

## 特集

## 原子力エネルギー

## 軽水炉による発電技術 — 加圧水型炉 —

## Electric Power Generation Technology by Light Water Reactor

## — Pressurized Water Reactor —

根 岸 学\*

Manabu Negishi

わが国における加圧水型原子炉(PWR)による発電は、昭和45年に関西電力㈱美浜発電所が運転開始して以来増えて、現在では11基791.8万kWが運転されている。また建設中および建設準備中のものは10基 908.8万kWである。

商業用発電設備としての信頼性は、設備利用率がひとつのめやすとなる。この値は蒸気発生器などの機器の故障により一時期低かったが、その後改善に取り組んだ成果が出て、昭和57年度には68.2%まで上がり、昭和58年度も12月末現在で72.9%に達しており、電源の主な柱として信頼されるに足るものとなっている。

今後は、電子力発電が電源の中での比率を一層高めていかなければならないので、安全性の確保を基盤として、さらに信頼性向上と最近とくに課題となっている経済性向上のために、いろいろな施策が行われている。

ここでは、PWRの概要、定着に向けて種々行われてきた改良および今後の開発の状況について述べる。

## 1. PWR発電設備の概要

PWR発電プラントの主系統は、原子炉を通して高温高圧水を循環する系統(1次系)と、タービン系統(2次系)に分かれており、この両者は蒸気発生器の伝熱管を介して熱の授受を行う。このため、放射能を持つ部分は1次系に限定され、2次系は火力発電所のタービン設備と同じように扱うことができるのが特徴である。

以下にプラントを構成する主要設備の概要を述べる。

## 1.1. 原子炉本体

図-1に示すように、鋼製の原子炉容器の中に炉心構造物に支えられて燃料集合体がたて位置に相接して、

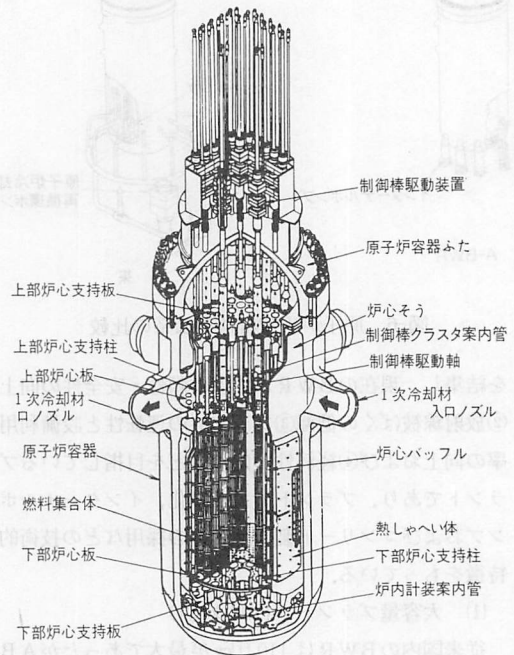


図-1 原子炉

全体がほぼ円筒状になるように配列されて、炉心を構成している。

原子炉の停止および反応度制御の機能を持つ制御棒は炉心上部に設け、磁気ジャック式の制御棒駆動装置で炉心への挿入・引抜きが行われる。また原子炉を緊急に停止しなければならない場合には、重力によって制御棒が炉心内に挿入されるようフェイル・セーフ設計としている。

原子炉の冷却材(1次冷却材)は炉心を下部から上部へ通過し、この間に炉心での発生熱を与えられる。通常運転時、1次冷却材の圧力は約157kg/cm<sup>2</sup>g、温度は炉心入口で約290°C、出口では約35°C上昇する。1次冷却材には、原子炉の反応度を調整するために中性子吸収剤として2,000ppm以下のほう素を混入している。

