

# ABWR(新型沸騰水型原子力発電設備)の工学的安全施設の技術的特徴

## Technical Features of ABWR Safety Systems

ABWRの工学的安全施設は、インターナルポンプ、FMCRDなどの新技術採用による長所を十分反映し、沸騰水型原子炉の固有の安全性とあいまって安全性、信頼性、経済性など多くの優れた特性をもつよう設計されている。

杉崎利彦\* *Toshihiko Sugisaki*

富永研司\* *Kenji Tominaga*

堀内哲男\* *Tetsuo Horiuchi*

本論文では、ABWRの工学的安全施設を構成するECCS、格納容器などについて、インターナルポンプ採用などによる安全上の特性及び各種の事故時の性能評価について述べる。

安全評価の結果、ABWRは、その固有の安全性と安全設備の特性によって、仮想的な冷却材喪失事故時でも炉心冠水が維持できるなどの大幅な安全性向上、信頼性向上、経済性向上などが図られていることが明らかとなった。

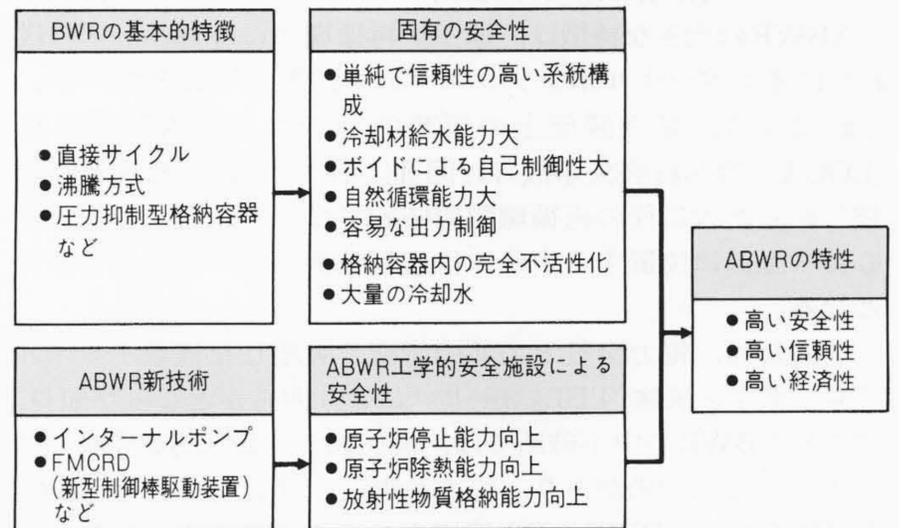
### 1 緒言

BWR(沸騰水型原子炉)は、図1に示すように、

- (1) 単純な系統構成
  - (2) 良好な自己制御性
  - (3) 大きな自然循環能力
  - (4) 簡単な運転制御方式
  - (5) 優れた熱及び放射能閉じ込め能力
- などの特徴及び固有の安全性をもっている。

また、万一の事故の発生を仮定しても、一般公衆への影響を最小に抑えるように工学的安全施設を設けて、以下の三つの安全機能をもつ安全な原子炉となっている。

- (1) 原子炉停止機能
- (2) 原子炉除熱機能



注：略語説明 ABWR(新型沸騰水型原子力発電設備)

