

沸騰水型原子力発電設備の最近の動向

Recent Trends in BWR Nuclear Power Plants

Boiling water reactor (BWR) nuclear power generation system has undergone extensive development and application stage and is now firmly established as the major choice in the world nuclear power industry.

The most recent addition to the BWR product line, called BWR/6, has been developed in order to fulfill ever increasing demand for higher capacity while improving on plant economy and reliability.

This article describes the added features of a standard BWR/6 power station and puts the history of BWR development in a perspective.

大木新彦* Arahiko Ôki

浜田邦雄** Kunio Hamada

1 緒 言

近年、世界のエネルギー問題に関連して原子力発電の必要性が一段と叫ばれ、また運転実績の蓄積により設備の信頼性が向上するにつれて、いっそう建設計画の具体化に拍車がかけられている。原子力産業会議恒例の実績調査によれば、1973年末における世界の原子力発電設備は運転中147基4,771万kW、建設計画中364基3億6,273万kWに及び、その伸び率

は前年比の150%に達し、炉形式は軽水炉85%、ガス炉7.8%、重水炉5.5%及びその他の割合であり、主体は軽水炉となっている。特にアメリカ国内での発注が目覚ましく1973年中で38基、4,200万kWに達し、また本年前半期(1月～6月)において18基に及んでおり、そのうちアメリカのGE社の沸騰水型原子炉(以下、BWRと略す)が28%を占めている。BWRの年別発注状況(図1参照)から分かるように発電容量では、1972年に発表されたBWR-6型標準プラントが大半を占めている。

このようにBWRプラントが多数建設されているのは、その優れた炉特性により運転性能が良いことに加えて、経済性においても従来プラントと十分競合できるうえ、極めて安全性・信頼性の高いプラントになっているためである。BWR-6型プラントはGE社の1972年標準形に相当し、従来の高い安全実績をもつプラントの経験を基にして多方面にわたって改善を加え、特に大型に対処して、安全余裕度の大きい優れたプラントとなっている。本稿ではBWR-6型に主体を置き従来のBWR-5型と比較しつつ、その特長を概説する。

2 BWR設計の変遷

GE社は、近年プラント信頼性向上の一環として徹底した標準化を進めてきたが、安全上の規制の変遷、性能向上及び合理化の要求などを満たすために、2ないし3年おきに新型のBWRを発表してきた。当初は1965年型、1967型、1969年型などと呼ばれていたが、その後、建設プラントの実名を使いそれぞれドレスデン2型、ブラウンズフェリー型及びジンマー型と称した。1972年に至り従来の形式を一新して、かなり大幅な改良を行なった新型を発表するにあたり、これをBWR-6型と呼び同時に従来のプラントをそれぞれ世代で大別してBWR-1型～BWR-5型と改称した。

この変遷と特長は、表1に示すとおりである。

3 BWR新設計の特長

BWR-6型は主として原子炉蒸気供給系に対しての改良であり、同時期に合わせて完成したMark-III型格納容器との組

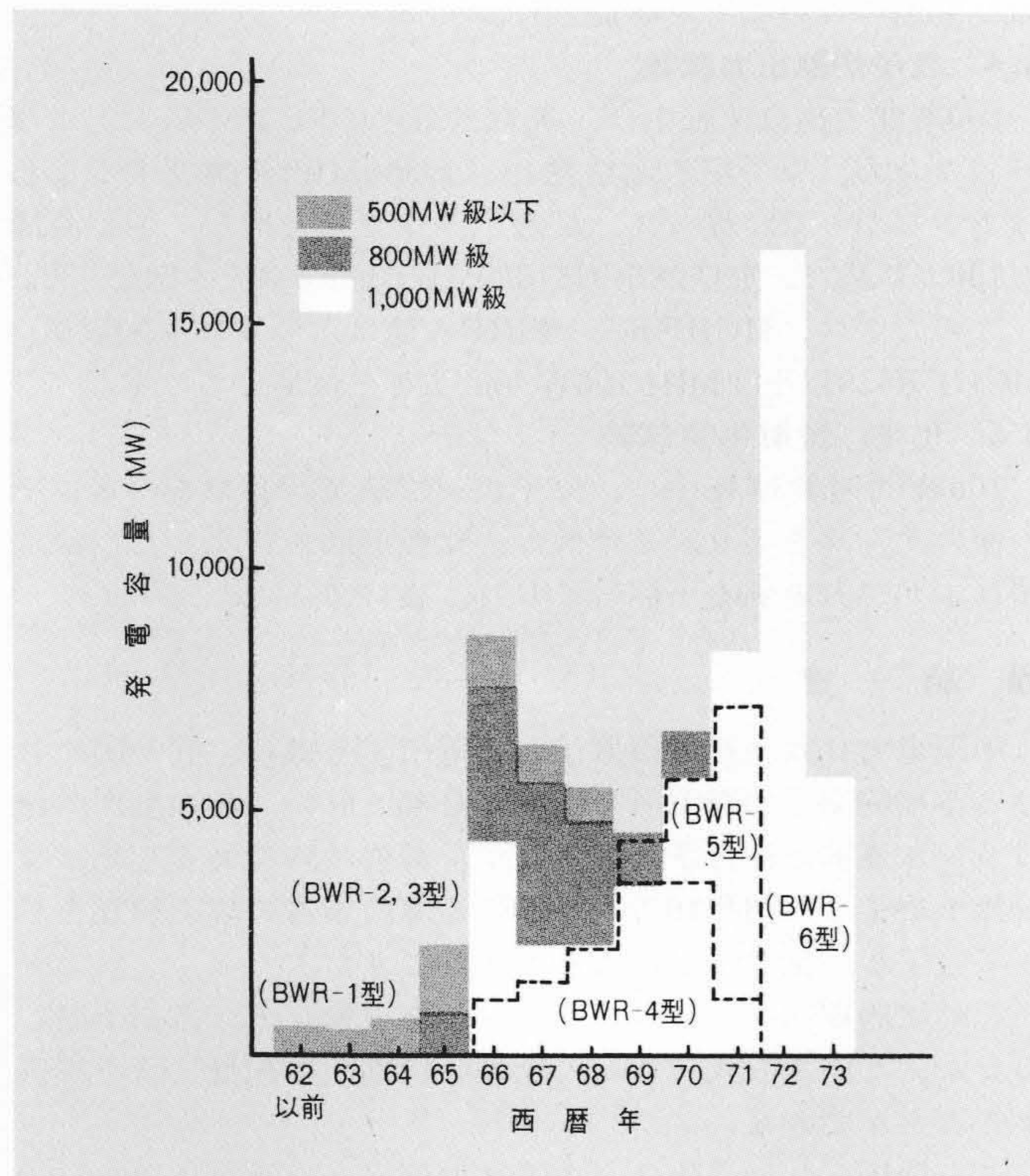


図1 アメリカにおけるBWRの年別発注状況 アメリカ内のBWR発注状況を出力別、型式別に分類し示した。

Fig. 1 Summary of Orders BWR for in USA

* 日立製作所電力事業本部

** 日立製作所日立工場

表 I BWRの変遷 BWRの改良の変遷を示したものであり、主要な仕様及び特徴が比較してある。

Table I Comparison of BWR's Product Line

型 式		BWR-1型	BWR-2型	BWR-3型	BWR-4型	BWR-5型	BWR-6型
項 目							
発 表 年		1955	1963	1965	1967	1969	1972
代 表	アメリカ	ドレスデン-1	オイスタークリーク	ドレスデン-2	ブラウンズフェリー	ジンマー	グランド ガルフ ベリー
	日 本 (社名略)	—	敦 賀	島根1号・福島1号	福島2～5号	東海2号・福島6号	—
先行プラント		—	敦 賀	島根1号・福島1号	福島2～5号	東海2号・福島6号	—
特 徴		最初の商業用原子力 発電所	最初のタンキーブラ ント	最初のジェット ポ ンプ	出力密度の向上	安全機器の改善	出力及び出力密度の 向上,線出力密度減少
		炉内汽水分離	Single Cycle に限 定	安全機器の改善	100万kWe 以上の初 の大型プラント	バルブ流量制御によ る負荷応答性の向上	8×8燃料採用, 冷 却水再循環系の改善
性 能	平均炉心出力密度 (kW/l)	29.6	33.6	36.6	50.7	51.2	56.0
	圧力容器当たりの 出力密度比(%)*	55	70	80	100	100	～120
	出 力 分 布 (Peaking Factor)	3.8	3.1	3.0	2.6	2.6	2.2
機 器	安 全 設 備 (ECCS)	炉心スプレイ系 オート リリーフ系	高圧注水系追加	低圧注水系追加	同 左	高圧炉心スプレイ系 新設, 高圧注水削除	同 左
	格 納 容 器	球型ドライコンティ メント	Mark I型			Mark II	Mark III **
	制 御 棒	ベロシティ リミッ タなし	ベロシティ リミッタあり				ステンレス鋼シース の厚み減少
	ジェット ポンプ	な し		あ り			
	汽 水 分 離 器	1 段 式	2 段 式				3 段 式
燃 料	タ イ プ	6×6	7×7				8×8
	ビ ー ク (kW/ft)	15.2	17.5		18.5		13.4

