

加圧水型原子力発電プラントの技術開発状況

Situation of Developement for Pressurized Water Reactor Plants

原子力事業本部 犬 伏 恭 平*1

1. はじめに

日本の原子力発電設備は、平成6年末で電源設備構成の約20%（約4000万kW）、発電電力量構成の約31%（約2300億kW・h）を占め、我が国の電力の安定供給に大きく貢献している。

その約半分の1818.6万kWは図1に示されるように三菱が建設あるいは建設に協力した運転中の加圧水型原子力発電プラント（PWR）22基によるものである。さらに118万kWの九州電力（株）玄海4号機が建設中であり、142万kWの改良型PWR（APWR）が日本原子力発電（株）の次期プラントとして建設計画されている。

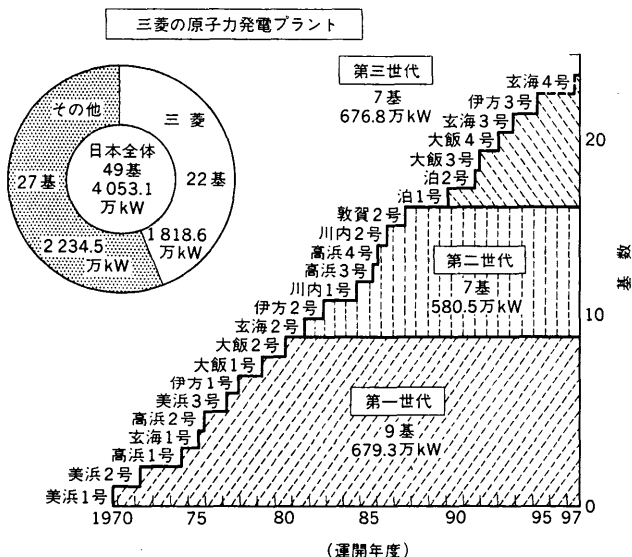
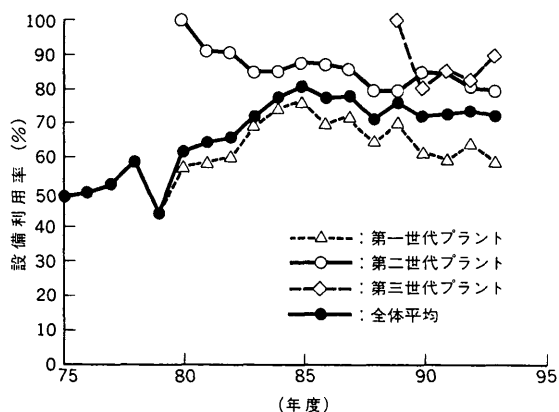


図1 日本の原子力発電とPWRの現状

このPWRの開発では、初期の技術導入の段階から、国産化、自主技術の確立に向けて、技術の開発の努力を継続してきた。この期間は、原子力発電所の安全運転、すなわち、(1) 計画外停止の減少、計画停止期間（定期検査、燃料取替）の短縮による設備利用率の向上、及び、(2) 運転・保守従事者が受ける放射線の量の低減、放射性廃棄物の低減等による原子力であるための負担の軽減が大きな目標であった。

これらの分野は、一応の水準に達する成果を得てはいるが、原子力発電としての基本的な要件であり、今後とも技術開発の努力を要する。これに加えて、将来を展望するとき、これらの基礎の上に立って、核燃料資源の有効活用、設計裕度、安全裕度のより正確な把握と適正化を含め次世代に向けて更に技術開発を進める必要がある。以下に、この観点から、最近のPWRの技術状況、新規プラントの開発、運転プラントに対する技術開発、及び、最近の原子炉設計技術の高度化について述べる。



2. 最近のPWRの技術の状況

2.1 設備利用率の向上

現在運転中のPWRの設備利用率の推移を図2に示す。

原子力発電プラントが我が国で実用化されてから約10数年は、燃料の曲がり、炉内構造物のトラブル、蒸気発生器の伝熱管損傷等、開発の初期トラブルとも言うべき不適合があり、それへの対応のため設備利用率が低下した。これらは順次改善されてきており、ここ10年は良好な設備利用率を示し、全プラントの平均設備利用率は約75%となっている。特に、米国からの技術導入に基づく第一世代のプラントの建設・運転・経験を踏まえ、改良・改善を行った第二世代プラント7基、さらにそれを発展させて高度化を図った第三世代プラント6基の合計13基の設備利用率は、毎年80%以上、通年平均84%であり、国際的に見ても非常に良好な成績を収めている。

