

原子力発電用格納容器の現状と問題点

市 川 和 男*

1. ま え が き

商業用原子力発電所は、現在計画中のものを含めて米国においては約 200 基、その他の国においては 100 基程度が稼働することになっており、当面ますます電力供給に占める原子力発電の比重は増大してゆく一方である。それに伴い安全に対する規制もますますきびしくなっている。原子力発電所は地震を含め、どのような事故時においても周辺に規定値以上の放射能を漏洩してはいけないことになっている。そのための最終的なバリアーとして原子炉等主要機器を取りかこむ構造物として格納容器が設けられてきた。

すなわち格納容器の機能は、事故時に発生する圧力、温度に対し十分な強度を有し、放射能を含む可能性のある気体の漏洩を防止することである。格納容器は压力容器と異なり、常時には何の荷重も加わず、事故時に発生する最大圧力を設計圧とするもので、圧力に対するよりも漏洩を防止する機能が重視される構造物である。

格納容器の形状は、内圧をうけるために初期のものは球型で鋼製であったのもごく自然である。その後内部空間の利用等を考えて円筒型でドーム状の屋根付きとなり、構成材料も鋼のほかにコンクリート、プレストレストコンクリートが用いられるようになる。鋼製格納容器の場合は放射能に対する障壁としてかなりの厚さのコンクリート壁がさらに必要となる。また鋼板の厚さが 1½ インチ以上の場合には溶接部の焼鈍が必要となり手間が大変となるなどの理由から、内部に薄い鉄板（ライナー）を貼り、コンクリートと一体とした鉄筋コンクリート造またはプレストレストコンクリート造格納容器が用いられるようになってくる。発電所の一基当りの出力増大につれて、格納容器の設計内圧も増大し、次第にコンクリート製容器の経済性が優位となり、現在では格納容器はコンクリート製が一般的に用いられている。

格納容器の設計条件は、主蒸気管の破断による内圧上昇を考慮する訳であるが、事故圧は原子力発電所の形式、すなわち加圧水型軽水炉（PWR）、沸騰水型軽水炉（BWR）、ガス炉（GCR）、重水炉（CANDU 炉等）によっても異なり、格納容器内容積、また各種圧力制御方

式によって変わってくる。PWR 用格納容器の場合には圧力制御方式としてドライタイプ、負圧タイプ、アイスコンデンサータイプ等があり、BWR の場合はサブプレッションプール方式、GCR はドライ方式、CANDU はドライ方式のほかに、真空ビンに圧力を逃す方式等がある。

ドライ方式というのは事故時に発生蒸気に対して冷却水をスプレーし、ファンクーラー、熱交換器で圧力および温度を制御する方式で現在最も一般的なものである。

負圧方式はドライ方式の一変形ともいえるもので、運転時に格納容器内の圧力を大気圧に対して 10 PSI 程度負圧となるようにしたもので、事故時の内圧上昇に対して充分カバーされるように設計されている。本方式は Stone & Webster Engineering Co. が主に開発したもので、設計圧を低く設定できるほか、運転時のリークが格納容器に集められること、事故時の内圧がドライ方式に比べて短時間に低下すること、さらに圧力コントロールシステムが事故後も正常に働いていれば熱エネルギーも移動し、格納容器はまた負圧に戻るなどの利点がある。欠点としてはプラント寿命中この圧力制御システムを運転しなければならず、設置費のほかに維持費が増大する。

アイスコンデンサー方式は Westinghouse Electric Co. によって開発されたもので、事故時の高温蒸気を氷の間に導いて冷却し、蒸気を凝縮させ圧力を低下させようとするものである。

サブプレッションプール方式というのは General Electric Company が採っているもので、事故時発生蒸気はプールの水の中に導かれ冷却される。

そのほか安全のために事故時の内圧を下げる圧力制限方式は種々考えられており、それによって格納容器の設計も経済的となる。しかしながら、ドライ方式でのスプレー系が実験によると内圧の上昇した時点でうまく作動しなかった例もあり、その安全性について厳しい批判が加えられた事実もあり、またアイスコンデンサー型の冷却効果については実証されておらず、さらにサブプレッションプール方式では実際に蒸気をプールに導いてみると異常な水圧なり振動が生ずる等の事実が格納容器が何基も出来上ってから判明するなど、安全に関する諸システムに対する信頼性を損なうような事象が起こり、General

* 清水建設（株）原子力部

Electric は信用回復のために巨額の金を投じて実験研究を行ったりしている。一方ドイツの KWU では、信頼性を問題とされるような複雑な安全系を設けることを避け、巨大な球型鋼製格納容器を採用している。

表一1 は J.D. Stevenson 氏の論文に掲載された米国における格納容器の表を整理したもので、アイスコンデンサー方式等は非常に低い設計圧であることがわかる。この表から設計圧の低い場合は鋼製、設計圧が高くなるにつれて鉄筋コンクリート製からプレストレストコンクリート製へと移ってゆく傾向がわかるであろう。

表一2 は、電力中央研究所がとりまとめた格納容器の設置状況で設計圧の高い PWR ではプレストレストコンクリート格納容器が 100 基以上も採用されている。BWR についても次第にプレストレストコンクリート格納容器の採用は増大してゆく傾向である。

