラントに集大成したHBWR(日立改良型BWR)の構想を自主開発した。HBWRで取り入れた改良合理化項目のうち幾つかはABWRにも提案し組み入れられた。

以下、両プラント設計のねらいと成果について概要を述べる。

4.1 ABWR(新型沸騰水型原子力発電設備)の開発

ABWRはBWRの最も大きな特徴である原子炉の安全性を更に確固としたものにするため、ヨーロッパで確立した技術になっていたインターナルポンプ(原子炉直接取付型炉心冷却水循環ポンプ)を採用し、原子炉下鏡に直接ポンプを取り付ける方式を採用したプラントである^{6)~8)}。

ABWRは原子炉冷却系を単純化し、再循環系配管をなくして大口徑配管破損による原子炉水の液面低下の可能性をなくすと同時に、格納容器内の放射線源ともなる再循環配管を削除したことになり、供用期間中の非破壊検査対象部を減少し、保守作業被ばく線量の低減をも図ったものである。ABWRの型式はBWRの単純化、安全性向上の到達点であるということが出来る。更に、外部の再循環配管削除により原子炉容器の設置位置が下がり、耐震性が大幅に向上している。また、これを収容している格納容器の高さも約10m低くなっている。

これらのプラント基本構想を基礎とし、次期BWRとしての高性能・高経済性を達成するため、昭和59年から東京電力株式会社の指導・支援のもとに、日立製作所、株式会社東芝、GE社のBWRメーカー3社が協力して最適化設計が推進された。最適化設計は昭和60年度で完了し、表1上段の仕様に代表される設計概念が確立し、同表下段のプラント性能が達成できる評価結果が得られた。

