

特集

原子力エネルギー

軽水炉による発電技術 —沸騰水型炉—

Electric Power Technology on Light Water Reactor

— Boiling Water Reactor —

板倉 治成*

Jisei Itakura

1. はじめに

我国における原子力発電は総発電量に占める割合が既に17%を越え、石油消費の節約に資すると共に発電コストを抑える上でも相当の効果を発揮していることから、石油代替エネルギーとしての基盤は確立しているといえる。原子力発電の中で現在主流を占めるのはBWR（沸騰水型軽水炉）とPWR（加圧水圧軽水炉）である。BWRとPWRは昭和40年以降相前後して米国から導入が決まり、導入技術をベースに開発が進められてきた。導入期を中心としてプラント稼働率を大きく低迷させた故障・腐食等の運転経験を積むにつれ、我国の実情に合った原子力発電所を目指した改良及び標準化と国産化の必要性が認識され、昭和51年には官民協力して軽水炉改良標準化委員会が発足し、大規模な改良開発が促進され、信頼性及び稼働率の向上、被ばくの低減などの数々の改良が図られた。これらの技術開発によって計画外の運転停止故障も改善され、また近年の99%にも達する国産化の推進により信頼性が向上し稼働率も上昇しており、(図-1、表1参照) 我国の軽水炉技術は定着の段階に達したといえる。最近の軽水炉の技術開発は一層の信頼性安全性向上、被ばく低減と共に効率化を目標として進められている。以

下においては、BWRの発電技術の概要について述べる。

2. BWRの概要

2.1 BWRの概略系統構成

BWRは核燃料に低濃縮ウランを、中性子減速材と炉心冷却材に通常の純水を使用している。原子炉内で核分裂により発生した熱は冷却材に伝えられ沸騰し、発生した蒸気(70kg/cm², 270°C)は直接タービンに送られ、発電機を駆動し発電する。タービンの排気蒸気は復水器で凝縮回収され、再度復水浄化系、加熱器等を経て原子炉へ送り込まれる。このようにBWR型原

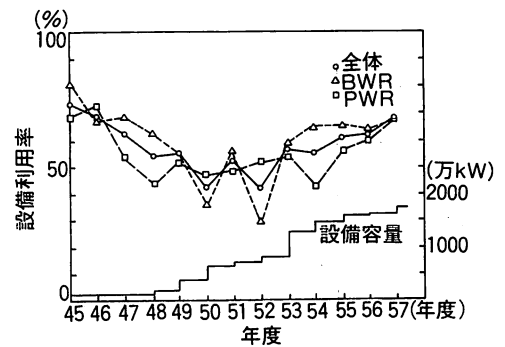


図-1 炉型別設備利用率の推移

表1 主要原子力発電設備保有国の設備利用率

国	設備利用率 (%)			
	1979	1980	1981	1982
アメリカ	57.6 (65)	55.7 (67)	57.5 (71)	55.1 (75)
フランス	56.4 (13)	58.7 (20)	57.8 (28)	52.7 (30)
日本	49.3 (21)	61.2 (21)	61.3 (22)	70.2 (24)
西ドイツ	53.5 (10)	56.6 (10)	67.8 (10)	74.0 (11)
イギリス	48.6 (22)	46.7 (22)	48.7 (22)	56.2 (22)