2. 日本におけるコンクリート格納容器の現状

日本においても遅ればせながら日本原子力発電株式会社敦賀第二発電所にプレストレストコンクリート格納容器が初めて登場する予定である。その後は関西電力を始めとして各電力会社もコンクリート格納容器を標準的なものとして採用してゆくことになると思われる。

日本原子力発電はもともと原子力発電のパイオニアとしての役目を果たすべく設立された会社で、コールダーホール型ガス冷却炉を英国から導入し日本で初めての商業用発電所を建設した。その頃英国において、改良型ガス冷却炉 (AGR) の建設が行われ、世界で初めてのプレストレストコンクリート圧力容器が採用されていた。東海村に日本最初の原子力発電所を建設した富士電機と清水建設は AGR の研究を開始し、1963 年清水建設は直径 19 m のドーナツ型模型により、プレストレストコンクリート容器のストレス導入実験を行った。本実験が日本におけるコンクリート容器研究の最初のものである。

その後東京電力は BWR、関西電力は PWR を採用し建設を進めた。諸外国の PWR が早くからプレストレストコンクリート格納容器を使用していることから関西電力は日本におけるコンクリート格納容器の先駆者となり、喜撰山で 1/5 程度のスケールモデルによって実験を開始した。

電源開発株式会社は AGR の採用を予定し、1/10 スケールのプレストレストコンクリート圧力容器の実験を行ったが、採用に至らず、アメリカの GA 社の開発した高温ガス炉 HTGR の検討に移った。HTGR はプレストレストコンクリート圧力容器とさらにその外側に半球ドームをもったプレストレストコンクリート格納容器を

もった構造で三菱重工-大林組、電源開発-清水建設、鹿島建設がコンクリート容器の実験、解析を行ってきた。

原子力発電株式会社は、東海二号炉として GE 社の BWR-MARK-II を建設、さらに BWR-MARK III の研究を進めていた。同炉は鉄筋コンクリート製格納容器も採用しており原電-清水建設が検討を行ったが、BWR の事故時設定荷重に問題が生じ、世界中で BWR の発注のキャンセルが相つぐなどの問題があり、いろいろの事情から原子力発電株式会社は前述のように PWR を採用し、プレストレストコンクリート格納容器を日本で最初に建設することでパイオニア的使命も果たすこととなった。

これら各電力会社の動きに対応して、日本におけるコンクリート容器設計および施工のための規準作りが開始された。原子力土木委員会 (委員長 永田年)、原子力コンクリート部会 (部会長 国分正胤) において“プレストレストコンクリート原子炉構造物 (圧力容器、格納容器) 設計施工要領”の作成が行われ、また猪股俊司氏を中心にコンクリート格納容器の試設計も行われた。

規準作りに最もたけているのは米国であり膨大な組織を動員して“ASME Section III division 2”を作成した。この規準は ACI と ASME の合同委員会が 1973 年に最終提案として発表したものである。最初は ACI および ASME はそれぞれ独自に委員会活動を行い報告書を作成したが、1971 年に合同委員会が結成され、広い分野に亘って学識経験者を集め、定期的に、かつ極めて活発な会合を重ねてコンクリート容器の設計、建設、検査、テストに関する規準作りが行われ、最終案提出後も規準条項の修正追加を行い、夏冬の年二回定期的に発表するなどの活動を行っている。

この膨大な ASME Section III division 2 規準を理解すべく、原子力安全研究協会の中にコンクリート容器小委員会 (委員長 藤井正一) が設けられ勉強が行われた。一方建築学会においても“原子力プラントコンクリート構造分科会” (主査 中野清司) が格納容器設計指針案を作成した。

資源エネルギー庁はこれらの活動を統合する意味もあって“原子力発電用コンクリート容器技術基準検討会”を設置し、1977 年“原子力発電用コンクリート格納容器に関する技術基準案”を発表した。本案の作成に当っては、プレストレストコンクリート格納容器および鉄筋コンクリート格納容器それぞれについて詳細な試設計が行われ、設計上の問題点の洗い出しが行われた。

その後これらの問題点の検討調査を資源エネルギー庁は電力中央研究所に委託、電力中央研究所は“コンクリート格納容器調査研究会”を組織し、文献調査とともに

に、構造実験計画を作成し、各種実験は現在進行中である。これらの成果は“原子力発電設備改良標準化調査報告書—コンクリート格納容器の事故時及び地震時の耐力—”という標題で電力中央研究所より資源エネルギー庁に提出されており、これらによって技術基準案もますます整備されてゆくものと思われる。

コンクリート圧力容器については、磯畑脩氏のまとめた表—3に示されるように、世界各国で実験が行われており、その破壊性状もかなりわかっているが、格納容器の場合は設計内圧も圧力容器の1/10程度の単純な構造物であるゆえに実験例は極めて少ない。電中研を中心として今後日本で行われる格納容器の実験はその意味で非常に注目されている。試験項目、試験体数は表—4に示すような計画であるが詳細については別途発表されることとなろう。

3. プレストレストコンクリート格納容器の問題点

原子力用構造物は常に可能な限り安全なものを作るように義務付けられているゆえに、その時点で駆使し得る最新の技術を用いて設計および施工が行われる。したがって一つとして全く同じ原子力発電所というのではないといえる。格納容器についても、数多く建設されているとはいえ、設計のクライテリア、特に安全に関する考え方の差からいろいろと異なっており、問題点も様々である。しかしながら本稿においては、細かいことは省略し、日本にプレストレストコンクリート格納容器が建設される場合の問題点を中心に筆者の私見を簡単にのべることにしたい。