図2 ABWRの安全性 ABWRは、安全性の高いBWRと同じ固有の安全性と、ABWR新技術により極めて高い安全性をもっている。

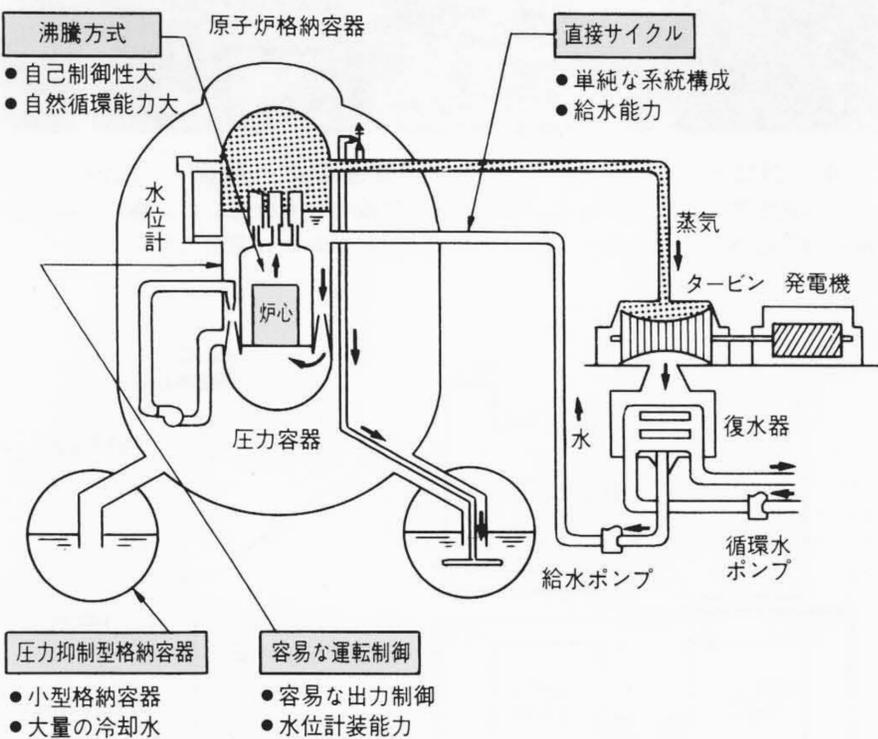


図1 BWRの特徴と固有の安全性 BWR(沸騰水型原子炉)は直接サイクル、沸騰方式などのプラントの特徴により、他の炉型にない固有の安全性をもっている。

### (3) 放射性物質の格納機能

このため、TMI事故<sup>\*1)</sup>後もなら設備対策をとる必要もなく安全に運転を続けることができた。

ABWR(新型沸騰水型原子力発電設備)は、上記の三つの安全機能について従来型BWRと同様の固有の高い安全性をもっている。この固有の安全性を生かし、インターナルポンプ、FMCRD(新型制御棒駆動装置)などのABWR特有技術を採用したことによる長所を十分反映し、以下に示すように安全性、信頼性、経済性など優れた特性をもつ工学的安全施設の設計を行なっている(図2)。ABWRと改良標準型BWR-5の安全施設の比較を表1に示す。

また、工学的安全施設を構成するECCS(非常用炉心冷却系)、格納容器などについて、万一の事故時の性能について以下に述べる。

※1) TMI事故：昭和54年3月28日、米国のスリーマイルアイランド原子力発電所(PWR：加圧水型原子炉)で発生した事故を言う。

\* 日立製作所日立工場

表1 安全設備の比較 ABWRでは、信頼性の向上、容量の低減などバランスのとれた安全設備の合理化を図っている。

項目	改良標準型 BWR-5	ABWR	
		内容	特徴
反応度 停止機能	制御棒駆動機構 手動ほう酸水注入	FMCRD 手動ほう酸水注入	• 駆動機構の多重化 (水圧及び電動)
炉心 冷却機能	[高压ECCS] 原子炉隔離時冷却系： 1台 高压炉心スプレイ系： 1台 [低压ECCS] 低压炉心スプレイ系： 1台 低压注水系： 4台	[高压ECCS] 原子炉隔離時冷却系： 1台 高压炉心スプレイ系： 2台 [低压ECCS] 低压注水系： 3台	• 高压系の充実 (2→3系統) • 大口径破断部なく、 ECCS容量の低減可能 • 事故時炉心冠水維持 可能
崩壊熱 除去機能	残留熱除去系：2系統	残留熱除去系：3系統	• 冗長性の増大

注：略語説明 ECCS(非常用炉心冷却系)

## 2 ABWRの安全設計

### 2.1 ECCS(非常用炉心冷却系)

ABWRの大きな特徴は、原子炉再循環系に外部ループの代わりにインターナルポンプシステムを採用したことである。これにより、安全評価上の仮想的な一次系配管破断事故(LOCA：冷却材喪失事故)は、**図3**に示すようにLOCA評価上厳しかった大口径の再循環配管破断ではなく、厳しくない炉心より上部に位置する中小口径配管破断あるいは蒸気管破断となる。

このため、電力会社との共同研究で実施した複数チャンネルブローダウン試験(TBL試験)<sup>1)~4)</sup>により明らかとなった知見、すなわちBWRの中小破断では、高压時からECCSが作動すると大きな冷却効果があり、炉心が温度上昇しないこと(**図4**)を反映して、ABWRのECCS構成は**表1**に示すように高压系を2系統から3系統に充実し、顕著な炉心冷却効果をもつ設計とした(**図5**)。