(注)：()内の数字は、設備利用率算出の対象とした、発電端出力135MW以上の発電所の原子炉の基数を示す。

* 東京電力㈱原子力建設部副部長
〒100 東京都千代田区内幸町1-1-3

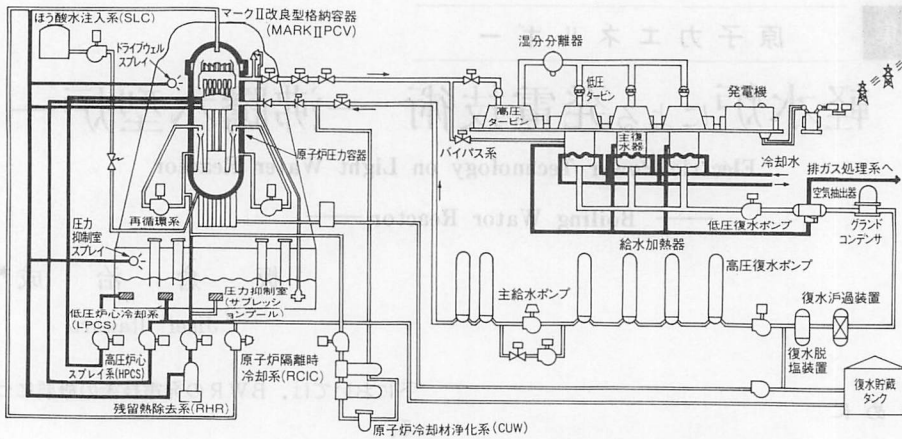


図-2 BWR型原子力発電設備の系統構成

子力発電所は直接サイクルであり、系統構成が原理的に最も単純である。(図-2参照)

2.2 原子炉系

(1) 原子炉及び炉心

原子炉の基本的構成要素は原子炉压力容器、内部構造物、炉心、ジェットポンプ、気水分離器、蒸気乾燥器及び制御棒とその駆動機構である。図-3はこれらの相対的な配置を示すものである。核燃料が充填されている炉心は炉心シュラウドに取り囲まれており、炉心内を上昇する冷却材の流れと炉心シュラウドと压力容器壁との間の環状部を下降する冷却材の流れを隔離する構造となっている。従って万一外部の再循環配管等が破断した場合でも非常用炉心系 (ECCS) による炉心の再冠水が可能な構造となっている。BWRの出力制御は制御棒の位置の調整と反応度制御系である冷却材再循環流量の調整によって行われる。制御棒は原子炉压力容器下部に取り付いている駆動機構により案内管を通して炉心に挿入引抜きされる。通常制御棒は水圧で駆動されるが、原子炉自身の圧力でも挿入が可能な構造となっている。また万一制御棒の挿入が不可能となり、原子炉が低温停止できない場合には原子炉停止系のほう酸水注入系が働くことにより停止することができる。ジェットポンプにより駆動された冷却材は炉心下部を通過する間に流量分布が調整され、燃料集合体に導かれ、その中を通って行く間に加熱され気水混合の二相流となり炉心上部へ行く。炉心上部を出た気水混合流は気水分離器を通る間に遠心分離効果によって蒸気と水に分離される。蒸気は蒸気乾燥器に導かれ湿分を取り除かれた後原子炉压力容器を出てタービンに送られる。その他の原子炉の常用系として、

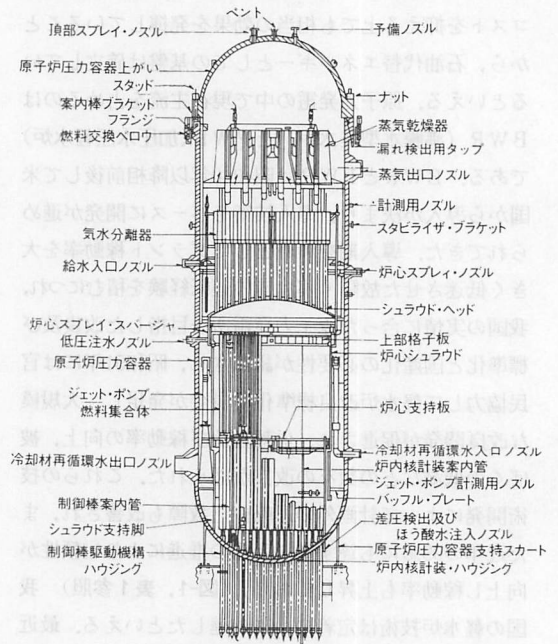
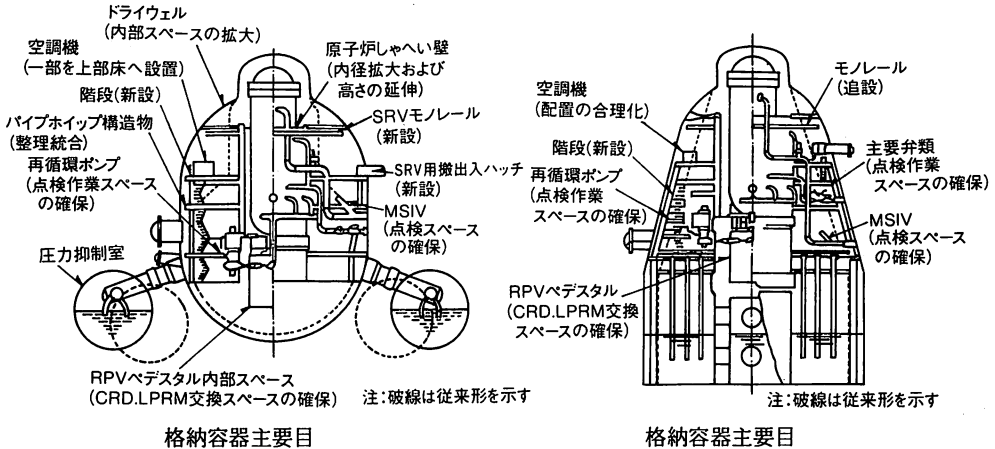


