

沸騰水型(BWR型)原子力発電所用ポンプ

Pumps for BWR Nuclear Power Plant

Hitachi have designed and manufactured to date considerably large number of pumps for BWR nuclear power plant use. These pumps differ from conventional ones for other type of power plants in many respects. This article describes required characteristics of the main pumps for BWR nuclear power plants, selection of pump type, pump construction, trends of pump capacity growth and others in relation to the system of nuclear power plant.

斧田忠己* *Tadami Onoda*

鈴木 彰* *Akira Suzuki*

1 緒 言

商業用原子力発電所がわが国に建設されるようになって以来、日立製作所では、表1に示す原子力発電所用各種ポンプを設計製作してきた。原子力発電所用ポンプは、その他のプラント用ポンプに比較して特筆すべき点があるので、特殊仕様および大容量化の点について記述するとともに、システムとの関連につきその機能を以下に述べる。

原子力発電所用ポンプには種々のポンプがあるが、大別すると下記ように分類される。

- (1) 原子炉系ポンプ
- (2) タービン系ポンプ
- (3) サービス系ポンプ
- (4) 廃棄物処理系ポンプ

以上、これらの各システムに使用されるポンプは、百数十台にも及ぶが、これらのポンプは、

- (1) 原子炉およびその付属設備の安全性
- (2) 放射能に関する問題
- (3) 高温高圧に関する問題
- (4) 材質の選定および材料の特殊処理
- (5) プラント容量の増加に伴う大容量化
- (6) 建屋および配置によるポンプの寸法制限および分解スペースの制限
- (7) 水漏れ、油漏れに関する問題
- (8) 設計、製作、検査に対する品質保証
- (9) 分解、組立および保守、点検の容易性

など種々の項目を考慮してその形式、構造を選定する必要がある。ここでは原子炉系、タービン系のおもなポンプの運転上の要求仕様、特長などについて述べる。なお参考のため図1に主要ポンプを含めた沸騰水型(以下、BWR型と略す)原子力発電所の典型的系統図を示した。

2 原子炉系ポンプ

2.1 原子炉隔離時冷却水ポンプ

原子炉隔離時冷却水ポンプ(以下、RCICポンプと略す)は原子炉給水系から給水されないような原子炉隔離時に起動されるポンプである。これは原子炉が残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードの運転が可能な圧力まで減圧するために、復水貯蔵タンクの水または圧力抑制室の水を使用してRCICポンプにより原子炉を冷却するものである。ポンプは発電所の全停止時または外部からの電源の供給なしに駆動で

きるように、原子炉の蒸気を使ってタービンにより駆動される。したがってポンプは起動時は高速で運転され、炉の圧力が低下してくるに従ってタービンの回転数も低下するが、この間炉の継続的な冷却のために数十回の運転がくり返される。このためRCICポンプは、高速回転時と低速回転時の運転条件が与えられ、しかも原子炉圧力容器の耐圧、原子炉の運転条件からポンプの締切圧力が規定されている。一般にこのポンプは小水量、高揚程のポンプであるため、横軸多段ポンプが選定される。なおこのポンプは駆動タービンが仕様回転数の120%までオーバースピードされる可能性があるため、強度上この回転数まで耐えるよう設計される。ポンプのメカニカルシールおよび軸受の冷却は、自液を使わなければならないので最高温度60°Cでも冷却可能なように設計しなければならない。日立製作所ではこのポンプについては高速回転時と低速回転時のポンプ性能および一般状態性能を試験により確認している。

2.2 高圧注水ポンプ

高圧注水ポンプ(以下、HPCIポンプと略す)は原子炉圧力容器に接続する小配管の破断事故で、原子炉の圧力が急速に低下しないような冷却水喪失時に運転される。吸込条件は上述のRCICポンプと同様で、圧力抑制室の水を使用する場合があるため吸込圧力は小さく、通常このポンプの前に直結の昇圧ポンプが設置されている。ポンプの仕様の特長はRCICポンプでも述べたと同様、タービン駆動で高速および低速回転時の運転条件および締切圧力、120%のオーバースピード

表1 BWR型原子力発電所納入先 日立製作所が原子力ポンプとして納入したプラント一覧表である。

Table 1 Supply List of Pumps for BWR Nuclear Power Plants (昭和49年6月現在)