この高い設備利用率は、電力会社の優れた運転管理・保守技術によるものであるが、当社の従来からの信頼性向上の取組みの成果も現れているものと考えられる。特に、蒸気発生器（SG）については改良を重ねた結果、伝熱管の損傷は、第二、第三世代では第一世代に比べ、著しく減少している。

2.2 故障トラブルの低減

PWRのプラント計画外停止（自動及び手動）及びトラブルの報告件数（法令に基づくもの）は、図3にその推移を示すとおり、ここ10年極めて低い水準に維持されている。

原子力の初期の開発時期では、前節で述べたように機器の初期トラブル等による計画外停止及びトラブル報告が、時折発生したが、事例の徹底分析と再発防止対策さらには予防保全活動により、最近では極めて少なくなった。

2.3 定期検査期間の短縮

図4にPWRの定期検査期間の過去10年の推移を世代別に示す。第一世代の定期検査期間の実績はSGの伝熱管損傷による影

*1 取締役 原子力事業本部副事業本部長
兼原子力技術センター長

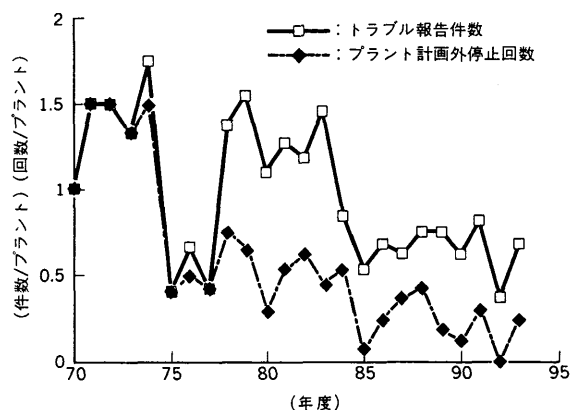


図3 PWR プラント計画外停止及びトラブル報告件数の推移

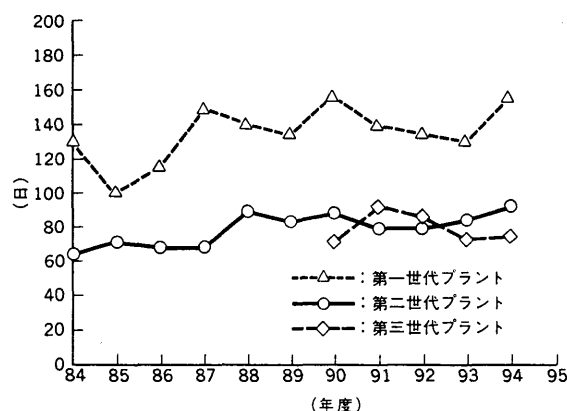


図4 PWR の定期検査期間の推移(蒸気発生器取替時の定期検査を除く)

響が大きく、SG 取替後は大幅に改善されるものと期待される。また、第二、三代は共に 60~90 日位で、良好な成績をあげている。

しかしながら、今や世界的に PWR では 40 日前後が目標となっており、規制等が大きく違う我が国ではそれをそのまま適用できないものの、それらを分析・評価し更なる定期検査期間短縮のためのきめの細かい検討・開発を鋭意行っている。

2.4 放射線業務従事者が受ける放射線の量(線量当量)の低減

図5に PWR における過去 10 年の線量当量の推移を世代別に表示。第一世代が高いのは、SG に関連した設備補修等によるものが大きかったが、SG 取替後には大幅に低減していくものと考える。

線量当量の低減策としては水質改善、材料改良等の線源強度の低減から、ロボット化・遮へい強化等の作業環境の改善まで広範囲の技術開発を行ってきた。PWR の特徴として、線量当量は運開後 3~4 年以降線源の生成・蓄積よりも浄化等による除去の方が上回り、全般的に毎年低下している。また最近では高経年化に伴う補修・設備改善による線量当量の増大に対する抑制対策等につき、経済性効果の配慮をしつつ検討し、技術開発を行っている。