図-3 原子炉压力容器内部構造図 (断面図)

炉水を浄化する炉水浄化系 (CUW)、原子炉停止時炉心を冷却する残留熱除去系 (RHR)、原子炉蒸気で冷却水を供給する原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 等の設備を有している。

(2) 原子炉格納容器 (PCV)

原子炉格納容器は冷却材喪失事故 (LOCA) の中で最も苛酷な再循環系配管の瞬時完全破断を含むいかなる冷却材喪失事故を仮定した場合においても、これによって生ずる最大の圧力および温度に耐え、放射性物質の放散を抑制または防止する設備である。これは次に述べる非常用炉心冷却設備と共に原子炉の工学的



格納容器主要目

	改良形	従来形
内径	23.9 m	20.7 m
高さ	38.3 m	36.7 m
設計圧	3.92kg/cm ² g	3.92kg/cm ² g

(a) MARK-I改良形格納容器

格納容器主要目

	改良形	従来形
内径	29 m	25.9 m
高さ	48 m	48 m
設計圧	2.85kg/cm ² g	2.85kg/cm ² g

(b) MARK-II改良形格納容器

図-4 改良型格納容器

安全施設の一つとして、原子炉の安全を確保する上で極めて重要な設備である。BWRの原子炉格納容器は原子炉圧力容器、冷却材再循環系ループ等を取り囲むドライウェル部と圧力抑制室部から構成される。圧力抑制室部に内蔵している多量の水により、冷却材喪失事故時にドライウェル内に放出された蒸気と水の混合水を冷却し凝縮することによってドライウェル内の内圧の上昇を抑制する。BWRの原子炉格納容器は設備の大型化とともに変遷しており、特に日本における改良標準化の検討の成果として格納容器内の作業性の改善、作業員被ばくの低減のため、内部空間を広くしたMARK-I改良型、MARK-II改良型と称する格納容器が開発実用化されている。(図-4参照)

(3) 非常用炉心冷却設備 (ECCS)

原子力施設は通常運転時はもちろんのこと万一の事故に際しても安全性を確保することが必要であり、設計に当り次の深層防護の考え方を採っている。

- a. まず異常状態の発生を未然に防止すること。
- b. そして仮に異常状態が発生した場合に対しては早期の検知と対応により発生した事象の拡大を防止し原子炉を安全に停止するために安全保護設備を備えること。
- c. 更に万一の事故に備えてECCS等の安全防護設備を設けること。

非常用炉心冷却系 (ECCS) は上記の考えに基づ

き、炉心を冷却している冷却材 (水) が万一喪失した場合にも炉心の安全性が損なわれないように冷却水を注入し炉心冷却を行う機能を有した安全防護設備である。このような重要な機能を持つECCSは非常時に十分その役割を果たすため、以下の様な設計上の配慮により極めて信頼性の高い設備としている。

- a. 系統に多重性を持たせる。
- b. 系統を物理的電氣的に分離し相互の干渉を排除する。
- c. 信頼性の高い検出器により自動起動を行う。
- d. 非常用電源設備により常用電源が使用できない場合にも作動可能とする。
- e. 運転中にも試験を実施可能とし、ECCS作動機能が確認できるようにする。

具体的なECCSの系統構成は原子炉の型式によって異なるが、福島第二原子力発電所の沸騰水型原子炉を例にとると、図-5に示すように高压スプレイ系1系統 (1ループ)、低压スプレイ系1系統 (1ループ)、低压注水系1系統 (3ループ) から構成されている。この場合万一冷却材喪失事故が発生したとするとその直後にブローダウン (冷却水の流出による原子炉内の冷却水、圧力の減少) の過程に対応して、まず高压スプレイ系から続いて低压スプレイ系および低压注水系からそれぞれ冷却水が注入されて炉心が冠水、冷却されることとなる。

