

軽水炉開発の動向

Current Status of Light Water Reactors

我が国では、石油代替エネルギーとして原子力開発が特に重要であり、現在25基1,734万kWの原子力発電プラントが稼働している。原子力設備の信頼性の向上及びパブリックアクセプタンスの観点から、官民一体の改良標準化計画、広範囲な電力共通研究、国家施策としての大型確証試験などの種々の開発研究が実行されている。長年月にわたる技術開発によって、導入期に建設された輸入プラントに多かった計画外の運転停止故障も改善され、また近年の我が国軽水炉は国産化の推進によって信頼性が向上し、稼働率も世界水準を超えるところになっている。更にBWR原子力発電所の改良標準形ベースプラントとなった東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機及び4号機(電気出力各々1,100MW)を建設中である。なお、次世代の軽水炉としてABWR(新型BWR, 電気出力1,300MW級)を、米国GE社と国際共同設計中であり、昭和60年代の建設を目指している。日立製作所はBWRについて、特に安全性・信頼性の向上、稼働率の向上及び被曝低減を目標に広範囲の研究開発を続けており、その成果を活用することによって上記の施策に積極的に参画している。本稿では、上記の目標とプラントへの適用状況に対しての最近の日立製作所の建設経験、研究開発及びABWRなどについて紹介する。

大木新彦* Arahiko Ooki
 内ヶ崎儀一郎* Giichirô Uchigasaki
 三木実** Minoru Miki

1 緒言

我が国の原子力発電設備は、現在1,734万kWとなり全発電設備の約13%を占めるに至っている。原子力発電による電力供給目標では昭和75年度には5,200億kWh(全電力量の43%を占める。)が計画されており、原子力発電の信頼性・安全性の確保とともに、稼働率の向上を図ることが重要である。

軽水炉は世界の原子力発電の中心となっており、我が国でも原子力発電の主力となっている。当初米国から導入された軽水炉技術も、その後鋭意国産化を図り、現在ではほぼ99%が国産化されている。軽水炉は、導入期では故障、腐食などの発生により稼働率、信頼性の面で必ずしも十分とは言えなかった。機器の国産化及び発電プラントの運転経験から、このような状況を改善するとともに、昭和50年から軽水炉の改良標準化及び各種の信頼性実証の施策が推進されている。

日立製作所は、前述の大規模な研究開発や実証試験計画に参画し、軽水炉の信頼性向上、放射線被曝低減、稼働率向上などについて多面的な研究開発の提案推進に努め、製品の品質向上、国産化技術の向上、保守点検技術の確立などに最大限の努力を続けている。この間改良標準形BWR(沸騰水型原子力)発電プラント電気出力1,100MW 2基を受注し、その建設に着手するとともに第三次改良標準化の中心となる電気出力1,300MW級ABWR(Advanced Boiling Water Reactor:新形沸騰水型原子炉)の開発にも着手している。

2 我が国の原子力発電所の稼働状況

我が国の原子力発電所の開発状況は、新型転換炉を含め既に25基1,734万kWが運転中であり、9基844万kWが建設中、6基610万kWが建設準備中である。昭和57年4月に決定された政府の電源開発目標中に占める原子力発電所の構成比率は、昭和65年には4,600万kW(構成比22%)、昭和75年には9,000万kW(構成比30%)を計画しており、仮に100万kW発電所とし

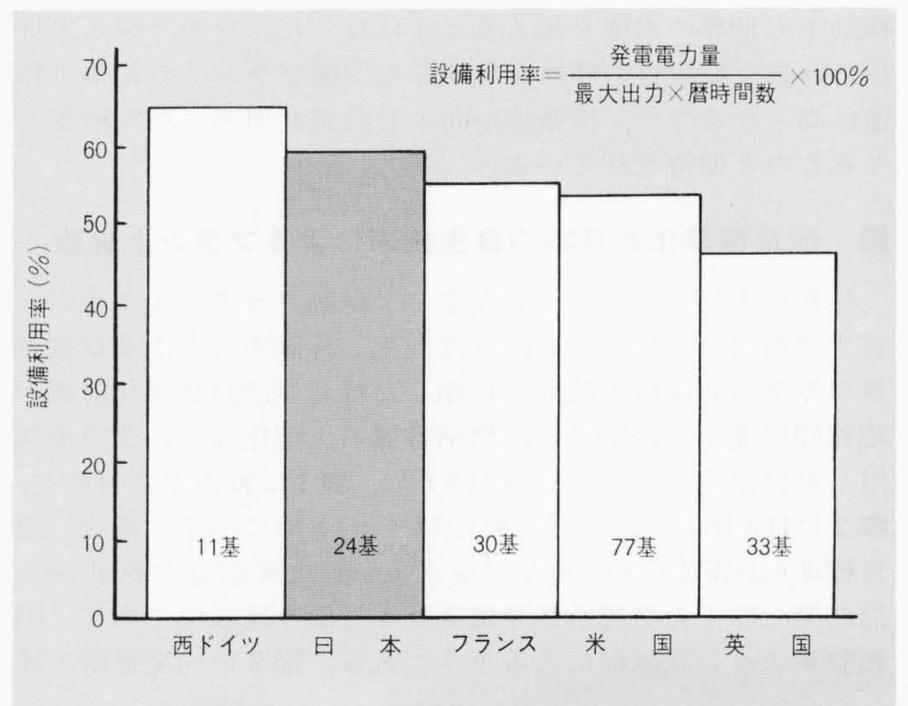


図1 主要原子力発電設備保有国の設備利用率 原子力発電設備10基以上を保有する国の昭和56年中の平均設備利用率を比較すると、日本は58%に達し世界水準を超えるところになっている。我が国の改良開発の成果が出てきていることが分かる。