2.5 炉心・燃料の高燃焼度化

燃料費の低減は、プラントの発電コストを考える上で重要な因子の一つである。このため、燃料集合体の最高燃焼度制限を従来の 39 GWd/t から 48 GWd/t へ引上げた高燃焼度燃料の実用化を進めている。具体的には、ウラン濃縮度を約 3.4 wt % から約 4.1 wt % 程度へ引上げ、ガドリニア入り燃料も利用し、13 か月長サイクル運転で 3 領域 3 サイクルに近い運用を可能とし、燃料

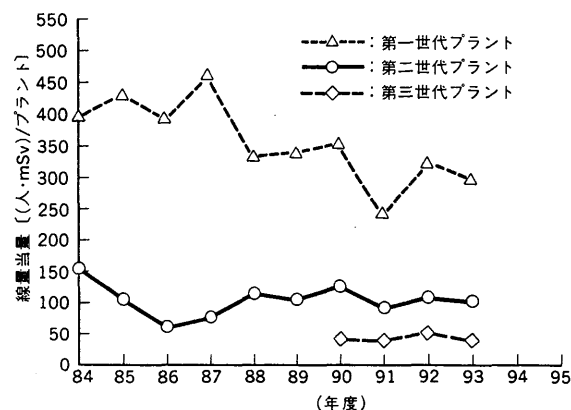


図5 PWR における放射線業務従事者が受ける放射線の量(線量当量)の推移

費の低減を図るとともに設備利用率の向上への貢献も図っている。これは平成元年の高浜 3 号機での本格採用を皮切りに、既設の各プラントで順次採用され、現在ほぼ全プラントで運用されている。

最近の新設プラントである大飯 3、4 号機、玄海 3 号機や伊方 3 号機では、初装荷炉心から我が国独自の高燃焼度燃料仕様の炉心構成を使用し良好な結果を得ている。

3. PWR プラントの将来に向けての技術開発

3.1 改良型 PWR (APWR) に向けて

APWR は、我が国の軽水炉の歴史を背景に、第三次改良標準化の成果をベースに、人にやさしい、安全性、信頼性の高い、時代のニーズに合った明日のエネルギーを担う原子力発電プラントとして開発された。

APWR は、国内軽水炉で最大の 142 万 kWe 級の大容量プラントであり、炉心には省ウラン化・燃料サイクル費低減のための各種技術を取り入れ、比較的低濃縮度で長サイクル運転を可能とし、使用済み燃料再処理の動向やプルトニウムバランスを中心とした将来の燃料サイクル環境にフレキシブルに対応するため、MOX 燃料 (Mixed Oxide Fuel: ウランとプルトニウムの混合酸化物燃料) 利用や高燃焼度燃料利用等の高機能化を図ったプラントである。また、原子炉構造物や蒸気発生器等の重要機器については、運転プラントでの経年劣化等の経験を踏まえより信頼性を向上させた設計としている。安全性については、機器・システムの多重性、独立性を強化するとともに、事故時の運転員操作を容易化する等、21 世紀の軽水炉にふさわしいより高度な安全システムを採用している。さらに、最新のエレクトロニクス技術を活用した新型中央制御室、デジタル制御保護設備などを採用しマンマシンインタフェースの向上並びに信頼性の向上を図っている。また、発電所の保守管理容易化の観点から、定期検査作業の容易化並びに線量当量の低減のための各種改良技術を取入れている。

3.2 次世代 PWR (New PWR-21) に向けて

国は 2010 年頃より先の将来型軽水炉にかかわる設計思想及びプラント概念等について、今後 3 年程度の調査検討を実施していく方針 (通産省総合エネルギー調査会の中間報告書) である。それに合わせて電力共同研究により、次世代 PWR の設計目標の策定、プラント概念の構築、選定を実施していく計画であり、当社で検討してきた概念を適用した 150 万 kWe 級プラントについても検討されている。

この 150 kWe 級プラントは、事故時に原子炉系ループ内の長期にわたる自然循環を実現するために横型蒸気発生器を採用し、

高性能アキュムレータ等の静的機器を活用して、従来の動的安全設備との最適組合せを図ったいわゆる“ハイブリッド安全システム”を採用していることが特徴である。昭和63年から当社が独自に開発してきたこの新しいシステムの採用により設備の簡素化を図り、大容量化と合わせ経済性を向上させるとともに、安全性・信頼性・運転保守性をも向上させている。