\* 関西電力㈱原子力建設部 次長  
〒530 大阪市北区中之島3-3-22

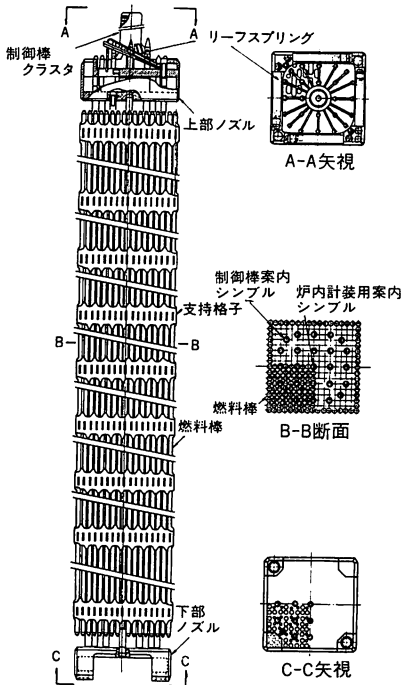


図-2 燃料集合体

燃料集合体は図-2に示すような形状、構造である。ウランの焼結ペレットがジルカロイ-4合金の被覆管内に封入された燃料棒を、インコネル製の格子で支持して正方形に配列している。この配列は原子炉によって14列、15列および17列の3種類が使われている。また燃料集合体には制御棒の通路となる制御棒案内管が設けられており、この管が同時に燃料集合体の骨格にもなっている。

1.2 1次冷却設備

1次冷却設備は炉心で加熱された1次冷却材を循環させ、蒸気発生器で2次系と熱交換させて、タービンを駆動する高温、高圧の蒸気を発生させる設備であるが、この他に下記の機能も有する。

- (1) 炉心損傷をおこすことのないように、十分な炉心冷却を行う。
- (2) 1次冷却材バウンダリを構成して、1次冷却材中の放射性物質が外部に漏えいするのを防ぐ障壁となる。
- (3) 中性子の減速材および反射材としての機能も持つ1次冷却材を保持する。
- (4) 加圧器により1次冷却材の圧力を一定に制御する。

1次冷却設備の系統図は図-3に示すとおりであり、主要構成機器は蒸気発生器、1次冷却材ポンプおよび

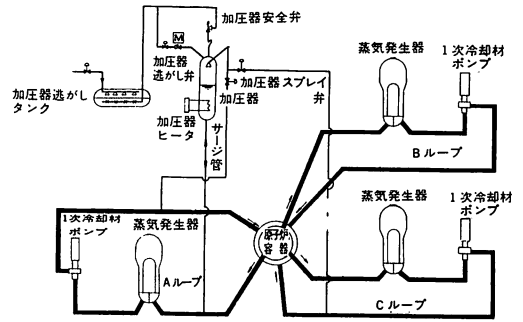


図-3 1次冷却設備

加圧器である。図は蒸気発生器と1次冷却材ポンプからなる循環回路（ループ）が3個ある、いわゆる3ループの場合を示しているが、原子炉の出力階級に応じて、2、3および4ループがある。加圧器はループ数にかかわらず1基のみ設けられて、全体の圧力を制御する。

蒸気発生器の構造を図-4に示す。たて形の逆U字管式熱交換器で、原子炉で熱せられた1次冷却材はインコネル製の伝熱管内を通り、この間に胴側の2次系水に熱を与える。熱をうけた2次系水は蒸気となり、上部の気水分離器で湿り度の十分低い飽和蒸気となる。2次系水および蒸気はタービン、復水器を經由して循環する。蒸気発生器の寸法は全高約21m、上部胴外径約4.5mであり、蒸気発生量は約1,700t/hである。

1次冷却材ポンプは蒸気発生器で熱交換した1次冷却材を原子炉に送る機能を持つ。軸シールは漏えい防止のため3段の構造としている。

加圧式は鋼製のたて型容器で、下半部は水、上半部は蒸気相としている。圧力を上げる場合には水中のヒ

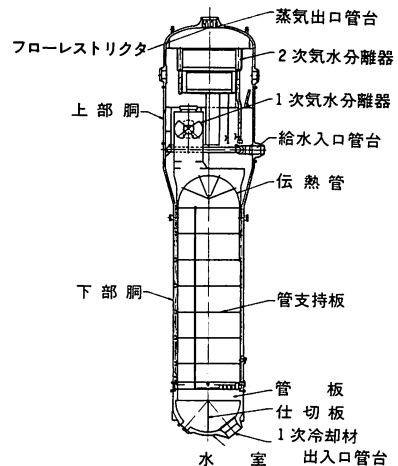


図-4 蒸気発生器

ータを使い、圧力を下げる場合には蒸気中に水をスプレイして、1次冷却材圧力の制御を行う。

1次冷却設備を補助するものとして、つぎのような設備がある。

#### (1) 化学体積制御設備

この設備は1次冷却材の一部を1次冷却材配管の途中から抽出して、冷却材中の腐食生成物および核分裂生成物の除去ならびにほう素濃度の調整を行い、再び1次冷却材配管へ戻すものである。このとき1次冷却設備内の冷却材量の調整もあわせて行う。また緊急時に高濃度のほう酸水を入れて原子炉の反応を停止させる機能も持っている。