注：* は、BWR-4型を100%とする。 ** はGE社ではBWR-6型と区別し提案している。

合せとしてプラントを供給することになっている。また据付の合理化、品質及び経済性の向上などを目的として現地作業を少なくするため、原子炉圧力容器内に内部構造物の工場内組込方式の採用、換気空調設備の合理化、全体配置の抜本的改良により建屋及び基礎の単純化並びにしゃへいの節約、システム電子計算機のフル活用による中央制御盤の改善など種々の提案がなされているが、いずれもオプションとして今後の改善目標を示したものであり、既に受注済みのプラントでそのいくつかが採用されている。

表2は、これまでの標準設計であるBWR-5型とBWR-6型の比較を示すものである。

主要変更の骨子を紹介すると、まず従来実証された設計思想を踏襲しつつ、

- (1) メガワット当たりの資本費の低減
 - (2) より高い安全性と信頼性の追求
- にある。これを具体化するために次に述べる改良点に絞って設計を行なった。
- (1) 「8×8燃料」配列の採用により出力密度の増大
 - (2) 装荷燃料の数の増大
 - (3) 燃料棒の有効長の増大
 - (4) 制御棒肉厚の減少と水ギャップの均一化
 - (5) ジェットポンプの小形化と効率向上
 - (6) 汽水分離器の小形化と圧損低減

以上による改良の結果、

- (1) 原子炉圧力容器、原子炉再循環系、主蒸気系など常用系の主要寸法を従来の設計と同じとし、

- (2) 制御棒駆動機構も実証設計のままとし、
 - (3) 非常用炉心冷却系などはシステムを踏襲し、
- そのうえに、十分な安全上の裕度を確保し、且つ出力を約20%増加する設計が得られた。

これらの主要諸元の一例は、表3に示すとおりである。

なお以上に述べた考え方の骨子は、BWR-6型の新設計として発表されたものであるが、その後BWR-5型のプラント

表2 BWR-5型と同6型の標準化設計の比較 GEの標準化設計につき主要仕様を比較している。BWRは圧力容器内径と燃料バンドル数でプラントの容量を示すことになっている。

Table 2 Standardized Design of BWR-5 & BWR-6

項目	BWR-5型					BWR-6型				
	型式									
圧力容器内径 (in)		183	201	218	238	251	183	201	218	238 251
熱 出 力 (MWt)		1,593	1,931	2,436	2,941	3,323	1,956	2,444	2,894	3,579 3,833*
燃料バンドル数		368	444	560	676	764	400	500	592	732 784*
蒸 気 流 量 (10 ⁶ -kg/h)		3.1	3.8	4.8	5.7	6.5	3.8	4.8	5.6	6.9 7.5*
概 略 電 気 出 力 (MWe)		540	650	850	1,040	1,100	692	850	992	1,250 1,331*

注：*現在のタービン発電機容量に合わせて炉出力を若干小さくしてあり、将来増加ができるようになっている。

表3 BWR-5型と同6型の主要諸元比較 圧力容器 251 inプラントにつき、BWR-5型と同6型との主要仕様を比較し示した。

Table 3 Main Data of BWR-5 & BWR-6

分 類	項 目	BWR-5型	BWR-6型	増減率(%)
原 子 炉	電 気 出 力(MWe)	1,100	1,331	121
	熱 出 力(MWt)	3,323	3,833	115
	燃 料 バ ン ド ル 数	764	784	103
	出 力 密 度(kW/l)	51	56	110
	出力分布(Peak/平均)	2.6	2.2	85
圧 力 容 器	内 径(in)	251	251	100
格 納 容 器	総 重 量 (t)	~1,500	~2,000	133
制 御 棒	ウイング部厚み(mm)	7.9	6.6	84
	ポイズン有効長(mm)	3,632	3,658	100.7
ジェット ポンプ	吸込流量/駆動流量	2.04	2.35	115
	効 率 (%)	32.9	43	131
	ディフューザ外径(mm)	503	396	79
	ノ ズ ル 数	1	5	—
汽水分離器	圧 力 損 失 水 頭(m)	9.5	6.8	72
	外 径 (mm)	325	254	78
	本 数	225	297	132
	全 長 (mm)	2,565	2,464	96
燃 料	被 覆 管 外 径(mm)	14.3	12.5	88
	燃 料 有 効 長(mm)	3,658	3,759	103
	燃料棒数(バンドル当たり)	49	63	129
	同 上 配 列	7×7	8×8	—
	最大線出力密度(kW/ft)	18.5	13.4	72

に対しても、

- (1) 8×8 燃料配列の採用
 - (2) 燃料要素間水ギャップの均一化のための薄肉厚制御棒の採用
 - (3) 再循環系効率向上のための5孔ノズル ジェット ポンプの採用
- など新設計の改良点の導入が考慮されている。

一方、BWRの圧力抑制式格納容器は電球形格納容器(Mark-I型)と上下形格納容器(Mark-II型)が採用されていたが更に耐震性、接近性、作業性などの改良を目的として Mark-III型が開発され、今回BWR-6型原子炉蒸気供給系と組み合わせられて新型BWRに採用された。

以上の考えに基づいて、GE社では現在 United States Atomic Energy Commission (USAEC) に対して標準原子炉供給系の安全解析書(GESSAR)を申請中であり、近々許可が得られる予定である。

4 燃料及び炉心の改良

最新のBWRの燃料及び炉心は、従来型の運転実績や種々の試験、開発の成果を取り入れ、8×8本燃料配列を採用し、次のような改良が加えられている。

4.1 8×8本燃料配列の仕様

BWRでは、これまでは燃料集合体当たり、7×7本の燃料棒を配列したいわゆる「7×7燃料」を使用していたが、燃料棒の線出力に対する運転上の余裕を増し、燃料の健全性をいっそう高めるために、図2に示す「8×8燃料」を今後使用する。この燃料は、