て考えると、昭和75年には90基の発電所が稼働する予定になっており、原子力に大きな期待が寄せられている。図1に主要国(10基以上の原子力発電設備を保有する国)の昭和56年中での軽水炉設備利用率について示す。我が国の利用率は世界の平均を超えるレベルにまで達している。図2に、我が国での軽水炉の型式別時間稼働率及び国産プラント比率を示す。輸入先行炉の配管の応力腐食割れ、蒸気発生器の細管漏洩、TMI(米国スリーマイル島)事故のインパクトなどにより稼働

* 日立製作所原子力事業部 ** 日立製作所日立工場 工学博士

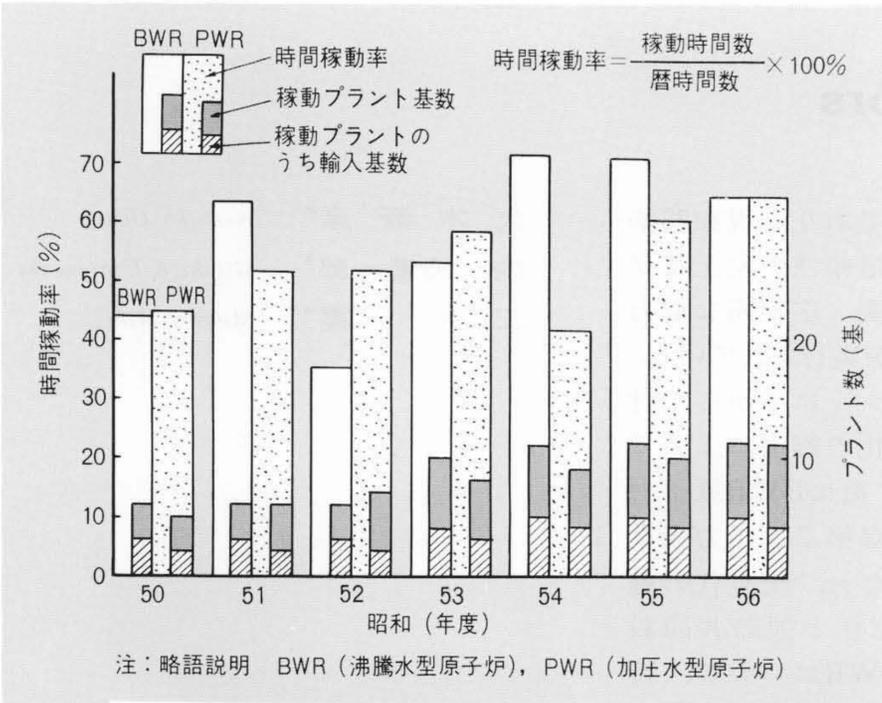


図2 我が国原子力発電所の時間稼働率 我が国軽水炉は当初輸入炉からスタートし、初期不良、蒸気発生器細管や配管の腐食、TMI事故などで稼働率も低いものであったが、国産プラントの運転開始、輸入炉の改良改造などにより、稼働率も世界水準を超えるところになっている。

率も昭和50年から54年にわたり一時的に低下したが、適切な技術的対応によって、原子力発電プラントの信頼性が向上し、稼働率も世界の水準を超えるようになった。今後、輸入先行炉の運転及び改良の経験を反映した国産プラントの比率が急速に高くなるので、信頼性が向上し設備利用率は75%程度になるものと期待されている。

3 改良標準化と日本の自主技術によるプラント建設

信頼性の高いプラントを安定して稼働させてゆくために、自主技術による軽水炉の信頼性向上、稼働率の向上及び従業員の作業放射線量の低減を目指した軽水炉改良標準化計画が昭和50年度から開始され、格納容器の大型化などの改良を採用した標準化プラントが設定された。表1に軽水炉の目標を、表2にBWRプラントの主要仕様をまとめて示す。現在、改良標準形BWRのベースプラントとなった東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機及び4号機を建設中であり、昭和57年末から試運転に入る予定である。図3に同発電所の建

表2 BWRプラントの標準仕様 BWRの標準的な110万kW級、80万kW級及び50万kW級プラントは、改良型格納容器の採用により、作業性が良く、改良炉心は長期サイクル運転に適し運転性が良い。

| 大項目 | 小項目 | 基本仕様 | | | |
|----------|-----------|--|--|--|--|
| | | 小項目 | 110万kW級 | 80万kW級 | 50万kW級 |
| 炉心燃料 | 炉心 | 炉心熱出力(MWt) 電気出力(MWe) 炉心流量(t/h) 蒸気圧力(atg) 蒸気温度(℃) | 約3,300 約1,100 約48×10 ³ 70.7 286 | 約2,400 約820 約36×10 ³ 70.7 286 | 約1,590 約540 約23×10 ³ 70.7 286 |
| | 燃料 | 燃料集合体数 燃料棒配列 | 約764 8行8列 | 約560 8行8列 | 約368 8行8列 |
| 原子炉 | 原子炉压力容器 | 胴部内径×高さ(m) 設計圧力(atg) | 約6.4×約22 87.9 | 約5.6×約21 87.9 | 約4.6×約18 87.9 |
| | 原子炉再循環系 | 再循環方式 | 外部ループ及びジェットポンプ | 外部ループ及びジェットポンプ | 外部ループ及びジェットポンプ |
| 反応度 | 制御系 | 制御棒本数 | 約185 | 約137 | 約89 |
| | 炉心スプレイ系 | 系統数 | 低圧1 高圧1 | 低圧1 高圧1 | 低圧1 高圧1 |
| 非常用炉心冷却系 | 注水系 | 系統数 | 低圧3 | 低圧3 | 低圧3 |
| | 自動減圧系 | 弁個数 | 7 | 6 | 4 |
| 原子炉格納施設 | 原子炉格納容器 | 形式 | 鋼製圧力抑制型 (MARK-I改良型及び MARK-II改良型) | 鋼製圧力抑制型 (MARK-I改良型) | 鋼製圧力抑制型 (MARK-I改良型) |
| 原子炉補助系 | 残留熱除去系 | 系統数 | 2 | 2 | 2 |
| | 原子炉隔離時冷却系 | 系統数 | 1 | 1 | 1 |