今後、国、電力会社で次世代PWRの開発を本格化するに当たり、これまで当社で検討してきた“ハイブリッド安全システム”採用プラントを我が国の次世代PWR(New PWR-21)として採用していただけるように努力したい。

3.3 多様な燃料サイクルへの対応について

燃料の経済的運用を目指した中性子低漏洩(ろうえい)型炉心装荷方式(略称 LLLP)や、ウラン資源の有効利用の観点からの再処理回収ウラン利用については既に実用化のレベルにある。再処理で得られたプルトニウムの利用については炉心の1/6~1/4をMOX燃料とし、他を現状のウラン燃料とする比較的小規模利用から開始し、その後炉心の1/3程度まで拡大することを目標として、許認可申請を準備中である。

また、将来の燃料サイクルの環境変化に対応できるよう、次期目標を55GWd/tとした燃料の更なる高燃焼度化や炉心の1/2~1/1レベルまでのMOX燃料利用拡大についての開発も進めている。

3.4 既設プラントの高経年化対応について

既設プラントの運転はおおむね順調であるが、さらにその安全性と信頼性を向上させることは重要な課題であり、電力会社に協力し幅広い努力を続けている。この中で特に最近の重要な課題は既設プラントの高経年化対策である。そのためのプラントの予防保全活動に欠かせない大きな技術は、以下のとおりであり、各々について関連技術の研究開発を鋭意行っている。

- (1) プラントを安全かつ安定して運転できるようにメンテナンスをいかに経済的、効率的に実施するかの通常“保全技術”
- (2) プラントの運転継続に伴う経年的変化に対し、その時々々の技術的新知見も含めて、経年劣化にどう対処していくかという“経年劣化防止技術”
- (3) そしてこれらの技術を補完するための“情報管理技術”

特に、経年劣化防止技術としては、大きな目標として現在西暦2000年をターゲットとした“高経年化プラントの運転期限延長プログラム(通称 PLM)”に取組んでいる。これは、原子炉容器をはじめとする主要機器設備の更新時期をどのように評価し、対策を立案していくかという技術課題の解決になるが、具体的には次が挙げられる。

- (1) 最近明らかになってきた“環境疲労”“二相ステンレス鋼の熱時効”等の技術的解明も含めた“寿命評価技術”
- (2) これら評価を可能にするための機器・設備の各種パラメータの監視や健全性の程度評価のための“監視診断技術”
- (3) 健全性確保のための検査や補修・取替のための“検査・補修技術”

3.5 廃止措置の対応について

将来の軽水炉の廃止措置の実現化に備えて、その準備は既に進められている。

当社はPWRをはじめとする各種原子力施設の設計、建設、保守を通して得られた経験を基に、昭和54年から商業用原子力発電施設を中心とした、以下に示されるような原子力発電プラントの廃止措置にかかわる技術の開発に取り組んでいる。

- (1) 廃棄物処分を考慮した廃止措置の全体計画・シナリオに関するシステムエンジニアリング
- (2) 放射化物や汚染物の残存放射能の評価に係る残存放射能評価技術
- (3) 作業者の線量当量の低減・評価に係る安全管理技術
- (4) 除染、解体技術、廃棄物処理処分技術、放射能測定技術等。

今後はPWRプラントメーカーとしての経験を生かして廃止措置に必要な技術を蓄積するとともに、安全で合理的な廃止措置を目指して更なる技術の高度化に努める考えである。

4. 原子炉設計技術の高度化

三菱の原子力発電プラントの設計技術は、米国ウエスチングハウス・エレクトリック社(W社)からのPWR技術導入以来、プラント設計、建設・運転・保守経験を重ね、自主技術確立に向けて努力を続けてきた。原子力発電プラントの基本設計では、原子炉炉心設計、燃料設計、安全設計、遮へい設計、システム設計、空調設計、機器設計、構造安全設計、電気計装設計、配置配管設計、原子炉化学技術、建築設計等、幅広い技術が活用される。基本設計後の詳細設計では、更に多くの進んだ技術が活用される。