図13にABWRの技術的特徴を、また図14に原子炉建屋構造

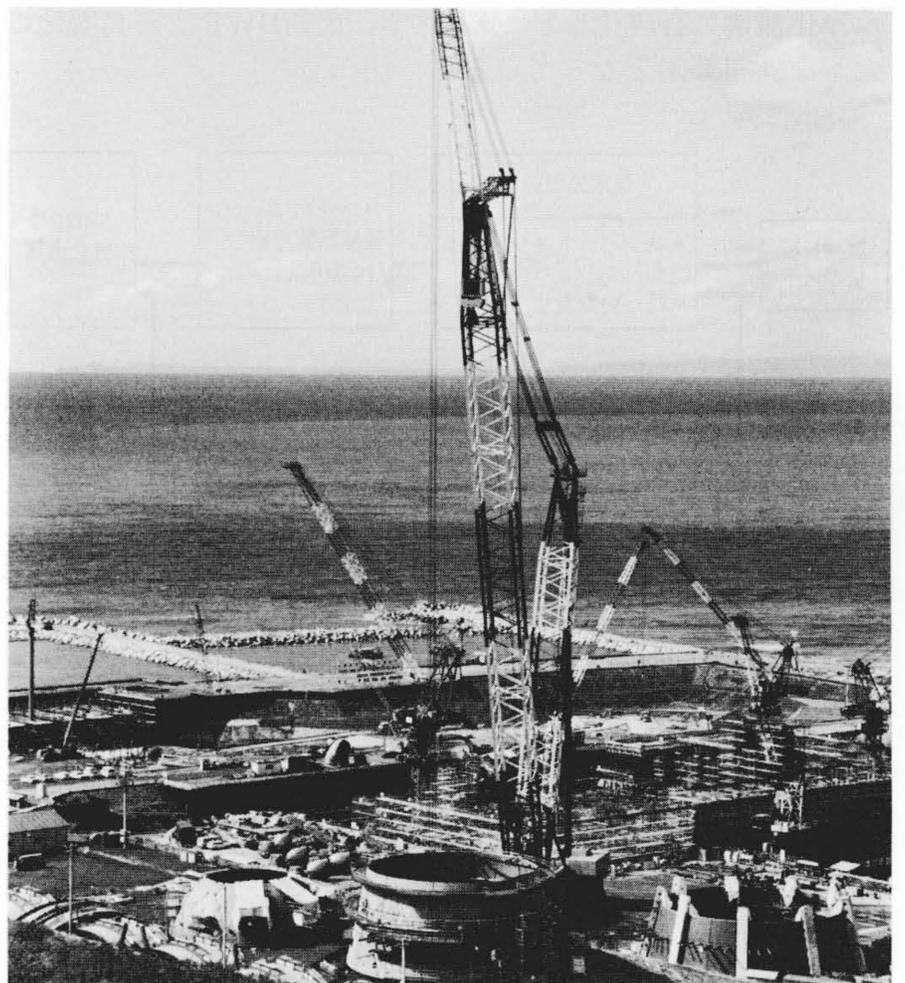
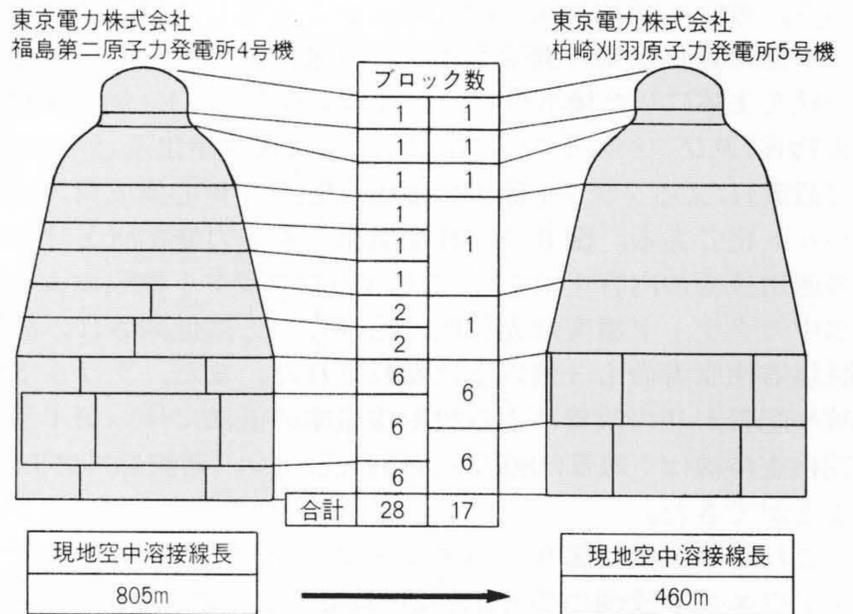


図12 稼動中の大型移動式クレーン(750t) 大型クレーンの導入により、つり上げ単位ブロックの大型化が可能となり、現地作業の合理化、建設工程の短縮に寄与する。原子炉格納容器の例では、ブロック大型化により現地高所溶接長を57%に減少している。

を示す。

4.2 HBWR(日立改良型BWR)の開発

ABWRの開発に並行してBWR-5プラントの合理化設計を検討し、運転プラントの実績、設計基準の合理化、開発技術の採用などにより多くの改良要素技術が抽出できた。日立製作所は、安全性を損うことなく発電コストを低減するという要請にこたえるため、これら個々の改良要素をBWR-5に集約的に適用してHBWR(日立改良型BWR)の概念設計を実施した。特に、改良標準化プラントに適用した日立改良技術の実績を大幅に取り入れ、タービン系統新技術と組み合わせるタービン建屋、ラドウエスト建屋、システム的大幅合理化を検討した。図15に取り入れた技術とそれを組み合わせた考え方を、また図16には構築されたタービン建屋配置を示す。これらにより、タービン建屋は従来BWR-5に比べ容積が20~30%低減され、ラドウエスト建屋はおよそ半減された。

なお、HBWRで構築された給復水システムの合理化、遮へいの

簡素化、ヒータドレンポンプアップ方式やスリム型ラドウェスト設備の概念はABWRの基本設計にも取り入れられ建屋の合理化に寄与している。

5 次世代型軽水炉

軽水炉が長期的に主力電源の役割を担うと予測されることから、21世紀の社会的・経済的・技術的要請にこたえられる次世代型軽水炉構想を立案していこうとする動きが国を中心に開始されている。目標としては下記項目が掲げられている。