設中の状況を、図4に改良標準化の適用項目及びその他の日立製作所自主技術開発項目を示す。

4 最近の日立製作所の改良開発技術

日立製作所は、昭和29年に原子力技術の開発に着手し、以来研究用原子炉や臨界実験装置などの研究の推進を図るとともに、商用発電炉技術の蓄積・確立に努めてきた。特に燃料の健全性維持、炉心設計技術、材料の信頼性研究及び機器の製造技術開発に大きな成果を挙げてきている。原子力に関する広範囲にわたる開発研究のうち、近年は特に新しい概念の炉心設計技術、燃料の負荷変化耐性の向上、安全性の確証、材料、運転及び信頼性の向上、定期検査短縮を含む稼働率の向上、並びに放射線被曝低減対策を中心に展開しており、また原子力特有の製造技術の改善、保守技術、建設工法の開発などにも力を注いでいる。

4.1 BWRの安全性

- BWRは、原子炉の中で水を沸騰させて蒸気を発生させ、直接タービンに送る直接サイクルを採用している。このため、
- (1) 炉心冷却の自然循環能力が大きく、異常停止時にも炉心冷却能力が高い。
 - (2) 蒸気発生器などの設備がなく、系統が単純、簡素で運転維持が容易である。
 - (3) 出力が上がると沸騰の割合が大きくなり、出力の上昇を自然に抑える自己制御性が大きい。
 - (4) 原子炉出力を再循環ポンプ流量制御により迅速容易に変

表1 改良標準化プラントの目標 改良標準化プラントにより、長期サイクル運転に対処でき、時間稼働率約80%、定期検査日数約70日、従業員の被曝約50%と、信頼性及び運転経済性の向上が図られている。

| | | 従来 の プラ ント | 第一 次改 良 標 準 化 プラ ント | 第二 次改 良 標 準 化 プラ ント |
|-----------------------|-------|---------------------|--|--|
| 信頼性及び稼働率 | 時間稼働率 | 63.8%* | 約75% | 約80% |
| | 設備利用率 | 61.5%* | 約70% | 約75% |
| 定期検査日数 (補修工事がない場合) | | 90~100日 | 約85日 | 約70日 |
| 従業員の被曝 | | 100%とする | 約75% | 約50% |

注：* 昭和56年度運転実績を代表例として示す。

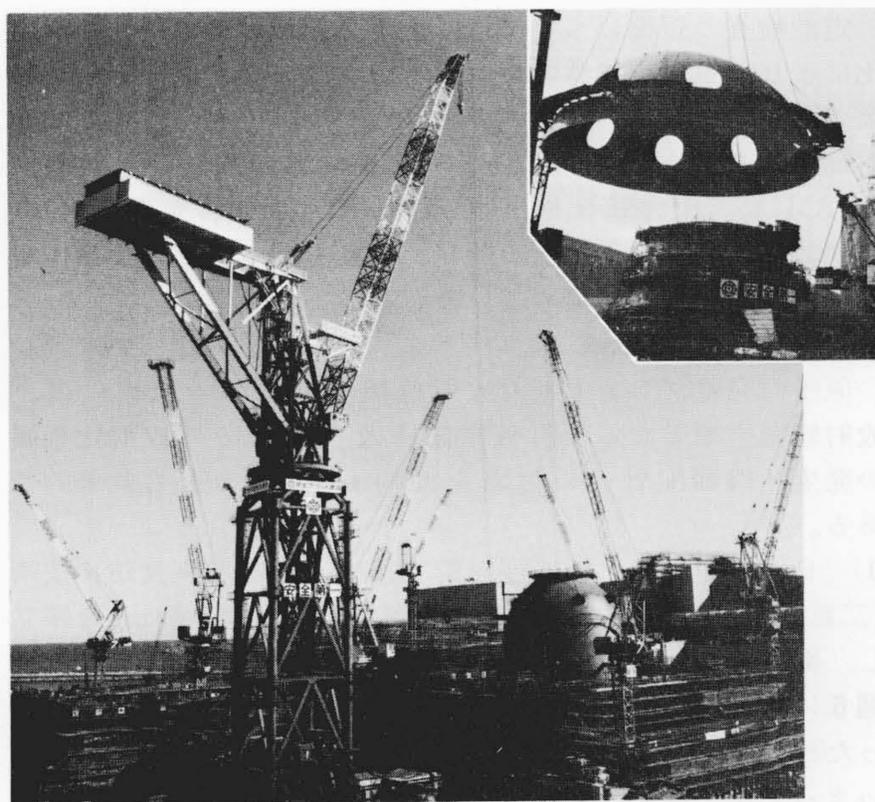


図3 東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機建設状況
福島第二原子力発電所は、改良標準型ベースプラントの1号機として昭和54年1月着工し、昭和59年運開予定であり、改良型格納容器をはじめ日立製作所の自主技術が多く採用され、建設工法にも大型クレーン、部品の大型化、自動溶接、デッキプレート工法などが採用されている。

化でき、即応性、負荷変化に対する運転性が良い。
(5) 圧力抑制室に大量の冷却水量を保有し、十分な余裕をもって事故時の冷却及び炉心への水の補給ができる。また、原子炉水位や中性子束分布を、直接かつ継続的に測定できる炉

内計装を所有し、事故時の運転操作に対する安全性が高い。などの特長をもっている。

これらの特長は、基礎研究や大規模実証試験などで確認されており、基準に対して十分に保守的で安全余裕のあることが示されてきた。

4.2 信頼性の向上

原子力発電所の信頼性の基本となるものは、燃料健全性、これに伴う低放射能レベルと放射性物質の系外漏出防止及び機器、並びにシステムの高信頼性と、これに伴う計画外プラント停止の防止である。