以下に、最近の原子力設計に使われるようになったPWRの基本設計にかかわる技術開発について代表的なものを述べる。

4.1 原子炉炉心・燃料設計技術の高度化

4.1.1 核設計及び燃料設計技術の進展

従来プラントの核設計は、群定数計算コードLEOPARDによる核定数に基づき、炉心を水平方向と軸方向に分離し、二次元拡散HIDRAコードと一次元拡散PANDAコードにより合成計算を行っていた。最近の核設計では、炉心の多様化と精度向上のために新たに高度化した設計コードシステムを開発し従来の設計コードと併せて活用している。それらは、近代ノード法による三次元拡散コードANCと二次元多群輸送計算コードPHOENIX-P(W社で開発され、当社との共同開発で改良したもの)を中心としたもので、燃料棒単位の詳細三次元核計算を実施できる。核断面積等のデータについては、MOX燃料の詳細計算の精度向上も目標とし、核定数JENDL-3核データファイルに基づいた断面積ライブラリーの作成を行っている。これらの改良された核設計技術は、MOX燃料、高濃度ガドリニア燃料及び改良燃料などの今後使用を予定している多様な炉心燃料の設計、開発に活用されている。

また高燃焼度燃料の採用に際し、その照射挙動データを広く収集分析し、燃料棒設計コードFINEを開発している。さらに海外試験炉にてMOX燃料の照射試験を行い高燃焼度領域でのMOX燃料の核分裂生成物ガス放出挙動等のデータの拡充や挙動特性の把握等を行い、国、電力会社と協力しながらMOX利用の開発研究を進めている。

4.1.2 熱水力設計技術の進展

原子炉の熱出力の適切な設計には、燃料の限界熱流束比(DNBR)の正確な評価が不可欠であるため、限界熱流束の相関式を従来のW-3相関式から、より適用範囲と精度を改良した新DNB相関式MIRC-1に変更した。W-3相関式は、単管によるDNB実験データに基づくものであったが、MIRC-1相関式は、実際の炉心における燃料集合体の状態である管群での実験データに基づいて作成されたものであり、より良い精度での評価が可能である。

また、このDNBRの評価に当たっては、原子炉冷却材の流動及び運転状態（出力、温度、圧力ほか）等を適切に考慮する必要があるが、これらの不確定性を合理的に統計処理して扱う設計手法を開発し、実設計に使用している。

これらの改良された熱水力設計（新熱設計手法）により、炉心燃料の安全運転限界までの余裕がより正確に評価できるようになり、従来に比較して、DNBRで約20%（炉心出力で約10%）の余裕の増加が可能となり、より精度の良い炉心の設計ができるようになった。

4.2 安全設計の高度化

原子力発電プラントの設計では、原子炉の安全性確保のため、故障による最悪状態を想定した安全設計と安全評価がなされている。この設計手法は、原子炉安全審査で確認されるもので、設計基準事象DBAに基づく決定論的手法と呼ばれる。原子炉冷却材喪失事故（LOCA）はその代表的な事故事象の一つである。当社では、LOCA時の二相流の気液二相間のスリップモデルの改良（ドリフトフラックスモデル）、再冠水過程での熱水力現象の微視的モデルの採用等評価手法の改良を図ってきている。

一方、1979年に発生した米国スリーマイルアイランド2号機事故等の経験から、安全評価では、DBA以外に、考えられるすべての事象を含めて、原子炉が重大損傷を受ける可能性が十分小さいことを評価する確率論的安全評価手法PSAが開発されてきた。

PSAの手法は、多くの機器システムから構成される大きなシステムの故障影響を評価するのに適しており、設計と共に、運転保守、異常時対応を含めた総合的な原子炉の安全と放射性物質の放出の潜在的確率とその想定される異常状態の進展を解析する。我が国においては、PSAによる原子炉の安全性評価は、原子炉利用者の自主的活動とし、規制側が十分にそれをフォローする位置付けとされている。当社としては、このような安全性評価のみならず設計選択、設備改善及び運転操作要領の作成等への利用も考え、PSA手法の開発と活用を進めている。

原子炉の安全確保のための活動としては、上記のPSAと関連して、発生確率は極めて小さいが設計を超えた厳しい事故状態（シビアアクシデント）を想定した場合にも対応が可能のように、設計及び運転で十分に考慮しておくことが望ましいと国際的にも認識されるようになった。我が国でも原子力安全委員会が平成4年5月にシビアアクシデントに対する考え方を公表し、アクシデントマネジメントの検討を進めるよう要請している。アクシデントマネジメントに関しては、行政庁の要求を受けて、既設プラントそれぞれに対し、既存の設備（一部改良を行う）を活用した異常の進展防止と緩和について具体的対応の検討を進めている。