- (1) 省ウラン型炉心(ウラン消費ABWRより10%低減)
- (2) 発電コスト(ABWRより10%低減)
- (3) 時間稼働率90~95%
- (4) 被ばく線量100人・rem/年炉以下
- (5) 導入時期西暦2005~2010年

プラント概念については、炉心の高機能化、燃料の高性能化、安全設計技術の高度化、ハイテクノロジー化、サイティングフリー化の五つを柱として開発課題を設定し、その成果を盛り込んでいくこととしている。

日立製作所としては、プラント改良実績と新技術の開発を

	適用新技術	展 開	効果関連		
			安全性	建設費	運転費
炉心・制御	濃縮度上下2領域炉心 少数制御棒セル方式 制御棒電動駆動方式	燃料熱負荷ピーク値低減 プラント負荷率向上 日間負荷追従運転性 スクラム多重性	○		○
原子炉再循環系	インターナルポンプ方式 工学安全系小容量化 炉容器低位置設置 ポンプ1段化 効率向上	多重高圧系をもつECCSの採用 格納容器、炉建物高さ低減 耐震性向上 格納容器内保守作業被ばく線量大幅減少 ポンプ動力低減	○	○	○
原子炉格納容器(PCV)	鉄筋コンクリート鋼製ライナ型 円筒型 PCV建屋一体型 建屋く体の有効活用	建屋容積低減 施工性向上 建設工程短縮	○	○	○
タービン設備	タービン再熱方式 52in長翼の採用	熱効率向上 同上			○

略語説明：ECCS(非常用炉心冷却系)

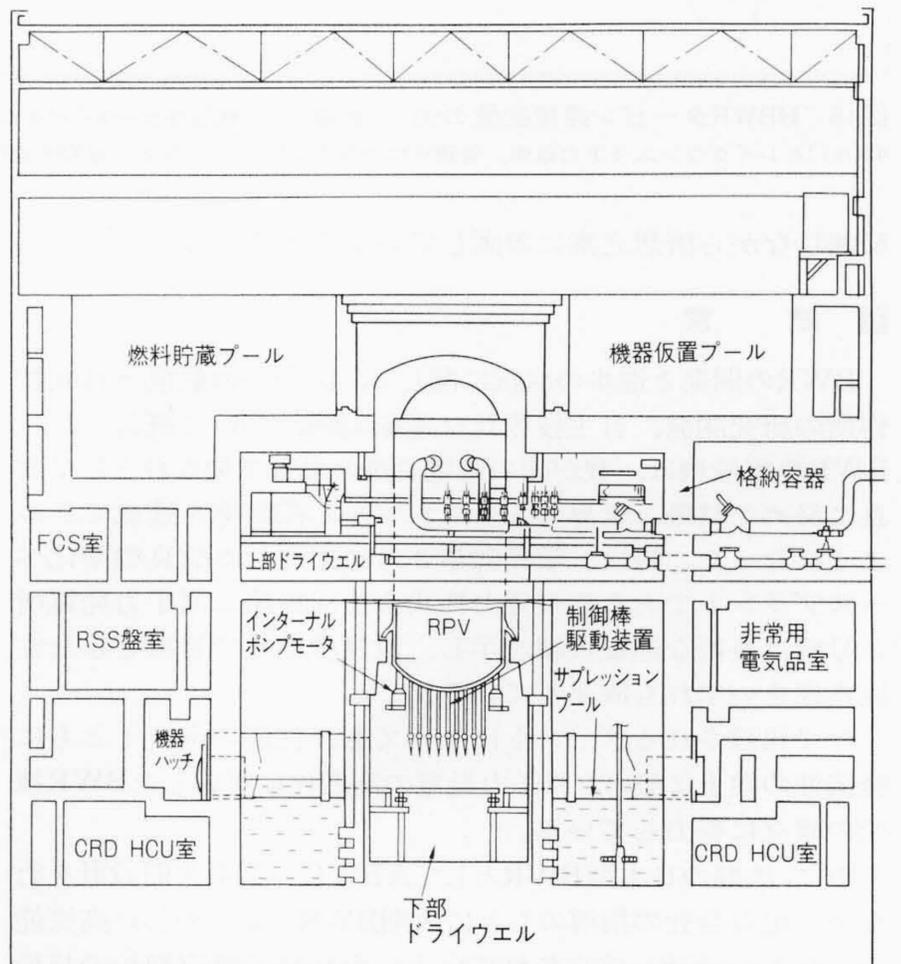
図13 ABWRの技術的特徴 炉心に濃縮度上下2領域炉心少数制御棒セル型を採用し、負荷追従運転性の向上用に制御棒電動駆動方式を用いる。炉心冷却にはインターナルポンプを採用し、安全性、経済性及び保守性に優れた設計となっている。原子炉格納容器は鉄筋コンクリート鋼製ライナ型を採用する。タービンは熱効率向上のため再熱方式とし、52in長翼も採用する。