BWR燃料については、輸入炉の初期運転で漏洩したものがあつたが、国産自主技術により次に述べる方策、すなわち、
(1) 水分管理強化による被覆管局部水素化破損防止
(2) 燃料局部出力の高い領域で出力上昇率を制限するいわゆるならし運転を行なうことによるPCI(Pellet-Clad Interaction)破損の防止

これらにより、島根炉で初装荷燃料400体が無破損で使用完了するなど、近年国内外のBWRプラントでの燃料破損も、ほとんどなくなってきた。一方、炉心設計を改良して、燃料にかかる熱負荷ピークを下げ、燃料の健全性をより高めるため炉心設計を改良し、電力会社の協力を得て上下2領域燃料を用いた改良炉心が開発された。上下ウラン2領域炉心を実炉に装荷したときの軸方向出力分布が、どのように改善されたかについては図5に示すとおりである。プラントの利用率向上の面から炉心、燃料に対し、

- (1) 現行12箇月サイクル(9箇月運転, 3箇月定期検査)から15箇月サイクル(12箇月運転, 3箇月定期検査)への対応が求められており、これに基づく炉心設計がなされている。
- (2) プラント出力の変化時の出力上昇率制限を緩和し、日間

| 自主技術による改良 | 改良標準化項目 | 分類 | 項目 | 第一次 | 第二次 | 適用技術項目 | 2F-2 | 2F-4 | 開発中 |
|-------------------|--------------------------------|---------|----------------------------|--|-----|--------------------------------------|------|------|-----|
| | | 1.信頼性向上 | (1) 耐応力腐食材料 (2) ISIの自動化 | ○ | | 原子力用316ステンレス鋼一次系配管 日立方式RPVのISI自動化 | ○ | ○ | |
| 2.被曝低減 | (1) グラッドの発生防止・除去 (2) 低コバルト材 | ○ | | (1) 給水2段迂過脱塩方式 (2) 酸素注入腐食抑制法 (1) 給水加熱管 (2) 制御棒ガイドローラの無コバルト材化 | ○ | ○ | ○ | ○ | |
| 3.改良型格納容器 | (1) 作業性向上 (2) 放射線被曝低減 | ○ | | 改良型MARK-II格納容器 | ○ | ○ | | | |
| 4.定期検査の効率化 | 保守機器の自動化など | ○ | | (1) CRD遠隔自動交換機 (2) 燃料自動交換機 (3) 主蒸気ノルズ水封プラグ (4) 保守点検ロボット技術 | ○ | ○ | ○ | ○ | |
| 5.プラントの標準化 | システム・配置計画など標準化 | | ○ | (1) 電気出力1,100MW標準プラント (2) 補機冷却系の淡水化 | ○ | ○ | ○ | ○ | |
| その他の日立製作所自主技術開発項目 | 1. 改良炉心設計 | | | 上下2領域炉心 | ○ | ○ | | | |
| | 2. 燃料健全性向上 | | | (1) 新8×8, ヘリウム加圧(3kg/cm ² ・a)燃料 (2) グレーノーズ制御棒 (3) バリヤ型燃料 (4) 高耐食性チャンネルボックス | ○ | ○ | | ○ | |
| | 3. 再循環系機器の全国産化 | | | ポンプ, M-Gセット, 制御システム, 配管, 弁の完全国産品 | ○ | ○ | | | |
| | 4. CRT化制御盤 | | | (1) 高信頼性多重化計算機システム (2) オンライン炉心性能予測プログラム | ○ | ○ | | | |
| | 5. 計装制御系の信頼性向上 | | | (1) タービン系計装多重化 (2) デジタル化制御方式 (3) システム異常診断装置 (4) 光多重伝送 | ○ | ○ | | ○ | |
| | 6. 廃棄物処理 | | | (1) 廃棄物一元化処理システム (2) 陸上保管用廃棄物貯蔵技術 | | | | ○ | |

注：略語説明
ISI (In Service Inspection)
CRT (Cathode Ray Tube)
RPV (原子炉圧力容器)
CRD (制御棒駆動機構)

図4 改良標準化ベースプラント(福島第二原子力発電所2号機など)への適用国産技術高信頼性、高稼働率BWRプラントの実現のために、日立製作所の自主技術開発に基づく各種国産技術による軽水炉の改善を図る。

