沸騰水型原子力発電の最近の動向と日立の役割

Current Status of Boiling Water Reactor and Hitachi's Role

我が国では、石油代替エネルギーの一つとして原子力の開発が特に重要視されているが、原子力のもつ特殊性から、国民の合意を得るために多くの段階に慎重な運営が行なわれ、そのため建設計画にも著しい遅れが生じている。これを改善するため、国産技術を中心に原子力発電の定着を目標として、官民一体の改良標準化計画、大規模な電力共同研究、国家プロジェクトとしての大型実証試験など、種々の施策が実行されている。日立製作所は、原子力開発の主流の一つである沸騰水型原子力発電所について、特に信頼性の向上、稼動率の向上、被曝低減を三大目標として広範囲な研究開発を続けており、その成果の活用によって上記の施策に積極的に参加している。

本論文では、それらの三大目標と、プラントの経済性向上に対する努力につき、 最近の日立製作所での建設経験、開発研究の実態、国際協力などについて紹介する。 大木新彦* Arahiko Ooki 三木 実** Minoru Miki

□ 緒 言

我が国の原子力発電量は、現在、全発電設備の約12%を占めるに至っているが、石油代替エネルギー源として今後更にこの割合を増すとともに、原子力発電の信頼性、安全性の確保はもちろんその稼動率の向上を図ることが望まれる。

現在,原子力発電の主流である軽水炉の定着化が重要な課題であり,官民一体となって大規模な開発研究,実証試験を実施するとともに,地道な改良標準化計画が続けられている。

また、昭和54年3月28日に発生した米国スリーマイル島原子力発電所の事故は、原子力発電所の安全性に大きな議論を呼び、我が国でも大きな影響を受け、電力会社、メーカーー体となり、再評価の実施、具体策の検討が進められているが、その影響は当分続くものと見られる。

このような情勢にあって、日立製作所は、前述の大規模な研究開発や実証試験計画に積極的に参画するとともに、国の標準化計画で目標としている原子力開発の三つの柱、すなわち稼動率の向上、信頼性の向上、被曝低減対策などについて広範囲な研究開発の推進に努めるとともに、製品の品質向上、国産化技術の育成、保守技術の確立など、多方面にわたる開発に最大限の努力を続けている。

本稿では,この主な開発内容及び活動状況について説明する。

2 沸騰水型原子力発電所の動向

2.1 技術導入型から改良標準型への移行

商業用BWR (沸騰水型原子力発電所)として、我が国で最初に導入された日本原子力発電株式会社敦賀発電所(出力375 MWe)は、運転開始以来既に9年の実績をもっているが、この間、我が国で稼動したBWRは、11基に達している。これらのBWRは、当初の外国からの導入技術をベースに国産品の採用が図られ、機器の国産化率は、昭和49年に稼動した中国電力株式会社島根原子力発電所(出力460MWe)で93%に達している。ソフトウェアの面でも、我が国の国情に合ったプラント計画を行なうために、炉心、燃料、安全、耐震、放射線被曝低減などに関する自主技術開発が行なわれ、一部は実機に応用されている。

一方,経済性の向上に主眼をおいたGE社(米国・ゼネラル エレクトリック社)標準型BWR-6炉心, MARK-III格納施 設が、米国では広く実用化されつつあったが、特に我が国で は、耐震性及び放射線被曝低減の観点からソフトウェアの自 主技術を活用し、実績のあるBWR-5型プラントについて改 善検討が行なわれた。この成果は、昭和50年に国の指導によ り発足した改良標準化計画によって、より具体的に促進され るに至った。今後当分の間は、この改良標準型プラントが建 設されていくことになるが、これによって、我が国では、外 国技術の導入型原子力プラントから自主技術による改良標準 型原子力プラントへの移行がなされたということができる。 更に、国際的に各国BWRメーカーの経験、開発技術を集約 して、より経済性の高い次世代のBWRを国際協力のもとに 計画検討しようとする前進的な意向に基づき、世界のBWR 5メーカーによる国際協同設計を実施し、その成果は将来 ABWR(Advanced BWR)として実用化が期待されている。 図1にGE型式の推移と日本採用型式の動向を, 更に表1に 主要仕様の比較を示す。

