

## B103 ABWR-II (ABWR 改良発展炉) の研究開発の現状

## ABWR-II : Status of Research and Development

|                 |                       |
|-----------------|-----------------------|
| ○ 小杉山 真一 (東京電力) | 正 福田 俊彦 (東京電力)        |
| 川村 慎一 (東京電力)    | 守屋 公三明 (日立製作所)        |
| 正 村瀬 道雄 (日立製作所) | 正 日置 秀明 (東芝)          |
| 高 史彦 (東芝)       | Larry E. Fennern (GE) |

Shinichi KOSUGIYAMA, Tokyo Electric Power Company, 1-3, Uchisaiwai-cho 1-chome, Chiyoda-ku, Tokyo, Japan

Toshihiko FUKUDA, Tokyo Electric Power Company

Shinichi KAWAMURA, Tokyo Electric Power Company

Kumiaki MORIYA, HITACHI Ltd

Michio MURASE, HITACHI Ltd

Hideaki HEKI, Toshiba Corporation

Humihiko Koh, Toshiba Corporation

Larry E. Fennern, GE Nuclear Energy

ABWR-II has been studied as a next generation reactor with future perspectives on energy security, global environmental protection and liberalization of electricity business in Japan. In aim to commence plant operation in the late 2010s, a preliminary concept design of ABWR-II has been developed.

The design developed so far are as follows: higher level of safety and reliability by adopting passive systems and design considering severe accidents, improvement in economy by up-rating the power to 1700MWe, by rationalizing components, reducing the amount of materials, and improvement in operability and maintainability by implementing on-line maintenance.

**Key Words :** Nuclear Power Plant, Boiling Water Reactor, ABWR, joint study, safety design, online maintenance, fuel bundle, up rating, core internals, Passive Heat Removal System

## 1. 緒言

我が国の沸騰水型原子炉(Boiling Water Reactor, 以下 BWR と略す)を有する電力各社は、在来型 BWR プラントの優れた運転経験の蓄積を踏まえ、安全性・信頼性の向上、運転操作性の向上、廃棄物発生量・作業者の受ける放射線量の低減、及び経済性の向上等を目標として、1970 年代末から約 20 年間の歳月をかけ、共同研究等により改良沸騰水型原子炉(Advanced Boiling Water Reactor, 以下 ABWR と略す)プラントの開発を進めた結果、その成果が東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機(以下 K-6/7 と略す)として結実した。ABWR は当面の最も有力な改良標準型原子炉として、今後 10 基程度の建設が見込まれている。

一方、高速増殖炉実用化の遅れ等により、それまで考えられていた以上の長期にわたり軽水炉が原子力発電の主流を占めることが予想され、次の基本方針に従って軽水炉の高度化を検討することとしている (Fig.1)。

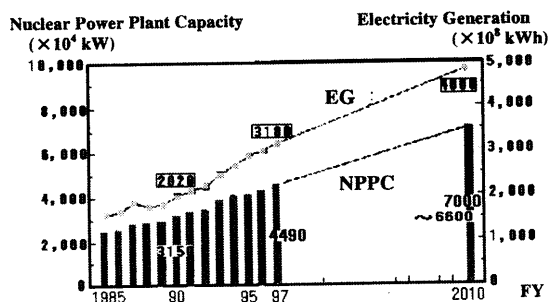


Fig.1 Changes and Outlooks in Plant Capacity and Electricity Generation of NPP<sup>(1)</sup>

- ・原子力発電の信頼性向上や環境へのやさしさの追求
- ・エネルギーセキュリティの観点からのウラン資源有効利用の推進
- ・燃料サイクルとの調和や立地への対応等における柔軟性
- ・原子力開発利用の前提として原子力発電の経済性確保
- ・シーズ技術の発掘と活用

こうしたことを背景に ABWR を基礎として、これを 21 世紀初頭の軽水炉として将来のニーズに適合させるべく、さらに改良発展させる必要性から平成3年度より共同研究で次世代型 BWR の開発に取り組んできた。これまでのところ、以下の特徴を持つ ABWR 改良発展炉 (以下 ABWR-II と略す) の概念設計が得られている。