これらの原子力発電プラントの安全性改善にかかわる課題は、国際的視野を含めて、国、電力会社に協力し、技術開発とそれによる安全性向上の努力を行っている。

4.3 プラント設計技術の高度化

原子力発電プラントの膨大な設備設計の効率化及び品質向上を図るため、原子炉系設備の基本設計、詳細設計、製作、据付及び日程管理業務に至るまでの電算化システムを統合し、一元化データベースを適用した“原子力統合システム（NUWINGS）”を開発し、九州電力（株）玄海4号機に全面的に適用している。

玄海4号機は、従来のプラスチックモデルではなく三次元CADシステムによるコンピュータモデルで配置配管設計を行い、統合化されたデータベースを活用し詳細設計、製作を行っている。

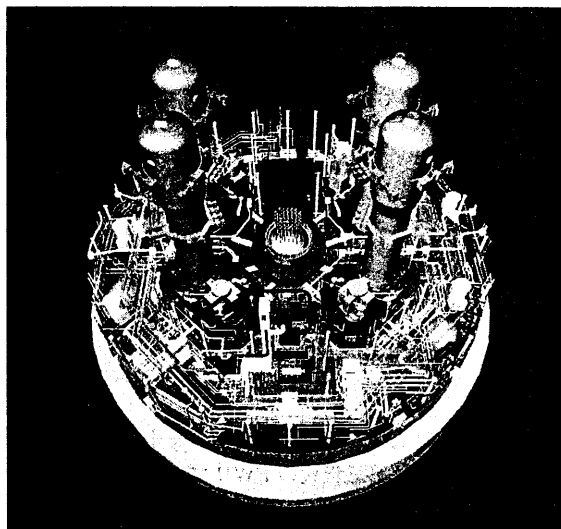


図6 九州電力玄海4号機の3D-CADモデル

図6に玄海4号機の3D-CADモデルを示す。NUWINGSシステムの特長は以下のとおりである。

- (1) 各業務間にまたがる情報（データ）は、統括的に管理された統合データベースを介して伝達される。
- (2) 最新のコンピュータグラフィックス技術に基づいた、二次元及び三次元の図形処理システムを有している。この三次元データベースは、形状のほか、属性データも備えている。
- (3) 各種解析評価及びシミュレーションによる設計の最適化、日程（設計・製造・検査・据付工程）の最適化を図るシステムを備えている。

NUWINGSを玄海4号機に適用した結果、さまざまな分野で設計の効率化及び品質の向上に寄与できることが確認できた。今後は、次期APWRプラントへの適用に向けて、コンピュータ技術の進展を積極的に取り入れて更にシステムの高度化を図っていく予定である。

4.4 耐震設計の高度化

原子力発電プラントの耐震設計基準の中で、国として地震動、耐震重要度分類、荷重の組合せと許容状態等の規定を明確化している。特に、地震動については敷地周辺の綿密な調査に基づく近地から遠地の地震、また、直下型地震を考慮した地震波を設定し、これを用いた動的解析が義務づけられている。当社は、これまでのPWRプラントの設計、建設経験、技術の進展を反映し、耐震設計に関し、安全性、信頼性の向上とともに設計合理化を図ってきた。すなわち、電力会社の協力の下に、各種設備の非線形構造・振動解析手法の確立、耐震支持装置として制振や免振構造によるエネルギー吸収構造の開発等により原子力発電プラントの耐震設計技術の高度化を進めている。また立地多様化拡大の一環として、電力会社、原子力発電技術機構等と協力し、地下立地等新たな立地の研究開発も行っている。

5. ま と め

我が国のこれからのエネルギー政策では、新原子力開発利用長期計画にあるように、原子力発電の重要性が強調され、設備増強が必要とされている。この国のニーズと電力会社のニーズにこたえ、既に運転中の原子力発電プラントのより良い運転の実現と、更に高度化した原子力発電プラントの設計と建設のために、たゆまず技術力の維持発展と技術開発の努力を続けていく所存である。