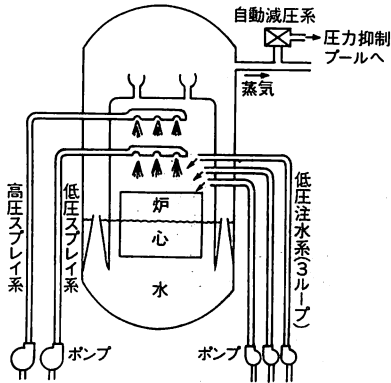


図-5 沸騰水型原子炉の非常用炉心冷却設備

こうしたECCSの性能については単に理論的な計算のみによっているものではなく、国内外における実証試験により、その有効性が確認されている。

2.3 タービン系

タービン系は蒸気タービンおよびその付属装置、復水器および循環水系、復水浄化装置・給水加熱器等の復水給水系で構成されている。(図-2参照)

この構成は基本的に火力発電におけるタービン系と同じであるが、高温高圧蒸気を使用する火力と比べ蒸気条件が低いことおよび放射能を有すること等から種々の特徴を有している。

(1)約270℃、70kg/cm²の飽和蒸気を使用するためタービンの効率が低く体積流量が多くなり、従ってタービンが大型となる。高圧タービンの排気に多量の湿分を含むことからタービン保護と効率の向上のため、湿分分離器を設置している。

(2)放射性物質の放出量低減のためタービンの軸シール用蒸気をクリーン化する設備(エバポレータ)を設置している。

(3)原子炉へ高純度の給水を供給するため復水浄化装置を強化している。

(4)原子炉で水の放射線分解により発生する水素ガス酸素ガスが復水器に送られるので復水器の空気抽出器が大型となっている。また抽出した水素ガス、酸素ガスを再結合させる再結合器が設置されている。

その他遮蔽等種々の配慮がされている。

2.4 放射性廃棄物処理系

放射性廃棄物処理系は気体廃棄物処理系、液体廃棄物処理系および固体廃棄物処理系に大別される。

気体廃棄物の主要なものは復水器抽出ガスがあり、その中に含まれる原子炉で発生する水素ガス、酸素ガスを再結合器で体積の減少および水素ガスの減

少を行い、次に活性炭式ホールドアップ装置により放射能を十分減衰させた後、放射性物質濃度を監視しながら主排気筒から放出する。

液体廃棄物は水質および放射性物質濃度によって汚過、脱塩、濃縮等最適な処理を行い、原則として再使用するが、試料採取分析を行い放射能濃度が十分低いことを確認して放出することもある。

固体廃棄物は濃縮器により濃縮された濃縮廃液、汚過脱塩器使用済樹脂、脱塩器使用済樹脂および雑固体廃棄物である。濃縮廃液および使用済樹脂はその種類に応じてタンク内貯蔵若しくはドラム缶詰める。

可燃性雑固体廃棄物は焼却設備で焼却し、発生した排ガスはフィルターを通して排気筒から放出し、焼却灰はドラム缶詰める。これらのドラム缶詰めたものは、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する。

3. 沸騰水型炉(BWR)の安全性

原子力発電所は万一の異常時においてもその放射性物質を環境に拡散して公衆に被害を与えぬように、その設計・製造・据付・運転に際して万全の配慮が払われている。ここでは前に原子炉格納容器、非常用炉心冷却系等の工学的安全施設を述べているのでBWR固有の安全性の特徴について述べる。

第一の特徴は通常運転時に炉心部に冷却材(水)沸騰による蒸気泡が存在することである。これは何らかの原因で出力が上昇することがあっても沸騰の度合いが増加して核反応を維持する熱中性子を減らす方向に作用するので、出力上昇を緩和する効果をもっている。(自己制御性が大) 第二の特徴は自然循環能力が大きいことである。再循環ポンプが停止しても自然循環だけによって全出力の約60%まで炉心を冷却することができる。第三の特徴は原子炉水位を水位計によって常時直接監視していることである。原子炉水位が変動した場合、給水流量を加減して自動的に水位を調整する設計となっている。第四の特徴は原子炉格納容器の圧力抑制室部に大量の水を保有するプールがあることである。このため原子炉が隔離するような事態に至っても、炉心で発生する崩壊熱をいったんプールで吸収することができる。更にまた原子炉一次系からの冷却材喪失事故を仮定しても放出される熱を吸収することはもちろんのことECCSの水源として長期に亘り水を供給する機能をもっている。このようにBWRは種々の固有の安全性をもっており、通常運転時に想定される異常事象に対して本質的に安全な設計となっている。