3.1 設計上の問題点

日本の技術基準案は米国のASME規準に倣って作成されたが、このASME Sec. III div. 2規準も先に作られた鋼製格納容器の規準ASME Sec. III div. 1を下敷きとして、鋼製をコンクリート製におきかえて出来上がったようなものである。そのために鋼製との比較という点が重視され、同等の安全が保たれば良いという考えが強く、荷重および荷重の組合せその他について本質的な議論はあまり無いままにコンクリート容器規準は出来上り、日本の基準案もそれに倣っているというあたりは多少問題がある。

格納容器の設計内圧というものは、想定した事故についての事故解析の結果から定められるものである。いってみれば解析から得られる仮定の荷重であり前提条件が変れば値も変ってくる性質のものである。その事故解析がどれだけの精度を持ち、またどれだけの安全係数を見込んであるのかについても十分な認識もないままに設計が

進められているのが現状である。

荷重の組合せについても、荷重そのもののバラツキを考慮して定められる荷重係数と、発生する確率の考慮から定められた安全係数とが混在したまま組合せられており、組合せに対する許容値の決め方も難しい。また組合せられる個々の荷重の変動が結果にどのように影響するかについての認識も持つ必要がある。結果に殆ど影響のないような荷重の値の精度を上げてても無意味である。図—1に示すような格納容器について、ABCDEの5つの場所についての応力計算の結果を棒グラフの形で示したものが図—2である。基準に定められた荷重の組合せ(表—5に示す)の内、温度によるものを含めた1'~8'までの荷重を組合せた場合に、各荷重が、断面を決定する引張り歪量のどのくらいの割合を占めるかを示すグラフである。これらの割合は、格納容器の場所によって異なり、ドーム部は内圧、熱荷重による影響が大きいのに比べ、円筒基部は地震荷重が支配的となる。

図—2からはまた、熱荷重が全体として極めて大きいことに気付かれるであろう。この計算は全断面有効として弾性計算を行った結果であり、この程度の引張り歪となれば当然コンクリート断面にはクラックが発生する。クラックが発生すればその断面での熱応力は殆ど零となる。すなわち熱応力の計算手法がコンクリート格納容器の設計に重大な影響を与えることがわらう。熱応力に対する合理的な設計法の確立ということがプレストレストコンクリート格納容器設計上の大きな問題の一つである。

今一つ問題となっている事柄としては、コンクリート容器の円筒基部のせん断耐力である。コンクリートのせん断耐力というものは今のところ実験によって値を決める以外に方法がない。しかしながら格納容器のようなシェル構造物のせん断実験というものは世界でも殆ど例がなかった。それゆえにASME規準でも日本の技術基準案でも柱や梁について行った実験式からせん断耐力を定めている。その意味から最近電力中央研究所に行った実験は重要で格納容器の破壊モードなり耐力がかなり明確となってきた。まず格納容器の半径方向のせん断耐力、すなわち内圧をうけた時の円筒基部のせん断耐力については、柱梁の場合と全く異なり、せん断力はまずフープ筋が負担し、残りを縦筋のダボ効果で負担する形となる。格納容器の内圧による破壊モードは、まず円筒基部内側に曲げクラックが入り、次に円筒中央部から縦のクラックが発生、最後に水平クラックが入るという順序になるが、円筒基部には中央部と同様のフープ筋を入れておけば、せん断破壊が先行することはないようである。格納容器が地震力をうけた場合のせん断力は主に壁の切線方

表-1 米国における格納容器諸元

No.	Name	Size MWe.	Pressure Control System.	Design Press.	Free Vol. Dome		Inside Dia. ft.	Height of Cyl.	Thickness		
					cu. ft.	Shape			Wall	Dome	
1.	Prairie Island	530	Dry	41 psi	1300×10 ³	Hemi	105	126	1.5''		Steel containment
2.	Kewaunee	540	"	41	1300	"	105	126	1.5''		
3.	St. Lucie	850	"	40	3000	"	140	127	2.0''		
4.	Davis Besse	906	"	34	3300	"	130	188	1.5''		
5.	Sequoyah 1	1140	Ice	12	1600	"	115	113	0.75''		
6.	Cook 1	1054	Ice	12	1600	"	115	109			R.C. containment
7.	Surry 1, 2	788	Sub Atom.	45	2100	"	126	128			
8.	Maine Yankee	790	"	45	1850	"	135	102			
9.	Beaver Valley	852	"	45	2000	"	126	122			
10.	North Anna 1	934	"	45	2100	"	126	127			
11.	Indian Pt. 2	873	Dry	47	2800	"	135	148	4'6''	3'6''	
12.	Diablo Canyon	1060	"	47	2900	"	140	142	4'6''	3'6''	
13.	Salem 1	1090	"	47	2900	"	140	142			
14.	Ft. Calihoun	457	Dry	60	1200	Shallow	110	108			P.S. containment
15.	Ginna	490	"	60	1200	Hemi	105	97			
16.	Point Beach 1	497	"	60	970	Shallow	105	100	3'6''	3'0''	
17.	Robinson	700	"	42	2100	Hemi	130	126			
18.	Palisades	700	"	55	1640	Shallow	116	150	3'6''	3'0''	
19.	Turkey Point 3	725	"	55	1550	"	116	141	3'9''	3'3''	
20.	Arkansas 1	810	"	54	1850	"	116	168	3'9''	3'3''	
21.	3 mile Island 1	818	"	55	2000	"	130	157			
22.	Crystal River	825	"	55	2000	"	130	157			
23.	Milestone 2	828	"	54	1920	"	130	140	3'9''	3'3''	
24.	Farley 1	829	"	54	1830	"	130	129	3'9''	3'3''	
25.	Calvert Cliffs	850	"	50	2000	"	130	146	3'9''	3'3''	
26.	Oconee 1, 2, 3	886	"	59	1910	"	116	177	3'9''	3'3''	
27.	3 mile Island 2	906	"	60	2000	"	130	157			
28.	Rancho Seco	913	"	59	1980	"	130	142	3'9''	3'6''	
29.	Zion 1, 2	1100	"	47	2900	"	140	164			
30.	Trojan	1130	"	60	2000	Hemi	124	144	3'6''	2'6''	