- ・次世代炉の国際標準を満足する安全設計を先取りして苛酷事故を設計上考慮し、静的熱除去系を採用するとともに最終ヒートシンクを多様化
- ・燃料設計の自由度拡大、プラント増出力に対する余裕拡大等、将来のフレキシビリティに対応するとともに、燃料取替にかかる作業負荷の増加抑制のために、大型炉心格子を採用
- ・運転操作性向上のために新型中操盤、過渡緩和システム等の要素技術を抽出
- ・安全性、信頼性の向上のために触媒式の可燃性ガス濃度制御系、及び非常用電源の多様化と残留熱除去系の 4 区分構成化によるオンラインメンテナンス設計等を採用
- ・経済性の向上を目指したプラント増出力、設備合理化を採用 (大容量主蒸気逃がし安全弁、機能別制御棒駆動機構等)

これらを通じて ABWR-II は ABWR から安全性・信頼性をさらに向上させつつ、建設単価を 20% 以上低減できる見通しを得ている。

## 2. ABWR-II の概念設計研究

### 2.1 研究の流れ

ABWR-II の開発はこれまで電力によるニーズ調査・基本的設計思想の策定、及びその結果を踏まえて平成3年度から始まった概念設計に関する研究の中で進められてきた。この研究は国内 BWR 電力/BWR プラントメーカー（東芝、日立、GE 社）による共同研究の体制で取り組んできており、これまでに3つのフェーズで実施されてきている。

フェーズ I 及びフェーズ II ではシーズとなる要素技術の抽出と、それらに基づくプラント概念の検討を行った。

フェーズ III では前フェーズまでで検討したプラント概念について、安全性、運転性、及び経済性をさらに一層向上させる観点から詳細な検討を行っている。Fig.2 に ABWR-II の開発経緯の大枠を示す。

なお、本研究は ABWR の建設開始段階から始められているが、これには原子力技術レベル及び開発モーメントの維持という意味合いも持たせている。

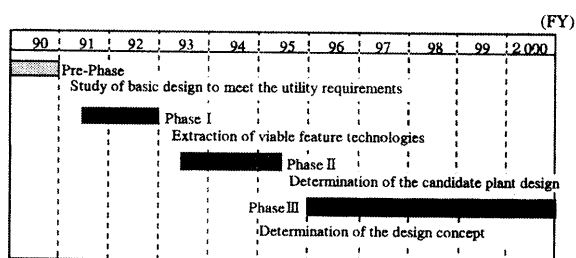


Fig.2 Schedule of ABWR-II Study

### 2.2 研究成果

#### 2.2.1 設計目標の策定

プレフェーズにて実施したニーズ調査結果等を踏まえたうえで、ABWR-II に対する設計上の基本的要求事項を以下のとおりまとめた。

- a. 信頼性・安全性等の性能向上
- b. 運転保守に伴う作業員への負担低減
  - ・ シンプルな設計の採用
  - ・ 人に優しいマン・マシンインターフェイス
  - ・ より良い作業環境の実現
- c. 代替発電方式に対する経済的優位性
  - ・ 設備利用率向上による発電原価の低減
  - ・ 建設費の削減
- d. 燃料サイクル上での柔軟性確保
  - ・ 将来のウラン燃料市場や MOX 等の供給状態は変わらうと考えられ、これらに柔軟に対応できること

#### 2.2.2 プラント電気出力の設定

出力規模はプラントの経済性の重要なパラメータであり、一般的に出力規模が大きいくほど経済性は向上する傾向にある。ABWR-II 研究では技術開発動向、メーカー製造能力、国内外での実績及びニーズ等を考慮し、フェーズ II までに電気出力 1500MWe をリファレンスとした場合の安全性、運転性、経済性における良好な結果を得た。しかしながら、他電源に対する経済競争力を確保する観点から、建設コスト削減に関する要求が今後益々強くなることが予想され、フェーズ III では、製造性や系統への影響を検討し、いずれも既存の技術の延長上で大出力化が実現できるとの判断から、プラント出力を 1700MWe 規模に拡大することとした。