- (1) 燃料棒の配列が8×8である。

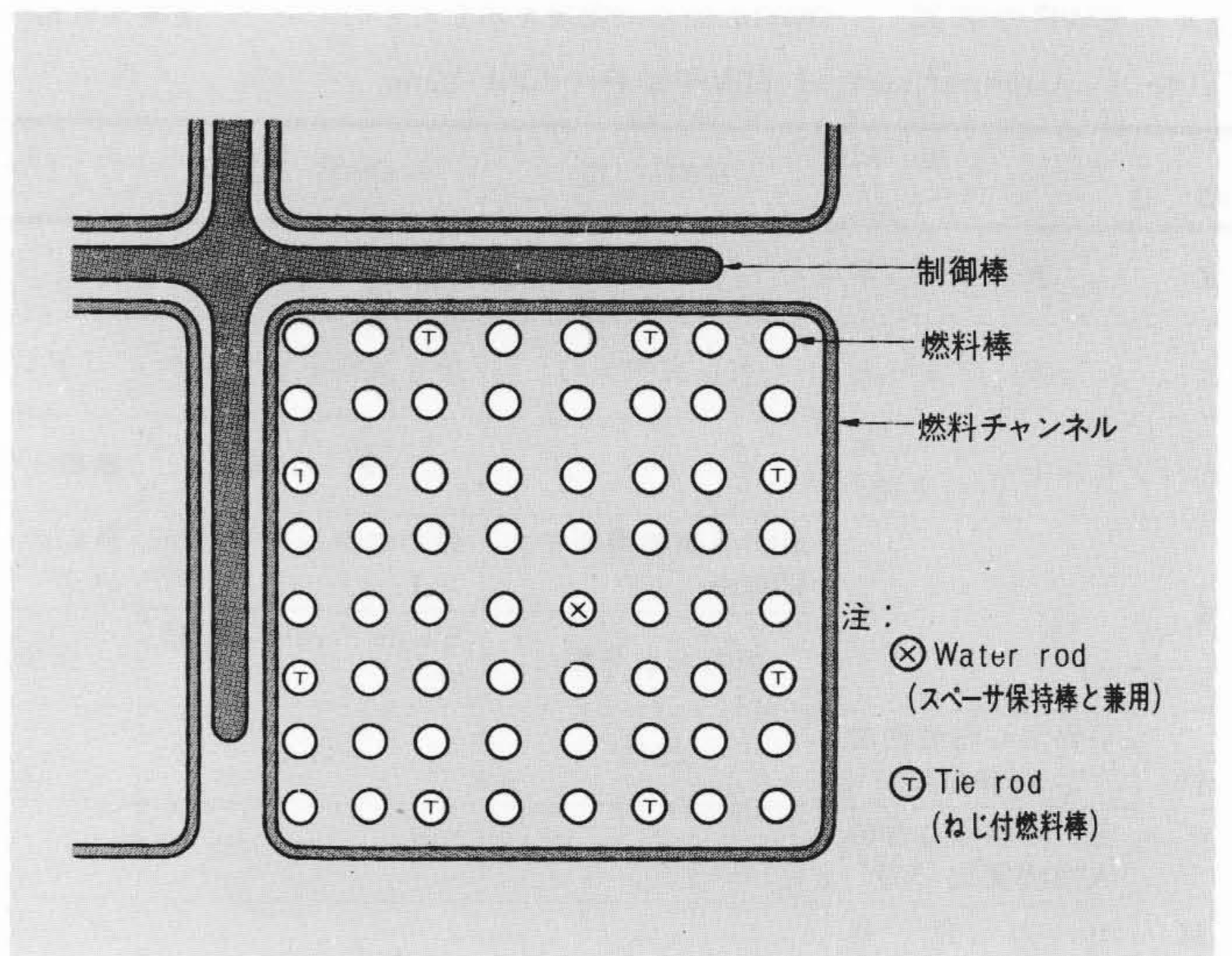


図2 8×8燃料棒配列 燃料棒の配列を示した断面略図である。

Fig. 2 Arrangement of Fuel Rods (8×8)

- (2) 燃料集合体中央部に、ウオータ ロッドと呼ばれる燃料ペレットを封入しない中空棒1本を使用し、その内部を冷却水が流れるようにしている。
 - (3) 従来使用していたコネクタ ロッドを廃止し、ウオータ ロッドにスペーサを固定する。
 - (4) 燃料集合体の外形は、従来の7×7燃料と同一にし、従来形の炉心でも使用可能にしている。
- などを特徴としている。

表4は、7×7燃料と8×8燃料の主要仕様比較を示すものである。

なお、8×8燃料の部品材料は、7×7燃料と比べ、特に変更はない。

4.2 8×8燃料の特性

8×8燃料は、燃料集合体当たり燃料数が多く、燃料棒が細くなっていることから、燃料棒の最高線出力密度が 13.4 kW/ftであり、従来の7×7燃料に比較すると、ペレット中心温度が低く、ペレット中心溶融及び燃料破損限界に相当する線出力密度に達するまでの余裕が従来に比べ2倍前後に大きくなり、燃料の健全性は大幅に高められ、また冷却材喪失

表4 標準燃料の仕様 7×7燃料と8×8燃料との標準仕様を比較したものである。燃料有効長は各Product Lineで異なっている。

Table 4 Standardized Data of Fuel Assembly

項 目		7 × 7 燃料	8 × 8 燃料
ペ レ ッ ト 直 径(mm)		12.1	10.6
被 覆 管 外 径(mm)		14.3	12.5
被 覆 管 肉 厚(mm)		0.96	0.86
燃 料 棒 ピ ッ チ(mm)		18.75	16.26
燃料有効長 (mm)	BWR-4型	3,658	3,708(取替燃料)
	BWR-5型	3,658	3,708
	BWR-6型	—	3,759
定 格 時 最 高 線 出 力 密 度(kW/ft)		18.5	13.4
定 格 時ペレット最高中心温度(℃)		～2,500	～1,800

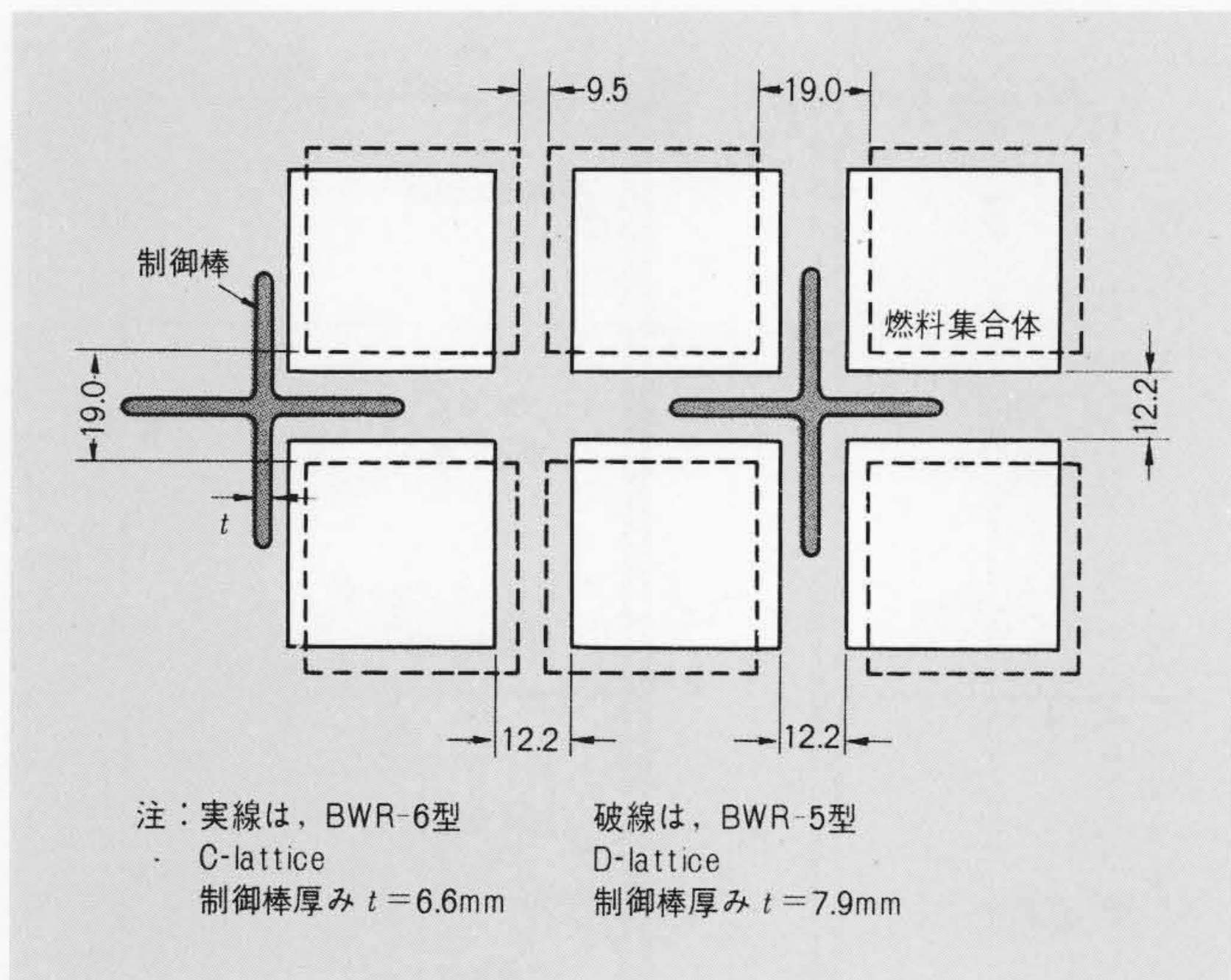


図3 燃料セル配列と水ギャップ幅 炉心の中の燃料と制御棒の配列及び主要寸法を示している。

Fig. 3 Core Lattice

仮想事故時の燃料被覆最高温度を飛躍的に低減させている。

8×8燃料の核特性は7×7燃料と比べ本質的な差はないが、ウオータ ロッドの使用は、これが減速効果を持っていることから反応度を増加させ、また出力のピークを低下させるのに役立っている。

4.3 8×8燃料炉心

8×8燃料は従来7×7燃料を使用している原子炉の取替燃料に用いられるほか、今後のBWR-5型の初装荷燃料に使用される。従来の7×7燃料炉心では、燃料集合体の配列は、制御棒が挿入される燃料集合体間隙が、他の間隙より広がっている D-lattice であったが、今後のBWRの炉心では図3に示すように燃料集合体の間隙を均一にした C-lattice に変更して出力ピークを低減させる。この結果、8×8燃料の採用と併せて燃料の線出力密度の余裕が更に大きくなる。

