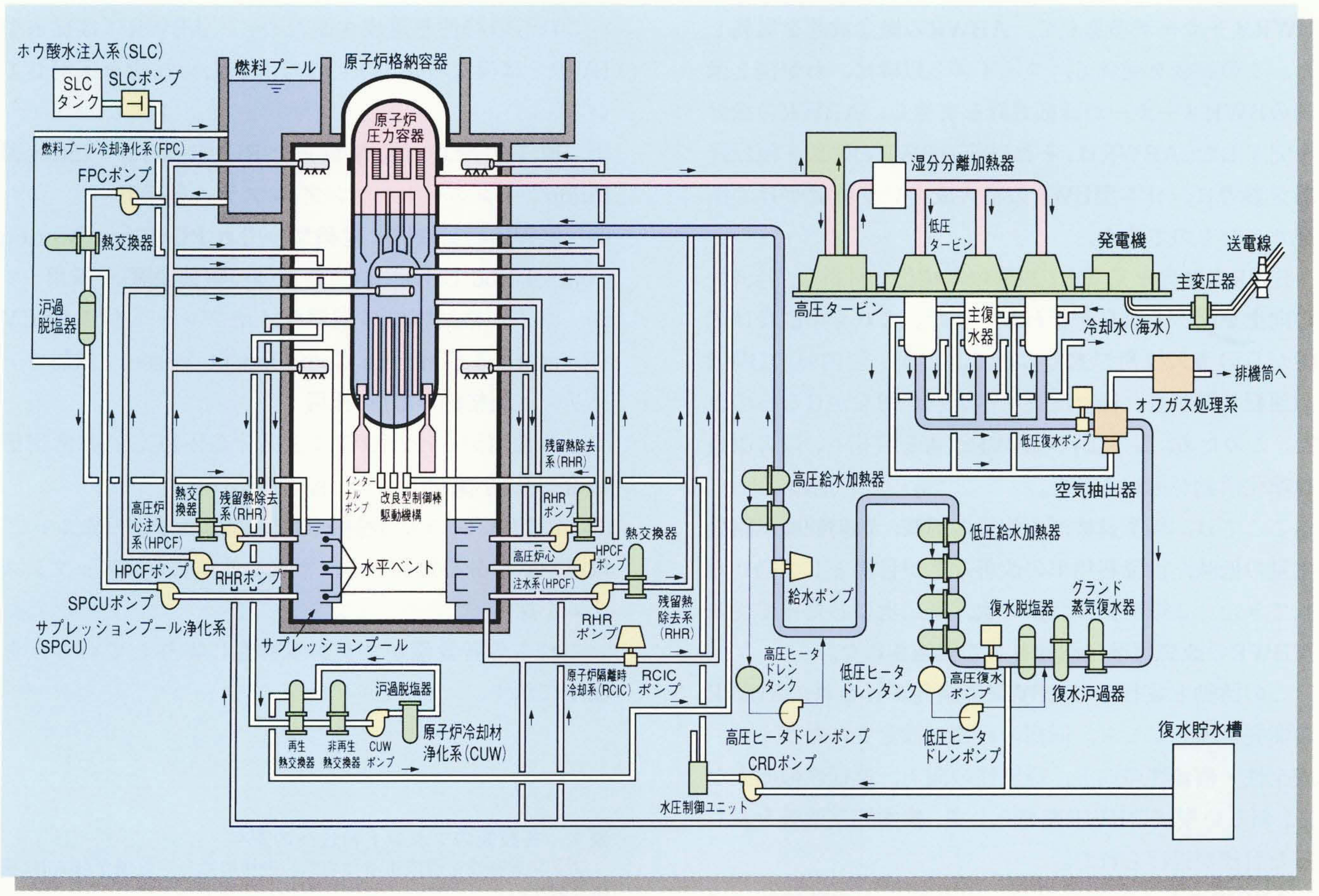
ABWRプラントの完成
—東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所6,7号機—