表1 ABWRの主要仕様及びプラント性能 ABWRは電気出力130万kW級の大型BWRプラントであり、再循環系にはインターナルポンプ、制御棒駆動装置には電動式(FMCRD)を採用するなど、安全性・運転性の向上を図り、経済性向上にも大きい配慮がされている。プラント性能は従来のBWR-5に比べ大幅に向上すると考えられる。

No.	項 目	ABWR		参 考
				BWR-5型
1	プラント電気出力	1,356MW		1,100MW
2	炉心設計	872体		764体
3	制御棒駆動装置	電動・水圧式 205体		水圧ピストン式 185体
4	原子炉再循環ポンプ	インターナルポンプ 10台		外部ポンプ 2台 ジェットポンプ 20台
5	非常用炉心冷却系	3区分		3区分
6	制御・計装	多重デジタル制御 信号多重伝送		デジタル制御ケーブル伝送
7	格納容器	鉄筋コンクリート		鋼 製
8	タービン設備	TC6F-52in 再熱サイクル(2段)		TC6F-41in/43in
9	復水給水系統	給水加熱器 ヒータドレン ポンプアップ方式		カスケードドレン方式

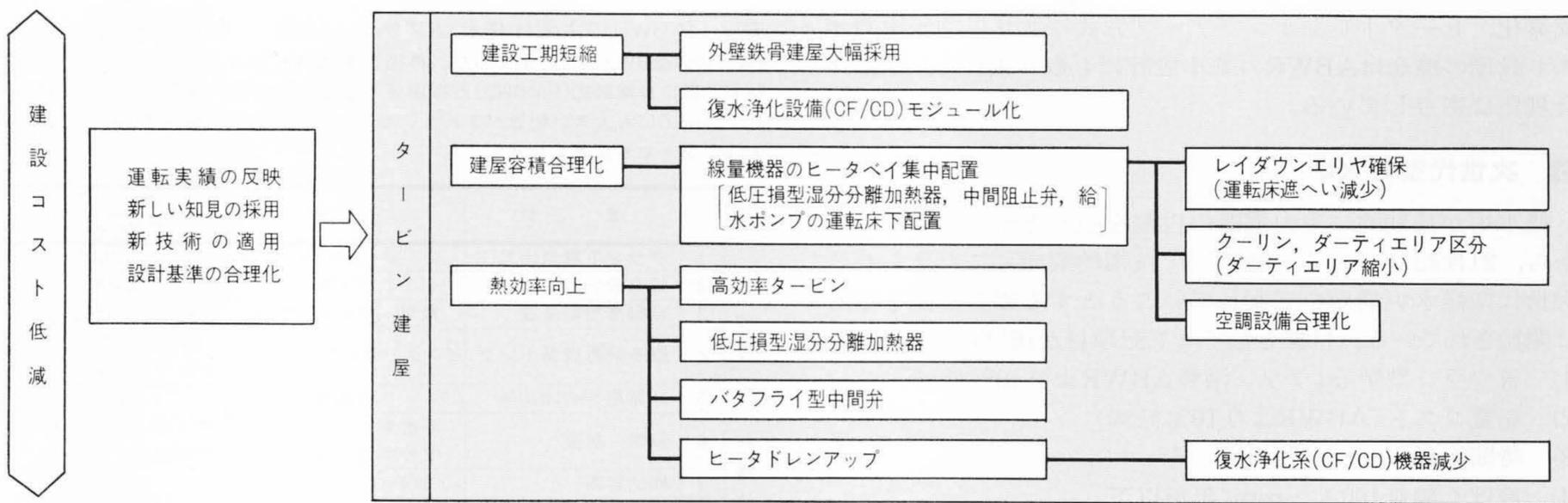
No.	項 目	計 画 値	将来目標	東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機(実績値)
1	安 全 性	BWR-5より向上 (LOCA時炉心冠水)		—
2	設備利用率(%)	86	(約90)	80
3	定期検査期間(d)	55	(45)	88
4	運転性(日負荷追従)	流量制御 100-70% 流量制御+制御棒 100-50%		100-70%
5	被ばく線量(人・rem/年)	49	(-)	89 (定期検査時)
6	建設工程(月) (岩検~運開)	48	(45)	57