2.2 我が国における改良標準化

昭和45年の日本原子力発電株式会社敦賀発電所の運転開始、その後東京電力株式会社福島第一原子力発電所1号機(460 MWe)の稼動により、沸騰水型原子炉は実用化の段階に入ったが、これらはいずれも米国GE社からの輸入プラントであった。その後、徐々に国産化が進むにつれ、運転経験に基づき、信頼性や保守点検などの面で改善したほうが好ましい点が明らかとなり、それらの改善が部分的に採り入れられるようになった。

更に、広い範囲で改善するため昭和50年から通商産業省、電力会社、メーカーが一体となって稼動率向上、信頼性向上、放射線被曝低減などの観点から改良標準化計画を推進することになり、日立製作所も建設経験、運転実績及び自主開発技術を提供し、積極的に参加した。それらの改良標準化の主要検討項目を表2に示す。日立製作所では、当初から自主技術の開発に力を注いできたが、中国電力株式会社島根原子力発

西暦年	1955	1960	1965	1970	1975	1980	1985
G F 樺 淮		BWR-1	BWR-2 BWR-3	BWR-4 BWR-5		BWR-6	<u> </u>
G E 標 準 (発表年)		ドレスデン-1	オイスター ドレスデン- クリーク	2 バーモント 東海-2 ヤンキー		グランド・ガルフ-1	[A BWR
日本の動向			BWR-BWF 2 3	BWR-4	BWR-5		A BWR
(採用年)			敦賀 福島	I-1 福島 I-2	東海−2	BWR-5(改良標準型)	\rightarrow
						福島Ⅱ-2	

注:略語説明

ドレスデン-1(米国ドレスデン原子力発電所1号機) オイスタークリーク(米国オイスタークリーク原子力発電所) ドレスデン-2(米国ドレスデン原子力発電所2号機)

ドレスデン-2(米国ドレスデン原子力発電所2号機) バーモントヤンキー(米国バーモントヤンキー原子力発電所) グランド・ガルフ-1(米国グランド・ガルフ原子力発電所1号機) 東海-2(日本原子力発電株式会社東海第二発電所) 敦賀(日本原子力発電株式会社敦賀発電所)

福島 I-1(東京電力株式会社福島第一原子力発電所1号機) 福島 I-2(東京電力株式会社福島第一原子力発電所2号機) 福島 II-2(東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機) BWR(沸騰水型原子力発電所) ABWR(Advanced BWR) GE(米国ゼネラル エレクトリック社)

図 | GE型式と日本採用型式の動向 米国GE(ゼネラル エレクトリック)社はBWR-6型に移行しているが, 我が国では国情に合った格納容器, 炉心, システムなどを採用した改良標準化型BWR-5を建設している。

表 I GE標準BWRと日本改良型BWRの主要仕様比較 BWR-5型からGEは炉心冷却水流量制御に制御弁方式を採用したのに対し,日本ではポンプ回転数制を採用し,また原子炉格納容器も改良標準型MARK-I,II型を採用している。ABWR型は国際協力設計による次世代型である。

型名	BWR-I	BWR-2	BWR-3	DWD 4	BWR-5		5.W.B. 6	A STATE TH
仕 様	DWN-1	DWR-2		BWR-4	GE	日本改良型	BWR-6	ABWR型
燃料型式	6 × 6	7 × 7	7 × 7	7 × 7	8 × 8	8 × 8	8 × 8	8 × 8
炉心出力密度(kW/l)	31	34	41	51	51	51	-54	44~51
炉心冷却水	外部ループ(3~5ループ)			外 部 ル ー プ (2ループ)				圧力容器内蔵
強制循環方式	ポニ	ン プ	ポンプ+ジ	ジェットポンプ	ポンプ+	5 ノズル付ジェッ	トポンプ	ポンプ
冷却水流量制御		電動発電	電動発電機方式		制御弁	電動発電機方式	制御弁	サイリスタ
非常用炉心冷却系	2-CS	HPCI追加	LP	CI追加		HPCS追加	Anna	2-HPCS 2-HPCI
原子炉格納容器	球形ドライ	MAR	K- I	MARK-I/II	MARK-II	改良標準型 MARK- I / II	MARK-III	ABWR型
3 // TH // TH HH		鋼製		鋼製	コンクリート製	鋼製	コンクリート製	鋼/コンクリート製

注:略語説明 CS(炉心スプレー) HPCI(高圧炉心注水) LPCI(低圧炉心注水) HPCS(高圧炉心スプレー)