4. BWR技術の改良

当初米国から技術導入により建設された原子力発電設備を中心に信頼性、稼働率、作業員被ばくの増大等に係る種々の初期トラブルが発生したが、これらの経験を踏まえ、鋭意改良技術開発を実施した結果、最近の日本の原子力発電所の稼働率の上昇が示すように（図-1参照）原子力発電所の安全性信頼性に対する国民の期待に応えることができる程原子力発電技術は成熟の段階に達して来ており、今後は経済性向上の追求等原子力発電高度化へ向けての努力が心要となって来ている。

4.1 信頼性と稼働率向上

信頼性および稼働率の向上は予定外の停止を少なくし、定期検査から定期検査までの間、安定に運転することでもあることから、主に以下の対策を実施した。

(1) 過去のトラブル経験の反映

BWRの稼働率低下の主要なトラブルであるオーステナイトステンレス鋼配管の応力腐食割れ（SCC）については、その発生メカニズムを解明し耐SCC材等完全な対策を樹立しており今後この様なトラブルは発生させない様注意を払っている。この外小さなトラブルを含めた運転経験をプラントにフィードバックすることが極めて重要であり、現在では国内および海外プラントのトラブル事例を分類整理し、対策を設計に盛り込んでいる。ちなみに現状のプラントの計画停止は1回/1炉年以下となり、諸外国に比べはるかに良い状況となっている。

(2) 材料の信頼性向上

材料の選択と品質はプラントの長期に亘る信頼性確保に重要な影響を持っている。材料についての研究は疲労・腐食・破壊じん性・中性子照射・溶接性・耐磨耗性など広範囲におよび、この研究成果と製鋼技術の進歩が原子力発電所の信頼性に大いに貢献している。成果としては、耐SCC材の開発実用化を初め、大型鍛造材の採用、自動溶接技術の向上等が挙げられる。

(3) 供用期間中検査

原子炉圧力容器や重要な配管類は超音波による供用期間中検査を実施し、その健全性を確保する等信頼性の確保に努めているが、自動超音波探傷器の開発により作業の自動化の外、計算機を使用してデータ処理の自動化を進めている。

設計上も溶接線の削減および超音波探傷のやり易い構造などの改良を進めている。

4.2 被ばく低減

原子力発電所内作業における従事者の被ばく量については法定許容量に比べ十分低く抑えるよう管理基準を定め管理されているが、従事者の総被ばく量を抑えることが、作業員の精神的負担の軽減、運転保守管理作業の効率化および経済性の観点から基数と運転年数の増加の趨勢の中で非常に重要となっている。このため実プラントデータを基に被ばく作業分析を行い、作業の効率化を含め次の項目を主としてあらゆる工夫改良を実施している。

(1) 保守性の改善

機器配管への接近性を良くすると共に保守スペースおよび搬出路の確保や保守性の良い機器を設計実用化している。例えば、先に述べた改良型格納容器、無漏洩弁やワンタッチで取付け取外し可能な保温材の採用を図っている。又放射線源となる機器配管には合理的に遮蔽を配置している。

(2) 自動化・遠隔化

各種ロボットの開発・実用化により従来人間が行っていた作業を機械に代行させ被ばく低減と信頼性の向上を図っている。例えば制御棒駆動機構の自動交換機、供用期中検査装置の自動化、主蒸気隔離弁の自動研磨装置、原子炉ウェル壁面洗浄装置、自動溶接機等を開発実用化しており、さらに種々のロボットの開発を進めている。