注：略語説明 LOCA(冷却剤喪失事故)



注：略語説明 FCS(可燃性ガス濃度制御系)
RPV(原子炉圧力容器)
CRD HCU(制御棒駆動水制御ユニット)
RSS(遠隔停止系)

図14 ABWRの原子炉建屋構造 円筒型鉄筋コンクリート製格納容器を採用した原子炉建屋は、従来型BWR-5に比べ大幅な容積低減を実現した(建屋寸法：幅57×長さ54×高さ57.9(m))。



注：略語説明 CF(復水フィルタ), CD(復水脱塩器)

図15 HBWRタービン建屋の合理化 燃料無破損恒常化・給水水質の向上を背景にしたシステム改良，機器配置の改良，設備のモジュール化などにより，タービン建屋の容積の低減を図った。

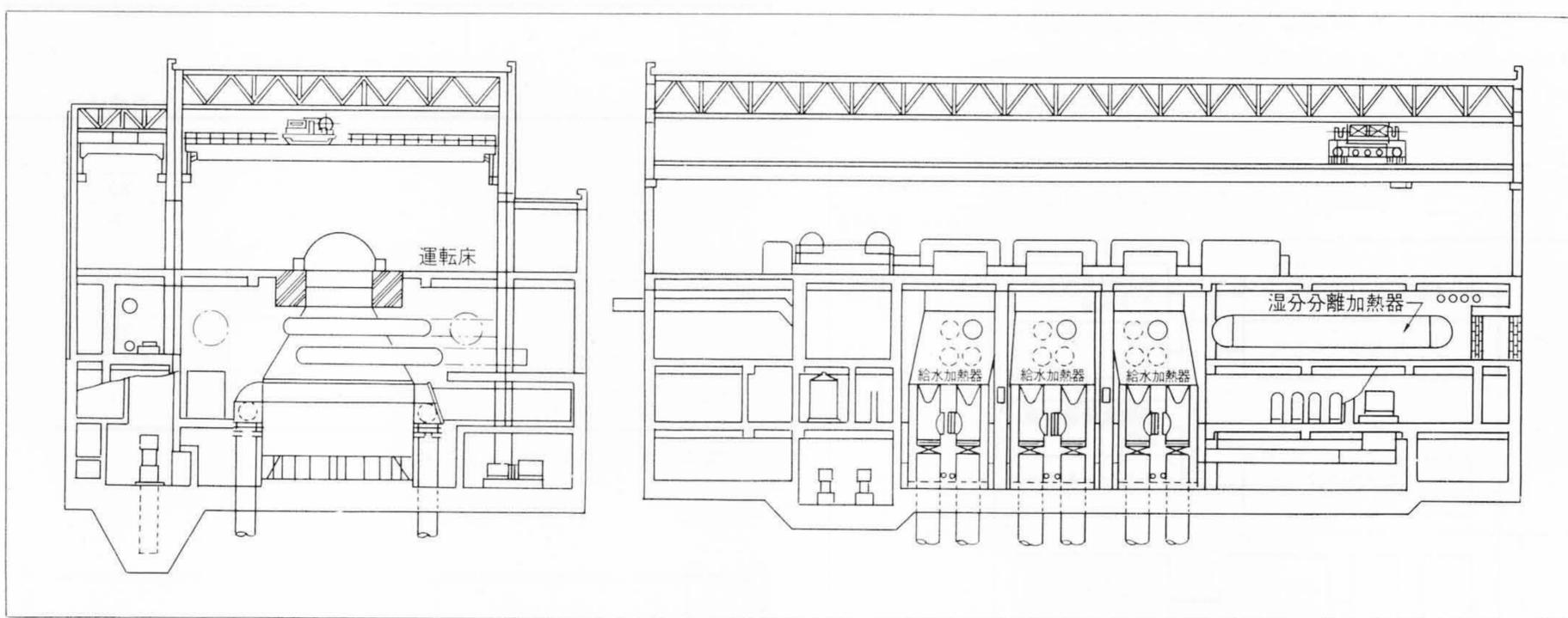


図16 HBWRタービン建屋配置の例 線量をもつ機器をヒーターベイに集中し，放射線管理を容易にするとともに，建屋容積の低減(幅60×長さ102×高さ47(m))とレイダウンエリアの確保，管理区域の縮小を図った。なお，定期検査期間短縮への対応が容易である。

反映しながら構想立案に参画していく考えである。

6 結 言

BWRの開発と進歩の状況に関して，国内外の動向と日立製作所の研究開発，自主技術及び運転実績について概説した。BWR発電設備は，我が国の発電設備の最も重要な柱として改良に努めた結果，世界のトップレベルの稼働率を達成できるようになった。特に，昭和59年2月に運開した改良標準化ベースプラントである東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機は良好な運転実績を示し，改良標準化で目標とした性能指標をいずれも満足している。

今後建設されるプラントについても，性能の向上とともに経済性の向上に努め，原子力発電の高度化に対応したBWR技術の確立に努力している。