4.4 BWR-6型炉心

BWR-6型炉心では、上記の改良に加えて、燃料集合体内濃縮度分布を改善して局所出力ピークを約10%低下させ、この分炉心の出力密度を増加させる。またジェット ポンプの小形化などにより圧力容器内のシュラウド内径を拡大させ、6～13%燃料装荷量を増力させる。以上の結果、燃料の最高線出力密度13.4kW/ftを変更せずに、BWR-6型では、同5型に比べ、同じ大きさの圧力容器で約20%出力を増加させることができる。

5 BWR-6型用機器

5.1 Mark-III型原子炉格納容器

原子炉一次冷却系配管の仮想破断事故時に放射性物質が外部に放散するのを防ぐために、圧力抑制式の原子炉格納容器が設けられており、この型式には、現在用いられているMark-I形及び近年開発され現在建設が進められているMark-II型があるが、このほか更に最近Mark-III型が開発された。これらの3型式の比較は、図4に示すとおりである。Mark-I型同II型については本年本誌8月号で説明したので、ここではMark-III型格納容器についてのみ紹介する。Mark-III型格納容器は基本的には、(1)原子力圧力容器まわりの空間を広くすることによって、最近要求の出たきた原子炉冷却系の供用期間中検査(Inservice Inspection)の実施を容易にするとともに仮想配管破断事故時の配管むち打ち現象(Pipe Whip) から、原子炉格納容器や重要配管を防護するための配管レストレント構造物の取付けを容易にし、(2)ドライウエルと圧力抑制室を平面的に配置することにより、並行据付作業を可能にして据付工程の短縮を図り、更に原子炉圧力容器のエレベーションを下げ耐震性の改良を図ったのが特長である。このほか、Mark-I型、同II型では原子炉建屋上部に設けていた使用済み燃料貯蔵プールを、Mark-III型では原子炉建屋とは別に設けた使用済み燃料建屋内に移し、使用済み燃料はドライウエル上部プールと使用済み燃料プールを連結して設けられた燃料移送シュートにより移送される構造も従来型と異なっている点である。