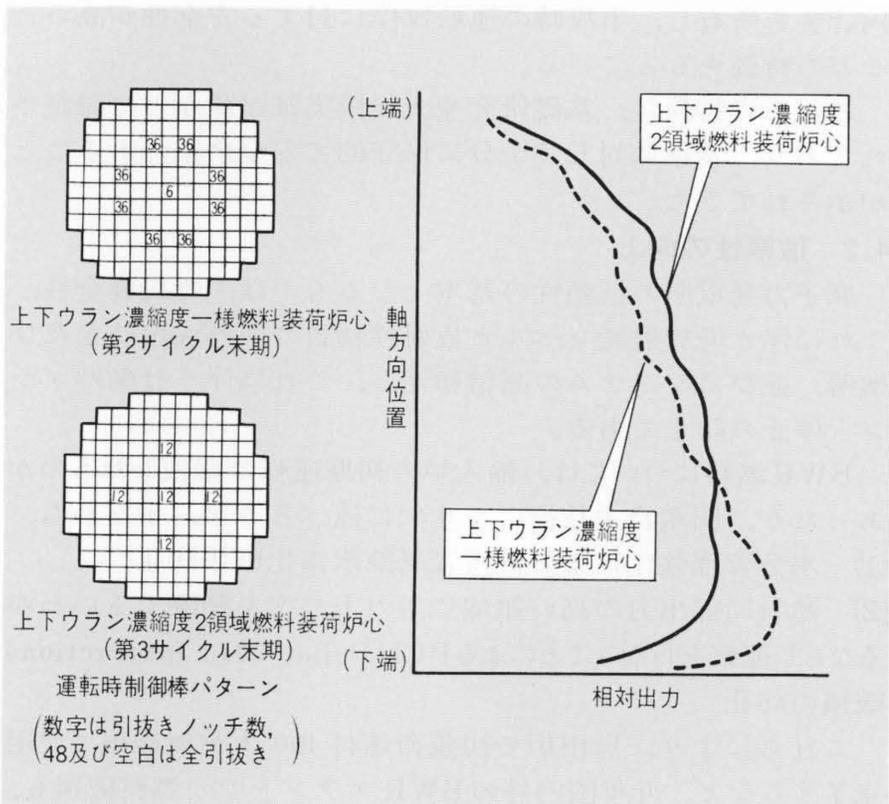


図5 上下ウラン濃縮度2領域燃料装荷炉心の軸方向出力分布
上下2領域燃料を炉心に装荷した結果の一例を示す。出力分布の平坦化の効果がはっきり分かる。

負荷変化などに対応した運転を容易にするためのバリヤ形燃料の開発を国際協力のもとで行なっている。更に、ウラン経済性の良い炉心の検討を行なっている。

機器、システムの信頼性を向上し、計画外のプラント停止を防止するため、日立製作所ではシステムのQA(信頼性管理)を行なうために、システムQAセンターを設置し、プラント設計のシステムデザインレビューと評価手法の開発を行なっている。BWRプラントの信頼性向上を図るには、設計自体を良くすることが基本であり、設計時のデザインレビューに重点をおいている。日立製作所での信頼性設計は、

- (1) 日立製作所独自の製品信頼性評価区分による管理(社内基準)
- (2) システムチックな信頼性評価技術の開発と適用
- (3) 改良標準化の適用

により、実施している。特に、信頼性評価技術として開発した“HI-FMECA”は、製品の問題点摘出手法として設計段階で実施され効果を挙げており、また毎年、国際的な信頼性・安全性シンポジウムに発表の機会を得ているが、この手法は、機械系製品の信頼性評価手法として好評であった。信頼性向上策は今後とも重要であり、組織的活動を続けていく考えである。

4.3 稼働率の向上

我が国の軽水炉の稼働率は、各種の改良改善の結果、世界水準を超えるところまできている。稼働率の向上は、運転中の故障停止の防止、運転技術の改善、自動化機器などによる定期検査期間の短縮、運転期間の延長(いわゆる長期サイクル運転)などにより達成される。

故障停止の防止と運転技術の改善としては、日立製作所はマンマシンコミュニケーションに重点を置いた改良型中央制御システム(“NUCAMP-80”), 高信頼化制御装置, 原子力用光多重伝送システム, プラント自動化装置, 自動出力調整装置などの開発を進めており、実用化を図っている。また、通商産業省の指導のもとに、運転を確実にするための原子力発電支援システムの開発も行なっている。

定期検査の短縮については、上下2領域燃料の特性の活用化により、燃料交換時の炉内シャッフリングが原則として必要としないことから作業ステップ数が半減でき、作業期間が短縮できる。また、保守機器や検査機器の自動化、燃料、LPRM(局所出力領域検出器)及びCRD(制御棒駆動機構)の交換装置、各種除染装置の開発、改良を図ることにより作業の合理化及び短縮に努めている。

4.4 放射線被曝低減

原子力発電プラントでの放射線被曝量低減のためには、放射能発生源となる燃料破損防止及び炉内での放射化金属の発生・機器配管への付着を抑制することが最も効果的である。

(1) 日立製作所では炉心運転管理技術、給水内腐食防止技術(二重式汚過脱塩方式と酸素濃度調整による腐食抑制)を確立し、顧客との緊密な協力管理のもとでこれを採用している。

図6に稼働プラントの一次系配管線量率の8年間運転を行なった経年変化を示す(例：島根炉)。燃料破損のないこととあいまって、一次系配管線量率の上昇が停止し、一定に維持可能であることを示しており、そのレベルは世界でも最も放射能レベルの低い軽水炉発電所の一つとなっている。

今後、放射線レベルのいっそう低いプラントを実現するために、水質管理の国際協同研究を推進するとともに、運転中プラントの水質を管理し、コバルト発生の抑制、浄化システムの改善などの研究を続けていく考えである。

(2) また、プラントの保守点検作業中の放射線被曝の多くは、原子炉格納容器内の作業で生ずるため、改良型格納容器の採用により作業性を向上させ、作業所要時間を短縮するとともに、機器配管の一体化、曲げ配管採用などにより溶接部供用期間中検査の対象物量の大幅低減を図り、被曝量低減に努力している。