(3) 放射線源の低減

原子炉停止時の放射線の支配因子は放射性腐食生成物であり、これが線量および被ばく量増加の要因となっている。従って放射性腐食生成物の低減が被ばく低減の観点から技術的に最も望ましい方策である。特に最近の運転データから被ばくに最も寄与するのは、給水中のクラッド（鉄サビ）と給水系および原子炉内で溶け出すコバルトであることが解明されている。このため給水中のクラッド低減策として給復水系の材質をクロムモリブデン鋼や耐候性鋼等にし、復水浄化系に混床式脱塩塔の外、粉末式脱塩塔を追設し、更に給水系に酸素を注入することにより酸化被覆を作り腐食を防止している。又、保管対策を徹底する等の対策を実施することにより約10ppbあったクラレットレベルを0.5ppb以下にすることに成功している。一方コバルトについては、給水加熱器の伝熱管を初め表面積の多いステンレス鋼のコバルト含有量を0.2%から0.05%に規制している外、制御棒のピンローラに使用していたコバルト含有量の多いステライト材を無コバルトの代替材に変更する等の対策を立てている。

4.3 運転制御性の向上

原子力発電所の運転監視制御は原子炉ユニット容量の増大、各種システムの強化等により、大規模かつ高度化し、それに伴って多くの情報量と操作器具が中央操作室に集中している。この為最近運転の信頼性向上および運転員の負担の軽減の観点から制御盤のマンマシンインターフェースの改善等の種々の改良が計られている。また原子力発電の割合が増えるに従って原子力発電がベースロードとしての位置付けから昼夜の電力使用量の差を埋めるため日負荷追従運転性が要求されて来ている。このため炉心燃料を初めプラント機器がそれに適した設計になっていなければならないがそれと同時に運転操作上も出力自動調整装置の導入も考えられている。

(1) 運転操作盤の改良

原子力発電所の中央操作盤はその性格上火力発電所の2～3倍の大きさになっている。運転員の負担軽減のため、最近のエレクトロニクス技術を駆使し、多くのカラーブラウン管(CRT)を使って運転員にプラント情報を集約的に示すことの出来る運転操作盤を導入している。これは米国スリーマイル島原子力発電所の事故の教訓からも有効であるとの結論が出されている。CRT上の表示は単なるプロセスデータそのものの表示でなく、これを処理してプラントあるいは機器の状態を診断し表示する技術を取り入れている。また操作盤はレイアウト、形状、寸法、色あい等人間工学的配慮を充分行い運転員の肉体的精神的負担を軽減している。また更にはプラントの異常時に運転員に指針を与える運転ガイドシステムも開発中である。

(2) 計装制御系の改良

原子力発電所のような大規模なプラントでは機器の故障よりも計装制御機器の誤作動がプラントの誤スクラムなどによりプラントの計画外停止を引き起こすことが多い。これを防ぐため計装制御機器それ自身の信頼性向上を図る外、警報器を機械的センサーに代えアナログトランスミッターによる警報装置を採用したり、マイクロプロセッサによるデジタル計装制御装置を導入し、自己診断機能を持たせることにより信頼性向上を図っている。さらには従来安全に関わる系統のみに採用されていた冗長性については、運転上重要な系統について見直しを行い、保護回路、監視回路、制御回路について3重化を行い中間値制御により、運転の信頼性向上を計っている。

4.4 廃棄物量の低減

BWR原子力発電所で発生する廃棄物については、ALAPの精神で外部への放射性物質の放出を極力抑え、かつ最終処分について見通しが明確化されない現状に適合するよう最終的処分しなければならない放射性固体廃棄物の量を最少限に抑えるような種々のシステムが採用されている。具体的システムについてはプラントの形式、サイト条件によって異なるが、ここでは最近実用化した主なものについて述べる。

(1) 非汚過助剤型汚過器の実用化

従来機器ドレンのような高純度廃液の除濁にはセルロース系の助剤をフィルターとして使った汚過器が採用されてきたが大量の二次廃棄物が発生するため、汚過助材を使用しない汚過器として、遠心式のクラッドセパレーター、焼結金属チューブを汚材とするポーラスチューブフィルター等の種々のフィルターが開発実用化されている。

(2) ドライクリーニング装置

従来、原子力発電所内で着用された作業着などは水洗いされていたため、多量の洗濯廃液をもたらしており、放出放射能低減の観点から、設備上の負担となってきた。これらの課題を解消するためドライクリーニング装置を開発実用化している。ドライクリーニングは除染効果が大きく、溶剤を再使用出来、放射性廃棄物は濃縮され少量となりかつ装置がコンパクトである。なおランドリーシステムとしては一部水洗いも併用する。