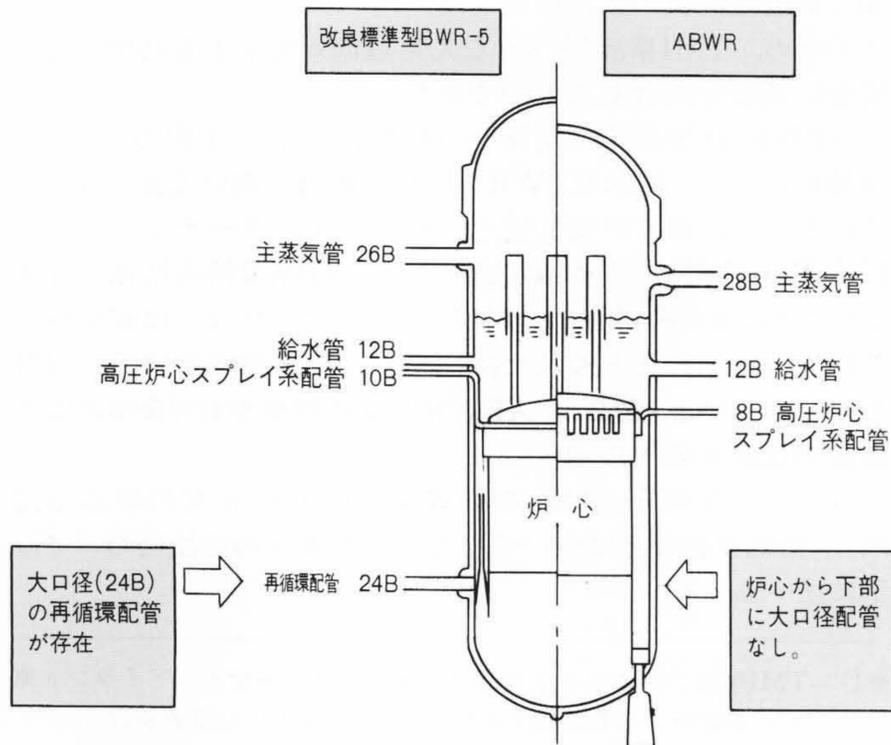
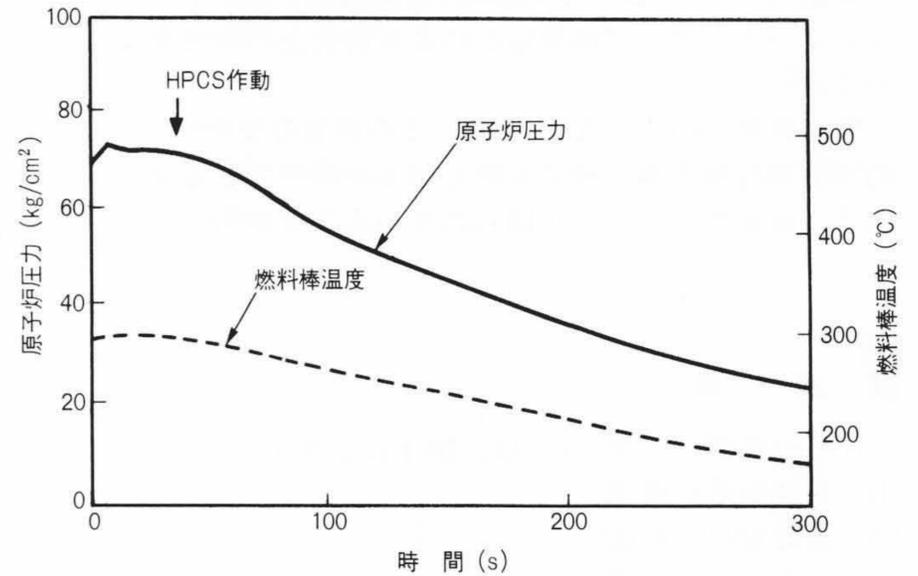


図3 想定破断口の比較 ABWRでは、破断を想定する配管は炉心より上部に位置し、かつ破断面積が小さいため、LOCA時も炉心は露出しない。

このECCSの性能を確認するため、各種の配管破断事故を想定し、炉心冷却特性評価を行なった。**図6**に従来型BWRと比較して原子炉水位と炉心の温度を示す。その結果、小容量のECCSで炉心の冠水を維持することができ、炉心の温度上昇がないという極めて高い安全性を確認した。