#### 2.2.3 炉心燃料設計

##### ① 設計上の特徴

ABWR-II では以下の効果を期待して、燃料集合体の大型化を検討した。

- ・ 大型燃料により増大した水ギャップ領域に、さらに燃料棒を装荷して装荷密度を高め、同一炉心サイズでの出力を増加させることによる経済的スケールメリットの獲得
- ・ 制御棒 (Control Rod, 以下 CR と略す) 及び制御棒駆動機構 (Control Rod Drive, 以下 CRD と略す) の員数削減による建設コスト低減
- ・ 燃料交換時間の短縮による稼働率向上
- ・ 高燃焼度化, MOX 装荷, 高転換等, 将来の燃料サイクルに対応し得るための炉心燃料設計の自由度拡大

C 格子と呼ばれる現行 ABWR の格子形状では、一般的に燃料集合体大型化に伴い制御棒で制御できない領域が増大し停止余裕が減少する。そこで、ABWR と同等の停止余裕を維持することを目標にデザインの異なる幾つかの大型格子候補について比較検討した結果、Fig.3 に示すように集合体対角位置に大型 CR を配置する 1.5 倍 K 格子を採用することとした。なお、1.5 倍という集合体サイズは、集合体サイズをパラメータとし、圧力容器内の炉心外接円内に配置可能な集合体数を感度評価した結果、最適なサイズとして決定したものである。つまり、増大水ギャップ領域を追加燃料棒装荷スペースとして有効活用しながら、炉心最外周部の無駄スペースを極力抑えられるサイズである (Fig.3)。

また、省ウラン効果、運転性の向上を期待した技術として、スペクトルシフトロッド (以下 SSR と略す) (Fig.4) による反応度制御効果の評価を行った。SSR は燃料集合体内に配置する水ロッドで、その効果として、

- ・ サイクル初期の低炉心流量時において SSR 水位が下がり Pu を蓄積
- ・ サイクル末期の高炉心流量時には SSR 水位が上昇し Pu を消費

というスペクトルシフト運転による省ウラン効果 (1~5% 改善) と従来制御棒で制御していた反応度変化を SSR 水位制御により反応度補償を行う全制御棒引抜運転の可能性が確認されている。

ABWR-II の炉心燃料基本仕様を以下に示す。

- ・ 原子炉熱出力: 4960MWt (定格炉心流量: 56400t/h)
- ・ パンドルピッチ: 現行 ABWR の 1.5 倍
- ・ 燃料集合体数: 424 本
- ・ 燃料格子形状: 1.5 倍 K 格子