表-2.1 炉型別コンクリート格納容器基数
(運転中, 建設中, 発注済のもの)

国 名	P C 格 納 容 器				R C 格 納 容 器			
	PWR	BWR	重水炉 その他	計	PWR	BWR	重水炉 その他	計
ア メ リ カ	58	7	—	65	37	5	1	43
フ ラ ン ス	24	—	3	27	—	—	—	—
ド イ ツ	—	2	0	2	1	—	—	1
スウェーデン	3	8	—	11	—	—	—	—
フィンランド	—	2	—	2	—	—	—	—
ベルギー	3	—	—	3	—	—	—	—
イタリヤ	2	—	—	2	—	—	—	—
スイス	2	—	—	2	—	—	—	—
スペイン	9	—	—	9	1	—	—	1
カナダ	—	—	3	3	—	—	8	8
インド	—	—	4	4	—	—	—	—
パキスタン	—	—	1	1	—	—	—	—
韓国	—	—	1	1	—	—	—	—
台湾	2	—	—	2	—	—	—	—
ブラジル	—	—	—	—	3	—	—	3
合 計	103	19	12	134	42	5	9	56
備 考	原子力発電所一覧表(原産 1977)による。このうち計画中のもの、および低圧の格納容器については上表から除外してある。							

表-2.2 出力・構造別格納容器基数

炉 型	出 力 分 類	基 数	構 造 種 類		
			P C	R C	鋼 製
PWR	500 MWe 以下	19 (18)	7 (6)	2 (2)	10 (10)
	500~1,000 MWe	100 (39)	63 (21)	19 (8)	18 (10)
	1,000 MWe 以上	84 (7)	33 (3)	21 (2)	30 (2)
	計	203 (64)	103 (30)	42 (12)	58 (22)
BWR	500 MWe 以下	17 (16)	1 (1)	0	16 (15)
	500~1,000 MWe	58 (24)	9 (3)	3 (2)	46 (19)
	1,000 MWe 以上	43 (5)	9 (0)	2 (0)	32 (5)
	計	118 (45)	19 (4)	5 (2)	94 (39)
重水炉その他	500 MWe 以下	12 (7)	8 (5)	1 (1)	3 (1)
	500~1,000 MWe	12 (4)	4 (0)	8 (4)	0
	5,000 MWe 以上	0 ()	0	0	0
	計	24 (11)	12 (5)	9 (5)	3 (1)
合 計	計	345 (120)	134 (39)	56 (19)	155 (62)
備 考	構造種類不明のものは基数から除く。 () 内は運転中の基数を示す。				

表-3 PCPV スケールモデルの耐圧実験リスト

* 計測可能値, S : スラブ, W : 壁

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M
発表年	計画または実施機関 (国名)	プロトタイプ	形 状	スケール	加圧方式	最大圧力 (kg/cm ²)	設計圧力 (kg/cm ²)	表面初き れつ圧力 (kg/cm ²)	最大圧力 設計圧力	最大圧力 初きれつ圧力	最大変形 弾性変形	終 局 状 態
1967	U.K. Atomic Energy Authority (UK)	一 般	球	1/12	Hydr.	33.7	—	17.6	—	2.5	20	リーク
1967	Atomic Power Co. Ltd. (UK)	Dungeness B	円 筒		Hydr. Hydr.	103.0 94.8	33 33	77.0 48.3	3.30 2.87	1.4 2.0	10(S)	曲げきれつ リーク
1967	Sir Robert McAlpine & Sons Ltd. (UK)	Pre Oldbury	円 筒	1/8	Hydr.	55	18	25	3.05	2.2	3(S)	コーナきれつ リーク
1967	Central Electricity Research Lab. (UK)	Oldbury	円 筒	1/8	Hydr.	84.5	27	54	3.13	1.6	10(S)	コーナきれつ リーク
1967	Taylor Woodrow Con. Ltd. (UK)	Wylfa	球 球		Hydr. Hydr.	57.6 56	19 19	21 —	3.04 2.95	2.7 —	15(W)	テンドン破断 リーク
1969	Sir Roberr McAlpine & Sons Ltd. (UK)	Hinkley Point B. Huterston B	円 筒	1/10	Hydr.	120	43	70	2.79	1.7	50(S) 16(W)	スラブ曲げ破壊 リーク
1971	Taylor Woodrow Con. Ltd. (UK)	Hartlepool Heysham	マルチキャビティ 円 筒	1/10	Hydr.	136	45	69	3.02	1.8	12(S) 14(W)	破壊させず
1967	General Dynamics Co. (USA)	250 MWe HTGR	角 形 円 筒	1/4.5	Hydr.	121	36.6	63	3.31	1.9	10(S) 6(W)	ボトムきれつ リーク
1962, 1971	Univ. of Illinois (USA)	一 般	円 筒 (40''×40''φ)	—	Pneu. { Hydr. {	20.7 16.9 26.0 27.4 32.7 40.1 41.1 39.0 61.2 43.9 45.0 62.3 52.0						スラブ曲げ破壊 同上 (リーク) 同上 同上 同上 リーク リーク スラブ曲げ破壊 同上 リーク スラブ曲げ破壊 同上 同上
1971	同 上				Pneu. { Pneu. {	112.5 143.4 186.3 242.5 259.4 161.7 225.0 211 211 246 232 232						リーク スラブせん断破壊 壁きれつリーク 壁きれつリーク 壁きれつリーク スラブせん断破壊 スラブせん断破壊 同上
1969	Gulf General Atomic Inc. (USA)	330 MWe HTGR	リブ付円筒	1/4	Hydr.	105.5	48	70	2.20	1.5	3(S) 5(W)	破壊させず