### 2.2 原子炉格納容器

原子炉格納容器についても、大口径の再循環系配管をなくしたことにより、ドライウェルを小さくでき、この結果ウェットウェルも小さくすることができた。



注：略語説明 HPCS(高压炉心スプレイ系)

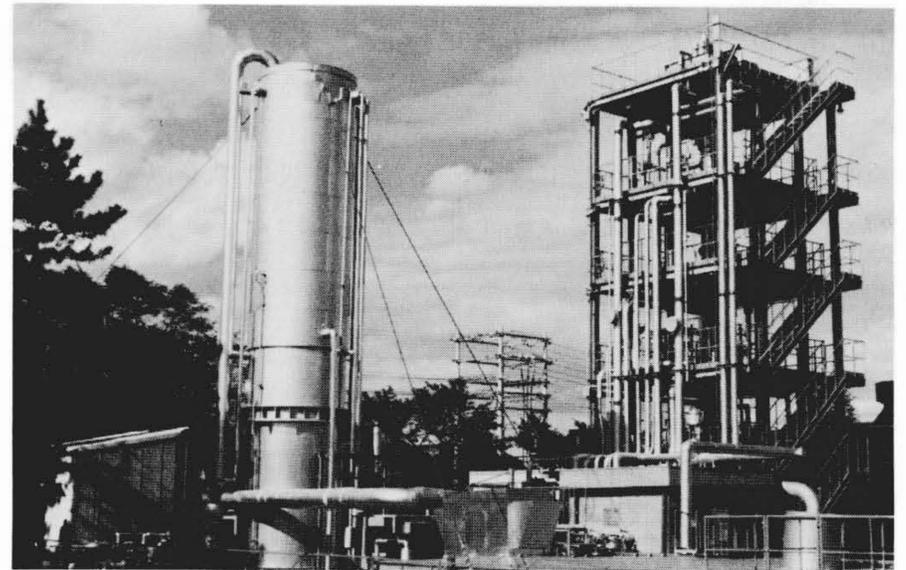


図4 複数チャンネルブローダウン試験装置の外観図 BWR一次系配管の破断模擬試験を実施し、大きな炉心冷却特性を確認した。特に、中小破断時は高压注水系が作動すると、炉心は十分に冷却され温度上昇しない。

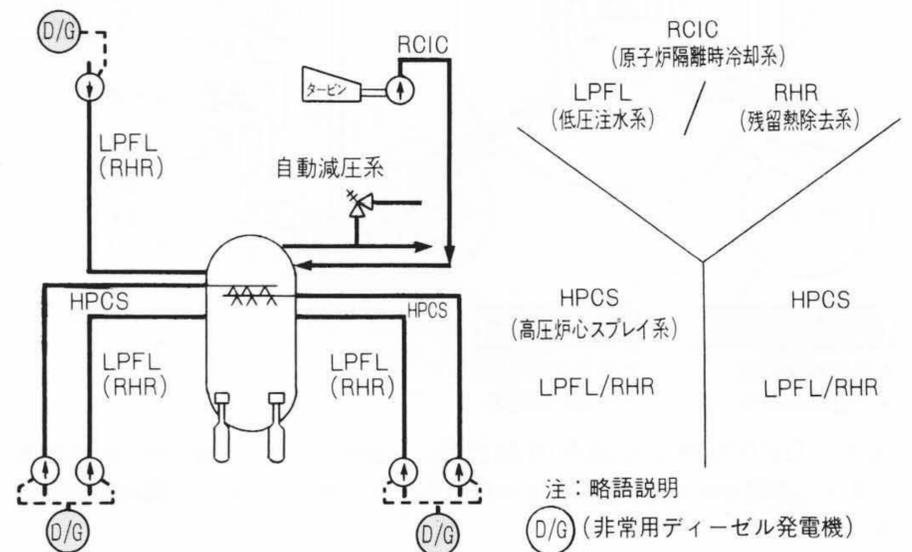


図5 ABWRのECCS ABWRでは大きな配管の破断は想定する必要はなく、小容量の高压、低压、3系統構成のECCS(非常用炉心冷却系)で経済性、安全性を大幅に向上することができる。