Completion of ABWR Plant

辻　昭夫　*Akio Tsuji*　浅田幸宏　*Yukihiro Asada*
遠藤昭夫　*Akio Endô*



注：略語説明　SLC(ホウ酸水注入系), FPC(燃料プール冷却浄化系), RHR(Residual Heat Removal System；残留熱除去系), HPCF(高圧炉心注水系)
SPCU(サプレッションプール浄化系), CUW(原子炉冷却材浄化系), RCIC(原子炉隔離時冷却系), CRD(制御棒駆動機構)

ABWRの系統概要

ABWRには，RIP(インターナルポンプ)，FMCRD(改良型制御棒駆動機構)，RCCV(鉄筋コンクリート製格納容器)，三区分高圧ECCS(非常用炉心冷却系)高効率タービン設備などを採用している。

ABWR(Advanced Boiling Water Reactor：改良型沸騰水型原子炉)は，1978年に開発を開始し，東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所６，７号機(以下，柏崎刈羽６，７号機と言う。)のツインプラントに最初に適用された。1996年11月７日，1997年７月２日にそれぞれ営業運転を開始し，世界初のABWRの実運転が実現した。日立製作所は，柏崎刈羽６号機のタービン回りの設備と，柏崎刈羽７号機の原子炉回りの設備を納入した。

日本型BWR(沸騰水型原子炉)と言えるABWRは，従来型BWRの運転経験から得られた情報を基に各種の改良を三次にわたって行った，国の改良標準化活動の集大成となる原子力発電プラントである。

ABWRには従来型BWRと異なる機器や設備が採用され，工場や現地での各種試験を通じて，所定の機能と健全性を確認した。

今後の営業運転でも，良好な特性を示すものと期待している。

1. はじめに

ABWR(Advanced Boiling Water Reactor：改良型沸騰水型原子炉)は，東京電力株式会社の指導の下，世界のBWR(沸騰水型原子炉)メーカーの国際協力によって開発されたものである。1978年にAET(Advanced Engineering Team)を結成し，BWRの改良開発を開始した。この時点では，日本，米国，スウェーデン，イタリアのBWRメーカーが参加して，ABWRの概念設計を実施した。この評価を受けて，フェイズ2以降は，わが国と米国のBWRメーカーが詳細設計を実施し，ABWRの設計を完了した。ABWRは，それ以前のBWRの建設・運転経験を参考に，日本型BWRの集大成という位置づけで開発されたものである。

BWRの歴史を見ると，設備の単純化を目指し，経済性の向上を図って改良が行われてきた。これらの改良は米国からの導入技術で進められてきたが，国内外のBWRの運転状況から，種々改良すべき点が明らかになってきた。このため，日本国内のBWR改善を目指し，国の改良標準化活動が推進された。

ここでは，従業員被ばく線量の低減，放射性廃棄物発生量の低減，設備利用率の改善などが目標として揚げられてきた。この活動は，第一次，第二次にわたって従来型BWRの改良標準化活動として実施された。

この活動と並行してABWRの開発が行われ，ABWRの開発目標としても，同様の目標が設定されたうえに，安全性・信頼性の向上，経済性の向上，運転性の向上など，新しい型式のBWR開発として，抜本的な改善をねらった目標が揚げられた。

ABWRの基本設計完了後，国の第三次改良標準化にABWRが取り上げられ，日本型BWRの集大成としての位置づけで，ABWRが実現していくこととなった。また，この動きの中で，ABWR設備の信頼性実証試験を国の支援の下に実施するなど，設備信頼性も確認したうえで，実機に採用されることとなった。

このようにして開発されたABWRは，東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所6，7号機(以下，柏崎刈羽6，7号機と言う。)のツインプラントに初めて採用された。

柏崎刈羽6号機は1991年9月に着工し，1996年11月7日に営業運転を開始した。柏崎刈羽7号機は1992年3月に着工し，1997年7月2日に営業運転を開始した。

ここに，開発から約19年を経て，初めてのABWRツインプラントが完成したのである。

ここでは，柏崎刈羽6，7号機に採用された主要機器と，これらに用いられた技術について述べる。

2. ABWRの特徴

ABWRは，前章で述べたような目標の下に開発された。したがって，プラントの特性としては，(1)高安全・信頼性，(2)低被ばく性，(3)低放射性廃棄物発生量，(4)高運転性，(5)高経済性，(6)高設備利用率を備えている。