1968, 1974	Oak Ridge National Laboratory (USA)	HTGR	リップ付円筒	1/27.5 1/27.5 1/10	Pneu. Hydr. Hydr.	67.3 97.7 79.4	35 35 35	60 68 60	1.94 2.79 2.27	1.1 1.4 1.3	— — —	リーク 壁きれつリーク 壁きれつリーク
1970	Gulf General Atomic Inc. (USA)	1000 MWe HTGR	マルチキャピティ 円筒	1/20	Hydr.	118	40	63	2.95	1.9	11(S)	コーナきれつ リーク
1971	Atomenergi (Sweden)	Scandinavian PCPV	リップ付円筒	1/3.5	Hydr.	128	85	—	1.50	—	—	破壊させず
1971, 1973	Univ. of Trondheim (Norway)	Scandinavian PCPV	円筒	1/3.6 1/3.6 1/3.6 1/3.6	Pneu.	270 267 276 257	84 84 84 84	168 147 168 168	3.21 3.18 3.29 3.03	1.6 1.8 1.6 1.5	25(S) 25(S) 19(S) 35(S)	きれつリーク コーナ Explosion きれつリーク 壁 Explosion
1969, 1974	ENEL/ISMES (Italy)	THTR	リップ付円筒	1/20 ?	Hydr. —	140 —	40 —	90 —	3.50 —	2.3 —	33(S) —	スラブ曲げ —
1971	Krupp Reactorbau Gmb GmbH. (West Germ.)	330 MWe HTGR	リップ付円筒	1/5	Hydr.				2.8			スラブ曲げ
1959	French AEC (France)	G2, G3	円筒	1/10 (3)	Pneu.	?	15		4~4.5			テンドン Explosion
1967	Electricité de France (France)	EDF 3,4	角形円筒									
1969	Compagnie Industrielle le Travaux (France)	Bugey I	角形円筒	1/5 1/5	Hydr. Hydr.	137 123	45 45	— 87	3.04 2.76	— 1.4	—	コーナきれつからの リーク 同上
1970	東大生研 (日本)	AGR	円筒	1/40 1/40 1/40	Hydr. Hydr. Hydr.	45.5	12	22	3.79	2.1	50(S)	リーク リーク 側壁ワイヤ破断
1971	東大生研 (日本) 清水建設	AGR	円筒	1/40 1/40 1/40 1/40 1/40 1/40 1/40	Hydr. Hydr. Hydr. Hydr. Hydr. Hydr. Hydr.	35.2 27.2 37.2 47.5 82.5 93.0 86.0	8.4 9.0 10.3 10.5 20.9 23.0 26.1	16 14.5 23.3 25.0 53.8 60.0 56.0	4.19 3.02 3.64 4.52 3.95 3.77 3.30	2.2 1.9 1.6 1.9 1.4 1.6 1.5	31(S) 48(S) 39(S), 65(W) 43(S), 75(W) 62(S), 66(W) 33(S), 76(W) 34(S), 70(W)	トップスラブ曲げ破壊 トップスラブ曲げせん断 同上 ボトムスラブせん断 トップスラブ曲げ 壁きれつリーク 壁きれつリーク
1972	清水建設 (日本) 電源開発	Hinkley Point B	円筒	1/10	Hydr.	129.1	43.0	79.0	3.00	1.6	26(S) 33(W)	スラブ曲げ コーナ部破壊に よるリーク
1972	東京電力 (日本) 鹿島建設	一般 (1000 MWe)	リップ付 角形円筒	1/20 1/20	Hydr. Hydr.	95 70	35 35	60 65	2.71 2.00	1.6 1.1	— —	コーナ部きれつ リーク コーナ部リーク
1972	鹿島建設 (日本)	1100 MWe HTGR	マルチキャピティ 円筒	1/20 1/20	Hydr. Hydr.	198 197.5	35 35	100 80	5.66 5.64	2.0 2.5	40(W) 25(S), 73(W)	壁曲げきれつ コーナリーク
1973	清水建設 (日本) 東大生研	1100 MWe HTGR	マルチキャピティ 円筒	1/30 1/30 1/30	Hydr. Hydr. Hydr.	25.4 33.8	7.1 10.6	18.0 17.5	3.58 3.19	1.4 1.9	46(S) 60(S)	スラブ曲げ, リーク スラブせん断破壊
1973	大林組 (日本)	1100 MWe HTGR	シングル円筒 マルチキャピティ 円筒	1/20 1/20	Hydr. Hydr.	233 233	50 50	75 120	4.76 4.76	3.2 2.0	48(S), 50(W) 45(S), 60(W)	スラブ曲げせん断 スラブ曲げライナ破断