#### (2) 余熱除去設備

この設備は原子炉の停止後余熱を除去するためのもので、1次冷却材の一部を1次冷却材配管の途中から抽出し、熱交換器で冷却して再び1次冷却材配管へ戻して炉心の冷却を行う。

### 1.3 非常用炉心冷却設備

現実には考えられない1次冷却材配管の瞬時完全破断（1次冷却材喪失事故）を想定し、この場合にほう酸水を原子炉に注入して炉心の冷却を行うために非常用炉心冷却設備を設けている。これは外部動力を必要とせず1次冷却材の圧力低下に伴って瞬時に注入を行う蓄圧注入系ならびに非常用電源で駆動されるポンプで注入を行う高圧注入系および低圧注入系からなる。タンク内の水が一旦注入された後は、原子炉格納容器の底部のサンブを経由して熱交換器で冷却して再循環され、長期間の注入が可能になっている。

### 1.4 原子炉格納容器

原子炉格納容器は1次冷却材喪失事故を想定した場合に放射性物質の外部への放散の障壁とするため、原子炉および1次冷却設備を収納するものである。想定破断口から流出する1次冷却材の持つ熱エネルギーに対処するためには大型の容器を必要とし、電気出力80万kW級発電プラント用の原子炉格納容器は鋼板製で直径約40m、高さ約77～87mとなる。110万kW級発電プラントではさらに大型となるため、水の潜熱を利用して熱エネルギーを吸収する構造として容器の小型化を図ったアイスコンデンサ型格納容器が用いられている。また最近建設中のプラントでは、鋼板製より設計圧力を高くすることができるプレストレスト・コンクリート容器を採用して、容器の小型化を図っている。

原子炉格納容器内には事故時にほう酸水をスプレイする設備を設けており、これによって格納容器の内圧

抑制と気体中の放射性よう素の吸着をはかる。

### 1.5 燃料取扱設備

原子炉に装荷される燃料は約9か月から1年間炉内で燃焼させて順次一部ずつ取替えを行うように設計される。そのためこの期間ごとに原子炉容器の蓋を開いて燃料取替えを行う必要がある。燃料は最も放射線レベルの高いものであるから、放射線しゃへいと冷却のため、燃料の取出し、入替えなどは全て水中で行われる。このため遠隔操作方式の燃料取扱設備が設けられる。また取り出した燃料を冷却、貯蔵するための使用済燃料ピットが設けられる。

### 1.6 廃棄物処理設備

プラントで発生する放射性廃棄物は気体、液体および固体に分類し、それぞれ処理する設備を設ける。

気体廃棄物の発生源はタンクのカバーガス、ベントガスなどである。これらの気体はガス減衰タンクに貯留して放射能を減衰させたのち、放射性物質濃度を監視しながら放出される。

液体廃棄物の発生源は1次系から抽出された冷却材、機器ドレンなどである。これらは発生源ごとに集められたのち蒸発装置で処理し、水は回収して補給水として再利用されるかまたは放射性物質濃度を監視しながら放出される。蒸発装置で濃縮された廃液は固化してドラム缶詰めにし、貯蔵庫に保管される。固化方式としては、セメント固化またはアスファルト固化が用いられている。

固体廃棄物はドラム缶に封入するなどして貯蔵庫に保管される。可燃物は焼却炉で焼却される。

### 1.7 タービン発電機設備

PWRプラントは1次系と2次系が蒸気発生器により完全に分離されているため、タービン駆動蒸気は放射能を含んでいない。したがってタービン発電機設備は火力プラントの場合と本質的な差異はないが、発生蒸気が低圧でありまた飽和蒸気であるので、火力プラントの場合に比べて多量の蒸気が必要とする。このためタービンが大型化し、4極機（50ヘルツの場合1,500rpm、60ヘルツの場合1,800rpm）が用いられている。