これらの特性を達成するために，ABWRには従来型BWRとは異なった，次のような新しい技術を採用している。

(1) 原子炉冷却材再循環系にRIP(Reactor Internal Pump：インターナルポンプ)システムを採用

(2) 制御棒駆動機構に電動型のFMCRD(Fine Motion Control Rod Drive：改良型制御棒駆動機構)を採用

(3) 原子炉格納容器に鋼製ライナプレート付きRCCV(Reinforced Concrete Containment Vessel：鉄筋コンクリート製格納容器)を採用

(4) 非常用炉心冷却設備に三区分高圧ECCS(非常用炉心冷却系)を採用

(5) 高効率タービン設備として，52インチタービン，二段再熱式湿分分離加熱器，給水加熱器ドレンアップシステムを採用

これらの各設備がプラント特性に寄与している点を**表1**に示す。

表1 各設備のプラント特性への寄与

プラント特性を達成するために，各種の新しい設備がABWRに採用されている。○印が，採用した新しい設備を示す。

項目＼設備	RIP	FMCRD	RCCV	三区分高圧ECCS	高効率タービン設備
高安全・高信頼性	○	○	○	○	—
低被ばく線量	○	○	—	—	—
低放射性廃棄物発生量	—	—	—	—	○
高運転性	○	○	—	—	—
高経済性	○	—	○	—	○
高設備利用率	—	○	—	—	—

3. ABWRの主要設備

ABWRの主な仕様を**表2**に示す。

ABWRの主要設備の概要について以下に述べる。

3.1 RIP(インターナルポンプ)システム

RIPシステムでは，ポンプを圧力容器底部に直接取り付けて，原子炉内部の冷却材を循環させているため，従来型BWRに存在していた外部再循環配管やジェットポンプが存在しない単純な構成となっている。特に，外部再循環配管が存在しないことは，格納容器内部の配置空間が広く取れ，格納容器内の放射線源を少なくすることになり，定期点検時の作業性改善や従業員被ばく線量低減に大きく寄与することとなっている。

また，圧力容器のノズルのうち，炉心部分以下に接続する大口径のノズルが無くなるため，配管破断を想定した場合でも，燃料露出がなくなり，安全性の向上にも寄与している。

3.2 改良型制御棒駆動システム

改良型制御棒駆動システムでは，通常時の制御棒の挿入・引抜き操作は電動モータによる駆動方式とし，制御棒の急速挿入は水圧駆動方式とする二重の駆動方式を採用している。緊急挿入が必要な場合には，水圧駆動で挿入するが，これが作動しなかった場合には電動駆動で自動的に全挿入する構成としているため，全挿入機能に対しては信頼性を高めている。

また，通常運転中の制御棒挿入位置の移動ピッチは約18 mmであり，1ピッチ移動時の燃料出力変化が小さいため，原子炉熱出力が高い状態でも制御棒操作が可能であり，運転性を向上させている。

表2 ABWRの主な仕様

ABWRでは，原子炉冷却材再循環系に，外部再循環配管やジェットポンプが存在しない単純な構成のRIPシステムを採用している。

項目		ABWR
出力	電気出力	1,356 MWe
	熱出力	3,926 MWt
炉心	燃料	872体
	制御棒	205本
原子炉設備	再循環系	インターナルポンプ方式
	制御棒駆動方式	水圧・電動駆動両用方式
原子炉格納容器		鉄筋コンクリート製建屋一体型
非常用炉心冷却系		三区分高圧型
タービン設備	熱サイクル	二段再熱
	タービン(最終長翼)	52インチ
	湿分分離器	再熱型
	ヒータドレン	ドレンアップ方式

さらに，電動駆動を使用して，複数の制御棒を同時に引き抜くギャングモードを採用することができ，このモードを活用することにより，プラントの起動時間を短縮することが可能となり，設備利用率の向上に寄与している。