納 入 先	プラント出力(MW)	ポ ン プ	備 考
日本原子力発電株式会社敦賀	357	主として原子炉系ポンプ	運転中
東京電力株式会社福島 No.1	460	主としてタービン系ポンプ	"
中国電力株式会社島根 No.1	460	プラント一式	運転中
中部電力株式会社浜岡 No.1	540	主としてタービン系ポンプ	試運転中
東京電力株式会社福島 No.3	784	CWP	製作中
東京電力株式会社福島 No.4	784	プラント一式	"
日本原子力発電株式会社東海No.2	1,100	原子炉系タービン系ポンプ	"

注: CWP = Circulating Water Pump

* 日立製作所亀有工場

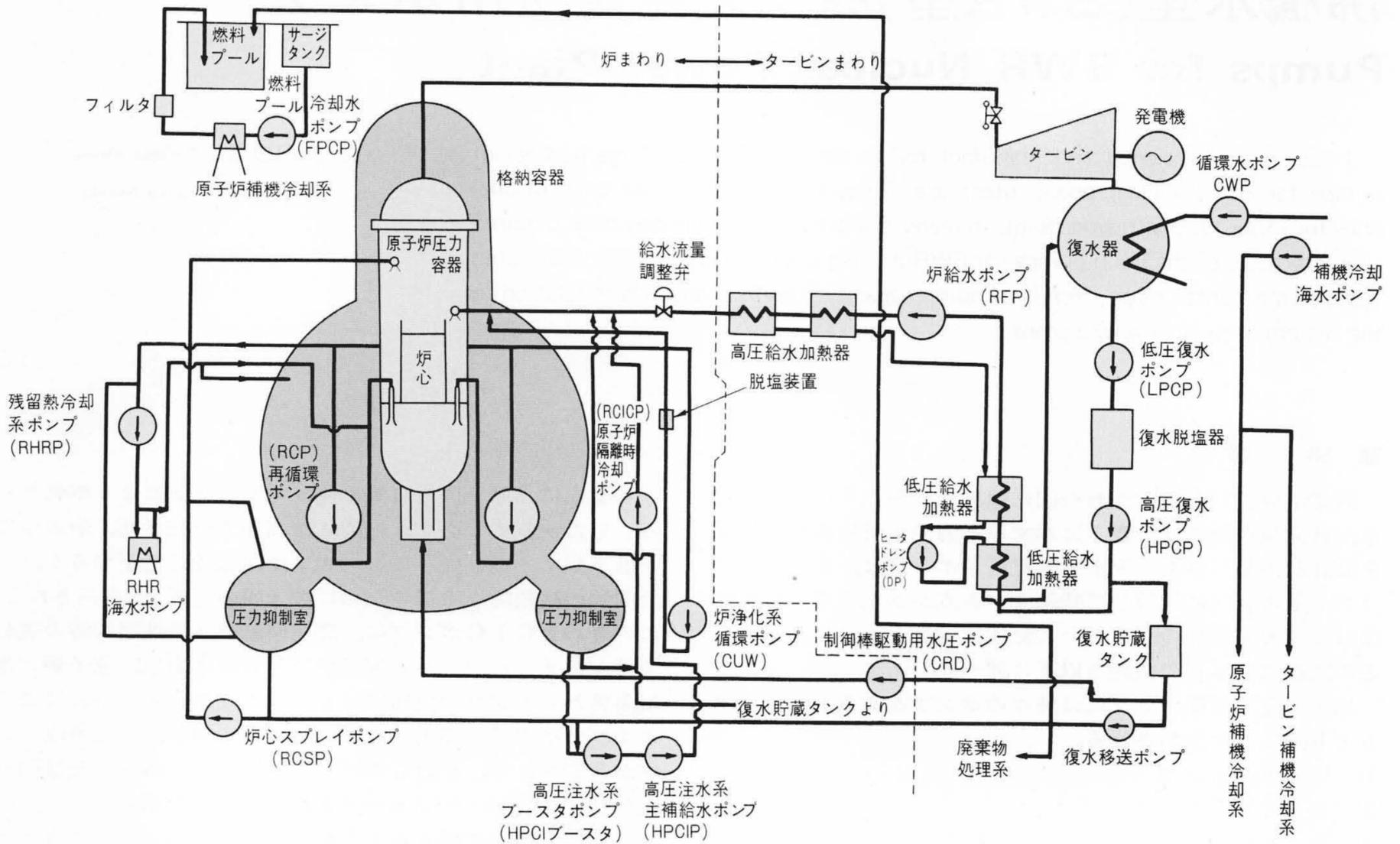


図1 原子力発電所主要機器配管系統図 原子力発電所中に配置されている主要ポンプを系統図に示したものである。

Fig. 1 Schematic Diagram of BWR Nuclear Power Plant

などが規定され、冷却水の条件も同様である。このポンプも小水量、高揚程のポンプになるため、構造は横軸の多段ポンプが選定される。

2.3 残留熱除去ポンプ

残留熱除去ポンプ（以下、RHRポンプと略す）は種々の運転モードに使用されるため、これらの運転条件を的確に把握してポンプの選定をしなければならない。主として下記の運転モードで使われる。

(1) 原子炉停止時冷却モード

原子炉停止後の燃料交換および保守点検などの作業ができるように、炉心燃料の崩壊熱と原子炉一次系の残留熱を除去し、所定の圧力温度まで下げるための運転である。この運転では原子炉からの高温の炉水がポンプに入り（通常800MW級では138℃、5.3kg/cm²g）、ポンプの出口側にあるRHR熱交換器により冷却され、再び原子炉にもどされ原子炉を冷却するものである。したがって、停止中のポンプに急に高温水が入り込んできた状態でポンプを運転しなくてはならないことと、運転するに従って炉水の圧力、温度が低下してくることを考慮して設計する必要がある。

(2) 低圧注水モード

冷却材喪失事故時後、燃料の溶融およびその結果生ずる水-金属反応による熱の発生を防止するために炉心の冷却に必要な高さまで炉水位を回復させ、その水位を保持するための運転である。この運転では圧力抑制室の水を使用して（予備として復水貯蔵タンクの水も使用できる）原子炉に注水するため、ポンプとしてはこの運転時Net Positive Suction Head（以下、NPSHと略す）が最も小さくなるので、この