## 2. PWRの安全性

原子力発電プラントは原子炉内で原子核分裂によって生じるエネルギーを動力として利用するものであり、核分裂によって生成される放射性物質をいかに安全に取り扱うかが重要である。そこで安全確保のために種々の策が講じられている。

(1) 放射性物質を極力外部へ出さないよう封じ込めることが必要である。このためには前述したように、燃料ペレット、燃料被覆管、1次冷却設備、原子炉格納容器という順に放射性物質の障壁を設けている。これらの障壁が十分機能を果たすためには、地震などの自然現象に耐えうる構造であること、強度設計などに十分の余裕がとられていること、製作時に十分な品質管理が行われていること、運転時に十分保守管理がなされていることなどが必要である。

(2) 事故の発生を防止することが必要である。このためには原子炉に異常がある場合または原子炉に異常が生じる可能性のある事象が生じた場合に、これを早急に検出して原子炉を停止することがまず重要なことである。PWRの場合、原子炉を緊急停止させる信号は中性子束高、中性子束変化率高、非常用炉心冷却設備作動、過大温度 $\Delta T$ 高、過大出力 $\Delta T$ 高、原子炉圧力高、原子炉圧力低、加圧器水位高、1次冷却材流量低、1次冷却材ポンプ電源電圧低、1次冷却材ポンプ電源周波数低、1次冷却材ポンプシャ断器開、タービントリップ、蒸気発生器水位異常低、蒸気発生器給水流量低、地震加速度高と多種にわたっている。これらの信号回路は多重チャンネル構成とし、3チャンネル中2チャンネルの信号一致などの方式によって、停止の信頼度向上と誤動作防止を図っている。

(3) 事故の拡大を防止することが必要である。深層防御の立場から事故、異常を想定し、これに対する対策設備を設けている。1次冷却材喪失事故時に水を注入する非常用炉心冷却設備および最終的な放射性物質の外部放散への障壁となる原子炉格納容器などがこれに相当する。これらの設備の効果により、想定事故時に発電所敷地外におけるひばく線量は立地審査指針に示されているめやす線量以下となる。

(4) 平常運転時の外部への放射性物質の放出を少なくする必要がある。発電所の平常運転時にはごく少量の放射性物質が周辺環境に放出されるが、廃棄物処理設備などの設計および運転管理ならびに放出の管理を適正にすることにより、周辺の放射線の量は自然放射線の量の地域差よりもはるかに小さい値となっている。

### 3. PWRの改良

当初米国から導入された軽水炉発電技術であったが、実際に運転していく過程で改良を加えていく必要のあることが明らかとなった。そのため通産省が主体となりメーカー、電力会社が一体となって改良とそしてそ

れの標準化をはかる改良標準化計画が推進されてきた。昭和50年に開始されたこの計画は第1次、第2次を経て現在第3次計画が進行中である。これらの成果は新しく建設されるプラントおよび運転中のプラントに採り入れられて、大きな効果をあげてきている。その中から主要なものについて以下に述べる。

(1) 事故、故障によるプラント停止をなくすためには設備の信頼性向上をはかる必要がある。そのため主要な改良として、燃料棒の曲がり防止対策、蒸気発生器伝熱管の減肉および腐食防止対策などを行っている。

(2) 発電所は毎年1回定期検査を行わねばならないが、この検査期間を短縮することが稼働率の向上に寄与する。そのため、一連の作業期間を支配する主要な作業すなわち原子炉容器蓋の開放・閉止、燃料の取出し・検査・装荷などの設備の改良を行っている。

(3) 作業に伴う従業員ひばくは極力減少させる必要がある。そのため、蒸気発生器水室内の作業を遠隔で行うためのロボット(図-5)をはじめとして各種のロボットの開発を行っている。また1次冷却材中のコバルトなどの放射性物質を含むクラッドを除去する設備の開発および無漏えい弁の導入などを行っている。

(4) 稼働率を向上させるには、燃料取替の間隔を長くするすなわち一旦装荷した燃料を長期間燃焼させて長期運転することも効果的な対策である。そこで、そのための燃料改良を行っている。