3.3 鉄筋コンクリート製格納容器

鉄筋コンクリート製格納容器では，耐圧機能を鉄筋コンクリートで受け持ち，密封機能を内面のライナプレートで受け持つ構造としている。従来型BWRでは，これらの両者の機能を鋼鉄製格納容器で受け持っていたため，厚い鋼板を必要としていたが，ABWRでは薄いライナプレートで十分であり，鋼材質量を低減させることができる。

3.4 三区分高圧非常用炉心冷却設備

ABWRでは，炉心部分よりも低い位置に圧力容器の大口径のノズルが無いため，配管破断を想定しても水位の低下は遅いが，圧力の低下も緩やかなため，高圧状態からの注水が必要となる。このため，非常用炉心冷却系の各区分に高圧の注水系統を設置している。これにより，冷却材喪失時にも炉心部の冠水を維持することができるようになっており，安全性を向上させている。

なお，残留熱除去系も三区分としており，確率的安全評価の結果では，従来のBWRよりも大幅に炉心溶融確率を低下させ，安全性を増している。

3.5 高効率タービン設備

タービン設備には，低圧タービンの最終段翼に52インチの長翼，二段加熱型湿分分離加熱器，給水加熱器ドレンを復水系統に接続するドレンアップシステムなどの，高効率化を目指した設備を採用している。

これらの高効率システムにより，熱効率の向上を図っている。

4. ABWRの重要機器の特性と確認試験

4.1 RIP(インターナルポンプ)

4.1.1 構造・機能

RIPは，インペラシャフトとディフューザから成るポンプ部，およびステータ，ロータ，軸受から成るモータ部で構成する縦型単段斜流タイプの水中ポンプであり，原子炉圧力容器下部に設置された10台のRIPケーシング内に収納されている。RIPシステムは，ASD(Adjustable Speed Drive：静止型可変周波数電源装置)で駆動され，その回転数に応じて炉心流量を変化させ，炉出力を制御する重要な機能を持っている。回転体が原子炉内で運転

表3　柏崎刈羽7号機RIPシステムと関連機器の主な仕様

RIPシステムは，インバータ(ASD)の回転数に応じて炉出力を制御する。また，その回転体が原子炉内で運転されるため，きわめて高い信頼性が必要となる。

機器		項目	仕様
インターナルポンプ	ポンプ	員数	10
		定格流量，揚程	7,700 m³/h，40 m
		最大回転数	1,490 r/min
	モータ	形式	水中モータ
		出力	830 kW
RIPインバータ(ASD)	インバータ	員数	10(RIP 1台につき1台)
		形式	GTOインバータ
		定格流量	1,250 kVA
電動発電機セット	同期発電機	員数	2(インバータ3台につき1台)
		定格流量	5,100 kVA
	駆動電動機	員数	2
		定格出力	3,800 kW

注：略語説明　GTO(Gate Turn-off Thyristor)

されるという点でも，きわめて高い信頼性が要求される最重要機器の一つである。RIPシステムの主な仕様を関連機器とともに**表3**に示す。

4.1.2　性能・機能確認試験

RIPシステムの製作完了後，工場で，水力特性，振動特性，コーストダウン特性，逆転防止装置機能試験などのポンプ単体試験，および電源と電動発電機セットとの組合せ試験を実施し，所定の性能・機能を満足していることを確認した。

工場での性能試験に続き，現地でRIPを原子炉圧力容器に組込み後，起動試験を行った。これにより，工場ではできない複数台ポンプによる各種運転モードでの特性試験を実施し，すべての規定値を満足することを確認した。起動試験で採取した振動特性を**図1**に示す。いずれも規定値を満足しており，RIPシステムが良好な特性を持っていることがわかる。また，試験後，ポンプを分解点検し，軸受やインペラなどの回転部品の点検を実施した結果，異常なきずや摩耗などは無く，回転体としての構造健全性上の問題が無いことも確認した。

以上の工場試験，起動試験により，RIPシステムがすべての要求仕様を満足する信頼性の高いポンプであることを実証した。

4.2　改良型制御棒駆動機構(FMCRD)

