原子力プラント機器技術の動向

益 田 恭 尚*
Takahisa MASUDA

Key Words: Nuclear Power, BWR, Plant Design

1. はし が き

エネルギー危機が叫ばれている今日、原子力発電は石油代替エネルギーの最有力エネルギーとして定着しつつある。

昭和38年日本原子力研究所の動力試験炉で我が国では初めて発電に成功して以来、昭和41年には商用軽水炉の建設が開始され、幾多の曲折はあったが今や運転中の原子力発電所は24基を数え、設備容量も1700万kW、総発電電力量の16%を越え、石油の節減におおいに貢献するところまで成長してきた。この間アメリカからの導入技術でスタートした原子力発電も、自主技術により我が国の実情に合ったものへと順次改良を行ってきた。原子力発電所は1基数千億円にも及ぶ巨大システムであり、各種工学分野の技術を集約したまさに総合技術であるが、特に機械工学とは最もかわりが深い。本稿では機械工学者の立場から筆者が関係している沸騰水形(BWR)原子力発電所の現況と動向について主にその周辺システム・機器を中心に概説したいと思う。

2. BWR の概要と動向

BWR 発電所の仕組みについては各種の解説書⁽¹⁾が出されているのでここで詳述は避けるが、ひとくちに言えば、核反応により炉心に発生した熱を一次冷却材に伝え、炉内で沸騰させた気水を分離し、蒸気を直接タービンに導き発電する簡単な仕組みである。問題を複雑にしているのは原子力の宿命とも言うべき放射能を伴う核分裂を利用しているため、安全を設計の基本⁽²⁾として考えなければ

ならない点と、運転・保守についても放射能によってある種の制約を受けるという点であろう。

原子炉の設計に当たってはプラントの機器系統に異常があった場合は、直ちに原子炉を安全に停止するといういわゆるフェールセーフの原則に立脚している。またあらゆる温度現象や主要配管の破断のような想定事故に際して、いかなる機器の単一故障に対しても原子炉を安全に停止させるとともに、外部への放射能の影響が基準値以下に保たれるように工学的安全施設を設けている。このような考え方を基本として原子力発電所の安全基準は漸次強化され、これに対処するよう設計改善が行われてきた。またプラント周辺の一般住民の被ばくについては技術的に可能な限り低く抑える(ALAP)という思想で、これを自然放射能の5%以下になるよう、運転プラントを含め改善してきた。これらの安全基準はアメリカなど海外の動向を考慮の上適用されている。

いっぽう、原子力発電所の建設・運転経験を積むにつれ、原子力発電所にも我が国の実情に合うよう改良すべき点が多いことがわかってきた。これらの改良の中には炉心・燃料のきめ細かい改良など原子炉の改良も含まれるが、特に周辺機器・系統の改善を進めている。これらは通商産業省の主宰で昭和50年より設置された原子力発電設備改良標準化調査委員会を中心に、官民一体となり日本形軽水炉の確立をめざし改善などの策定を進めてきた。改善点の一つは原子力発電所の信頼性向上と稼働率の向上である。プラントの稼働率の向上により、設備の有効利用と石油の節約を果たすほか、国民の原子力発電所に対する信頼観の定着が目標である。

つぎに従業員、特に定期検査期間中の作業員の被ばく低減が大きなテーマとして取り上げられている。これを法律によって定められている許容量

* 正員、東京芝浦電気会社原子力事業本部 (〒108 東京都港区三田 3-13-12, 東芝三田ビル)。

以下に抑えることは当然として、さらに全被ばく量をできるだけ低く抑えようという考え方が強くなってきている。また標準化項目としては主要機器・系統の標準化のほか、耐震設計の標準化や許認可申請書類の標準化も同時に進められている。このほか運転性の向上、経済性の向上、建設期間の短縮、プラントの大容量化、廃棄物処理システムの合理化などについては我々メーカーとして、電力会社の協力を得て、改良・開発を進めている。

改良項目については別⁽³⁾にゆずり、3章以下に各技術分野ごとの話題を拾い概説したい。

3. プラント計画

前述したように原子炉系についてはほぼ標準化を完了しており、出力に比例して燃料などのキーコンポーネントの本数を増加させ、標準化による信頼性向上をはかっている。しかしいっぽう、プラント計画やシステム設計はサイト条件などを考慮して計画を進めなくてはならない。