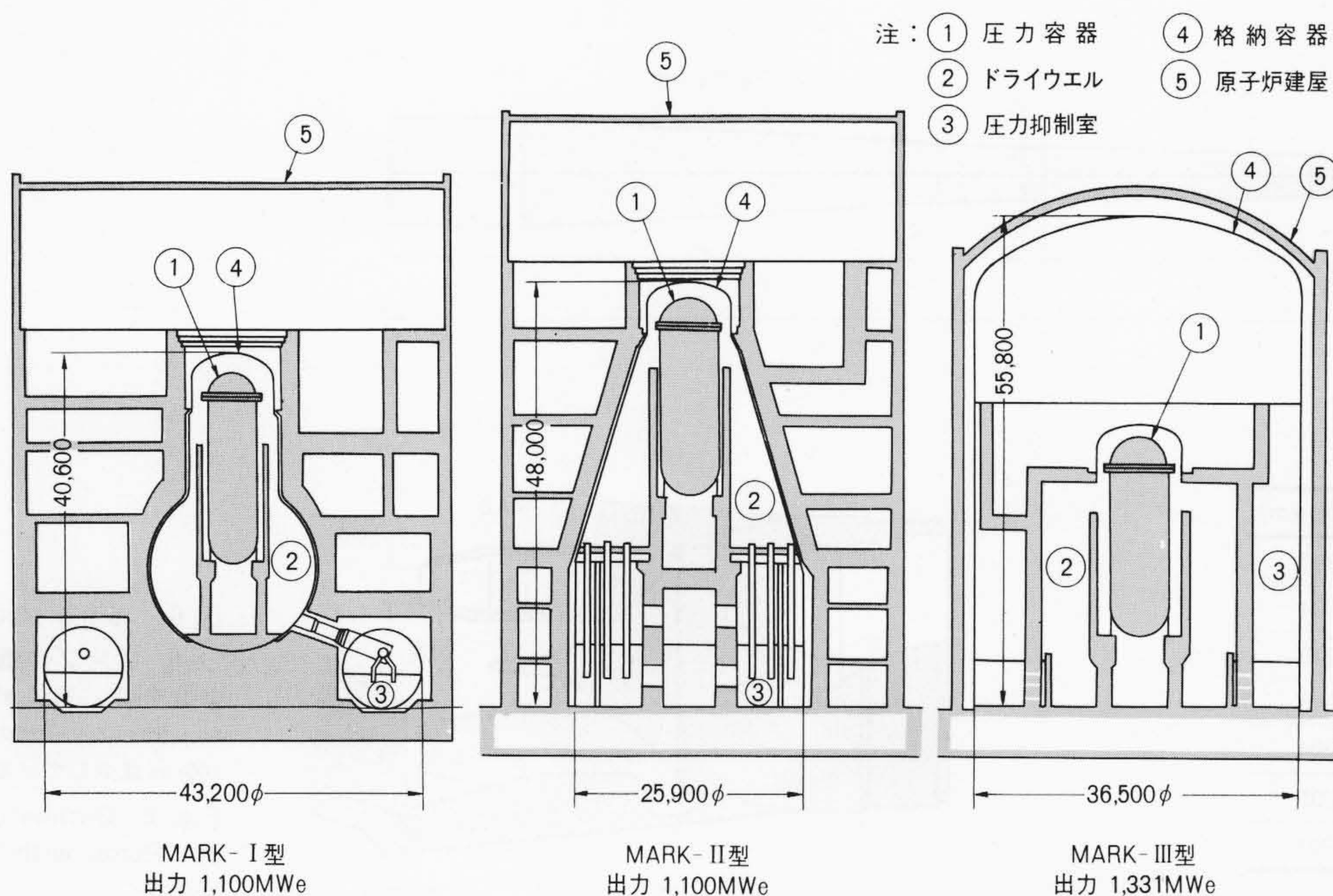


図4 格納容器の比較 格納容器各型式の建屋を含めた構造と外形寸法を示す。

Fig. 4 Comparison of Three PCV Types

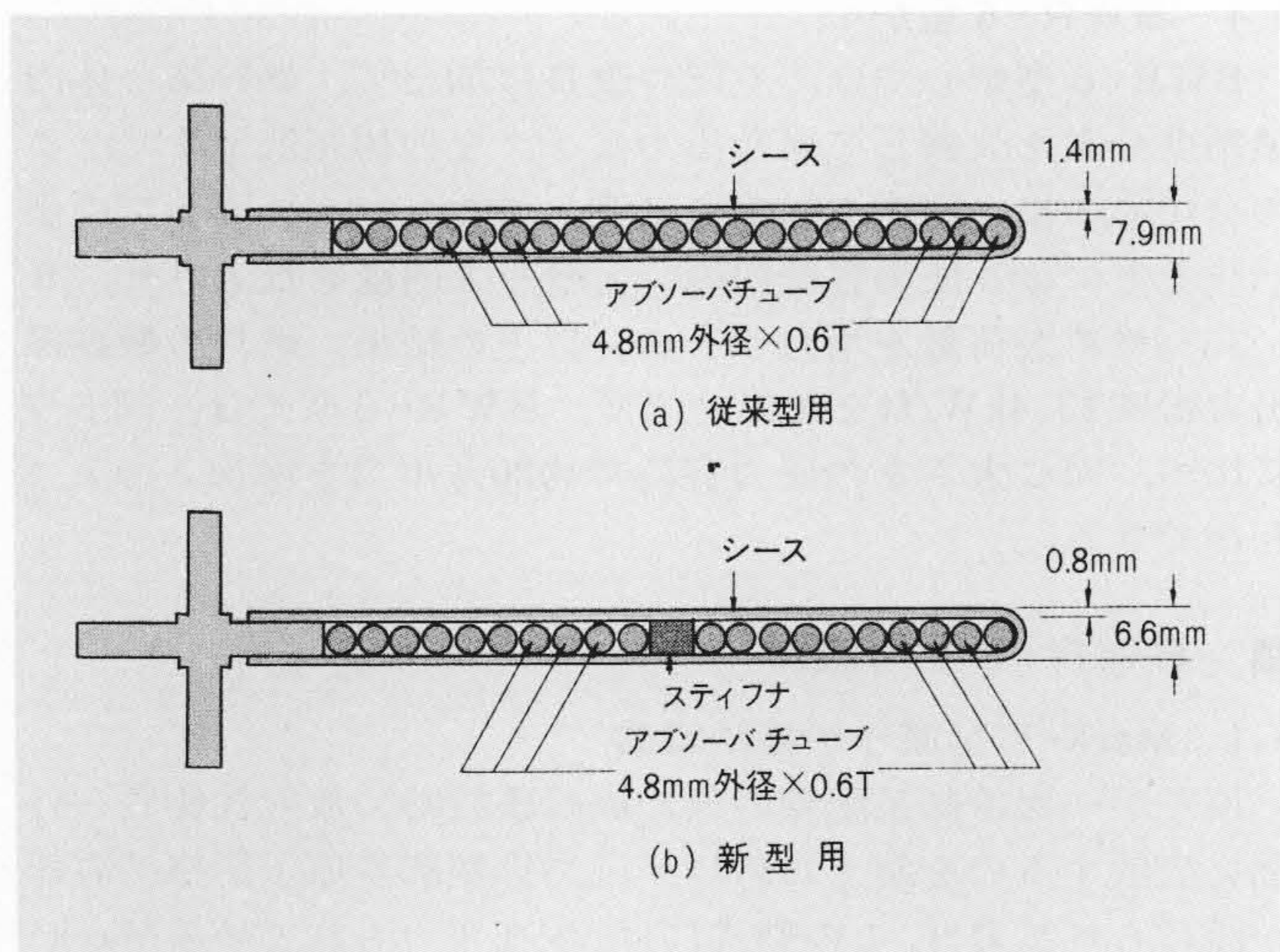


図5 制御棒の比較 新型用制御棒ではシースの肉厚を薄くしたので、スティフナによって剛性を増加させている。

Fig. 5 Comparison of Control Rods

5.2 炉心機器

BWRの炉心設計の変遷に伴い炉心機器の機械的設計の変更がなされたが主要な点を以下に説明する。

(1) 制御棒

BWR-6型の燃料集合体間隙は全て等しくなり、制御棒の挿入されるギャップが従来の19mmから12.2mmと減少したため制御棒の厚みを7.9mmから6.6mmに薄くする必要が生じた(図3参照)。図5は、BWR従来型用と新型用の制御棒の比較を示すものである。炉の性能上、中性子吸収効果を変えないようアブソーバチューブの寸法を不変としたためシースの厚みが薄くなり、そのために生ずる剛性の低下はスティフナにより補っている。また燃料チャンネルの曲がりに対しても製作公差を厳しくし、ギャップの減少に対処している。

(2) ジェットポンプ

原子炉熱出力の増加に伴いジェットポンプにはより高度の

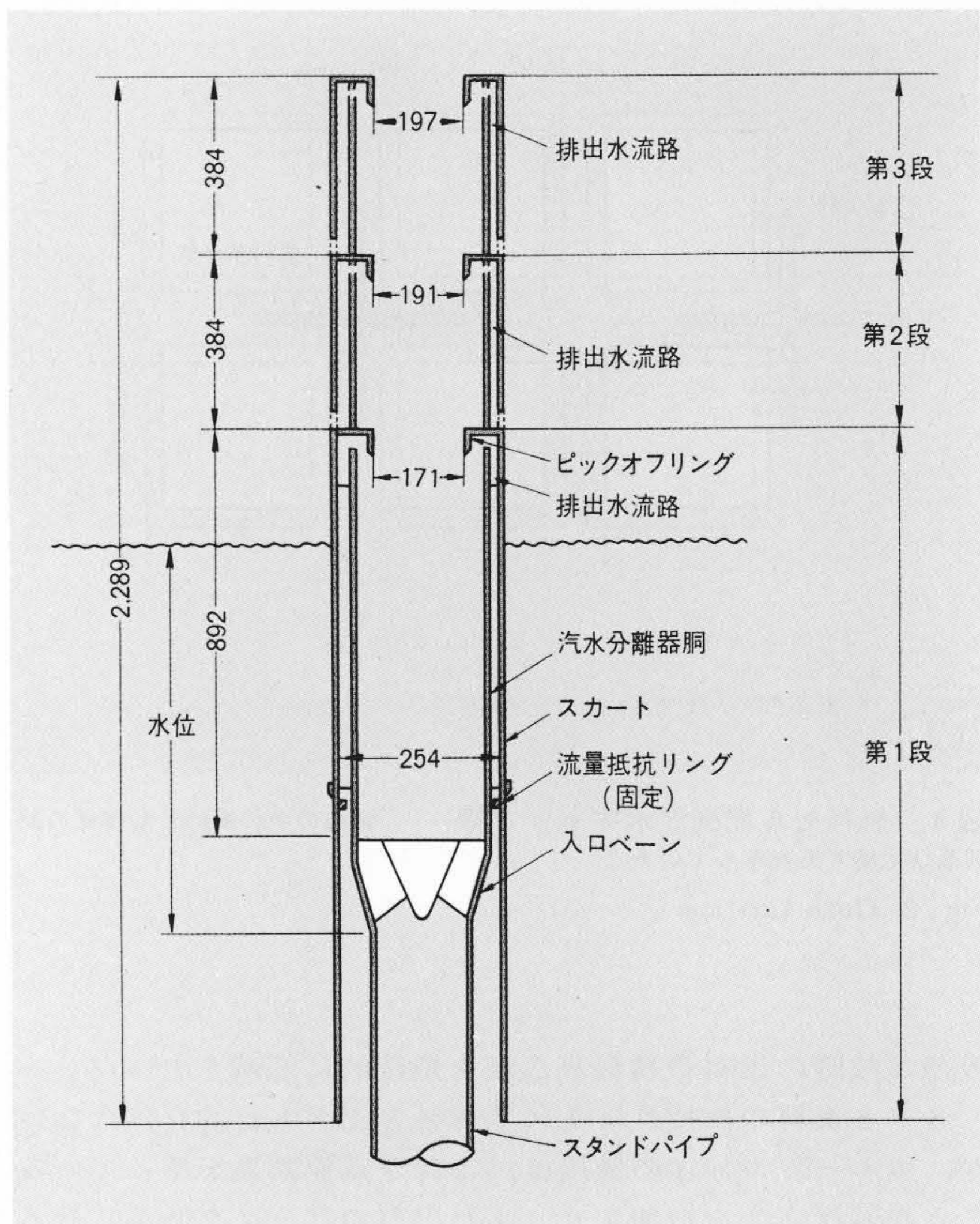
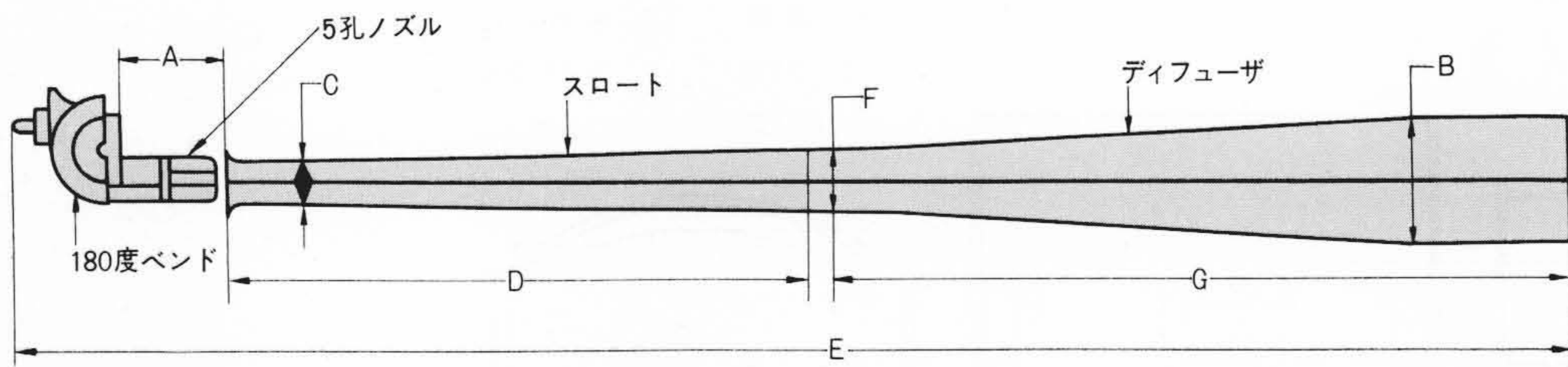


図7 AS-2B形汽水分离器の概略図 入口ベーンで回転させられた汽水混合物は、遠心力によって水と蒸気が分離し、蒸気は上方に、水は排出水流路を通して下降する。

Fig. 7 Outline of AS-2B Type Steam Separator

性能が要求されたため、5孔ノズルを有するジェットポンプが開発された。これは従来の単一ノズルに比べて、駆動水と吸込水の混合が良好になり効率が向上するものである。また原子炉炉心面積を増大したことによりジェットポンプの占有面積を減少する必要性がありデフューザ径を小さくし、コ



寸法	従来型用(mm)	新型用(mm)
A	397	397
B	502	394
C	181	216
D	1,596	1,596
E	5,807	5,304
F	235	235
G	3,473	2,971