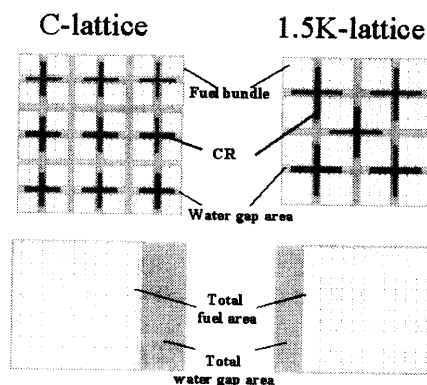


Fig.3 1.5K-Large Fuel Assembly

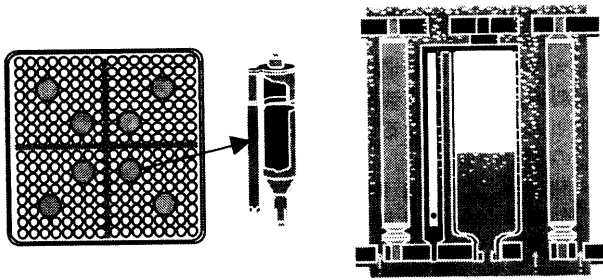


Fig. 4 Schematic Diagram of SSR

② 技術的課題

ABWR-II リファレンス炉心燃料設計を実用化するためには今後、

- ・大型燃料集合体に関する機械的・核的健全性の確認試験、及び照射試験
- ・SSRの基本特性、構造強度等に関する単体試験等の研究・試験が必要となる。

2.2.4 原子炉系機器設計

① 設計上の特徴

a. 原子炉サイジング

下記事項を基本条件として ABWR-II 原子炉のサイジングを行った。

- ・大出力化に伴い、炉心包絡円直径が増加するのに合わせて原子炉圧力容器 (Reactor Pressure Vessel, 以下 RPV と略す) 径を拡大する
- ・RIP は現行 ABWR と同一のものとし、既に実証済みである 120%回転の範囲までで運転する
- ・下鏡外周部の RIP 吐出流への流動条件を極力 ABWR と同等とするため、RIP 下鏡リングの断面形状を ABWR と同等とする
- ・再循環水の流路面積を広く確保しスムーズな流れとするために、CRDハウジングと RIP ノズルの相対高さを ABWR と同等とする

その結果、RPV 内径・内高は

- ・RPV 内径 (nom.): 7.45m (ABWR は 7.11m)
- ・RPV 内高: 約 21.3m (ABWR は約 21.1m)

となった。1.5 倍 K 格子の採用により、出力が増加しても RPV 内径は ABWR に比べ 5% 弱の増加にとどまり、現行設備で製造可能である。

b. CR 及び CRD

Fig.3 に示すように ABWR-II では大型の 1.5 倍 K 格子の採用に伴い CR ブレード幅が現行 ABWR の約 1.4 倍に広がる。さらに、炉心下部プレナム構造については CR が従来の C 格子よりも密に配置されるため、CR 案内管が現行 ABWR の円筒型から十字型に変更となる (Fig.5)。これに対応して炉心下部プレナムにおける流動が変化するとともに、CR 案内管の受ける直交流成分からの流体力が大きくなる可能性がある。従って、この流動変化に対する構造的信頼性について確認することが今後の課題となる。

CRD については ABWR で採用している FMCRD (Fine Motion CRD) をベースにスクラム機能を有するものと有さないものとに分類した機能別 CRD を現状のリファレンス設計としている (Fig.6)。つまり、炉停止用の CRD にはスクラム機能を持たせる一方で、炉出力制御用として使用する CRD についてはスクラム機能を持たせず、水圧制御ユニット (Hydraulic Control Unit, 以下 HCU と略す) 等の急速挿入に必要な各機構を削除した。

また、炉出力制御用、停止用の両方に共通した特徴とし

てマグネットカップリングの適用が挙げられ、これにより、モータとボールネジ間の軸部及びブリーク検出ラインの合理化が図られる。なお、マグネットカップリングは ABWR へのバックフィットが可能な要素技術であり、今後建設される ABWR への適用が計画されている。

以下に現時点における ABWR-II の CR 及び CRD 基本仕様を示す。

- ・CRD 数: 197 体 (スクラム機能有り: 96 体, スクラム機能なし: 101 体)
- ・CR ブレード幅: 現行 ABWR の約 1.4 倍
- ・HCU 数: 48 台 (ABWR の 103 台からの合理化)