4.2.1　構造・機能

FMCRDは，中空ピストン，ボールねじなどから成る上部分割部と，軸封部，モータユニットなどから成る下部分割部によって構成し，原子炉圧力容器下部に設けられ

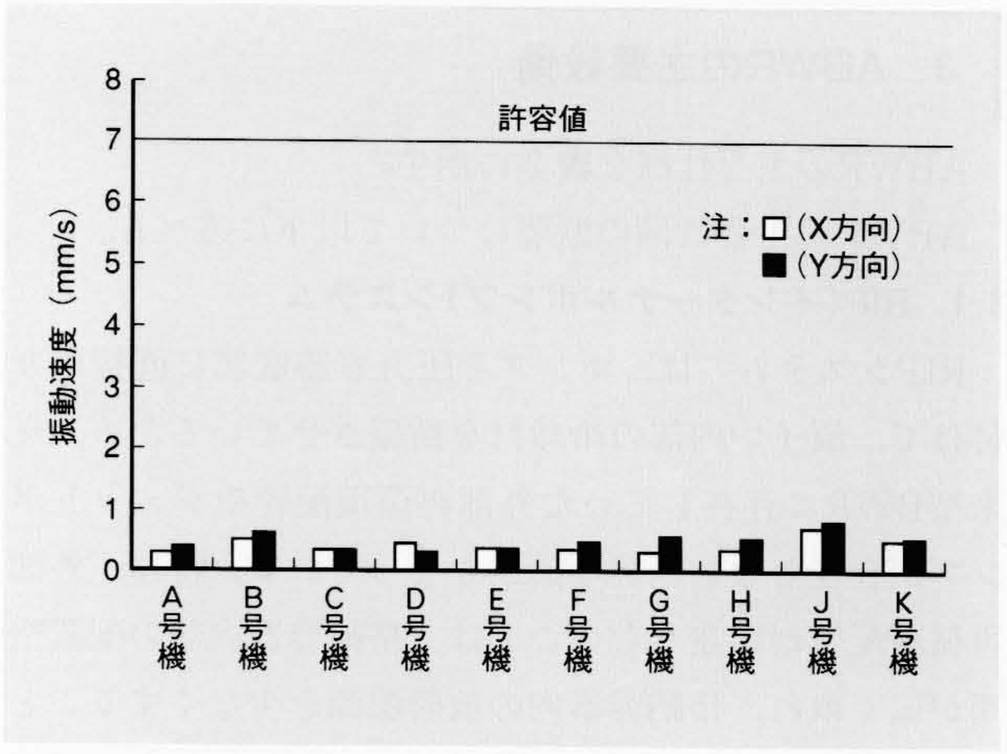


図1　柏崎刈羽7号機RIPシステムのケーシング振動状況

全ポンプとも振動の小さい安定したポンプであることを確認した。

た205台のCRD(制御棒駆動機構)ハウジング内に設置される。

FMCRDの主な仕様を**表4**に示す。

4.2.2　性能・機能確認試験

FMCRDについては，本体に加え，HCU(Hydraulic Control Unit：水圧制御ユニット)などの周辺機器を含めて，工場で40年相当の寿命試験，地震時制御棒挿入性試験，および各種の過酷耐久性試験を実施し，性能と耐久性がプラント要求仕様を満足していることを確認した。

工場性能試験に続いて，現地で原子炉圧力容器に組込み後，系統試験・起動試験を行った。これにより，工場ではできない，複数台による各種運転モードでの特性試験を実施し，プラント仕様を満足することを確認した。代表的なスクラム性能特性を**図2**に示す。

4.3　鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)

4.3.1　構造・機能

RCCVは，原子炉圧力容器や一次系配管ほかの重要機

表4　FMCRDの主な仕様

FMCRDは，原子炉の起動・停止と出力を制御する重要な機能を担っており，高い信頼性が要求される。

項目	内容
駆動方式	通常駆動：電動式 スクラム駆動：水圧式
ステップ当たりの駆動幅	約18 mm
駆動速度	約30 mm/s
スクラム時間	1.44 s(60%挿入)以下 2.80 s(100%挿入)以下
原子炉起動・停止時群操作(ギャングモード)	最大26本