(3) プラスチック固化装置

従来濃縮廃液、床ドレン汚過脱塩器の樹脂等は無機物のもつ安定な諸物性によりセメント固化されてきたが廃棄物の充填効率が低いため、廃棄物の充填ドラム本数の増大を招いている。プラスチック固化技術では、濃縮廃液等を遠心薄膜乾燥器により粉体化し、それを熱硬化樹脂により固化するものである。この方法では廃棄物の充填効率がセメント固化方式に比べ良く、約 $\frac{1}{2}$ に減容される。また生成固化体の物性面から海洋投棄も可能である。

(4) 可燃性廃棄物焼却炉

原子力発電所で使用された木材、ウェス、ビニールシート等の可燃性雑固体について減容を図る為焼却炉の設置が本格化している。なお焼却後の焼却材や排ガスフィルターはドラム詰めされる。

4.5 新型炉(ABWR)の開発

現在開発が進められている新型沸騰水型原子炉(ABWR)は、世界のBWRメーカーの経験と優れた技術

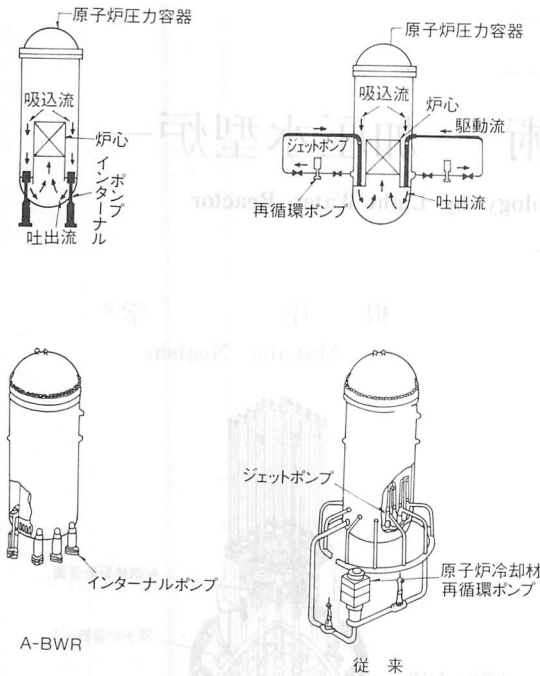


図-6 原子炉冷却材再循環系の比較

を結集し、現在のBWRより①信頼性・安全性の向上②放射線被ばくの低減③プラントの運転性と設備利用率の向上および④経済性の向上などを目指しているプラントであり、プラントの大容量化、インターナルポンプおよびコンクリート製格納容器の採用などの技術的特徴をもっている。

(1) 大容量プラント (130万kw級)

従来国内のBWRは110万kwが最大であったがABWRではスケールメリットを活かした経済性の向上と立地効率の向上を図ることのできる130万kw級の大容量プラントを目指している。

(2) インターナルポンプ方式の原子炉冷却材再循環系

従来のBWRでは図-6に示すように2ループの外部

再循環ループとジェットポンプの組合せにより必要な炉心流量を確保していたがABWRでは炉内にインペラを持つ原子炉内蔵型再循環ポンプ(インターナルポンプ)を設置することにより外部再循環ループとジェットポンプをなくし、再循環系の単純化を図っている。

(3) コンクリート製格納容器

ABWRでは従来の鋼製格納容器に替え、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の採用を検討している。このコンクリート製格納容器は厚さ約2mの鉄筋コンクリートを主要構造体とし、気密性を確保するため鋼製の内張りを施すもので形状の自由度が高く、一般に施行上の制約も少ないため保守点検性を確保しつつコンパクトな設計が可能となるなどのメリットが期待される。

ABWRではこの他、微調整可能な新型制御棒駆動機構、改良炉心および燃料などの新技術の導入も検討しており、実際のプラントの適用に向けて、BWR電力6社と米国GE社、東芝、日立との電力共同研究および国の軽水炉改良技術確証試験などの開発努力が続けられている。

おわりに

原子力発電技術は従来技術から最先端技術までのばう大な数の技術を集積し、安全な発電のために有機的に統合したものであり、その1つ1つの技術および総合したシステムの安全性、信頼性が現在では、我々が期待したレベルまでほぼ達成したといえる。

ここではこれらの技術の詳細について述べる事が出来なかったが、今後はこれらの定着した技術を踏まえて、ABWRの開発を含め経済性の向上等原子力発電の高度化へ向けての努力がなされ、更に原子力発電の基盤が強化されるものと思われる。