なお、CR 及び CRD については現在フェーズ III の中で検討継続中であり、最終的には安全上の要求も考慮したうえで最適化を行い、仕様を決定する予定である。

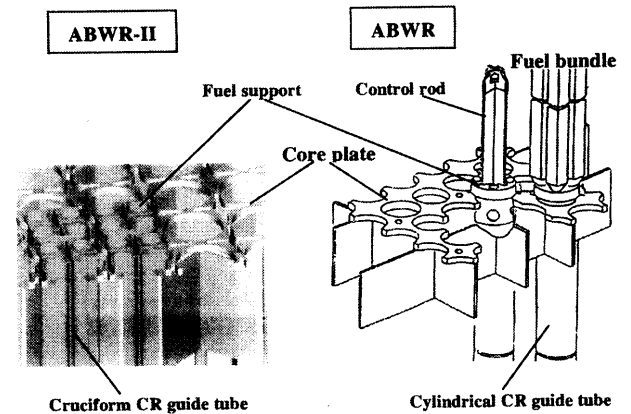


Fig. 5 Lower Plenum Configuration of ABWR-II and ABWR

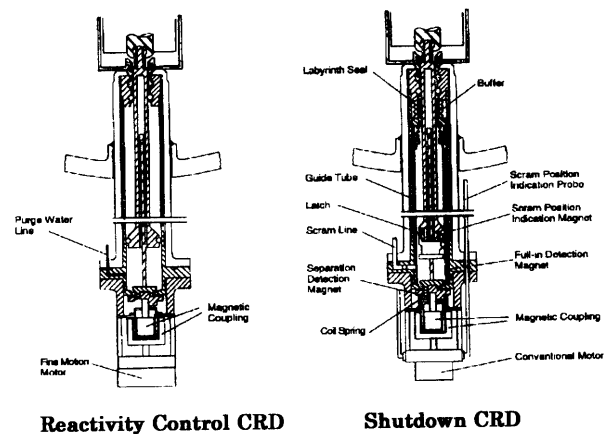


Fig. 6 Structural Diagram of Functional CRD

c. 原子炉再循環システム及び気水分離システム

現行 ABWR で採用されている RIP10 台で必要な再循環流量を確保する観点から、再循環ループの圧損の低減化を検討した。その結果、気水分離器のピッチ短縮化と本数増加により低圧損化を実現しつつ、ABWR と同等の気水分離性能が確保できることを確認した。なお、ドライヤについては蒸気流量の増加に合わせてバンク数を増やし、必要な性能を確保している。

以下に ABWR-II の原子炉再循環システム及び気水分離システム基本仕様を示す。

- ・再循環ポンプ型式: インターナルポンプ
- ・ポンプ台数: 10 台

- ・最大炉心流量：62100t/h (111%定格)
- ・揚程：約 47m
- ・セパレータ数：433 体 (11.5°ピッチ)
- ・ドライヤ面積：72.6m<sup>2</sup> (7バンク配列)

d. 主蒸気系機器 (主蒸気隔離弁, 主蒸気逃がし安全弁)  
 主蒸気隔離弁 (Main Steam Isolation Valve, 以下 MSIV と略す) については, 弁座径を拡大する (フルボア化) とともに駆動部を低重心化させた設計を適用することにより,

- ・圧損低減によるプラント効率の向上,
- ・弁座部流速の抑制による, エロージョンポテンシャルの低減
- ・駆動部低重心化による耐震性の向上

を図っている (Fig.7)。  
 また, 主蒸気逃がし安全弁 (Safety Relief Valve, 以下 SRV と略す) については, のど部径拡大とスプリング太径化により単体容量を増加させ, さらに駆動部一体型の設計を適用することにより,

- ・弁員数の低減による設備の合理化 (18 弁→14 弁), 及び保守作業量の低減
  - ・駆動部エアシリンダを内蔵型とし, 弁本体と一体化させることによる弁構造の簡素化, 部品点数の削減
- を図っている (Fig.8)。

ABWR-II 主蒸気系機器の主な基本仕様を以下に示す。

- ・主蒸気管径：750A
- ・MSIV 型式：フルボア型
- ・MSIV 員数：8 弁
- ・MSIV 口径：750A
- ・SRV 型式：駆動部一体型
- ・SRV 容量：680t/h
- ・SRV 員数：14 弁

② 技術的課題

ABWR-II 原子炉系機器のリファレンス設計を実用化するためには,

- ・炉内下部プレナム構造の健全性確認のための流動振動試験
- ・大型 CR 及び機能別 CRD に対する要求機能確認試験
- ・MSIV, SRV についての性能確認試験, 及び環境試験
- ・大容量 SRV に対応する排気システム性能確認試験等の研究・試験が必要となる。