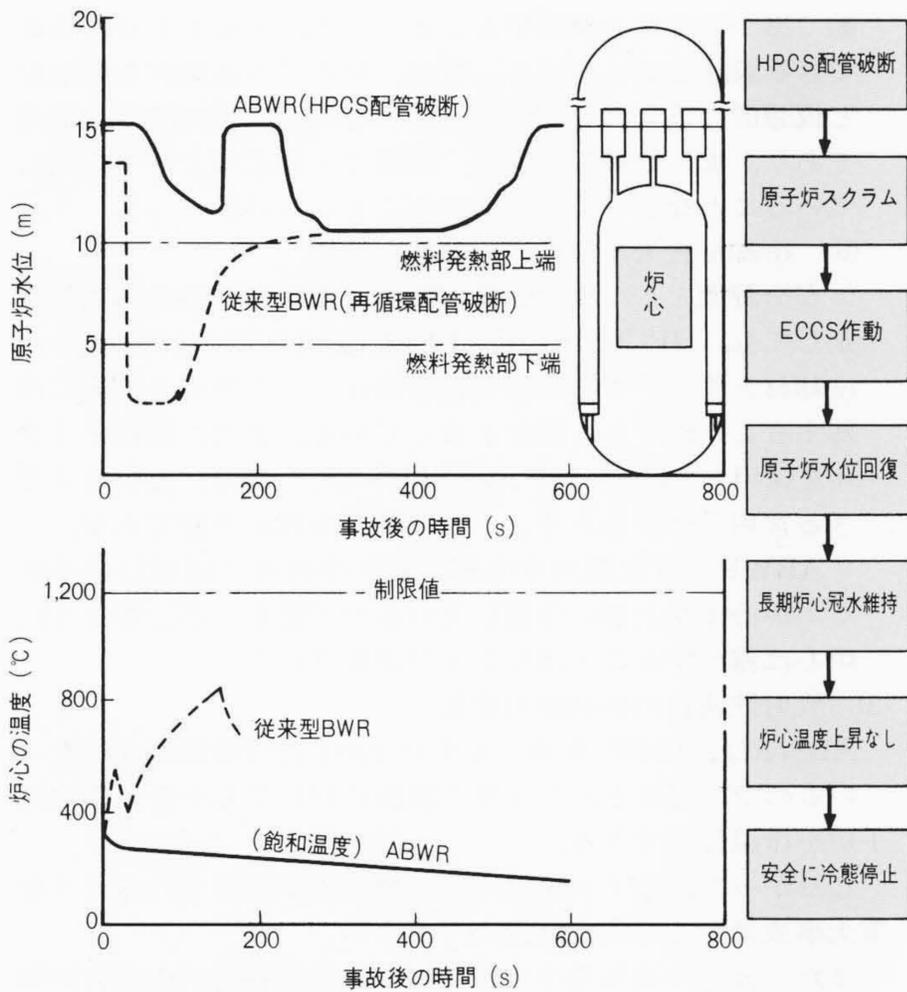
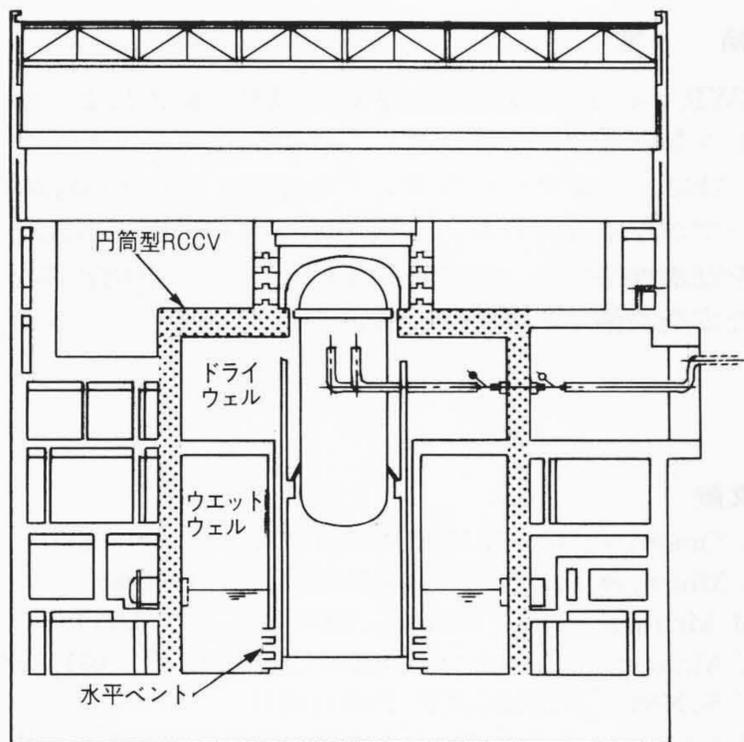


