



UDC 669.14.018.292 : 621.039.53

原子力压力容器用鋼材

小野寺 真 作*

Current Steels for Nuclear Pressure Vessels

Shinsaku ONODERA

1. ま え が き

世界のエネルギー需給の中長期的予測と在来型の化石燃料からの代替可能性の観点から、原子力発電の役割は依然として重要であり、とくにわが国ではフランスおよびスウェーデンとともに明日のエネルギーでの唯一の選択のように思われる¹⁾。1980年秋のわが国の原子力発電は、設備能力で1511万kW(総発電能力の11.9%)に達した。

筆者らは、わが国の原子力発電計画の進展に応じて、原子力発電所の一次系(原子炉周辺の各種压力容器と循環系)の部材の多くを製造して約20年を経過したが、1972年頃からは欧米向けの軽水炉用部材についてもその代表的なものの開発に参画し、輸出してきた。

世界の発電用および熱供給用原子炉としては、ガス冷却炉(GCR)、軽水炉(LWR:BWRおよびPWR)、重水炉(HWR:CANDUおよびPHWR)、高温ガス炉(HTGR)、チャンネル型黒鉛炉などがあるが²⁾、この中の約80%はLWRであり、また大型高品質の鋼材を必要とするのも専らこの炉型式である。

原子力压力容器用鋼材については、これまでも報告されてきたが³⁾⁻²²⁾、以下本稿ではLWR用鋼材の現状と趨勢について概説したい。

なお、ここにいう原子力压力容器用鋼材とは、原子炉压力容器(RPV)、蒸気発生器(SG)、加圧器(PR)、ポンプ、バルブ、再循環系配管(RLP)などを構成する大型部材を指す。

2. 軽水炉压力容器とその部材設計の諸条件

2-1 原子炉压力容器の大型化

発電用原子炉は熱機関の一形態であるから、LWRでの蒸気条件では、その熱効率は元来高いものではない。LWRの経済性(発電単価)がその単基出力を1000

MWe程度以上に増大すれば著しく改善されることが提案されたのは、第3回原子力平和利用国際会議(ジュネーブ、1963年)の際であつたが、この頃からLWRの商業化は本格化したと見られる。事実、1967~68年以降に米国とドイツでは1100~1300MWe/基級が続々と発注されて²⁾、この級のユニットが今日世界の主力となりつつある。

図1と2に代表的な大型のBWRとPWRのRPVを示す。KWU社とASEA-ATOM社(スウェーデン)のBWRPV、B&W社とCE社のPWRPVもほぼ

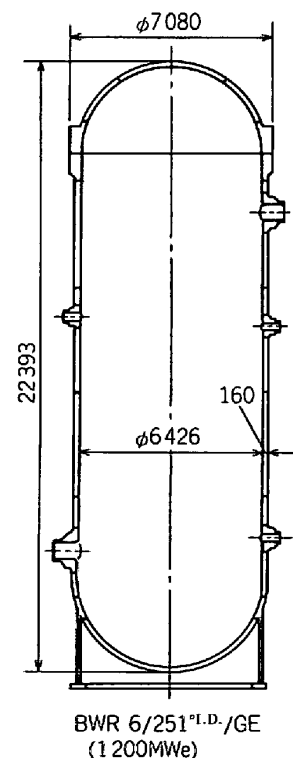


図1 代表的なBWRPV

昭和55年12月10日受付(Received Dec. 10, 1980)(依頼解説)

* (株)日本製鋼所 工博(The Japan Steel Works Ltd., 1-1-2 Yuraku-cho Chiyoda-ku 100)