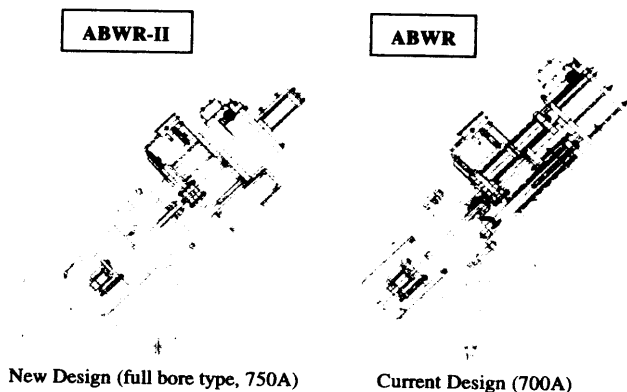


Fig.7 Comparative Drawing of MSIV Structure

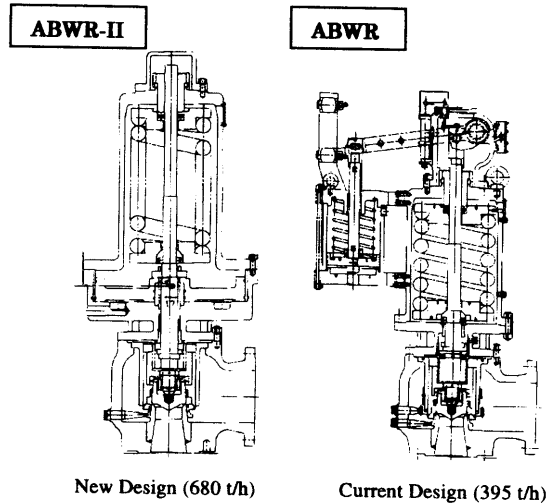


Fig.8 Comparative Drawing of SRV Structure

2.2.5 安全設備の設計

① 設計上の特徴

ABWR-II の安全系は, ABWR と同等以上の安全性を確保しつつ経済性向上及び運転保守性の向上を目指し, さらに合理的なシビアアクシデント (Severe Accident, 以下 SA と略す) 対応を図っていくものとした。その結果, 次世代炉としての国際標準である“防災を不要とするほどの安全性”を満たす設計の達成可能性の見通しを得た。

安全設計の特徴としては非常用炉心冷却系 (Emergency Core Cooling System, 以下 ECCS と略す) 構成の改良と静的崩壊熱除去系の導入が主に挙げられる。各々について以下に説明する。

a. ECCS 構成の改良

ABWR-II の ECCS 基本構成を Fig.9 に示す。低压注水系 / 残留熱除去系 (Low Pressure Flooder/Residual Heat Removal, 以下 LPFL/RHR と略す) については RHR から補機冷却系 (Reactor Building Closed Cooling Water System, 以下 RCW と略す), 海水系 (Reactor Building Sea Water System, 以下 RSW と略す) に至る動的機器及び電源を 4 区分構成 (50% × 4) とし, 配管系列についてはコスト削減を図るために物量の多い RCW を 2 系列とする他は 4 系列とした。これにより RHR, RCW, RSW の機器及び非常用電源系 (ディーゼル発電機) のオンラインメンテナンスが可能となる。なお, 電源系については 2 区分に補助系を持たずメンテナンスフリーのガスタービン発電機を採用し, 多様化を図った。

高圧系に関しては, 高圧炉心注水系 (High Pressure Core Flooder, 以下 HPCF と略す) 2 系統に加え, タービン駆動で発電機能を備えた改良型原子炉隔離時冷却系 (Advanced Reactor Core Isolation Cooling, 以下 ARCIC と略す) を採用して 3 系統構成とし, 外部電源喪失時の蓄電池からの電源供給時間延長による機能強化を図った。

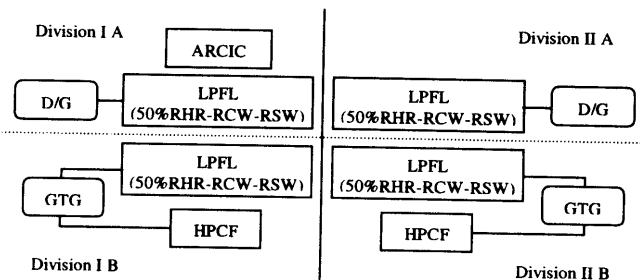


Fig.9 ABWR-II ECCS Configuration

## b. 格納容器に対する要求性能の検討

次世代型軽水炉の格納容器設計においては、SAを考慮しつつリスク評価に基づいた設計を志向することを基本スタンスとしている。ABWR-IIの具体的な設計検討を進めるにあたり、格納容器に要求される性能の検討を行った。その結果、