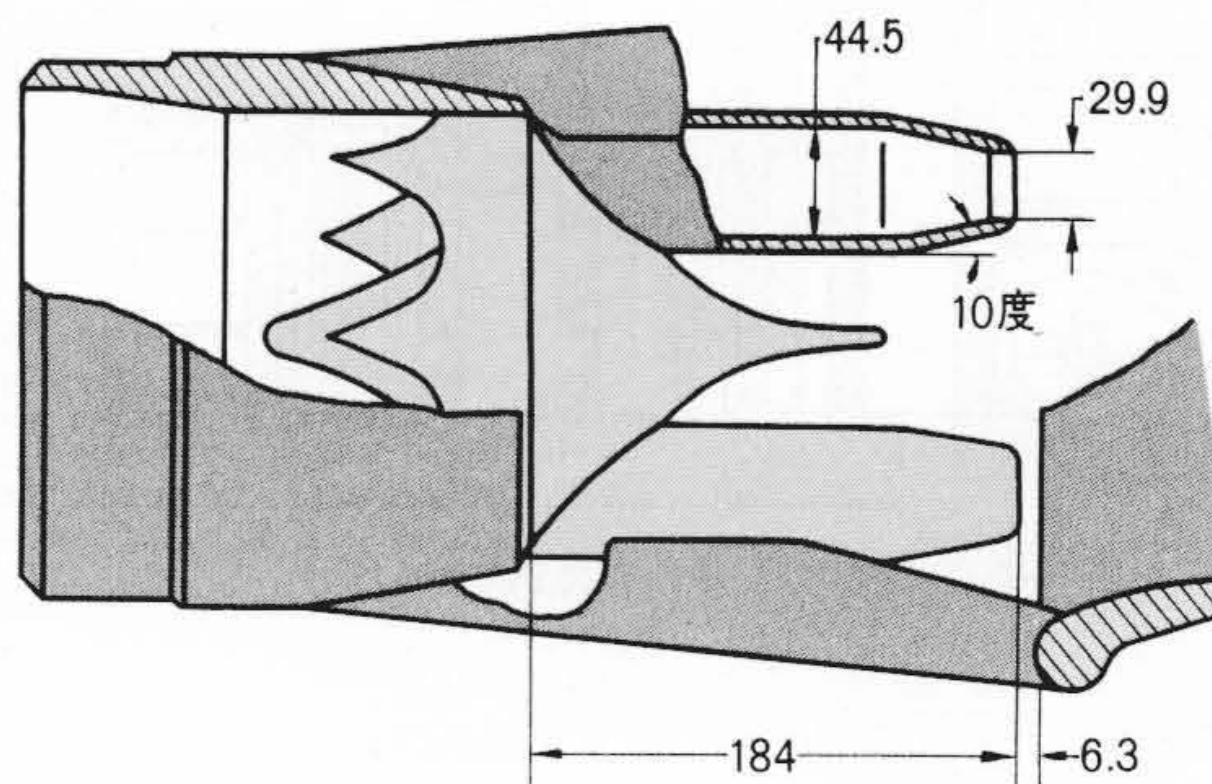


図6 5孔ノズルジェットポンプの概略図 新型用ジェットポンプでは、ディフューザの径が約100mm減少している。

Fig. 6 Outline of Jet Pump with Five Nozzle

コンパクト化を図った。図6はBWR従来型用と新型用のジェットポンプの比較及び5孔ノズルの概略を示すものである。

(3) 汽水分離器

原子炉の出力密度の増大により、炉心流量と汽水分離器入口蒸気重量率が増加したため、新たにAS-2B形と呼ばれる汽水分離器が開発された。これは従来と同じ軸流遠心方式であるが、外径を小さくして同じ取付面積に対してより多くの汽水分離器を取り付けられるようにし、1基当たりの流量を減らして圧力損失を減少させている。構造は従来の2段式から3段式として高い蒸気重量率で性能が得られるようにした。

図7はAS-2B形汽水分離器の概略を示すものである。

5.3 安全設備(非常用炉心冷却システム:ECCS)

BWR-6型用のECCSはBWR-5型用と同様であり、単機出力増大によって容量が多少大きくなっているにすぎない。図8は系統図であり、高压炉心スプレイ系(HPCS)、低压注水系(LPCI)、低压炉心スプレイ系(LPCS)及び自動減圧系(ARS)で構成されている。冷却材喪失事故と同時に外部電源の喪失を仮定し、更に任意の単一故障を想定するという厳しい条件下で3系統以上の機能が確保され、炉心冷却が達成される。

高压炉心スプレイ系は復水貯蔵タンク、又は圧力抑制室の水を炉心上部に直接スプレイするもので、事故時原子炉が高压に保たれている間も水位を維持し、原子炉を減圧する。すなわち、従来の高压注水系と炉心スプレイ系の機能を兼備している。