運転モードを考慮してポンプの必要NPSHを決める必要がある。

(3) 格納容器スプレイモード

冷却材喪失事故時に格納容器内に放出された熱エネルギーを吸収して、格納容器の内圧をすみやかに下げるために圧力抑制室の水をRHRポンプ出口側にあるRHR熱交換器を通して冷却し、格納容器内に設けられたスプレイベッドよりスプレイして冷却させる運転である。

以上のようにこのポンプは多目的に使われるため、ポンプも多点仕様のもになり、また原子炉の圧力によりポンプの締切圧力は上下が押えられる。さらにポンプの性能曲線とシステムの抵抗曲線の最低のものとの交点におけるランアウト（Run-Out）条件でも運転可能なポンプを選定しなければならない。またこのポンプは非常用でもあるため、モータの電源はディーゼル発電機の負荷に接続されている。

このポンプは前述のように所要NPSHが小さいこともあり、800MW級以下のプラントでは両吸込の単段ポンプが選定され、設置場所の関係上立て形になっている。また1,100MW級では格納容器に対する内圧の設計方針もあり、従来の据付レベルでは押込揚程を十分確保することができないため、立て形のピットバーレル形のものを選定されるようになる。なおこのポンプのメカニカルシールおよび軸受の冷却には自液を使うことになるが、原子炉停止時冷却モードでは138℃程度（プラントによりこの値は異なる）にもなるので、メカニカルシールに対してはクーラにより冷却し、ポンプ軸受はハイドロ軸受にして高温水をそのまま使えるように設計してある。

2.4 炉心スプレイポンプ

炉心スプレイポンプ(以下、CSポンプと略す)は、いかなる破断の原子炉冷却材喪失事故時に対しても単独で、または高圧注水系、自動減圧系と連携して燃料被覆管の溶融するのを防止するように圧力抑制室の水(予備として復水貯蔵タンク水も使用できる)を使って炉心上部に設けられたスパージャリングからスプレイすることにより炉心を冷却するために使用される。このポンプもRHRポンプと同様に締切圧力が押えられ、ランアウト流量は炉心へのスパージャリングからの噴射冷却分布の問題で制限されるので、ポンプ性能曲線の選定には注意を要する。また吸込条件はRHRポンプと同様圧力抑制室の水を使用するため押込揚程は小さい。なおポンプの取扱液の最高温度は約100°C近くになるため、メカニカルシールおよび軸受の冷却にはRHRポンプと同様の考慮が必要となってくる。ポンプは押込揚程および配置上から800MW級以下では立て形の単段両吸込のポンプが選定されるが、1,100MW級になるとRHRポンプと同様立て形のピットバレル形のポンプが選定されるようになる。