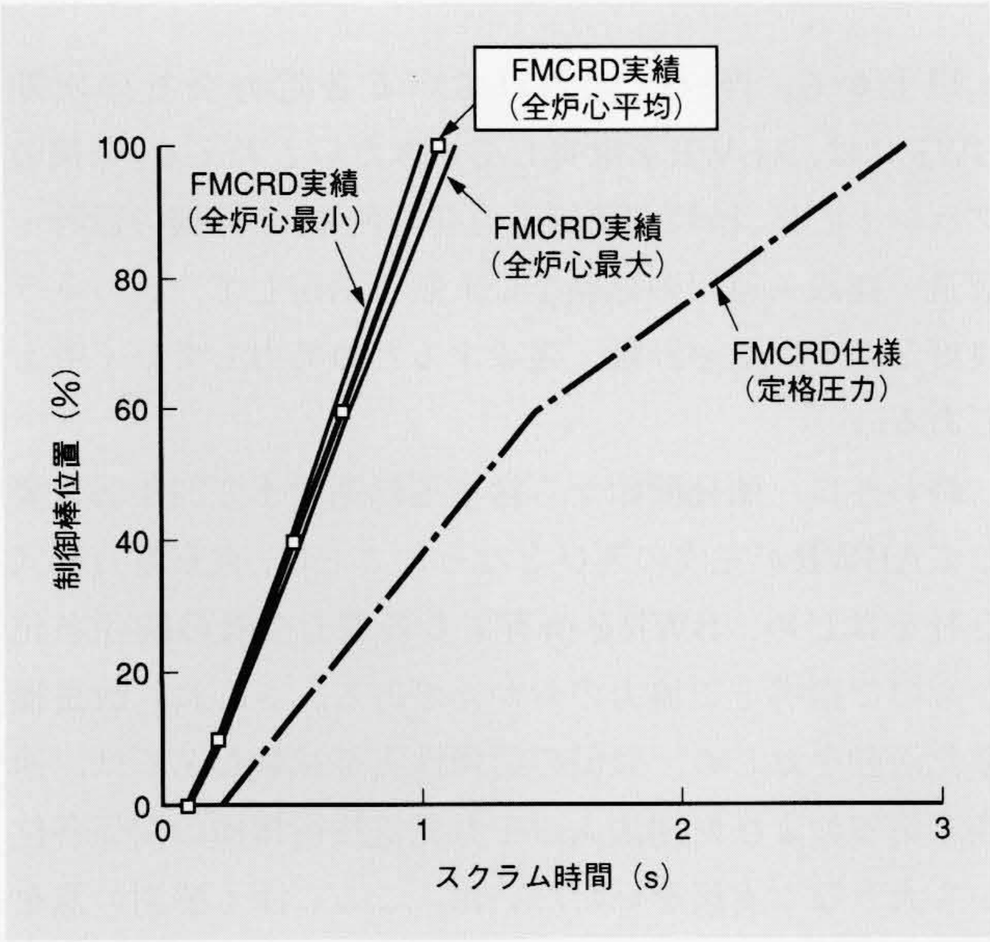


図2　制御棒スクラム挿入性能
全205本のスクラム挿入時間は，要求仕様を十分に満足し，かつ，ばらつきの少ない安定した動作を示した。

器を格納し，通常運転時や万一の事故時での圧力抑制機能，耐圧機能，漏えい防止機能，遮蔽機能を持つ大型の容器であり，十分な構造健全性と信頼性が要求される原子力プラントの重要機器の一つである。

4.3.2　構造性能確認試験

RCCVの構造健全性を確認するために，SIT(Structural Integrity Test：構造性能確認試験)を実施した。この試験は，最高使用圧力の1.125倍に相当する0.36 MPaの内圧を負荷した状態で，トップスラブ部やプールガーダ部などのRCCV各部の変位測定と，コンクリートの機能健全性の確認を行う試験である。