低压注水系は独立3系統で構成され、ポンプにより圧力抑制プール水を直接炉心シュラウド内に注水する。弁操作の改

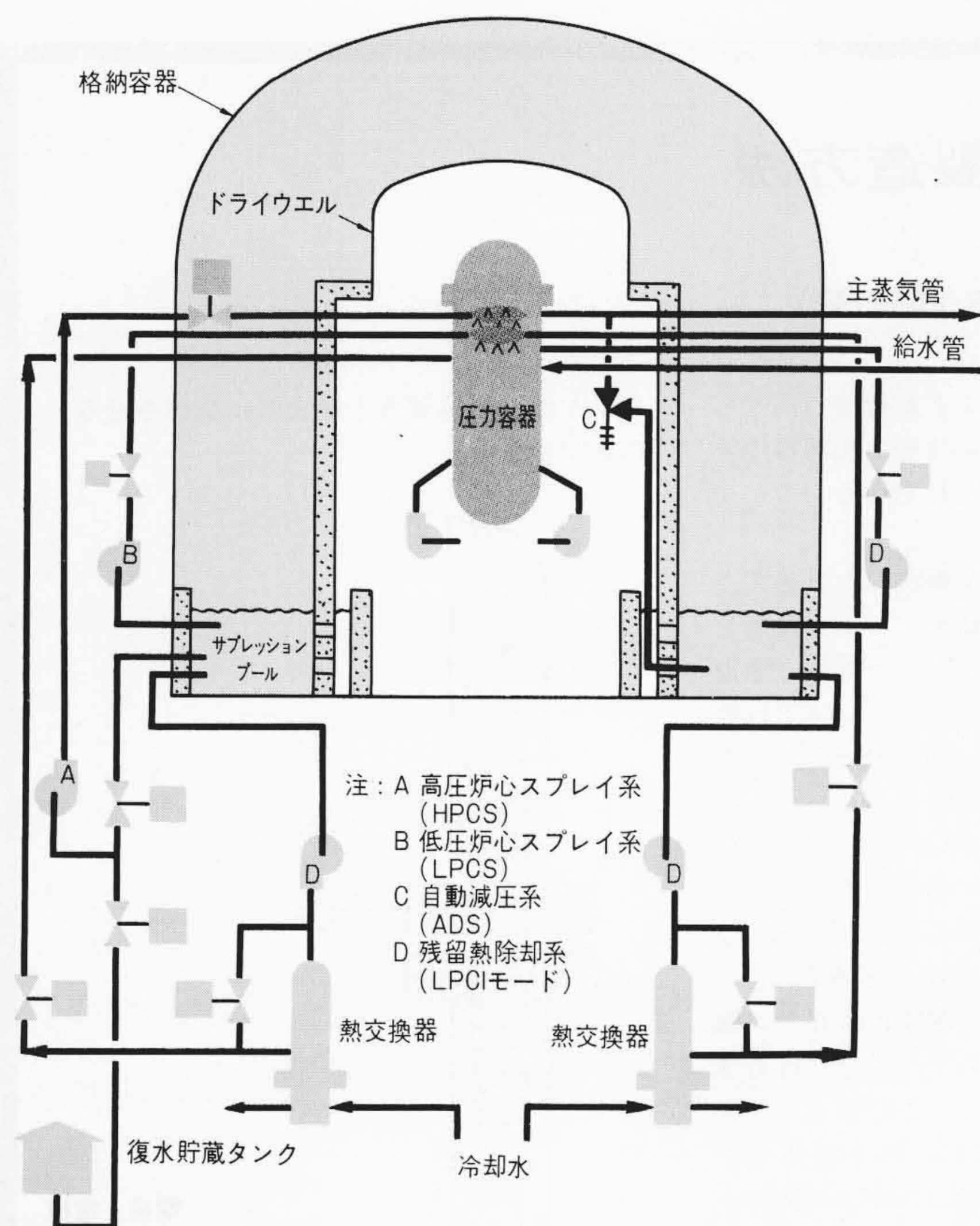


図8 BWR-6型安全設備(ECCS)の構成 BWR-6型に採用したECCSのフローシートの略図で、各運転モードを示している。

Fig. 8 Flow Diagram of ECCS of BWR-6

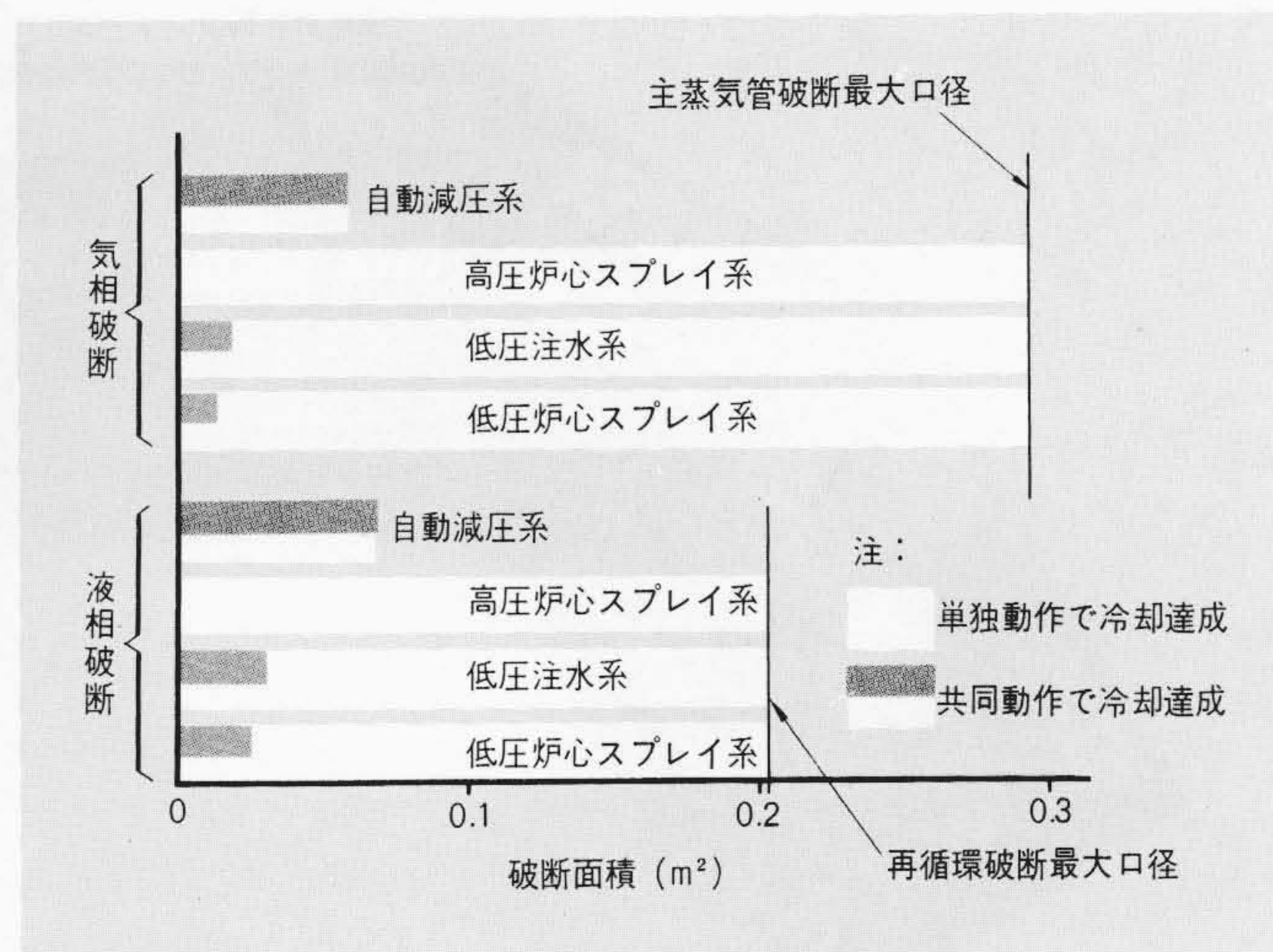


図9 BWR-6型(1,000MWe級)安全設備(ECCS)性能バーチャート 安全設備(ECCS)の有効性を示すもので、あらゆる破断面積に対しても十分な冷却能力のあることを示している。

Fig. 9 BWR-6 ECCS Performance Capability

良により作動開始時間は約10秒短縮され、また従来よりポンプ動力が軽減されているなど改良が行なわれている。

低压炉心スプレイ系は、1系統となっている点従来と異なっているが方式は同様である。なお自動減圧系は従来どおりである。

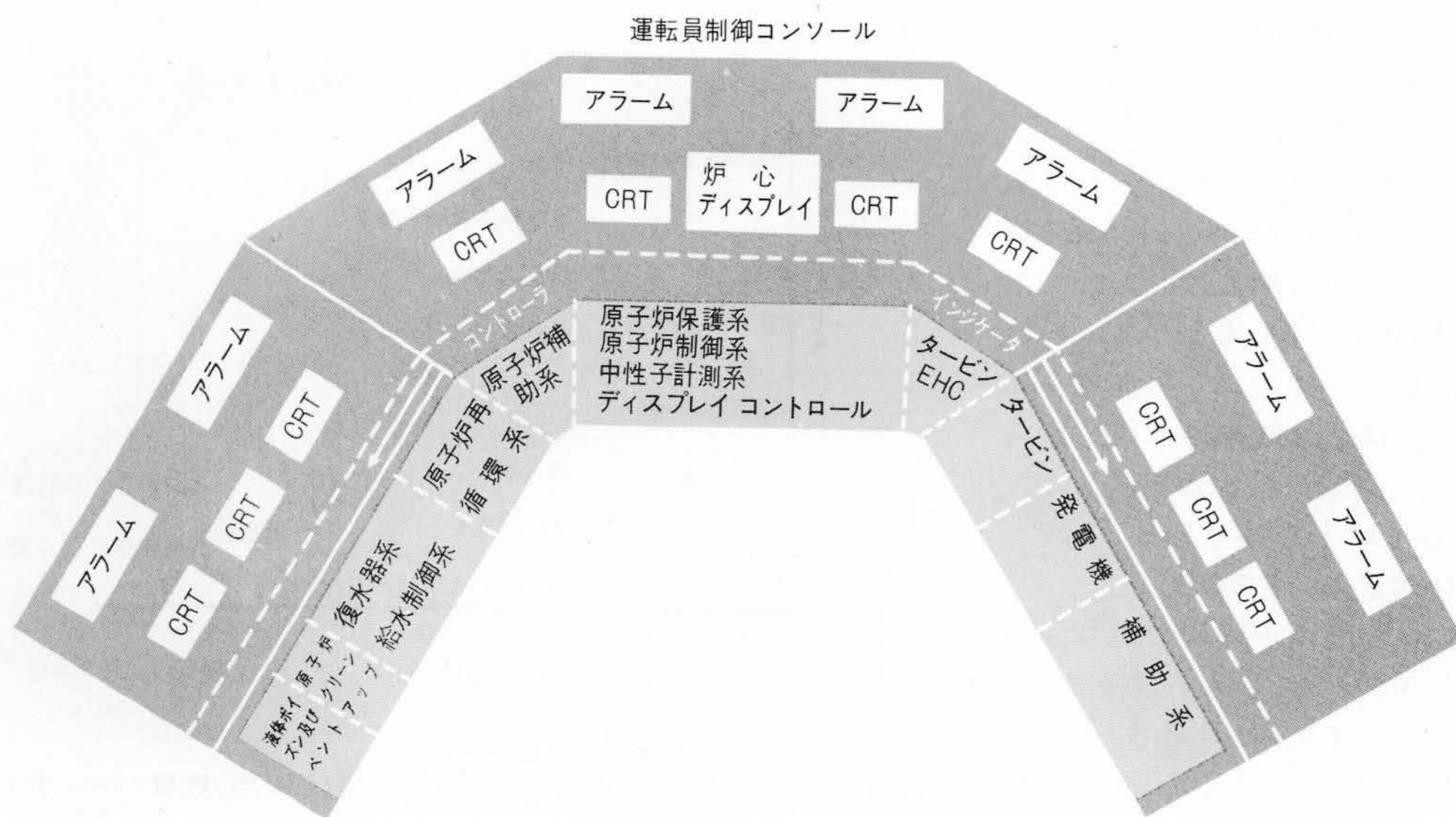
BWR-6型用ECCSは、7×7燃料炉心を対象としたBWR-5型用に対しても十分な安全余裕を持つもので、ECCS新基準(昭和49年7月)に対する8×8燃料体の安全余裕は更に十分である。すなわち、冷却材喪失事故後の被覆最高温度は800℃(制限値1,200℃)程度に抑えることができる。図9はECCS性能バーチャートである。いかなる破断の場合にもECCSは重複して作動することが示されている。