2.5 制御棒駆動水ポンプ

制御棒(水圧駆動機構による)を炉心から引き抜き、そう入することにより原子炉の出力制御を行なうが、この水圧駆

動用に使われるポンプが制御棒駆動水ポンプ(以下、CRDポンプと略す)である。このポンプは仕様点が二つあり、そのうち一つは小吐出し量でしかも高揚程であり、またこの点が連続運転になるため、常時締切近くで運転されるポンプとなる。ポンプの吸込みは復水貯蔵タンクからの水を使用するが、タンクとポンプとの距離が一般に長いことからポンプの吸込条件は悪くなる。したがってポンプとしてはNPSHの小さいインペラを選定しなくてはならない。もう一つの仕様点は、上記よりも低揚程のところでは短期間の運転となるので、ポンプの設計上特筆すべきものはない。ポンプの構造は比較的小容量のプラントでは、横軸多段ポンプが選定されるが、800MW級以上では増速機を介して増速した多段ポンプが選定される。

日立製作所ではこのポンプについては高圧ポンプとして実績例の多い輪切形の横軸多段タービンポンプを選定しているが分解、組立、保守の容易性も考慮しなければならない。また第1段めのインペラは小吐出し量域におけるキャビテーションの影響を極力小さくするために18-8CrNi 鋼を採用している。

2.6 原子炉冷却材浄化系ポンプ

原子炉には復水脱塩装置で浄化されたものが給水されてく

表2 784MW BWR原子力発電所ポンプ(日立製作所製)仕様例 784MW BWR原子力発電所用の主要ポンプの仕様例を示したものである。

Table 2 Example of Specifications of Major Pumps for 784MW BWR Nuclear Power Station.

ポンプ名	設置	ポンプ略称	ポンプ台数	形式	軸封装置	吐出し量	全揚程	吸込圧力	温度(°C)	取扱液	ノズル口径(mm)	回転数(rpm)	駆動吸出力(kW)
制御棒駆動水圧	R/B	CRD・P	2	GM-GH	メカニカルシール	22/454m ³ /h	100.4/83.7kg/cm ²	1.0Hg~1.76kg/cm ² g	MAX 66 MIN 4	脱塩水	80×65	4,580	4P 280
残留熱除去	"	RHR・P	4	DV-CV	"	29.1m ³ /min	128m	0.06kg/cm ² g	MAX 18.3 MIN 10	脱塩水 (炉水圧力抑制室水)	500×350	1,500	4P 1,150
RHR海水	屋外	RHRS・P	"	SP-CV	コンベンショナル	16.3m ³ /min	244m	-	MAX 25.6 MIN 6	海水	—×350	"	4P 900
原子炉隔離時冷却	R/B	RCIC・P	1	TM-CH	メカニカルシール	1.57m ³ /min (1.51+0.06)	854/160m	(min)kg/cm ² g 0.06	MAX 60 MIN 10	脱塩水	150×100	3,600/ 1,960	(タービン) 400/67
高圧注水(主)	"	HPCI・P	"	DVM-CH	"	16.1m ³ /min	714/130m	(min)kg/cm ² g 2.25	MAX 60 MIN 10	"	300×300	4,060/ 2,240	(タービン) 3,300/730
"(昇圧)	"	"	"	DV-GH	"	16.1+0.4 m ³ /min	140/30m (854/160)	(min)kg/cm ² g 0.88	"	"	350×300	1,500/ 825	
炉心スプレイ	"	CS・P	2	DV-CV	"	17.9m ³ /min	204m	(min)kg/cm ² g 0.14	MAX 93 MIN 10	"	450×300	1,500	4P 1,170
原子炉補機冷却水	"	RCW・P	3	DV-CH	"	12m ³ /min	51.8m	(min)kg/cm ² g 0.52	MAX 66 NOR 33.3	"	300×200	"	4P 145
燃料プール冷却水	"	FPC・P	2	VM-CH	"	1.8m ³ /min	92m	(min)kg/cm ² g 0	MAX 66 NOR 51.7	"	150×125	3,000	2P 55
補機冷却海水	屋外	SW・P	3	SP-CV	コンベンショナル	29.6m ³ /min	45.7m	-	MAX 25.6 MIN 6	海水	—×500	1,000	6P 375
ディーゼル冷却海水	"	DGSW・P	2	"	"	5.5m ³ /min	28m	-	"	"	—×250	1,500	4P 45
循環水	"	CWP	3	"	"	55,300m ³ /h	10.7m			"	2,600	250	24P 2,300
タービン補機冷却水	T/B	TCW・P	"	DV-CH	メカニカルシール	1,035t/h	48.8m	-		漏過水	400×250	1,500	4P 200
低圧復水	"	LPCP	"	BSP-CV	"	2,450t/h	97.5m			復水	750×600	600	10P 845
高圧復水	"	HPCP	"	DVM-CH	"	2,450t/h	34.6m			"	600×400	1,500	4P 3,150
ヒータドレン	"	DP	"	BSP-CV	"	660t/h	30.5m			ドレン (純水)	350×300	1,000	6P 75
復水移送	"	-	2	GM-CH	"	70t/h	78m			復水	100×100	1,500	4P 30
純水移送	"	-	"	"	コンベンショナル	45t/h	61m			脱塩水	"	"	4P 15
原子炉給水(M-D)	"	RFP (M-D)	"	BGM-CH	フローテングリング	1,225t/h	66.5kg/cm ²	26kg/cm ² g	196.8	給水	450×400	3,000	2P 3,400
"(T-D)	"	RFP (T-D)	"	DT-CH	"	2,450t/h	60.8kg/cm ²	"	"	"	400×400	5,520	(タービン) 5,700
循環炉浄化系	R/B	CUW・P	"	OV-CH	メカニカルシール	0.512 m ³ /min	152.4m	0~82.6 kg/cm ² g	MAX 285 MIN 15	脱塩水	80×80	3,000	2P 45