基本的目標として次のものを設定した。

- ・環境への大規模な放射性物質の放出が合理的に排除されること

基本的目標を達成するために次世代炉格納容器の設計において満たすべき定性的目標として次のものを設定した。

- ・定性的目標 I: 原子力発電所敷地境界以遠で、避難等の短期的な敷地外の防護対策を必要とする事態の発生する可能性が十分小さいこと
- ・定性的目標 II: 原子力発電所敷地境界以遠で、放射線被ばくにより公衆の個人に著しい確定的影響の発生する可能性や、長期的移住が必要となる可能性が無視しうる程度に小さいこと

上記定性的目標に対応する定量的な性能目標として次のものを設定した。

- ・定量的目標 I: 格納容器の過大漏洩等の発生確率 $\leq 10^{-6}$ /炉年
- ・定量的目標 II: 環境への大規模な放射性物質放出をもたらす格納容器破損を発生させる荷重の発生確率 $\leq 10^{-7}$ /炉年

さらに、格納容器全体としての合理性及びバランスの観点から設けた補足的目標として次のものを設定した。

- ・条件付格納容器破損確率 $\leq 0.1$
- ・格納容器早期破損等、24時間以内に環境へ大量の放射性物質が放出される頻度 $\leq 10^{-7}$ /炉年
- ・格納容器バイパスが起因となって炉心損傷に至り、放射性物質の環境への放出をもたらす事象の発生頻度 $\leq 10^{-7}$ /炉年

以上の設定目標を踏まえ、現在 ABWR-II の格納容器設計に関わる詳細な要求事項を定め、格納容器の設計検討を実施しているところである。

また、格納容器ベントに依存せずに崩壊熱を除去し、格納容器の健全性を維持するための設備として、次項に述べる静的崩壊熱除去系を採用することとした。

## c. 静的崩壊熱除去系の導入

SA時の最終的格納容器過圧防護設備として、動的なRHRのバックアップ設備として位置づけられる自然力駆動による静的原子炉冷却系 (Passive Reactor Cooling System, 以下 PRCS と略す) 及び静的格納容器冷却系 (Passive Containment Cooling System, 以下 PCCS と略す) を採用した。

Fig.10 に示すように、PRCS は原子炉隔離時に ARCIC 及び RHR が使用できない場合のバックアップとして、原子炉蒸気を直接 PRCS 熱交換器に導いて凝縮した後、原子炉へ還流して崩壊熱を除去する。PCCS は SA 時に格納容器の蒸気を PCCS 熱交換器へ導いて凝縮した後サブプレッションプール (Suppression Pool, 以下 S/P と略す) へ排出し、格納容器の圧力上昇を抑制する。PRCS 及び PCCS は大気放熱のプール内に設置する熱交換器によって除熱を行うため、地震や津波等の外因事象に対する最終ヒートシンク確保の信頼性が改善される。

## d. その他

ABWR-II では事故時の格納容器内可燃性ガス濃度制御を行う目的で、従来の熱反応式に替えて触媒による水素と酸素の再結合反応を利用した静的再結合器 (Passive Auto Catalytic Recombiners, 以下 PAR と略す) を採用すること

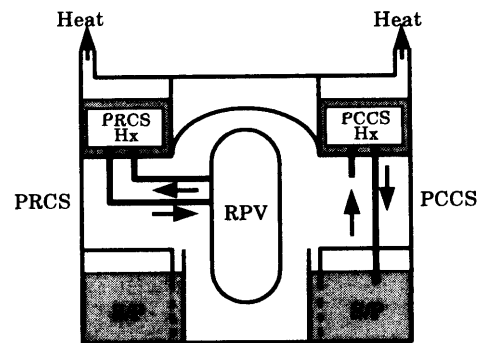


Fig.10 Schematic Diagram of Passive Heat Removal Systems

とした。従来型との比較において PAR は外部駆動系が不要で、構造も簡素であり、信頼性、保守性、配置性、経済性の向上が図れる。

## ② 技術的課題

ABWR-II 安全系のリファレンス設計を実用化するためには今後、

- ・PCCS 熱交換器の最適化
- ・ARCIC についての性能確認試験

等の研究・試験が必要となる。

## 2.2.6 計測制御システムの検討

計測制御システムでは現行 ABWR の設計を踏襲する一方で、過渡事象の先行的な緩和及び保守・点検性向上及び合理化が期待できる要素技術として主に下記の項目が抽出された。