(5) プラント容量の増大に伴う設備の複雑化および監視や操作の集中化の要求により、中央制御盤で監視、操作する機器類の数が増加してきている。そこで、運

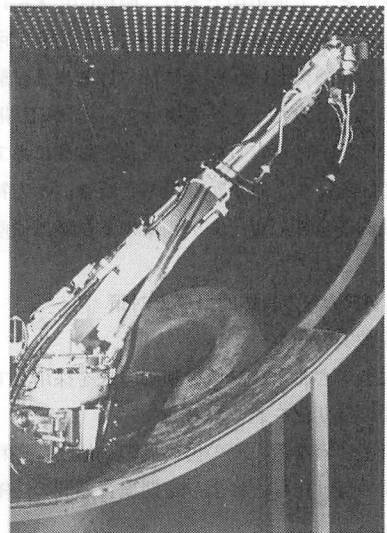


図-5 蒸気発生器水室内作業用 マニプレータ

転員の負担軽減をはかり運転の信頼性の向上をはかるために、盤寸法の適正化およびマン・マシン・インタフェースを十分考慮した盤配置や標示法などの開発、計算機補助によるインストラクション・システムの開発などを行っている。

(6) 送電系統から要求される運転のフレキシビリティを増加させるため、日負荷追従運転性能、所内負荷のみによる運転継続性能などの改善を行っている。

(7) 放射性廃棄物の発生源の減少策、減容技術および固化技術などの改良を行っている。

#### 4. 新形 PWR (APWR) の開発

第3次改良標準化計画には発電プラントの大容量化がテーマのひとつとしてとりあげられている。30万kW級から110万kW級まで容量を上げてきたPWRの次世代の原子炉が必要とされることになったのは、軽水炉に続くものと考えられている高速増殖炉の実用化計画が遅れ、そのため軽水炉の時代がさらに長く続くようになったことが挙げられる。

APWR(Advanced PWR)はこのため、これまで実施してきた多くの改良を集大成して信頼性、稼働率、運転性、ひばく低減などを一層向上させるとともに、原子力発電を種々の電源の中で優位を維持させるために、建設コストと運転コストの低減をはかって経済性の向上をめざし、日本型PWRとして確立させようとするものである。APWRの開発は三菱およびウエスチングハウスの日米両メーカーと現在PWR発電所を建設または運転中の日本の5電力会社が参加して、国際プロジェクトとして進行中であり、昭和60年末には基本設計を完了する予定である。過去に原子力発電所で生じた事故、故障の原因が開発時における検証試験の不十分な点にもあったことを考慮して、APWR開発プログラムではそのかなりの部分を検証試験にあてることとしている。また原子炉部の振動特性、水力特性および機械的健全性の実尺モデルによる試験は通産省によって実施される。

##### 4.1 APWRの具体的目標と対策

###### (1) 稼働率の向上

- ①大型炉心および減速材制御方式を採用して運転期間の長期化を達成する。
- ②原子炉容器蓋とその付属品の一体化、燃料取扱設備の自動化などにより定期検査期間の短縮をはかる。
- ③燃料の強化、新炉内構造物の採用、蒸気発生器の

改良などにより信頼性を向上させ、事故、故障を防止する。

###### (2) 運転性の向上

- ①新型中央制御盤の採用、自動化の大幅採用によりマン・マシン・インタフェースの改善をはかる。
- ②日負荷追従運転および自動周波数制御運転の能力の向上により送電系統からの要求への対応性を向上させる。

###### (3) 放射性廃棄物およびひばくの低減

- ①設備の改良により放射性廃棄物の量を低減させる。
- ②ロボットの採用、低コバルト材の採用によりひばくの低減をはかる。

###### (4) 安全性の向上

- ①系統設備の見直しにより非常用炉心冷却設備の簡素化を行い安全性の向上をはかる。

###### (5) 経済性の向上

- ①大型炉心および減速材制御方式の採用により燃料コストを低減させ、発電コストの低減をはかる。
- ②系統設備の簡略化などにより建設費の低減をはかる。

#### 4.2 APWRの主要な特徴

APWR用に開発される主要な機器設備は炉心、燃料および蒸気発生器である。以下これらの特徴について述べる。

##### (1) 炉心

APWR炉心は電気出力130万kW級に適合する容量とする。また出力当たりのウラン装荷量を現行炉より増加させ大型炉心として出力密度を低くし、18か月間連続運転(運転中平均負荷75%として)も可能なようにする。炉心を大型にすることにより燃料の濃縮度を低くすることができるので、燃料コストの低減に寄与する。