図6 冷却材喪失事故事象 どのような配管破断を仮定しても、ECCS作動により炉心の冠水が維持されるので、燃料の冷却は十分達成される。

また、LOCA想定時で、破断配管が炉心より上方にあり、かつ口径が小さいか蒸気相配管となることで、圧力容器から格納容器への流出流量及び熱量が少なく、また圧力容器内残存冷却材量が多くなることから格納容器の小型化が可能となり安全性を高めることができた。

もう一つの特徴は、水平ベント付きRCCV(鉄筋コンクリート格納容器)を採用したことである(図7)。この水平ベント方式は、従来の垂直ベント管に比べて簡単でかつLOCA時の格納



注：略語説明 RCCV(鉄筋コンクリート製格納容器)

図7 ABWRの格納容器 水平ベントを設けたRCCV(鉄筋コンクリート製格納容器)は、円筒型で建屋と一体化しコンパクトにできる。

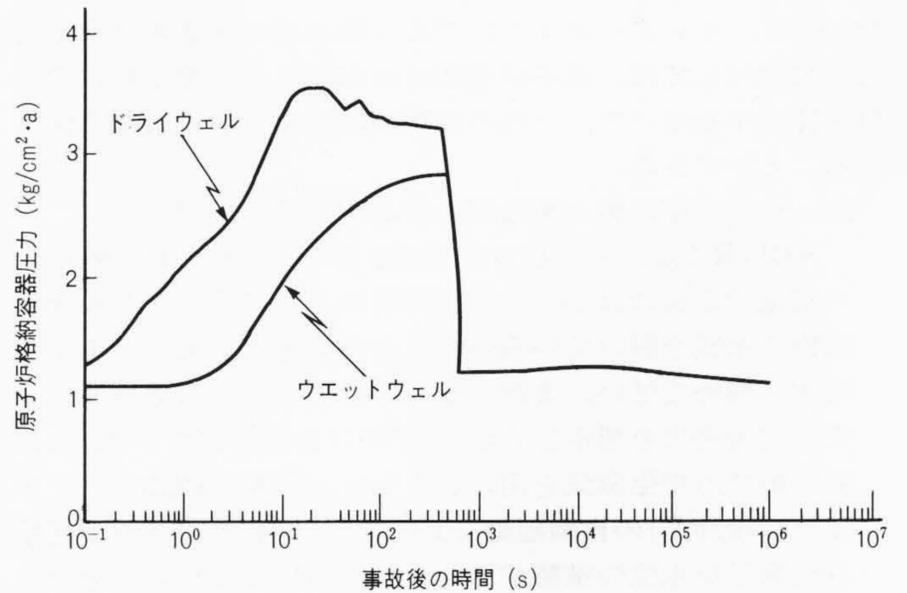


図8 格納容器圧力応答 冷却材喪失事故時の格納容器内圧力は低く、小型で安全な格納容器となっている。

容器への動的荷重を低減することができる安全性の高いものである。

LOCA時の格納容器内圧力評価結果を図8に示すが、格納容器は小型で高い安全性をもっていることを示している。

### 2.3 その他の安全設備

その他の安全設備は、現在までに得られた運転実績や電力共同研究で得られた新知見などを反映し、最新の改良標準型BWRプラントと同様に合理的に設計された。

(1) SGTS(非常用ガス処理系)は、原子炉建物の漏えい率及び構成機器の信頼性の実績を反映して、建屋換気率(ファン容量)を100%/日から50%/日に低減するとともに、フィルタトレンを2系列から1系列にし、設備の小型化及び最適化を図っている。

(2) FCS(可燃性ガス濃度制御系)は、格納容器内がN<sub>2</sub>ガスで不燃化されていることと、放射線水分解によって発生する可燃性ガスの量が無視できるという知見から設置不要であり、可搬式のを準備しておくだけで十分と考えている。