3.1 プラントレイアウト プラントのレイアウトについては地勢や岩盤の深さ、耐震条件、港湾設備や気象条件などを十分評価し、それに合った設計とする必要があり、画一的に標準化することは難しいのが実情である。耐震条件から建家の概略寸法を定め、建設コストや機器搬入計画なども考慮に入れて全体配置計画、さらには機器配置計画を進めていく。

レイアウトの設計に当たっては最近図1に示すようなプラスチックモデルを利用した、いわゆる設計モデル⁽⁴⁾によって設計を進めている。モデル利用により設計を視覚化し、多数の専門技術者の参加により質の高い設計が可能となった。

図1 改良形格納容器設計モデル

レイアウト設計に当たっては安全系統の系統分離（多重化されている安全系統を一系統の故障が他系統に影響を与えないように完全に系統上も配置上も分離すること）、放射能エリアと非放射能エリアの分離などの基本的な考え方のほか、機器の搬出入計画、保守・点検スペース、専用保守・点検設備、供用期間中検査の際の接近性などを考慮して設計する。

3.2 システム設計 原子力発電所は標準的なシステムを基本としてサイト条件や、電力会社の運用法に合わせて設計を進めるが二、三の留意点について例示する。

(i) 系統の信頼性 原子炉の安全にかかわる系統は当然のこと、その故障が発電所を停止させるような場合はその影響が大きく、系統の信頼性確保が重要である。このため系統の多重化をはかって信頼性を向上させているが、この評価にはフォールトツリー(Fault Tree)による確率評価や構成要素の故障を仮定してその影響を評価し問題点を摘出する故障モード影響解析(FMEA)による影響度評価などを行い妥当性を検討している。

(ii) 漏えい防止対策 放射能物質を扱う系統では漏えい防止対策が重要である。このためベローズ弁や二重軸封弁などを使用したりドレン弁の二重化などを行っている。また機器ドレンや床ドレンの溢水対策にも二重化や警報装置の設置により外部への漏えいが起こらないよう十分の注意を払っている。

(iii) 省エネルギー対策 大形電動機の水による直接冷却、廃熱利用、重油ボイラに代えて原子炉蒸気を利用した蒸気発生器の利用など省エネルギーにも心掛けている。

(iv) 塩害防止対策 我が国の原子力発電所はその冷却水源を海水に依存するのが有利なため、海岸に設置されるのが普通である。いっぽう特にステンレス鋼を始めとする機器の防食のためには塩分の影響はできるだけ避けることが望ましい。このため中間淡水熱交換器を設けるなど、建家内への海水配管の持ち込みを極力少なくするシステム計画を行うとともに、換気空調などでの塩分の除去を考えている。

4. 機器・配管

信頼性向上のためには実績の重視、過去のトラ

ブル事例の分析とフィードバック，材料の適切な選択と新設計採用時の実証が，特に重要である．とくに耐震設計については機器の耐震クラス分けに応じ，設計地震力に対し十分安全なことを確認す

る必要がある．一般に機器は十分剛（固有周期 20 Hz 以上）に設計するが，柔構造については動解析が要求される．またポンプ・弁などのごとき動的機器については機能維持を確認する必要がある．これら耐震性については必要によって加振台などによる実証試験を実施している．

4.1 圧力容器 圧力容器は電気事業法により設計・製造に対し詳細に基準が定められており，厳しい品質管理のもとに製作される．原子炉圧力容器と格納容器を例にとって概説したい．

(i) 原子炉圧力容器 信頼性の最も要求される機器で信頼性向上にはたゆまぬ努力を払っている．中性子照射によるぜい性遷移温度の上昇などを考慮した材質の向上，信頼性向上と 100% の供用期間中検査を行えるよう大形鍛造材の採用，破壊力学などを含む応力解析の強化，自動溶接の利用拡大や狭開先の採用などの溶接の改善などがその主なものである．