電所の運転経験や蓄積技術をベースに、GE型BWRの改善に取り組み、その成果は改良標準設計に大幅に採用された。

第一次改良標準化計画(昭和50~52年)で検討された項目は、東京電力株式会社福島第二原子力発電所 2 号機に全面的に採用され、我が国の改良標準化ベースプラントとして、現在建設推進中である。この改良標準化計画では、更に我が国で開発された耐震設計技術、耐震評価法が採用され、システムの改良に加えて機器の改良、自動化の大幅採用などにより、我が国独自の技術確立が行なわれたが、引き続き実施された第二次改良標準化計画(昭和53~55年)では改良標準化の範囲を原子炉系に拡張し、検討項目の追加と同時に、改良炉心設計では日立製作所が提案したWNS(上下 2 領域濃縮度炉心)が検討されるなど、ソフトウェア技術でも我が国の独自性をもちつつある。

3 日立の改良開発

3.1 BWRの製作, 運転経験

日立製作所は、日本原子力発電株式会社敦賀発電所、東京電力株式会社福島第一原子力発電所1号機で、GE社の下請として圧力容器、格納容器、タービン系機器、配管など主要機器を納入したが、中国電力株式会社島根原子力発電所は、主契約者として全プラントの製作建設の機会が得られ、顧客との慎重な検討の結果、大幅に国産機器採用を実施して、我が国最初の国産原子力発電所を完成した。運転開始以来6年を経過したが、平均の時間稼動率72.7%を達成し、燃料破損皆無、低放射線レベルのプラントとして、国内外の注目を集めている。図2に中国電力株式会社島根原子力発電所の一次系配管線量例を示す。

その後,東京電力株式会社福島第一原子力発電所4号機(出力784MWe),日本原子力発電株式会社東海第二発電所(出力1,100MWe)などの大容量BWR発電所を建設し、昭和53年秋に相次いで営業運転に入った。東京電力株式会社福島第一原子力発電所4号機は、昭和54年9月定期検査に入るまで国内BWR最長連続運転283日を達成することができた。また、日本原子力発電株式会社東海第二発電所は、日立製作所が主

表 2 改良標準化検討項目(BWR) 昭和50年から開始された改良標準化は、プラントの稼動率向上、信頼性向上及び放射線被曝低減を3本柱として通商産業省、電力会社、メーカー三者が一体となり、推進を行なってきた。

第一次	(昭和50~52年)	第二次 (昭和53~55年)			
区 分	標準化検討項目	区分	標準化検討項目		
	(1) 応力腐食対象		(1) システム		
	材料の選定	1. プラント	(2) ラドウエスト		
1.信頼性向上	(2) ISIの自動化	標準化	(3) 配置計画		
	(3) 計装システム改良		(4) 電気計装		
	(1) クラッド発生防止				
2.放射線	•酸素注入	2.耐震設計	(1)建築設計		
被曝低減	• 沪過式復水脱塩器	標準化	(2) 機器設計		
	(2) ALAP対策				
3. 定期検査の 効率化	保守機器の自動化	3.許•認可申請	(1) 安全審査		
4.改良型	作業性向上,	標準化	(2) 工事認可		
格納容器	放射線被曝低減				

注:略語説明 ISI(In Service Inspection)
ALAP(As Low As Practicable)

備考:その他機器改良プログラムとして信頼性向上,被曝低減,定期検査短縮 が電力会社,メーカー協力の下に進められている。 要機器の製作、据付及び試験を担当したが、建設期間が62箇 月(岩盤検査~運転開始)という短期間の記録を達成できたた め、BWR-5型の世界最初の稼動プラントとなり、現在も順 調な運転を続けている。また、輸出向けとして圧力容器、炉 内構造物, 格納容器, タービン発電機など各コンポーネント の納入実績をもち、プラント輸出への体制も確立しつつある。 その他にも多数の機器製作の機会を得ており、それらの主要 納入実績を表3に示す。