(3) MSIV(主蒸気隔離弁)については、保守点検が容易でかつ事故時の閉鎖時間が短く、また耐漏えい性が優れた自圧式MSIVを採用している。

### 3 ABWRの安全評価

ABWRの安全評価を行なった結果は以下に示すようにBWR固有の安全性と前述の工学的安全施設の特徴によって、極めて高い安全性をもっていることが明らかとなった。

#### (1) 原子炉停止能力評価

ABWRでは従来BWRと同様、出力が急激に上昇する異常事態でも、ドップラー効果・ボイドの自己制御性などの固有の安全性により、影響を緩和できる設計になっている。

また、なんらかの事故により、出力が上昇したり熱除去が不十分となる異常事態では、中性子束高・原子炉圧力高・原子炉水位低・ドライウェル圧力高などを検出し、制御棒を炉心に急速挿入し原子炉を緊急に停止する設備(FMCRD)を設けている。

FMCRDの駆動機構は、水圧だけでなく電動もち、信頼性が向上している。

#### (2) 原子炉除熱能力評価

外部電源喪失などで原子炉一次系ポンプであるインターナルポンプが停止しても、原子炉内に冷却材があれば、自然循

環で炉心の冷却を達成できる固有の安全性をもっている。したがって、インターナルポンプ及び給水系が止まるような異常事象に対しては、原子炉隔離時冷却系により原子炉に冷却材を補給するだけで、炉内の自然循環により炉心冷却を確保することができる。

(a) 全交流電源喪失事故時の炉心除熱能力評価

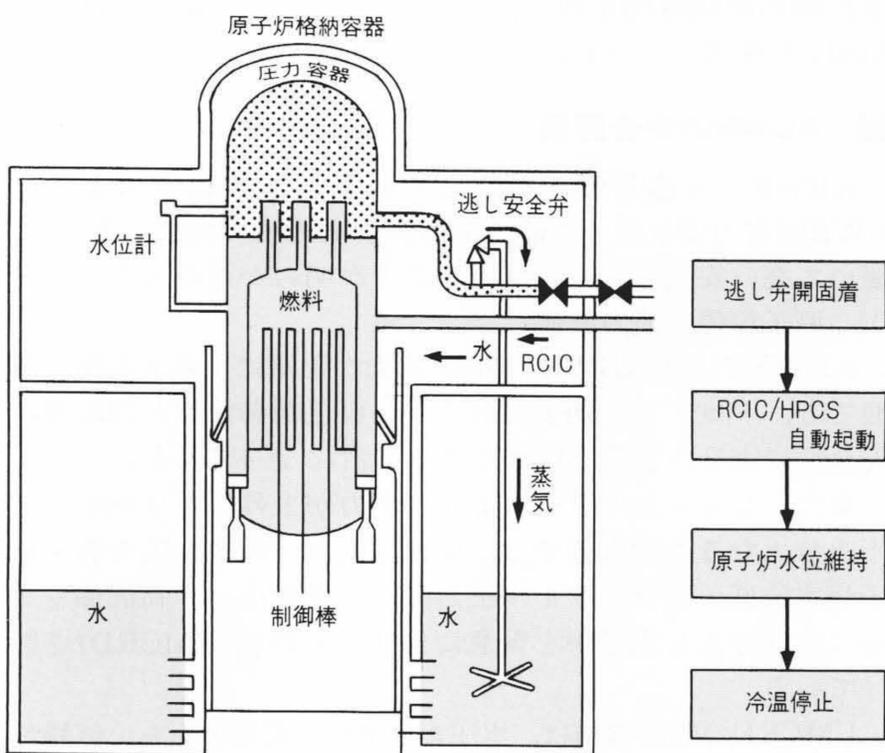
ABWRでは、所内動力用電源として、通常の高信頼度の外部電源システムのほかに、非常用電源としてディーゼル発電設備3系統を設けているので、全交流電源喪失が発生する確率は極めて低い。また、安全評価の観点から短期間の全交流電源喪失を想定しても、原子炉は自動的にスクラムし、原子炉での発生蒸気を用いるタービン駆動のRCIC(原子炉隔離時冷却系)の自動起動により、原子炉内に冷却水が補給され原子炉水位の維持ができ、自然循環により炉心を十分冷却することができる。炉心の崩壊熱により発生する蒸気は、逃し安全弁を通して圧力抑制プールに導かれ凝縮されるので、事故が拡大することはない。