更に、保守機器の自動化、分析装置の自動化及び放射性廃

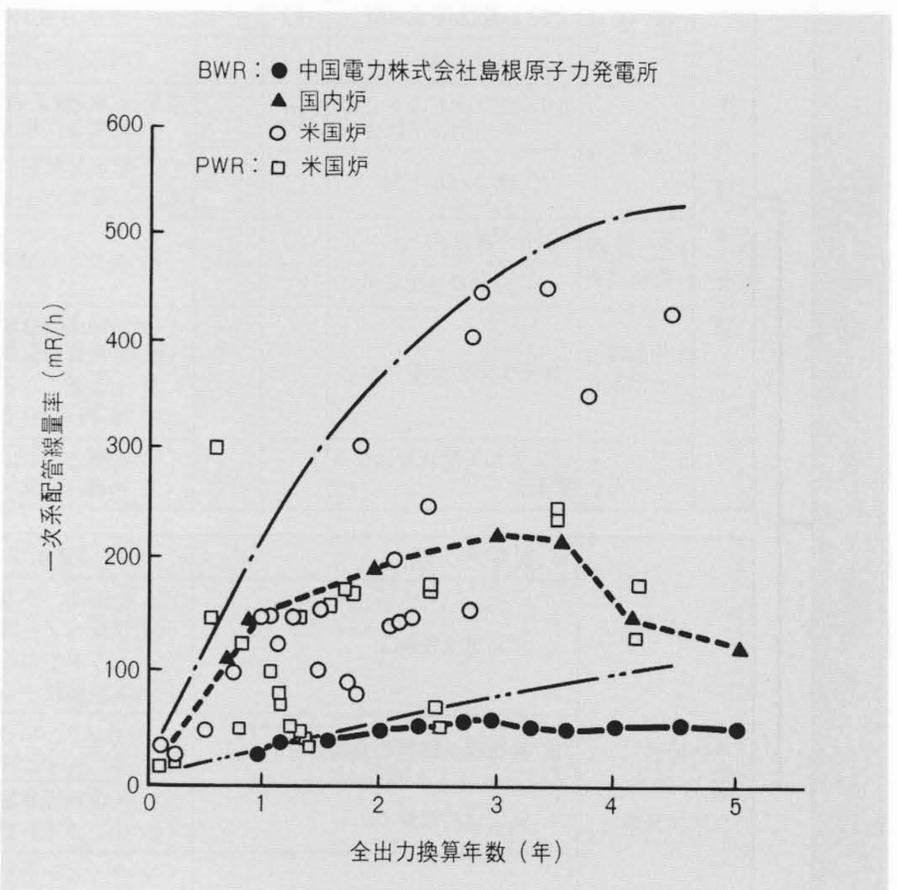


図6 稼働プラントの一次系配管線量率 汚過式脱塩器と混床式脱塩器を二重に設置し、酸素注入による腐食抑制を実施した中国電力株式会社島根原子力発電所は、8年の運転期間を経過したが燃料無破損運転とあいまって、線量の増加はほとんどなく世界最高級の低レベル線量プラントと評価されている。

棄物のペレット化による減容固化を図り、地道な放射線被曝低減対策を続けている。

5 新型沸騰水型原子力発電の開発

5.1 日本の自主技術と国際共同設計

原子力発電は石油代替エネルギー及び経済性の観点から世界的に積極的な採用が行なわれている。しかし、米国、ドイツなどでは国内事情、経済の停滞から大幅に建設がスローダウンしており、原子力技術の改良開発に占める日本の役割が大きくなってきている。また、日本では石油代替エネルギーの最も重要な位置を占めるものとして、原子力発電所建設が活発に行なわれているので、これに伴い日本の原子力開発費の占める割合も大きくなってきている。当初輸入炉技術から出発した原子力技術は、昭和50年ごろから自主技術として定着し、現在では欧米の技術に比肩できるものとなってきた。今後の高信頼性、高稼働プラントを自主技術で建設するとともに、日本側が中心となって国際共同設計による次世代の軽水炉の開発が既に着手され、昭和60年代初期から建設されることが予定されている。図7にBWR技術の開発確立の推移と国際協力の関係を示す。

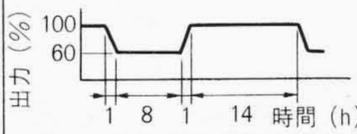
5.2 再循環ポンプ内蔵型BWR(ABWR)

ABWRは、昭和60年代に我が国で実用化することを目標に、国際共同開発が進められている日本型次世代軽水炉BWR発電所である。原子炉冷却水再循環ポンプが原子炉に内蔵され、原子炉まわりの大口径配管を削減し、機器構成の単純化、再循環ポンプ駆動動力の低減を図っている。また配管がなくなることによる格納容器内放射線量率の低減及び炉圧力容器設定位置の低位置化が可能となる。更に、原子炉格納容器を小型化し、鉄筋コンクリート製とするなど新しい技術を採用して性能向上を実現し、顧客のニーズに積極的にこたえようとするものである。

ABWRの開発目標は、電気出力1,300MW級への大容量化と次に述べる点の向上を図ることである。

(1) 設備利用率と運転性の向上

表3 ABWRの技術的特徴と開発目標 次世代の日本型軽水炉として確立した技術の集大成を行なうとともに、大容量、高安全、高信頼性プラント製造技術を確立し、利用率の向上、経済性の向上を実現する。

| No. | 開発目標 | 内容 | 技術的特徴 | | | | |
|-----|---------|--|-------|-------|---------|--------|------------|
| | | | 改良炉心 | 電動CRD | ポインタープル | 高圧ECCS | コンクリート格納容器 |
| 1 | 設備利用率向上 | <ul style="list-style-type: none"> 定期検査短縮(シャッフル減少) ならし運転の影響低減 | ○ | ○ | — | — | — |
| 2 | 運転性向上 | <ul style="list-style-type: none"> 日間負荷追従運転  | ○ | ○ | — | — | — |
| 3 | 被曝低減 | <ul style="list-style-type: none"> 供用期間中検査箇所削減(再循環ループ削除) ドライウェル内線量低減 | — | — | ○ | — | — |
| 4 | 安全性向上 | <ul style="list-style-type: none"> LOCA(冷却材喪失事故)時被覆管温度上昇の緩和 | — | — | ○ | ○ | — |
| 5 | 経済性向上 | <ul style="list-style-type: none"> 再循環ポンプ動力低減 原子炉格納容器容積縮小 | — | — | ○ | — | ○ |