(ii) 原子炉格納容器 仮想事故などに際し，原子炉一次系を隔離格納する原子炉格納容器は圧力容器であるとともに大形構造物である．従来の格納容器はできるだけコンパクトに作る設計思想であったが，被ばく低減の見地から保守・点検性向上のため図 2 のように上部の肩の部分を広げ，かつ内径も広げた改良形格納容器⁽⁵⁾とした．また，信頼性向上と建設工期短縮のために，工場においてプリファブリケーションを行い大形構造物として，大容量クレーンで現地組立を行う方向である．また，溶接の自動化率も 60% に達している．BWR の格納容器は大量の冷却水を保有する圧力抑制室を有しており，固有の安全性をもっているが，大形配管破断のような仮想事故時の水力振動などについても確認試験を実施している．

4.2 ポンプ・弁

(i) ポンプ⁽⁶⁾ 原子力発電所には原子炉給水ポンプや炉心冷却水の強制循環を行う再循環ポンプなどの大形高压ポンプ，吸込水頭の要求の厳しい非常用炉心冷却ポンプから廃棄物処理系の小形ポンプまでいろいろのポンプがある．これらのポンプは各種のクラス分けがされており，これに応じて品質管理が行われる．軸封についてはメカニカルシールを使用する例が多いが，二重シール，コントロールリーケージ形軸封装置などを採用するほか，高压で漏えいを特にきらいところにはキャンドモータポンプも採用している．

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	3.92 kg/cm ² g	3.92 kg/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	2.85 kg/cm ² g	2.85 kg/cm ² g

(b) MARK-II 改良形格納容器

図 2

(ii) 弁 系統圧力・温度、口径、流体の種類、作動方法、作動目的など極めて種類が多い。ポンプ同様クラス分けを行って、クラスおよび種類に応じてできるだけメーカーの統一を行って、品質管理を徹底させている。

漏えい防止対策としては二重グランドシールとリークオフ管の併用や、ベローズ弁などを利用している。主蒸気隔離弁や主蒸気逃し安全弁などは安全系の機器であり、きわめて高い信頼性が要求される。弁についての今後の課題はいろいろな意味での標準化を推進し、よりいっそうの信頼性の向上をはかるとともに、設計余裕についてバランスを考えた切り詰めを行い、系統、全体としての設計の合理化をはかることであろう。

4.3 配管 熱応力と耐震という、ある意味では矛盾する拘束条件を最も合理的に解決して配管設計を行う必要がある。また、配管破断を想定してのパイプホップ対策や、溶接部の供用期間中検査などをも考慮して設計を行っている。これらについては紙面の都合上文献(7)(8)を参照されたい。

5. 材料・水化学

材料の選択と品質は原子力発電所の設計寿命中の信頼性を確保する意味から非常に重要な分野である。考慮すべき事項としては強度、疲労、腐食、破壊じん性、中性子照射の影響、溶接性、耐摩耗性など広範に及び、これら研究の充実が原子力発電所の信頼性向上におおいに貢献している⁽⁹⁾。また、近年は被ばく低減の立場から材料・水化学の見直しを実施している。二、三の話題を拾って見たい。

5.1 応力腐食割れ 材料によってはある種の環境下で材料に高い引張応力が作用していると、結晶粒界に沿って局所的な腐食が進み、微細なひび割れが発生することが知られており、応力腐食割れ(SCC)と呼ばれている。BWRの初期の段階で原子炉の配管に使われているオーステナイトステンレス鋼の溶接熱影響部にSCCが発生した。この問題の解決に当たってはBWR各メーカーと我が国の電力会社の協力により広範囲の試験を行い、原因の追求、対策工法・代替材の開発を含め、おおいに研究が進み、問題を解決することができた⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾。また、これらは工学試験センターにおける国の実証試験も実施され、対策の有効性が確

認されている。

5.2 放射能低減 作業員の被ばく低減という目標を達成するには、放射線源を可能なかぎり低く抑えることが重要な要素である。運転経験を積むにつれ半減期の長いCo⁶⁰と、このキャリアとなる鉄さび(クラッド)の低減が特に重要であることがわかってきた。クラッド低減のためにはタービンの復水系に耐食性鋼を使用する、給水の酸素濃度を最適化して腐食を抑える、復水浄化系を従来の混床式脱塩塔に加え、プリュート式のろ過脱塩塔を設置する、停止時保管対策を徹底するなどの対策を立てている。また、Co低減対策としては給水ヒータや炉内機器のステンレス鋼の不純物としてのCoの含有量を0.2%から0.05%に抑えるとともに、炉内に使われていたステライト鋼に代えCoを含まない代替材を開発して採用するなどの対策を実施している。