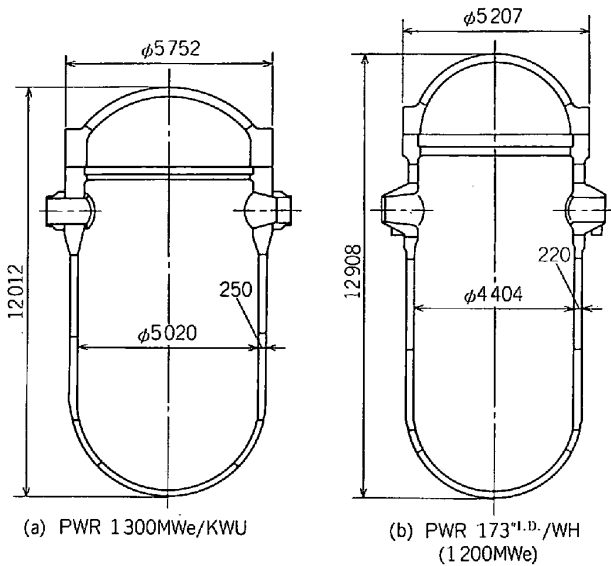


図 2 代表的な PWRPV

同様の大きさである。

2.2 原子力圧力容器の設計基準と所要の材料性能

原子力圧力容器の運転環境は、機械的な荷重条件、化学的な腐食条件などにおいて、第一級の苛酷さではない²³⁾。しかし原子炉に万が一もの破損破壊があつてはならないのはもちろんのこと、運転開始後は残留放射能のために、補修は最小でなければならない。それ故原子力圧力容器の設計基準は通常の大型圧力容器のそれよりも著しく厳格であり、また材料に要求される性能も特別なものとなる。

2.2.1 原子力発電設備の設計基準

原子力圧力容器の技術基準としては、通商産業省の告示第 501 号、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(1980 年 10 月 30 日公布、以下告示 501 号)をはじめ、各国それぞれの基準と運用方式を持つが、ASME, Boiler & Pressure Vessel Code, Sec. III, Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components (以下 ASME, Sec. III) とその関連 Section(s) が最も整備されていて、同 Code を適用あるいは援用する国が多い。これらの Code については最近の解説にゆずる²⁴⁾²⁵⁾。

2.2.2 原子力圧力容器に要求される事項

ASME, Sec. III によつて代表される原子力圧力容器の設計基準は、使用される構造材料に次のような基本的な影響をもたらした。

- (1) 圧力容器の主体部に対する設計許容応力値が、引張強さの 1/4 から 1/3 のレベルに高められ、超大型化が要請される圧力容器を、薄く、軽くして、多くのメリットを生む。
- (2) しかしノズルのコーナーのような応力集中部では、低サイクル疲労を予測評価する限界設計とし、ここでの破損破壊を予定寿命期間内で完全に防止する。

(3) 脆性破壊の防止のために、PELLINI の提案による FAD に基づく所要の靱性を材料に与える。

(4) 以上は 1963 年の初版以来のものであるが、1972 年の Summer Addenda で線型破壊力学に基づく脆性破壊防止の規定が追加された。

これらの条件に応ずるために、次のような特性を備える大型高品質鋼材が求められる。

- (1) より優れた均質等方性、より小さな mass effect,
- (2) より高い破壊靱性,
- (3) 内部欠陥が少ないこと,
- (4) 溶接性に優れていること,
- (5) 中性子照射劣化が少ないこと。

2.3 原子力圧力容器部材の設計における最近の傾向

以上の諸項目に加えて、7~8 年前から次のような要請が原子炉メーカーから出てきている。

- (1) 溶接線を減らして、供用期間中検査 (ISI) を容易 (試験の時間とコスト、人員の被曝) にする。
- (2) 部材の大型化と一体化によつて検査を容易にする。

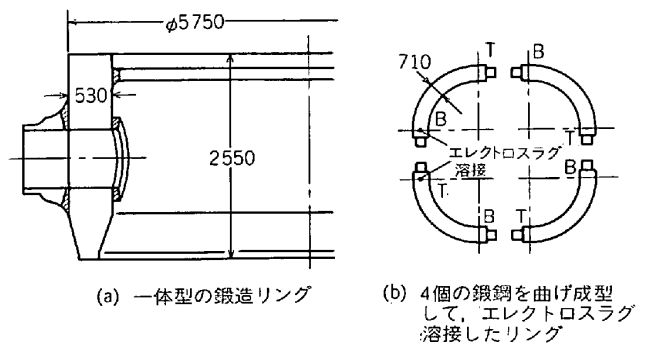


図 3 1300MWe/KWU 型 PWRPV の一体型ベッセル・フランジ、165 t [図(a)]. 最初は 4 個の鍛鋼を溶接して製造 [図(b)].