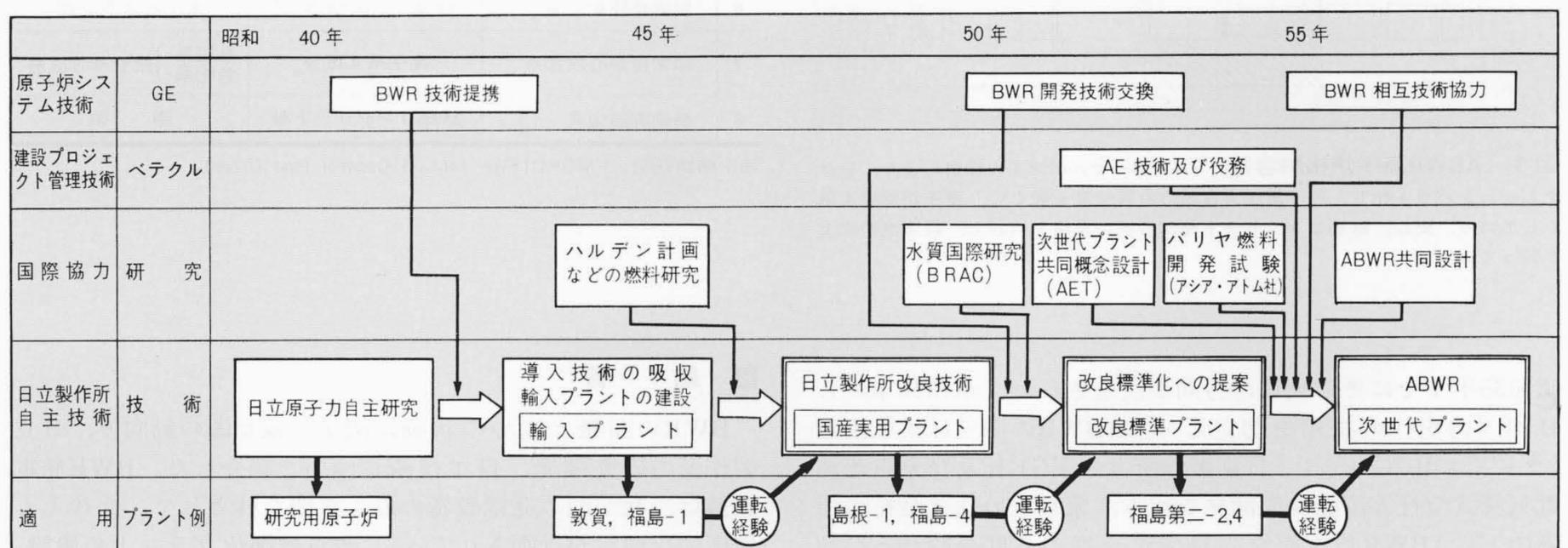
注：略語説明 ECCS(Emergency Core Cooling System)

- (2) 放射線被曝量の低減
- (3) よりいっそうの安全性確保及び信頼性の向上
- (4) 経済性の向上

ABWRの構想は、通商産業省の第三次改良標準化計画の中で検討、評価されることになっており、次世代のBWRの標準化プラントとして開発することが期待されている。主要な技術的特長を表3に示す。従来のBWR-5型との原子炉圧力容器、ポンプ、配管の配置を図8に、原子炉格納容器を図9に示す。

5.3 ABWRの国際共同設計と開発研究

ABWRの基本構想は、2年間の国際協力5社(米：GE社、日：株式会社日立製作所・東京芝浦電気株式会社、スウェーデン：AA社、イタリア：AMNFI)のAET(Advanced Engineering Team)によるフィージビリティスタディとその評価を経て、



注：略語説明
 ABWR(Advanced Boiling Water Reactor)
 AET(Advanced Engineering Team)
 AE(Architect Engineer)

図7 日立製作所の原子力開発と国際協力 研究用原子炉開発によって確立した技術に米国GE社のBWRシステム技術を導入し、国産化を図ってきた。建設運転経験から更に自主技術の開発に努めるとともに、改良標準化計画への提案を行なってきた。更に、国際協力による世界の軽水炉の改良発展に寄与している。また自主技術の開発に努め、次世代のBWR(ABWR)の開発を行なうために日本側が中心となって国際共同設計を進めている。

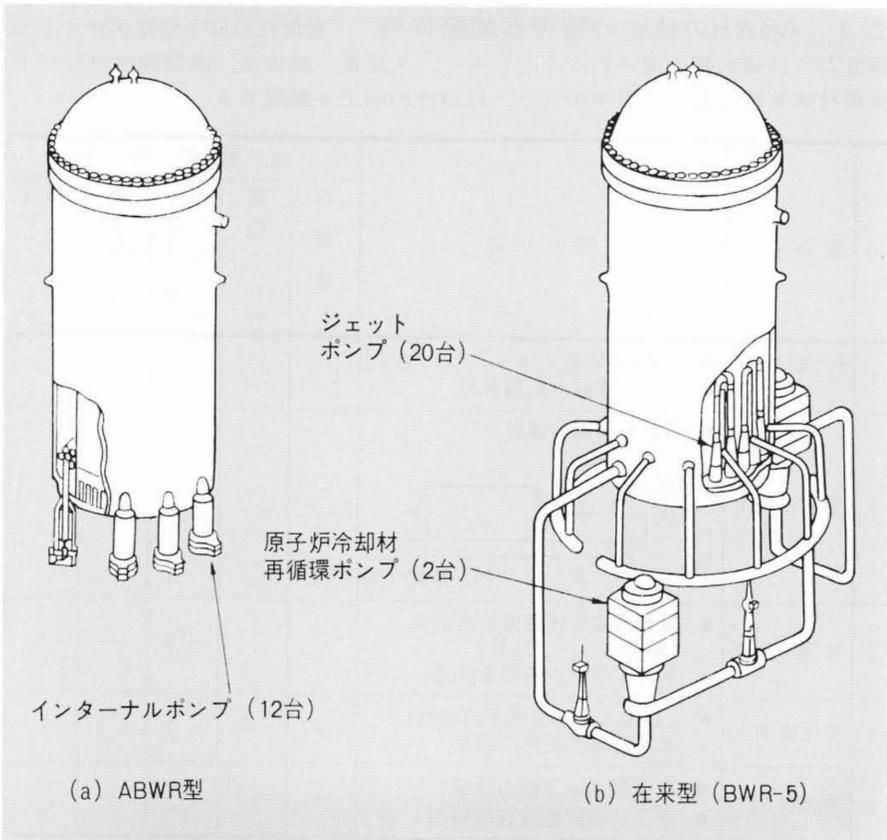


図8 ABWRの原子炉再循環系 ABWRの原子炉再循環系は、原子炉内蔵のインターナルポンプにより冷却水を循環させるので、外部大口径配管がなく、システムがコンパクトになり、安全性、経済性が向上するとともに作業時の被曝低減効果も大きい。