このSITの結果，最大変位は規格クライテリアを十分下回っており，また，コンクリート部は内圧負荷に対し十分健全であることを確認した。

この試験と並行して耐圧漏えい試験を行い，異常な変形や漏えいが無いことを確認した。

以上の試験・検査により，RCCVの構造性能，耐圧漏えい機能が総合的に実証され，高い信頼性を持つことを確認した。

4.4　タービンシステム熱効率

ABWRプラントの蒸気タービン系では，東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所第4号機の技術を基に，熱効率のいっそうの向上技術として，52インチ長翼，湿分分離加熱器，給水加熱器ドレンアップシステムなどを採用した。

柏崎刈羽6号機では，部分負荷段階から100%定格出力に至るまでの性能試験で良好な結果が得られ，わが国BWR最大の電気出力1,356 MW，熱効率34.5%を達成した。

4.5　給水加熱器ドレンアップシステム

ABWRプラントでは，熱効率向上と設備仕様の合理化を目的に，給水加熱器ドレンを復水系に直接回収するドレンアップシステムを採用した。ドレンアップシステムは，高圧給水加熱器ドレンを給水ポンプ吸込側に回収する高圧ドレンアップシステムと，低圧給水加熱器ドレンを復水脱塩装置上流側に回収する低圧ドレンアップシステムで構成する。

4.5.1　給水水質

上述のように，給水加熱器ドレンを復水系に直接回収するために給水加熱器ドレンの水質(金属不純物濃度，溶存酸素濃度)を良好に保つ必要があり，以下のことを実施した。

(1)　タービン設備の一部の材料改善

(2)　加熱器ベント率(給水加熱器から復水器へ非凝縮性ガスを抽出する割合)の最適化

(3)　脱気構造ドレンタンクの採用

柏崎刈羽6号機の水質実績では，すべての項目で原子炉給水基準値を十分に下回る良好な結果が得られた(**表5**参照)。

4.5.2　ドレンポンプ安定運転

ドレンアップシステムでは，ドレンタンクとの静水頭差によってドレンポンプの有効吸込圧力を確保し，ドレンポンプの安定運転を図っている。

さらに，高圧ドレンアップシステムでは，高温の飽和ドレン処理となるため，負荷急減時のドレンポンプ有効吸込圧力の確保が重要となる。つまり，ポンプ吸込圧力の降下に対して，ドレン飽和圧力の追従が遅れるため，静水頭差だけでは安定した有効吸込圧力の確保が困難であった。日立製作所は，この対応策として，低温復水の一部をドレンポンプ吸込側に注入することにより，ドレ

表5　柏崎刈羽6号機の水質実績
原子炉給水基準値を十分に下回る良好な結果が得られた。

項目	原子炉給水基準値	原子炉給水	高圧給水加熱器ドレン	低圧給水加熱器ドレン
Fe	15（金属不純物）	0.039	0.029	2.9
Ni		0.13	0.46	0.057
Co	—	0.0017	0.0019	0.012
DO_2	20～200	20～30	40～50	20～25