表3 原子炉給水ポンプの試験項目 800MW BWR原子炉に対し試作開発を行なった原子炉給水ポンプの試験項目一覧表である。

Table 3 Items of Test and Inspection for Reactor Feed Pump.

項目	試験項目	内容
性能試験		仕様給水温度にあわせて行なう(水量・揚程・回転数・軸動力・効率)。
一般状態試験	(1) ラジアル軸受状態	給油圧、給油量を変化させて軸受状態の変化を調べる。
	(2) スラスト軸受状態	給油圧、給油量の変化とスラスト量の変化による軸受状態の調査
	(3) 軸封装置	フローティングリングシールの漏えい特性調査
	(4) 摺動部	摺動性の調査(インペラ・ウエアリング部)・軸受・軸封
	(5) 振動	各部の振動調査
	(6) 騒音	各部の騒音調査
特殊試験	(1) スラスト測定	(a) ラジアル方向のスラスト測定 (b) アキシャル方向のスラスト測定 } 軸にストレインゲージを取り付け測定
	(2) 起動停止時の過渡特性	吐出圧・吸込圧・回転数・スラスト・軸応力をオシロスコープで同時測定
	(3) 応力測定	(a) シャフトの運転状態における応力 (b) ケーシングの水圧試験における応力
	(4) N P S H 試験	定格点および120%流量点
	(5) 荷重試験	配管反力に伴う軸心変位の調査
連続運転試験		連続運転による運転状態の観察

るが、原子炉圧力容器内の水をそのままにしておけば、一次系内および補機系内の不純物が徐々に増加してくるため、原子炉内の冷却水を浄化する必要がある、このために浄化装置が設けられている。この冷却水の循環および原子炉系からの排水のためにこのポンプが使われる。系統によっては高温高圧の原子炉水をそのままポンプ吸込口に接続するものもあるので、ポンプとしては特に軸封部とケーシングに設計上の考慮が必要となる。

日立製作所ではこのポンプの信頼性を十分に確認するために、実機の運転状態を模擬できる試験設備を設けて試験を行っている。

なお、以上述べたポンプのおもな仕様の参考例として、800MW級BWR用のものを表2に示した。

3 タービン系ポンプ

3.1 原子炉給水ポンプ

原子炉給水ポンプ(以下、RFPと略す)は、火力発電所用ボイラ給水ポンプ(以下、BFPと略す)に相当するポンプで、原子炉に給水するために使用されるものである。ポンプの仕様は、原子炉とボイラとの仕様の相違により、RFP