- ・さらなる定検短縮、高信頼性維持及び長期運転等に対応しうる監視性を向上させた次世代中央制御室
- ・過渡時の  $\Delta$ MCPR 低減を目的とした過渡緩和システム
- ・原子炉水位変動事象時の不要なスクラム回避を目的とした兆候型給水系異常緩和システム
- ・プラントにおける各種温度、歪み、放射線計測に対する耐ノイズ性能向上、伝送系物量低減を目的とした光ファイバ適用計測装置
- ・保守運転性の向上、経済性の向上を目的としたガンマサーモメータ付固定式炉内校正システム

また、上記各項目については今後試験・研究を通して開発を進めていくこととする。

## 2.2.7 タービン系及び発電機の検討

タービン系・発電機については、設備のコンパクト化、経済性向上等を目的とした改良発展のために、要素技術に関する国内外調査を行った。その結果、ABWR-II に適用可能な候補技術として、配管内挿型の湿分分離器/加熱器、高効率流体継手を用いたモータ駆動式原子炉給水ポンプ、縦型給水加熱器等が抽出された。

一方、タービン本体については現行 ABWR と同タイプの最終段翼長 52 インチ、6 流排気型タービンが性能及び機械的健全性の面で成立性があることを確認した。また、発電機については既存の技術の延長で対応可能であることを確認した。

## 2.2.8 リファレンスプラント性能評価

これまでの研究に基づいて概念設計されたプラントについて安全性・信頼性、運転操作性、保守・点検性、燃料サイクル上の柔軟性、経済性等の観点から評価し、設定された設計要求事項を基本的に満足することを確認した。特に建設単価 (円/kW) については ABWR プラントと比較

して20%以上の低減可能性の見通しを得た。

また、ABWR-IIの定検に関しては、オンラインメンテナンス等を利用し当初目標の30日間から20日間への更なる短縮化を図る予定である。

### 3. 今後の開発の方向性

ABWR-IIの概念設計については平成12年度末までに完了する予定であり、来年度以降は、2010年代後半の初号機運転開始を目指して基本設計に向けた概念設計確定フェーズに入る。具体的には、基本設計レベルのプラント設計検討を進めるとともに、各要素技術の確証試験を進める計画である。

なお、現在リファレンスとしているABWR-IIの電気出力は1700MWeであるが、開発される技術は中規模出力のプラントにも適用できる。さらには上記各要素技術はこれまでのBWR技術の長所を発展させたものであり、現行のABWRにバックフィットすることによる合理化、経済性改善等への寄与も大いに期待できる。

### 4. 結 言

21世紀へ向けての原子力発電として国際的な競争も視野に入れ、優れた安全性、運用性、経済性等を兼ね備えたプラントの開発を目指し共同研究を通して概念設計を検討してきたところ、設計要求事項を基本的に満足するプラントとしてABWR-IIのリファレンス設計が完了しつつあり、実プロジェクト化への良好な見通しが得られている。

今後は概念設計に引き続き、プラントの建設、運転開始に向けてプロジェクトを推進していくために、リファレンスプラントの具体的な設計検討、ならびに要素技術の確証試験等を実施していく。2010年代後半以降の運転開始を目指したABWR-IIの開発に、民間と国が協力し合って効率的にプロジェクトを進めていき、我が国だけでなく世界の人々の豊かな暮らしに貢献していきたい。

### 文 献

- (1) 総合エネルギー調査会需給部会中間報告, 1998.6
- (2) 田中浩邦, 原子力発電技術の最前線 ABWR 改良発展炉の開発動向, 日本機械学会 [No.96-23] 講習会教材
- (3) 守屋公三 他, BWR プラント開発の将来動向, 日立評論 VOL.77 No.4(1995-4)