（単位：ppb）

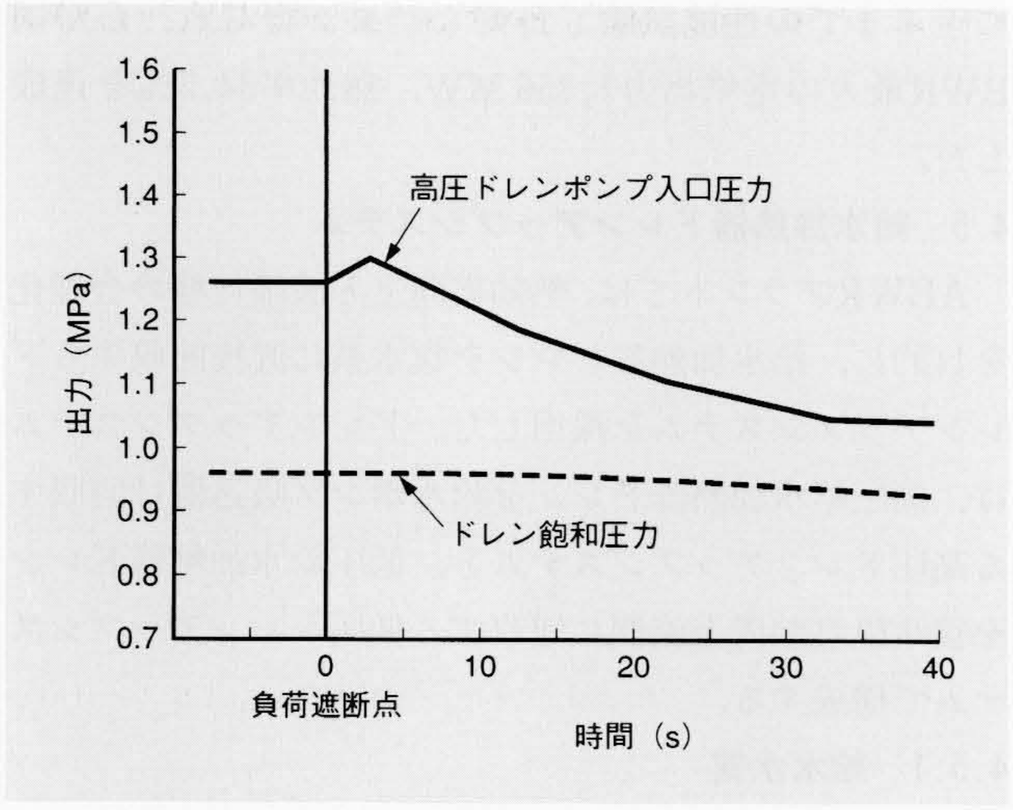


図3　100%出力時負荷遮断試験の結果
高圧ドレンポンプ入口圧力に比べて，ドレン飽和圧力が十分に低く，安定したドレンポンプの運転が行われている。

ン飽和圧力を下げる冷水注入方式を開発した。この方式の適用により，柏崎刈羽6号機の起動試験で安定したドレンポンプの運転が可能となった。

100%出力時負荷遮断試験の結果を**図3**に示す。高圧ドレンポンプ入口圧力に比べて，ドレン飽和圧力が十分低く，安定したドレンポンプの運転が行われていることがわかる。

5. おわりに

ここでは，東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所6，7号機に採用された主要機器と，これらに用いられた技術について述べた。

柏崎刈羽原子力発電所6，7号機の機器については，工場や現地での各種試験で良好な性能を示したことや，両プラントの商業運転での良好な運転状況から判断して，ABWRが優秀なプラントであることを確認することができた。

以上から，今後予定されている各電力会社の次期BWRには，ABWRを推奨していきたいと考える。今後のプラントでは，柏崎刈羽原子力発電所6，7号機の設計・製造・建設・運転の経験を最大限に活用して，いっそう良好なプラントを計画，建設するため努力していく考えである。

終わりに，開発開始から営業運転開始まで20年弱を要してABWRが完成の運びとなったことは，東京電力株式会社をはじめ，BWRを所有する各電力会社の関係各位からのご指導とご協力のおかげである。さらに，改良標準化活動をはじめ，設備の信頼性実証試験などでは，通商産業省および財団法人原子力発電技術機構の関係各位から大きなご支援をいただいた。ここに深く感謝の意を表する次第である。

参考文献

1) 魚住，外：ABWR初号機に向けた高信頼性機器の設計・製作の状況，日立評論，**77**，4，267～270(平7-4)

執筆者紹介

辻　昭夫
1971年日立製作所入社，日立工場 原子力計画部 所属
現在，原子力発電所の基本計画に従事
日本原子力学会会員
E-mail：TSUJI@cm. hitachi. hitachi. co. jp

遠藤昭夫
1977年日立製作所入社，日立工場 原子力設計部 所属
現在，原子炉機器設計に従事
日本機械学会会員
E-mail：Endoh@cm. hitachi. hitachi. co. jp

浅田幸宏
1986年日立製作所入社，日立工場 火力システム計画部 所属
現在，原子力発電所タービン系システムの設計に従事
E-mail：asada@cm. hitachi. hitachi. co. jp