5.4 Nuclenet 1000

GE社ではNuclenet 1000と称する新しい中央制御システムを完成し、現在ペンシルベニア電力会社のサスケハナ発電所に設置するため詳細設計中であるが、今後BWR-6型との組合せにより大幅な採用を計画している。

このシステムの特長は、電子計算機の広範囲な利用、特にビデオ装置(CRT)の活用による中央盤の縮小及びPower Generation Control Complex (PGCC)と称する中央制御室のプレハブ化にある。工学安全系のように通常運転中に操作しないものを別盤としたことも手伝って、中央のベンチ盤部(運転員制御コンソール)は約4.5mとなり、運転員1人で全プラントの通常運転が可能となっている。電子計算機システムはブラウン管(CRT)表示用と性能計算用とがあり、しかもCRT表示用は信頼性を増すため重要な部分を二重としている。コンソールには始動、停止を含む通常運転用の計測制御機能を有しており、最も頻繁に用いられる機能を中央部に、使用頻度の少ない機能を両翼部に配列し、図10に示すように合理的配置となっている。運転情報はすべてディスプレイ及びCRTに表示され、必要最少限の小形計器とモジュール化した操作スイッチで運転される。

またPGCCはパネルモジュール、端末キャビネット及びプレハブケーブルより構成され、建設途中で端末キャビネットまでのケーブルを完成し、計装工事の最終段階で搬入されたパネルモジュールに接続される。本方式の採用によって工



☒ 最新設計の制御盤の配列
 を示したもので、コンパクトに
 まとめられている。従来約20m
 あった中央制御盤が約4.5 mに
 短縮され、運転員1人で操作可
 能となった。

Fig. 10 Operators Console Functional Layout

場での製作部分が多くなり、現地での誤配線の防止と工程短縮に大いに寄与することができる。

6 結 言

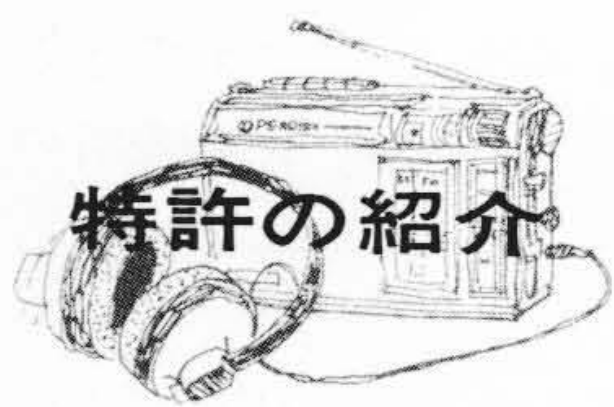
最新の設計を採用したBWR-6型標準プラントを中心にBWRの進歩、改善につき述べたが、従来に比べ種々の点において優れた設計が採用されており、GE社では既にこの型式で36基の受注に成功している。

GESSAR の提示により USAEC での安全審査の先行認可を得ることにより、審査期間の短縮及び審査業務の省力化を図るなど徹底的な標準化が進められており、当分はこの型式

によるプラントが建設されるものと思われるが、将来とも安全規準の変遷、顧客要求の追加などにより、更に安全、且つ信頼性の高いプラントの完成を目標に進歩改善が続行されるであろう。

参考文献

- (1) 大木「最近の沸騰水型原子力プラントの進歩」, 日立評論 **50**, 635 (昭43-7)
- (2) 中崎, 是井「最近の沸騰水型原子力発電設備」, 日立評論 **53**, 1087 (昭46-11)
- (3) 葦原, 是井「沸騰水型(BWR)原子力発電所」, 火力原子力発電 Vol.24, No. 5 p.469 (昭48-5)



真空しゃ断器の製造方法

国谷啓一・戸田忠俊

特許 第639809号 (特公昭46-30531号)

本発明は真空しゃ断器における電極と電極ホルダとの接続方法、詳しくはCu-BiまたはCu-Pbを主体とする合金製電極とCu製電極ホルダとの接続方法に関するものである。

Cu-BiまたはCu-Pbを主体とする合金は耐溶着性がきわめてすぐれているため、真空しゃ断器の電極合金に広く使用されている。しかし、この合金製電極はCu製電極ホルダに接続するのがむずかしいという欠点を有している。すなわち、電極と電極ホルダとの接続は一般にろう付法によって行なわれるが、この合金製電極はろう付け時の加熱によって低融点のもろいBiまたはPbが表面ににじみ出すので、この層を介してろう付けされることになり、このため接着強度が不足して使用中に簡単に離反してしまうのである。図1は電極①と電極ホルダ②およびその接続部③の構成例を示している。このようなろう付法の欠点を改善するために、一部の間で電極と電極ホルダとをねじ

込みによって接続することが行なわれているが、この方法は電極の接触－解離操作をくり返しているうちにねじがゆるんでしまうという別の欠点がある。

本発明は以上の欠点を解決したもので、電極と電極ホルダ間にSnを含む銅合金層を形成させたことを特徴とする。電極と電極ホルダ間にSnをはさんでねじ込んだり、あるいは電極ホルダにあらかじめSnをめっきまたは蒸着しておいて電極にねじ込み、その状態で加熱するとSnがCu中に拡散するので電極と電極ホルダとが合金化する。このためねじがゆるんだりすることがなくなる。また加熱時にBi、Pbが表面に滲み出してもSnの拡散によって電極と電極ホルダとが強固に合金化してしまうので、十分な接着強度を与えることができる。このように本発明によればCu-BiまたはCu-Pbを主体とする合金製電極とCu製電極ホルダとの接続上の問題点を解決できるため、Cu-BiまたはCu-Pbを主体とする合金製電極が本来有す

るすぐれた耐溶着性を最大限に発揮させることができる。

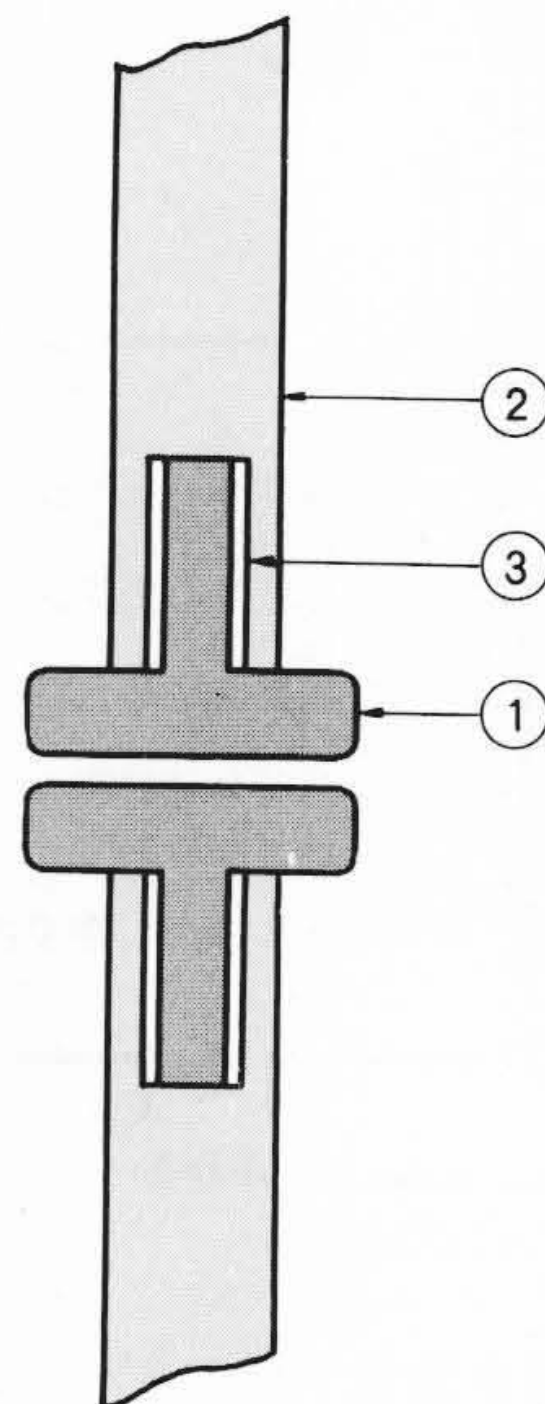


図1 電極，電極ホルダ接続部構成例