更に，次期の日本型BWRとしてABWRの国際共同設計を行ない，電力会社の指導のもとに次期BWRにふさわしい高性能プラントの設計が確立されている。合わせて既存型炉の技術高度化，次世代炉の構想検討と軽水炉高度化計画が展開されており，時代のニーズにマッチしたエネルギー源として，原子力発電が国民の支持を得て我が国の経済及び社会生活に大きく寄与できるように，よりいっそうの技術開発を行なって自主技術の確立と国際協力に努める考えである。

参考文献

- 1) 電気事業審議会需給部会中間報告(昭和58年11月17日)
- 2) 辻：通商産業省，第3次改良標準化の推進と新型炉開発(講演資料昭和58年)
- 3) K.Kurihara, et al. : Power-Flattening Method for Boiling Water Reactor, Journal of Nuclear Science and Technology Vol. 18, 116 '81
- 4) 下重, 外：上・下2領域初装荷炉心の運転実績, 日立評論, 66, 4, 267~270(昭59-4)
- 5) Y.Asakura : Water Quality Control at the Primary Cooling System of Low Crud Boiling Water Reactor, Part I : Water Chemistry Experience in the Latest Low Crud BWR, J. Nucl. Sci Technol(to be published)
- 6) 三木, 外：軽水炉の動向と日立技術の開発, 日立評論, 66, 4, 247~254(昭59-4)
- 7) 高島, 外：ABWR(新型沸騰水型原子力プラント)の開発, 日立評論, 66, 4, 305~310(昭59-4)
- 8) 仲平, 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)