表—4 実 験 項 目 表

No.	名 称	実 験 内 容	試 験 体
1	1. 振れ加力実験 (PCCV 関連)	試 験 体 形 状; 端部拘束の影響を考慮 (内径一定) 初期応力条件; プレストレス力 (鉛直, 円周方向) 内圧 (無, 4 kg/cm^2) 鉄筋比一定, コンクリート強度一定	11 体
2	2. 水平加力実験 (PCCV 関連)	試 験 体 形 状; 曲げ-せん断応力の比率を考慮 (内径一定) 初期応力条件; プレストレス力 (鉛直, 円周方向) 内圧 (無, 4 kg/cm^2) 鉄筋比一定, コンクリート強度一定	5 体
3	1. 水平加力実験 (RCCV 関連)	試 験 体 形 状; 内径 1.54 m, 壁厚 6 cm, 高さ 1.60 m 鉄筋比; 1.8%, 2.4% コンクリート強度; $F_c = 240 \text{ kg/cm}^2$ 内 圧; 3.0 kg/cm^2 (一定), 繰返し水平力を変化させる。	2 体
4	2. 円筒基部構造耐力実験 (RCCV 関連)	部分模型試験体 形 状; 内径 3.3 m, 壁厚 15 cm 鉄筋比; 2% コンクリート強度; $F_c = 240 \text{ kg/cm}^2$ 内 圧; 1 kg/cm^2 (一定)	4 体
5	3. 面内力に対する配筋設計に関する実験 (主として RCCV 関連)	鉄筋コンクリート板試験体 形 状; $250 \text{ cm} \times 250 \text{ cm}$ (正方形) 壁厚 10 cm 鉄筋比, 配筋方向, 二軸荷重の比率	30 体
6	4. コンクリートのせん断強度とせん断力伝達機構に関する実験 (RCCV, PCCV 共通)	○各応力組合せ下のコンクリートのせん断強度の実験 ○ひびわれ発生後のせん断力伝達機構の実験 試験体; ①無筋供試体 ②鉄筋コンクリート供試体 パラメーター; ①軸力, コンクリート強度 ②筋比, 配筋方向, コンクリート強度, 軸力	80 体 200 体
7	5. 鉄筋コンクリート部材の軸, 曲げ剛性実験 (RCCV, PCCV 共通)	試 験 体 軸剛性評価 (鉄筋比, 温度条件) 曲げ剛性評価 (鉄筋比, 軸力, 温度条件)	12 体 22 体
8	6. 温度荷重作用下の内圧破壊実験 (RCCV 関連)	試 験 体 半球ドーム付円筒モデル (温度勾配有無)	2 体
9	<u>ライナー関連</u> 1. アンカーシステムのせん断耐力実験	試 験 体 幅 30 cm, アンカー本数 1 個, 2 個付 コンクリート強度一定	9 体
10	2. アンカーシステムの引抜耐力実験	試 験 体 幅 30 cm, アンカー本数 1 個	4 体

表—5 荷重の組合せ

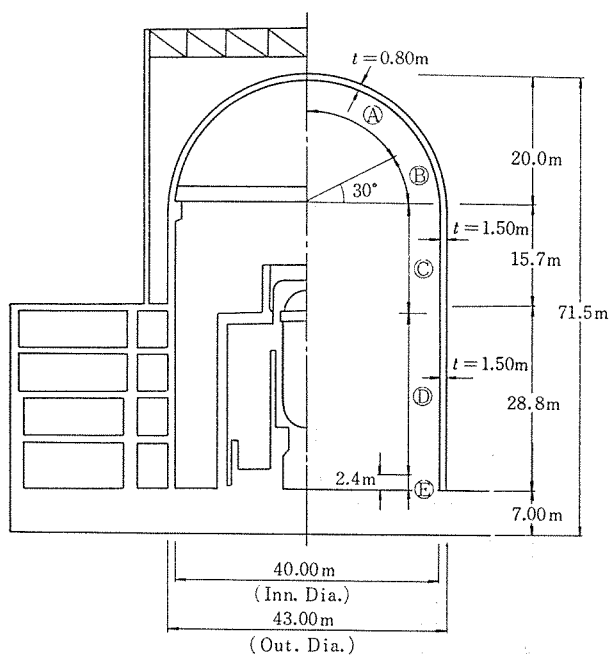
Cage No.	$D+L$	P	P_t	P_a	T_t	T_o	T_a	E_o	E_{ss}	Category
1 1'	1.0 1.0		1.0 1.0		1.0					Test
2 2'	1.0 1.0					1.0				Normal
3 3'	1.0 1.0					1.0		1.0 1.0		Severe environmental
4 4'	1.0 1.0					1.0			1.0 1.0	Extreme environmental
5 5'	1.0 1.0			1.0 1.0			1.0			Abnormal
6 6'	1.0 1.0			1.5 1.5			1.0			Abnormal
7 7'	1.0 1.0			1.0 1.0				1.0 1.0		
8 8'	1.0 1.0			1.0 1.0			1.0		1.0 1.0	Abnormal/Extreme environmental