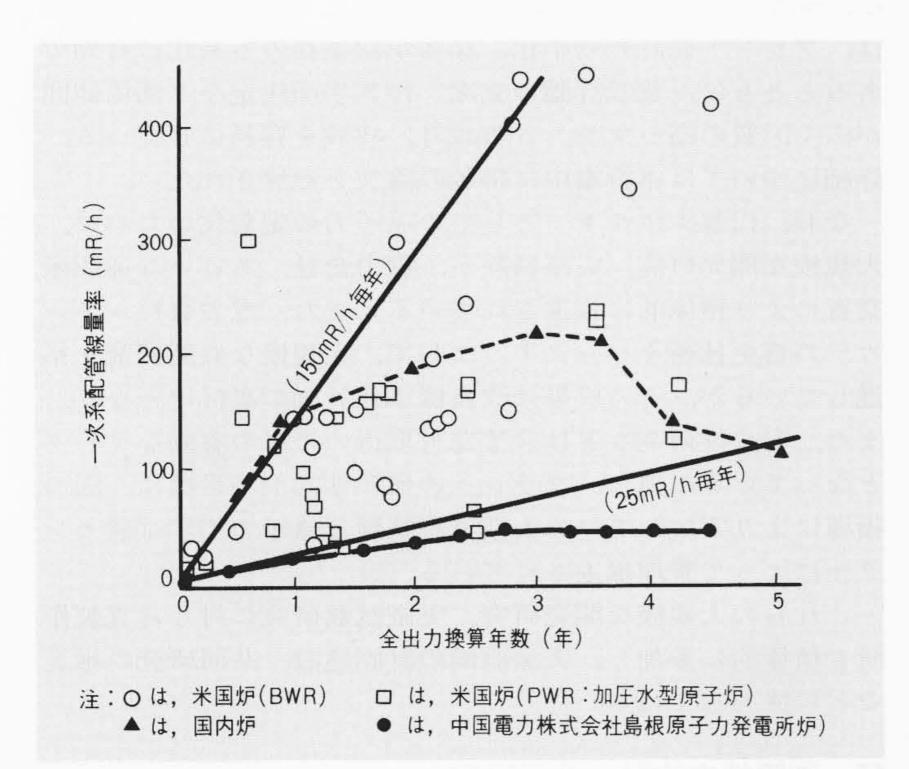


図 2 稼動プラントの一次配管線量率 沪過式脱塩器と混床式脱塩器 を二重に設置し、酸素注入による腐食抑制を最初に実施した中国電力株式会社 島根原子力発電所炉は6年の運転期間を経過したが、燃料棒無破損とあいまっ て世界最高の低レベル線量プラントと評価されている。

日立納入主要BWR機器表 日立製作所は原子力発電設備一式を, 中国電力株式会社島根原子力発電所炉,東京電力株式会社福島第一原子力発電 所 4 号機, 及び日本原子力発電株式会社東海第二発電所東海 2 号機*に納入し ているが、主要機器の納入実績を一覧表に示す。

	出力	機器	圧力容器 炉内構造物	格納容器	タービン 発 電 機	熱交換器配管その他
プラ	ラント名 (M)	We)		00		
181	敦 賀	357	0			0
	福島 I-1	460		0		0
国	島根	460	0	0	0	0
四	福島 I -3	784		0		0
	浜 岡I	540			0	0
	福島 I -4	784	0	0	0	0
	東 海Ⅱ	1,100	0	0		0
4	浜 岡Ⅱ	840			0	0
内	福島 II -2	1,100	0	0	0	0
	福島 II -4	1,100	0	0	\bigcirc	0
	浜 岡Ⅲ	1,100				0
	米 国	1,100	0			
輸	スイス		0			0
出	メキシコ					-00-
144	その他			00	0	00
	計		8	9	8	16

注:○は、納入済み

○は, 設設, 製作計画中

*は、タービン発電機、燃料はGE社納入

浜岡I(II, III)は、日本原子力発電株式会社浜岡第一(二,三)原子力発電所

3.2 改良開発と大規模な共同研究

日立製作所は、昭和29年に原子力に関する研究開発に着手 し,実験用原子炉や臨界実験装置の設置など,原子力の基礎 研究の推進を図るとともに、発電炉用技術の蓄積に努めてき たが、特に材料の信頼性研究、機器の製造技術開発に大きな 成果を挙げてきている。更に、304ステンレス鋼の溶接技術に 関しては、早くから低カーボン材の採用、溶接条件の制御技 術の開発を行ない,既に実機に適用してきた。これらの技術 は、近年BWRに発生した初期不良とも言えるステンレス鋼 の応力腐食防止対策に大きく貢献したと考えている。原子力 に関する広範囲にわたる開発研究のうち, 近年は特に信頼性 の向上, 稼動率の向上, 放射線被曝低減対策の三つの大きな 柱を中心に展開しており、合わせて原子力特有の製造技術の 改善,保守技術の開発など,地道な研究にも力を注いでいる。 日立製作所で実施している開発の主要項目を表4に示す。