燃料コストの低減は減速材制御方式および反射体の採用によって、さらに効果をあげる。減速材制御方式は水排除用制御棒を用いて炉心内の水(中性子減速材)の量を制御し、燃料の有効利用をはかるものである。水排除用制御棒は通常反応度制御に用いる制御棒と並んで炉心の上部から挿入、引抜きするように設置する。この水排除用制御棒は運転期間の前半には炉心に挿入して炉心内の水の一部を排除し、より多くのプルトニウムを生成させる。そして運転期間の後半には引き抜いて、前半にできたプルトニウムの燃焼効率を向上させる。このように燃料取替から次の燃料取替までの運転期間内で燃料効率がよくなれば、ひいては運転

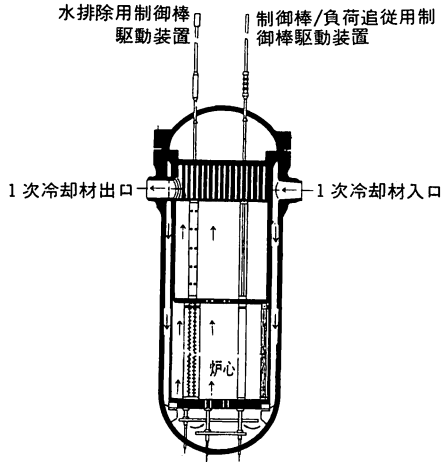


図-6 APWR 原子炉

期間の長期化にも寄与する。

APWR炉心にはさらにもう一種類の制御棒として負荷追従用制御棒を設置し、日間負荷変化などに容易に対応できるようにする。

図-6にAPWR原子炉の概略を示す。

(2) 燃料

炉心の大型化に伴い燃料集合体も大型高性能のものとする。燃料集合体内の燃料棒の配列は現行の110万kW級炉心用のものが17列正方配列であるのに対して、APWRでは19列としている。また燃料棒の有効長は約3.7mから約3.9mに増加させている。燃料集合体数は141体で、変わらない。

燃料棒を太くする、支持格子の数および強度を増す、装荷時の自立性をよくするため燃料集合体下部の構造を変更するなどの改良を行う。

(3) 蒸気発生器

130万kW級の炉心に対して1次冷却設備は110万kW級と同じ4ループとするので、蒸気発生器の容量は現行のものより大きくしなければならない。基本的な設計は改良を重ねてきた最近の蒸気発生器と同じであるが、とくに伝熱管の材料、管支持板の構造などについて開発研究を行ってさらに改良をはかることにしている。

海外行事案内

中国エネルギー展

(China's Total Energy Exposition and Conference)

- <会 期> 1984年6月12日(火) - 18日(月)
- <会 場> 中華人民共和国 広東省 広州貿易センター
- <世話役> 中国国際貿易促進委員会 (CCPIT)
- <主 催> 米国国際見本市協会 (ICE)  
米中貿易会 (CTC)
- <共 催> 英国見本市協会

中国は全世界の人口の四分の一を有するとともに、莫大な資源に恵まれております。しかし、近代的な技術革新は今後に残された課題で、「もし、1990年までに、エネルギーの増産に失敗すれば、約1億人の人口増加に対処し切れず、深刻なエネルギー不足を惹起するのではないか」と懸念されています。

このような国情を背景に、標記の見本市が計画されています。この見本市には、石炭、石油、天然ガスをはじめとして、水力発電、原子力発電、太陽エネルギー、地熱エネルギー、風力・潮力エネルギー、バイオガスなど、文字どおりあらゆるエネルギー関係者が一同に会して、技術交流がはかれるものと期待されています。詳細は、下記の事務局まで直接ご照会下さい。

Ms. Joanne Menaged  
Project Director  
CHINA'S TOTAL ENERGY '84  
113 Warwick Avenue  
London W9  
ENGLAND