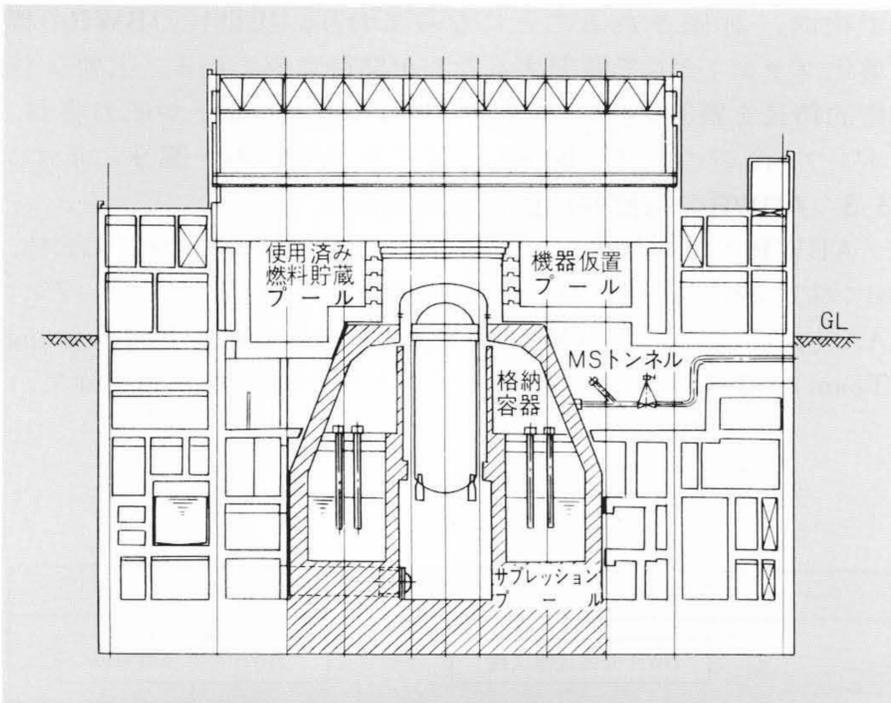


図9 ABWR原子炉格納容器 インターナルポンプの採用により、システムがコンパクト化し、原子炉圧力容器の設置位置を低くし、原子炉建屋も低くしている。更に、鉄筋コンクリート格納容器の採用を検討し、経済性の向上を図っている。

昭和55年までにその大筋の方向が決定された。昭和56年から日本国内炉への採用を想定して、ABWRの開発は第2段階(フェイズII)に入った。日立製作所は米国GE社及び東京芝浦電気株式会社と国際共同開発を組み、東京電力株式会社の指導の下にABWR基本概念の具体化を進める開発設計と信頼性、安全性、経済性を中心とした技術評価を開始している。また採用技術の確証試験推進のために、ABWR電力共通研究と通商産業省の内蔵型再循環ポンプ設備確証試験が開始されている。表4、5にABWRの開発スケジュール及び主要仕様一覧を示す。

表4 ABWRの開発スケジュール 昭和53年からBWRメーカーの国際協力概念設計による検討を進め、次世代BWRの方向づけが行なわれた。昭和56年からは、設計検討、各種試験開発を行なうことにより、昭和60年代初期のプラント建設を目指し、国際共同設計が行なわれている。

| 年度(昭和) | 54 | 55 | 56 | 57 | 58 | 59 | 60 | 61 | 62 | 63 |
|---------|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| 項目 | | | | | | | | | | |
| 設計 | 53/7 AET 国内適用のためのPCVなどの予備検討 フェイズII評価 実施設計 | | | | | | | | | |
| 開発 | 電力共研 | | | | | | | | | |
| 実証試験 | ABWR共研 | | | | | | | | | |
| 国の施策 | 第三次改良標準化 | | | | | | | | | |
| (通商産業省) | 原子炉内蔵型再循環ポンプ設備確証試験(財団法人原子力工学試験センター) | | | | | | | | | |

注：略語説明 AET [Advanced Engineering Team: GE(米国), AA(スウェーデン), AMN(イタリア)及び株式会社日立製作所, 東京芝浦電気株式会社(日本)計5社の共同による技術改善検討チーム]

表5 ABWRの主要仕様概要値 ABWRは電気出力1,300MWの大容量プラントであり、インターナルポンプ、電動制御棒駆動装置、鉄筋コンクリート格納容器を採用している。安全系には高圧4区分注入系を採用し、独立性を高めている。また、タービンには再熱器を付け熱効率向上を図っている。

| No. | 項目 | ABWR | BWR-5 |
|-----|------------|------------|---------------------|
| 1 | 電気出力(MW) | 1,300 | 1,100 |
| 2 | 熱出力(MW) | 3,845 | 3,293 |
| 3 | 燃料集合体数(体) | 872 | 764 |
| 4 | 原子炉圧力容器(m) | 内径7.1×高さ23 | 内径6.4×高さ22 |
| 5 | 再循環系構成 | インターナルポンプ | 外部ループポンプ及びジェットポンプ |
| 6 | 制御棒駆動装置 | 電動式(FMCRD) | 水圧ピストン式 |
| 7 | 非常用炉心冷却系 | 高圧系4区分 | 高圧系 } 組合せ3区分 低圧系 |
| 8 | 格納容器型式 | 鉄筋コンクリート製 | 鋼製 |

注：略語説明 FMCRD(Fine Motion Control Rod Drive)

6 結 言

BWRの開発と進歩の状況に関する我が国の動向と、日立製作所の研究開発、自主技術について紹介した。BWR発電設備は、我が国の発電設備の最も重要な柱として、今後とも積極的な建設が計画されている。改良標準化プラントの建設、運転及び電力会社の指導のもとに国際共同設計を展開し、次世代のプラントであるABWRの建設などを通して、原子力が準国産エネルギー源として国民の支持を得て国民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推進し、自主技術の確立に努めていく考えである。