$D+L$: 固定+積載
 T_o : 運転時温度

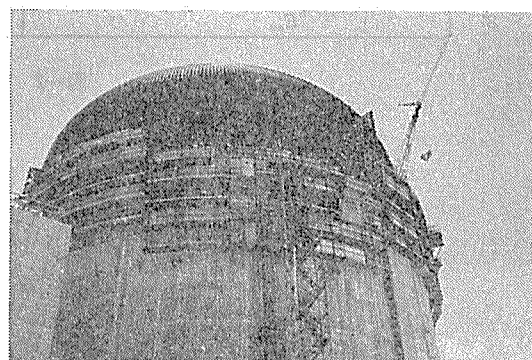
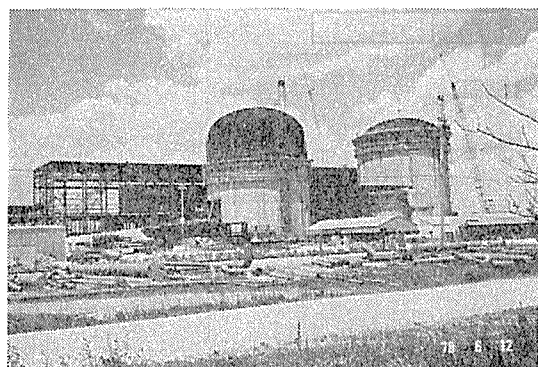
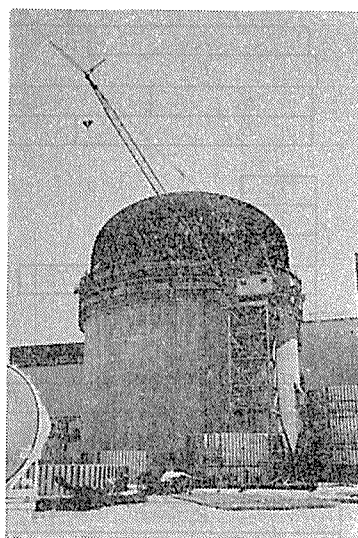
P_t : テスト時内圧
 T_a : 事故時温度