(b) 逃し弁開固着事故時の除熱能力評価

ABWRでは従来BWRと同様、開固着しにくい構造のばね式逃し安全弁を用いており、開固着の発生確率は非常に小さく従来BWRでも事例はない。安全評価の観点から原子炉運転中の逃し安全弁開固着を想定しても、図9に示すように給水系による注水又はRCICあるいはHPCS(高圧炉心スプレイ系)の自動起動により、原子炉水位を維持することができる設計となっている。また、自然循環で炉心を冷却しながら原子炉を冷温停止状態に移行できるので、事故が拡大することはない。

(c) TMI類似事故時の除熱能力評価

ABWRでは、多重の高圧注水系をもっており、また開固着発生確率の極めて小さいばね式逃し安全弁をもっているため、TMI類似事故は発生しない。安全評価として仮にTMIと類似の「給水喪失時に高圧注水系が故障し、更に逃し安全弁開固着」という多重故障を想定しても、RCIC単独の作



注：略語説明 RCIC(原子炉隔離時冷却系)

図9 逃し弁開固着事象 RCIC又はHPCSが自動起動し原子炉水位を維持するので、運転員は水位監視をするだけで、原子炉を安全に冷温停止をもってゆくことができる。

動で原子炉水位を確保することができ、炉心を十分に冷却できる設計となっている。なお、炉内での水素ガス発生など仮想的な事象に対しても、これを容易に排出できる構造であり、また格納容器内は、窒素ガス封入により不燃化していることなどから大事に至ることはない。

(d) 冷却材喪失事故時の除熱能力評価

安全評価として仮に配管破断による冷却材喪失事故を想定しても、HPCS, RCIC, LPFL(低圧注水系)が作動し、冷却材を原子炉圧力容器内に直接注入して炉心を確実に冷却することができる設計となっている。また、直接サイクルを採用しているため、ECCS以外にも一次系に直接注入できる常用系が多数あり、十分な炉心冷却が可能である。

ABWRでは仮想的な冷却材喪失事故時の破断口は小さく、炉心より上部に位置しているため図6に示したように炉心は露出することなく十分冷却される。

(3) 放射性物質の格納能力評価

ABWRは、固有の安全性を十分生かした安全設計を行なっているため、想定される各種の事故に対しても十分安全に原子炉を冷温停止できる。

したがって、原子力発電所から放射能が放出されるような重大事故に至る可能性は極めて少ない。

また、万一の事故発生を仮定しても格納容器内の圧力抑制プールによるスクラビング効果で放射性物質(ヨウ素)をほとんど完全に除去し、かつ格納容器内圧力を低減して、系外漏えいを防止する設計となっている。

したがって、事故時格納容器内に放出された放射性物質は十分減衰するまで長期にわたり格納できる。

(4) 総合的な安全性

ABWR安全設計の妥当性をみるためにPRA(確率論的リスク評価)<sup>5)~7)</sup>を行なった結果、

(a) 高圧ECCSの強化(2系統から3系統)により炉水補給能力が向上した。

(b) 残留熱除去系の強化(2系統から3系統)により長期冷却能力が向上した。

(c) FMCRDによりATWSへの対応能力が向上した。

ことなどのため、プラント全体としては改良標準型BWR-5プラントと比較して更に大きな安全性の向上を確認した。

4 結 言

ABWRはその固有の安全性と安全設備の特性によって、他に類をみないほど安全性が高く、経済的なプラントとなっている。特に、インターナルポンプの採用により大口徑の再循環ループがなくなったため、仮想的な冷却材喪失事故時でも炉心を冠水維持でき、小容量のECCS、小型の格納容器など経済的な安全設備で大幅な安全性向上を図ることができた。

参考文献

- 1) A.Omoto, et al.: NUREG/CP-0058, 3, 609(1985)
- 2) S.Miura, et al.: NUREG/CP-0071, 11-11(1985)
- 3) M.Murase, et al.: NUREG/CP-0058, 3, 632(1985)
- 4) T.Matsumoto, et al.: NUREG/CP-0058, 3, 651(1985)
- 5) U.S.NRC: NUREG/CR-2300(1983)
- 6) 佐々木, 外: 原子力プラントの確率論的安全解析支援プログラムの開発, 日立評論, 62, 9, 633~636(昭55-9)
- 7) 尾本: 確率論的安全評価の理論と応用に関する短期研究会報告書, UTNL-R-0182(昭60年)