6. 自動化およびロボットの活用

自動機器をロボットの種類と定義すれば、すでに原子力発電所では自動燃料交換機や、自動制御棒駆動機構交換機、供用期間中自動検査機器を導入し効果を上げている。そしてさらに点検用ロボット、洗浄用ロボット、単純作業用はん用ロボットなどの開発を進めている。これらのうち二、三の例について概説する。

6.1 燃料自動交換機⁽¹²⁾ 軽水炉においてはほぼ1年に1回の定期検査期間に約1/4炉心の燃料を新燃料に変換するとともに、使用中燃料の炉心内位置の入れ換えを行う。この作業が水中で目視により行えるのが軽水炉の特長である。作業能率の向上と省力化・被ばく低減を目標に、電子計算機システムを利用した自動交換機(図3)の導入によりこの作業の自動化をはかった。これにより110万kWプラントベースで燃料交換日数6日の低減、延べ作業人員の削減、全被ばく量1/6への低減が達成できた。

6.2 制御棒駆動機構自動交換機⁽¹³⁾ 定期検査時に約1/4の制御棒駆動機構(CRD)の保守・点検を行っているが、この駆動機構の取付け・取外しの自動化を実施した。これは原子炉圧力容器の下部に取り付けられた制御棒駆動機構を、CRDハウジングから取り外すもので、まず自動ボルトレンチでボルトを緩め、長さ約4.7mのCRDを

下に引き抜き、ついで横転して格納容器外に送り出す機構である。燃料自動交換機同様電子計算機を利用して自動位置決めを行う。自動交換機の外観を図4に示す。

6.3 供用期間中検査機器⁽¹⁴⁾ 压力容器・配管などの溶接継手部の信頼性確認のため、定期検査期間中に順次超音波探傷検査を実施している。超音波探傷検査は探傷子の移動、位置計測、得られた探傷結果の採取および処理と結果の評価を行う必要があるが、特に放射能レベルの高いところはこれらの操作およびデータ処理の自動化を進めている。

7. 計測・制御システム

計装・制御システムはプラントの神経として信頼性の確保に重要な地位を占めることは言を待たない。計装系としてはプラント運転や機器保護のためのプロセス計装のほかに、原子炉の出力を監視する中性子計装を始め、プロセス放射線モニタやエリヤモニタなどの放射線モニタがある。また、原子炉の安全運転に係る原子炉水位計、圧力計、流量計などの計装系がある。これら安全にかかわる計装は二組の計測系をさらに並列に2系統設け、2系統は電源や配置上も完全に分離を行っている。信号はこれら4系統を and/or の論理回路で結ぶとともに、まちがっても安全なように働くいわゆるフェールセーフの設計とし、安全性・信頼性の向上をはかっている。

BWR の計測・制御については最新の電子技術を利用しての数々の改良を進めている。特に最近要求されている課題と動向について以下に述べて

見たい⁽¹⁴⁾。

7.1 計装・制御系の信頼性向上 計装機器それ自身の信頼性の向上をはかるほか、具体的な改善策として従来の機械的接点をもったセンサに加え、アナログトランスミッタとトリップ設定器付き警報装置を導入したり、調節計器にマイクロプロセッサ技術を取り入れたデジタル計測制御装置を開発し、自己診断機能をもたせるなどシステムとしての信頼性向上をはかっている。さらに安全に関係のない通常の保護回路、監視回路や制御回路についても信頼性の点からの見直しを行い、重要な系統については、安全系なみの二重化や三重化を進めている。

7.2 マンマシンシステムの改良⁽¹⁵⁾ 原子力発電所の性格から、この中央操作盤は従来火力プラントの2～3倍の大きさになっている。これを縮小して運転員の負担を軽減するため、電子計算機とカラーブラウン管(CRT)を使った新しい表示技術が駆使されている。