はBFPに比べて同じプラント出力で比較した場合、全揚程は約1/2程度であるが、吐出し量は約1.5となる。またBWR型原子力発電所では、復水ポンプまたは復水昇圧ポンプの吐出し圧力が直接RFPの吸込側にかかるため、吸込圧力が高くなり軸封装置に特殊な考慮を必要とし、通常フローティングリングまたはスロットル プッシュ シールが使われる。

ポンプ形式としては、小容量のもの(540MWの常用機および800MW級の予備機程度まで)はバーレル形多段ポンプを、それ以上の容量のものは高速形の単段両吸込形ポンプが使用される例が多い。

日立製作所ではこのポンプに対して、ポンプの吸込圧力としてかかる圧力が高い(約60kg/cm²)ことによる軸封装置の信頼性および単段で揚程をカバーする必要があるため、羽根車周速が大となることによる性能および構造の信頼性などを主目的にして、800MW級原子炉給水ポンプの実機大のものを試作して、表3に示す性能試験、一般状態試験、特殊状態試験および連続運転試験の各種試験を実施し、いずれも満足できる成績を収め、設計製作に有益なノウハウを得た。なお、工場試験中のポンプは図2に示すとおりである。

3.2 循環水ポンプ、復水ポンプおよび復水昇圧ポンプ

これらのポンプは従来の火力発電所用に比べて水量は多くなっているが、仕様、構造ともに従来の火力発電所用ポンプの延長と考えてよい。

4 結 言

BWR原子力発電所は340MW、460MW、540MW、780MWおよび1,100MWと急速にその単機容量が増大してきた。この大容量化によってポンプの仕様はその都度異なり、特に原子炉系ポンプに要求される性能に対してきびしい仕様が増しつつある。またアメリカ原子力委員会の原子炉に対する安全性の指針から、原子炉系のポンプのうち安全設備のポンプに対する要求仕様はさらにきびしくなり、たとえば1,100MW級RHRポンプおよびCSポンプでは、ピットバーレル形の採用が多くなっている。現在では要求される性能が流動的であるため、今後の課題として系統設計の確立とこれに伴うポンプ技術の絶えざる開発が必要と考えられる。わが国のエネルギー供給の安定確保のため、微力ながらさらに努力を重ねてゆく所存である。

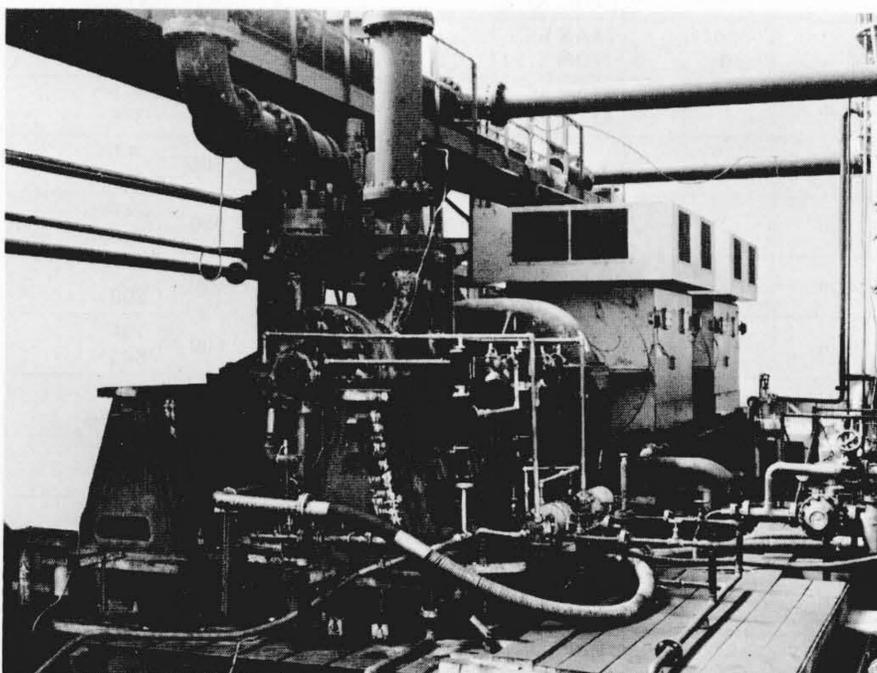


図2 試験中の原子炉給水ポンプ 工場試験中の試作開発ポンプを示す。

Fig. 2 Reactor Feed Pump in Shop Test