(1) 信頼性の向上対策

原子力発電所の信頼性の向上研究としては,燃料の健全性, 機器の信頼性,制御系の信頼性,プラント故障停止の回避策, 安全性の評価, 炉緊急停止安全設備の改善, 放射性物質の系 外漏出防止対策などのテーマについて, 研究開発を実施して いる。

燃料については、水素脆化の防止、PCI (燃料と被覆管の 相互作用)緩和対策、炉心監視による余裕度確認運転法など の採用によって,中国電力株式会社島根原子力発電所では, 運転開始以降燃料棒破損が皆無という好成績を得た。更に, 照射燃料のランプテストデータの集積を行ない, 健全性の確 保に努力を続けている。プラントの信頼性については、運転 実績, 故障分析などのデータをベースに, 特殊な信頼性解析 手法の確立により、システム、機器などの設計値の評価を行 ない, 必要かつ十分な冗長度の確認, バランスのとれた全シ

表 4 日立改良開発項目の例 日立製作所は,原子力に関する広範囲

分	類	日立改良開発項目
		濃縮度 WNS(2領域改良炉心)
		日間負荷変化運転法
炉心,燃料	+	出力上昇率制限緩和
		炉心性能予測計算システム
		バリア型燃料
安全, 耐震	E	蒸気中の炉心スプレー挙動
「炉心,安全	È]	ブローダウン時炉心流動特性の実証
放出放射能		微動形電動制御棒駆動装置
及び耐震	J	高速スクラム制御棒駆動装置
		改良型原子炉格納容器
		クラッド及びコバルト挙動モデル
		給水 2 段 沪 過 脱 塩 方 式
放射線被明	暴低減	酸素注入による腐食抑制法
「低放射能ジ	ノステム	低コバルト材の開発
低廃棄物	レステム	耐食性炭素鋼の採用
自動化	J	廃薬液・樹脂のペレット固化減容
		燃料自動交換装置
		制御棒駆動機構自動交換装置
		移動式点検装置
		16体燃料シッピング法
		耐食ステンレス鋼開発(低炭素316)
		ステンレス配管内面水冷却溶接法
稼動率向」	Ł	高周波加熱内面残留応力緩和法
		溶接の自動化
定期検査期間	間短縮]	モデルによる配置計画手法
機器システム	ム信頼性向上	中央監視制御システム"NUCAMM-80"
		システム異常診断装置
		高信頼性ディジタル制御装置
		図示表示高感度自動超音波探傷装置

ステムの信頼性確保などの技術を完成している。

また、制御装置についても、ディジタル方式の採用により 著しい信頼性の向上をねらっている。

以上述べた詳細については、本特集号掲載の各論文を参照 されたい。

(2) 稼動率向上対策

稼動率の向上は,運転技術の改善,特に運転中の故障停止 の防止対策,自動化の推進による定期検査期間の短縮などに より達成される。

運転技術の改善と故障停止の防止対策については,監視と故障表示法を改良し,データ処理のための図示表示を大幅に採用し,マンマシンコミュニケーションに重点を置いた改良型中央制御システム"NUCAMM-80"や,故障防止のための機器診断装置を完成し,運転員の判断を支援する炉心予測装置の開発などを実施している。

また、原子炉起動時及び制御棒パターン変更時の定格出力 到達までの所要時間の短縮を目的とした出力上昇技術の改良、 更に日間負荷変化運転時の特性改善など、燃料特性に密接な 関係のある改善研究が進められた。特に、WNSは、燃料交 換時のステップ数を半減して所要回数を節減し、また、炉心 燃料のシャッフリングを必要としないので定期検査期間の短 縮が図れるなど、数々の効果が期待されている。

更に、保守機器や検査機器の自動化、燃料及び制御棒駆動装置の自動化をはじめ、燃料シッピング法の改良用ツールの開発など、定期検査期間短縮のための開発を行ない、その大部分が既に実機に適用されている。これの詳細については、本特集の論文で紹介する。

(3) 放射線被曝低減対策

運転実績のデータを分析評価した結果,プラントの放射線被曝低減のためには,原子炉機器及び配管の表面線量率の上昇を抑制することが最も効果的であることが分かった。そのためには,燃料棒の破損防止,炉内への鉄クラッド搬入防止が有効であることに着目し,炉心運転管理技術,給水内腐食防止技術(沪過脱塩方式と酸素注入による腐食抑制)を確立し,我が国で初めて中国電力株式会社島根原子力発電所に採用した。同所では、顧客との緊密な協力管理により、現在世界でも最も放射能レベルの低いプラントとなっている。