特に昭和54年春のアメリカ・スリーマイル島原子力発電所の事故の教訓から、運転員の誤操作・誤判断を防ぐよう CRT を使った運転員への集約情報表示を与えることが有効であるとの結論から、図5に示すような中央監視操作盤が導入され

図3 燃料自動交換機

図4 制御棒駆動機構自動交換機

図5 新形中央制御盤

る傾向にある。この場合単なるプロセスデータそのものの表示ではなく、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、また、さらにはプラントの異常時・事故時に運転員に運転の指針を与える運転ガイドシステムも開発中である。

8. 放射性廃棄物処理設備

原子力発電所では種々の放射能レベルや純度をもった廃液が出る。これらの廃液は処理し、放射性物質を可能なかぎり外部に出さないというALAPの精神でできるだけ発電所内で再使用するが、余剰水は厳しい管理基準で外部に放出する。廃液には機器ドレン、建屋の床ドレン、イオン交換樹脂の再生廃液や洗濯物からの廃水などがあるがこれらを分離収集し、それぞれに適した方法で除濁、蒸発濃縮後、イオン交換樹脂による脱塩を行って放射能の外部放出を極少に抑えようとすると、最終的に処分しなくてはならない固化体の量を最低限に抑えるようシステム計画を行っている。

例えば機器ドレンのような高純度廃液の除濁には、従来のプリュート式のフィルタに対し、全くろ過助剤を使用しないですむ遠心分離機（クラッドセパレータ）を実用化している。再生廃液や床ドレンは蒸発濃縮器で濃縮したものをさらに蒸発

式の乾燥処理機で粉体化し、これと熱硬化性樹脂と均一混合しドラム缶詰めにする、いわゆるプラスチック固化方式（図6）を採用する傾向にある。これにより従来のセメント固化に比べ1/6程度の減容が可能となる見込みである。

このほか廃樹脂の乾燥プラスチック固化、プラント内で使用された可燃物の焼却処理などの実用化も進められており、金属、フィルタなどの不燃性廃棄物の減容・処理の研究も進められている。

9. あとがき

時代とともに変化する原子力発電所に対するニーズをとらえ、信頼性のより優れたものとしてゆくためには、今後とも先端技術を駆使しての改良開発が必要となろう。現在その一環として従来プラントの改良はもちろん、インターナルポンプやコンクリート格納容器などの新技術を採用した新しいタイプのBWR(A-BWR)の開発を、国および電力会社のバックアップを得て、国際協力により進めている。原子力発電は今後とも安定エネルギーの中核をなすとともに、一般技術水準の向上に貢献することを期してやまない。

（原稿受付 昭和56年11月24日）

文 献

- (1) 浅田・ほか、原子力ハンドブック、(昭51)、386、オーム社。
- (2) 高橋、東芝レビュー、35-5(昭55)、424。
- (3) 益田、東芝レビュー、36-11(昭56)、956。
- (4) 一木・ほか1名、東芝レビュー、34-4(昭54)、352。
- (5) 辻・ほか25名、原子力と設計技術、(昭55)、164、大同出版。
- (6) 益田・天羽、ターボ機械、9-3(昭55)、131。
- (7) 可児・ほか5名、東芝レビュー、36-11(昭56)、978。
- (8) 火力原子力発電、32-9(昭56)、931。
- (9) 有井、東芝レビュー、35-5(昭55)、41。
- (10) 有井・ほか3名、東芝レビュー、33-12(昭53)、995。
- (11) 小林・ほか7名、鉄と鋼、65-11(昭54)、531。
- (12) 有井・ほか2名、東芝レビュー、36-11(昭56)、974。
- (13) 安藤・ほか3名、東芝レビュー、33-12(昭53)、999。
- (14) 橋本・ほか2名、東芝レビュー、35-11(昭55)、413。
- (15) 宮沢・ほか4名、東芝レビュー、36-11(昭56)、969。
- (16) 木嶋・ほか2名、電気学会雑誌、101-4(昭56)、276。
- (17) 入江・ほか2名、日本原子力学会誌、23-12(昭56)、886。

図6 プラスチック固化試験設備