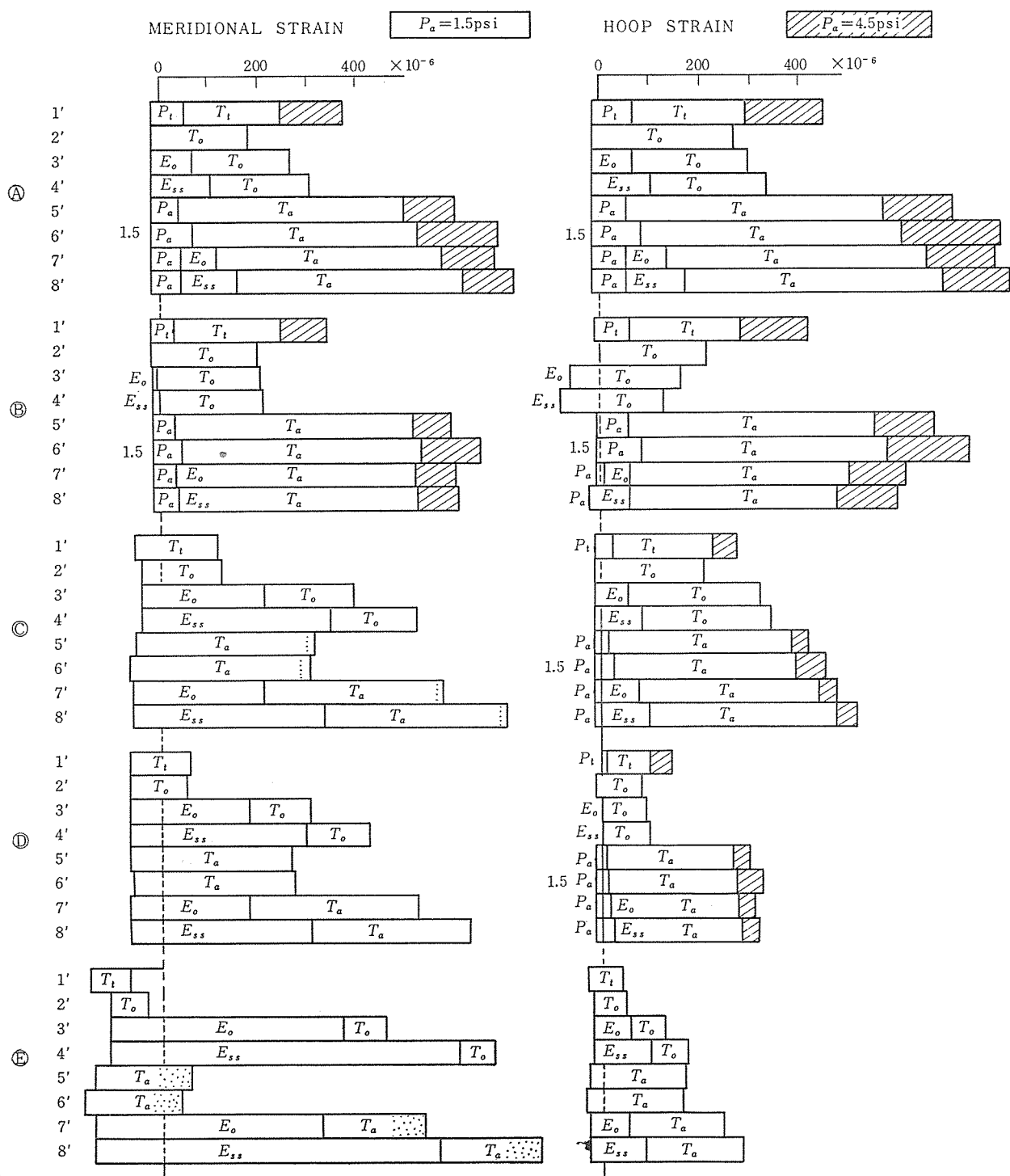
P_a : 事故時内圧
 E_o : 運転基準地震時

T_t : テスト時温度
 E_{ss} : 安全停止地震時



図—1 格納容器断面図





図—2 各位置における引張歪

向のせん断耐力が負担する。地震荷重による破壊モードは円筒基部においてモーメントが優勢の場合は引張側の鋼材の降伏から始まる。せん断が優勢の場合は、側面から圧縮側にせん断破壊が進行する。耐震壁の破壊の場合は、せん断破壊後急激に耐力が低下するのに比べ、シェル構造のために破壊個所が次第に広がるが、急激な耐力低下のないことなどが格納容器のせん断破壊の特徴である。これらシェル構造物の利点をいかに設計にとり入れるかが今後の問題として残されている。

3.2 建設上の問題点

通常の格納容器の大きさは直径 40~50 m、高さ 60 m ぐらい、壁厚 1~1.5 m 程度のかかなり大きな構造物で所要のプレストレスト鋼材量は 500~1 000 t 程度のものである。

作業工程上の要求から一本当りのテンドン容量も大きい方が有利であり 1 000 t 以上が通常用いられる。日本においては未だ取り扱ったことのない大容量テンドンであり、また長さも百数十 m といったものが使用される。テンドン重量が 10 t 近く、ジャッキその他の重量が 2~3 t もあるとすれば、その取扱いもかなり研究しなくてはなるまい。素線の本数が多くなると素線間の応力のバラツキも問題となり、施工法によってはテンドンの有効導入応力にかなりの影響を与えることもある。

鋼製格納容器は原子炉機器の一部と考えられていたのと同様にコンクリート容器も単なる構造物ではなく機器の一部として取扱われる。すなわち、原子力発電所の寿命のある限り、格納容器は定期的な検査を受け、機能が十分に果せることが要求されている。プレストレストコンクリート構造物で時間とともに劣化してゆくと思われるものには、テンドンの腐食の進行、コンクリートのクラックの進展、テンドンへの導入応力の減少等があり、原子炉格納容器では抜取り試験、目視、リフトオフ試験などによって品質を保証することと米国では規定されている。そのためにテndonは一般にアンボンド工法すなわちストレス導入後モルタルグラウトをすることなく、

グリースなどで防錆を行い、取り替え、再緊張ができるようになっている。コンクリート圧力容器の場合はコンクリートの高温クリープの値がかなり大きいので、将来テndonを締め直すこともあるかもしれないと考えて、英国などでもアンボンド工法が採られた。格納容器の場合は通常のコンクリート構造物であるゆえに、クリープ、収縮などによるテndonのリラクセーションは予想できる。それゆえに単に防錆その他の検査のためにのみアンボンド工法とすることには疑問がある。フランスでは圧力容器の場合も格納容器の場合もすべてモルタルグラウトを採用しており、プレストレストコンクリート構造物の健全性には強い自信をもっているようにみえる。

日本に初めて建設されるプレストレストコンクリート格納容器は米国のものに倣うゆえにアンボンド方式が採用されるが、全世界的にテndonの腐蝕状況、リラクセーション、コンクリートへの導入応力の減少等の値が明らかになるにつれて、メンテナンスフリーというか出来上ってから手間のかからない構造物へと変わってゆくのが当然と考えられる。すなわちボンド方式とかアンボンド方式が問題となることなく、施工上の理由から自由に採用されるようになろう。容納容器建設に当っては、上記のごとく、大容量テndonの使用と、アンボンド工法の採用という点が初めて経験する事柄だけに問題点として採り上げたが、その他は特に一般のプレストレスト構造物と変る所はないと思われる。

4. おわりに

プレストレストコンクリート格納容器がいよいよ日本でも建設される運びとなり、各所で地道な研究調査が行われるようになったことは大変に喜ばしいことである。工学というものは実際に造られて初めて進歩するもので、一号機完成の後は続々とコンクリート格納容器が誕生することを期待したい。最後に本稿の完成には神鋼々線の田中義人氏の御助力があり末尾ながら感謝の意を表する次第です。

◀刊行物案内▶

第 17 回研究発表会講演概要 (1977)

体 裁：B5 判 44 ページ

定 価：1,000 円 送料 200 円

お申込みは PC 技術協会へ