将来のより低放射能レベルプラントを実現するため、水質管理について国際的な協同研究に参加するとともに、全プラントでの腐食クラッドの発生バランスの分析、Co発生の抑制策、浄化システムの改善などの研究を続けている。また、プラントの運転及び保守時の放射線被曝の80%以上は、原子炉格納容器内の保守、点検作業で生ずるため、炉格納容器スペースの拡大を提案し、同時に保守点検の容易性の向上、作業時間の短縮のための内部機器の改善、及び供用検査の対象機器については溶接部の低減(機器配管の一体化、曲げ配置の採用)など、具体策を採用することによって著しい改善が行なわれた。その一部は、東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機に適用されている。

更に,保守機器の自動化,分析装置の自動化及び放射性廃棄物の固化減容とペレット化を図り,地道な放射線被曝低減対策を続けている。これらの成果の一端を,本特集号の論文で紹介しているので参照されたい。

(4) 設計製造技術の改良と標準化

原子力発電設備の基数増加に伴って作業員の急増が予想され,更に,経済性の見地からもプラント内機器,配管の配置の合理化や保守点検の容易性をいっそう向上するように強い

要請が生じており、また、建設途上でのトラブル削減などのため、プラントレイアウトの十分な事前検討の必要性が高まっている。このような観点にたって、格納容器内モデルエンジニアリング手法を完成した。その規模は実物の言スケールとし、設計とモデル製作の並行作業を実施し、保守分解点検のための最適機器配置、配管、トレイ、空調ダクトの干渉などの再検討を行ない、東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機に適用している。ここでは、タービン建屋、補助建屋、廃棄物処理設備など、広範囲にわたり実施した。本手法は、プラント設計の効率化、顧客承認業務の容易化に有効であるとともに、建設計画の立案、作業手順決定など活用範囲が広く、質の高いプラントの設計、建設を容易にしている。詳細については本特集中に掲載の論文を参照されたい。

なお、代替エネルギーとしての原子力の定着化のために、 大規模な開発研究、実証試験が、電力会社、あるいは通商産 業省により積極的に推進されている。また、電力会社がメー カーの自主技術をバックアップして、大規模な共同研究を推 進しているが、その成果は改良標準化計画の裏付けとなり、 また、安全性研究などは設置認可取得のための有効なデータ となっている。更に、プラントの信頼性向上を目標に、国の 指導により実施している大型実証試験は原子力工学試験セン ターによって管理推進されている。

これらの大規模な開発研究,実証試験研究に対し日立製作 所も積極的に参加し,実験設備の計画建設,共同研究の推進 などに協力している。

4 国際協力設計と共同研究

日本、米国、欧州でのBWRメーカー各社の発電所建設経験、運転実績の蓄積に伴って、各国特有の状況に合わせたプラント建設が行なわれる時代に入っており、国際的に各メーカーの特徴を生かした開発成果が得られている。これらの技術情報の相互交換、相互協力による開発研究などが積極的に行なわれるようになった。

日立製作所も、米国GE社、スウェーデンのASEA-ATOM 社、国内では東京芝浦電気株式会社などと密接な関連のもと に、積極的に推進している。特に、高性能燃料の開発は、我 が国の電力共同研究のテーマの一つとして、その照射試験に スウェーデンの照射用原子炉を活用して、我が国では不可能 な実験データを蓄積するなど、ますます国際的研究の有効性 が認織されている。

更に、より経済性の優れた次世代のBWR(ABWR)を目指して、GE社の提案により世界のBWRメーカー5社[GE社、日立製作所、東京芝浦電気株式会社、ASEA-ATOM社及びAMN社(イタリア)]が協同設計を実施することになり、昭和53年6月から昭和54年9月までの期間、米国GE社原子力事業部の中にタスクを結成し、フィジビリティスタディを実施した。現在、このABWRを我が国に採用するための検討が続けられており、日立製作所もこの計画実現に全面的に取り組んでいる。

5 結 言

以上、BWRの開発と進歩の現状について、日立製作所の活動状況を中心に紹介した。BWR発電設備は、我が国の電力設備の主役の一つとして、今後数多く建設されることになると思われるが、原子力が石油代替の国産エネルギー源として国民の支持が得られ、信頼性のより高いプラントとして定着させるために、よりいっそうの技術開発を推進し、自主技術の確立に努めていく考えである。