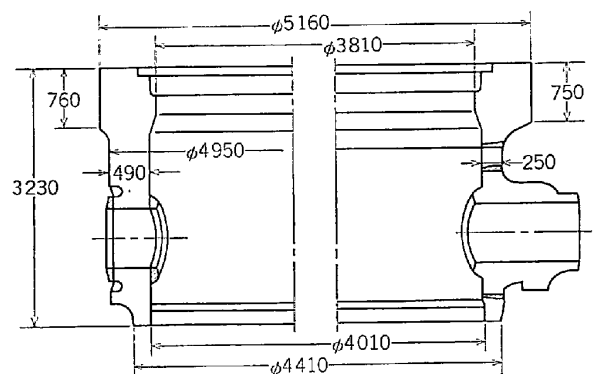


図 4 157^1.0/WH 型 (1000 MWe) PWRPV の一体型ベッセル・フランジ [図(a)], 165 t. 図(b) は在来型の設計。

表 1 原子力圧力容器用鋼

			材 料 規 格	化 学 組 成 (wt. %)							
				C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo
主 な 初 期 の 鋼 種	米 国 (ASME)	鋼 板	SA201B	≤0.27	0.15/ 0.30	≤0.8	≤0.04	≤0.05	—	—	—
			SA212B	≤0.33	0.15/ 0.30	≤0.9	≤0.04	≤0.05	—	—	—
			SA302B	≤0.25	0.15/ 0.30	1.15/ 1.50	≤0.035	≤0.040	—	—	0.45/ 0.60
			SA302C	≤0.25	0.15/ 0.30	1.15/ 1.50	≤0.035	≤0.040	0.4/ 0.7	—	0.45/ 0.60
		SA302D	≤0.25	0.15/ 0.30	1.15/ 1.50	≤0.035	≤0.040	0.7/ 1.0	—	0.45/ 0.60	
		鍛 鋼	SA105	≤0.35	≤0.35	0.60/ 1.05	≤0.040	≤0.050	—	—	—
SA336 Code Case 1332-3	≤0.27		0.15/ 0.35	0.50/ 0.80	≤0.04	≤0.05	0.5/ 0.9	0.25/ 0.45	0.55/ 0.70		
主 な 現 用 鋼 種	日 本 (JIS)	鋼 板	SQV2A	≤0.25	²⁾ 0.15/ 0.30	1.15/ 1.50	≤0.035	≤0.040	0.4/ 0.7	—	0.45/ 0.60
			SQV2B	≤0.25	²⁾ 0.15/ 0.30	1.15/ 1.50	≤0.035	≤0.040	0.4/ 0.7		0.45/ 0.60
		鍛 鋼	SFVV1	≤0.35	²⁾ 0.15/ 0.35	0.40/ 0.90	≤0.025	≤0.025	—	—	—
			SFVV2	≤0.27	²⁾ 0.15/ 0.35	0.50/ 1.00	≤0.025	≤0.025	0.5/ 0.9	0.25/ 0.45	0.55/ 0.70
			SFVV3	0.15/ 0.25	²⁾ 0.15/ 0.35	1.20/ 1.50	≤0.025	≤0.025	0.4/ 0.8	—	0.45/ 0.60
			SA533B Cl. 1	≤0.25	0.15/ 0.30	1.15/ 1.50	≤0.035 ³⁾	≤0.040 ³⁾	0.4/ 0.7	—	0.45/ 0.60
	SA533B Cl. 2	≤0.25	0.15/ 0.30	1.15/ 1.50	≤0.035 ³⁾	≤0.040 ³⁾	0.4/ 0.7	—	0.45/ 0.60		
	鍛 鋼	SA508, Cl. 1	≤0.35	0.15/ 0.40	0.40/ 1.05	≤0.025	≤0.025	≤0.4	≤0.25	≤0.10	
		SA508, Cl. 2	≤0.27	0.15/ 0.40	0.50/ 1.00	≤0.025 ⁴⁾	≤0.025 ⁴⁾	0.5/ 1.0	0.25/ 0.45	0.55/ 0.70	
		SA508, Cl. 3	≤0.25	0.15/ 0.40	1.20/ 1.50	≤0.025 ⁴⁾	≤0.025 ⁴⁾	0.4/ 1.0	≤0.25	0.45/ 0.60	
		22NiMoCr37 (W.Nr.1.6751)	0.17/ 0.25	0.15/ 0.35	0.50/ 1.00	≤0.020	≤0.020	0.6/ 1.2	0.30/ 0.50	0.50/ 0.80	
	西 独 (TUV)	鋼 板 鍛 鋼	20MnMoNi55 (W.Ni.1.6310)	0.17/ 0.23	0.15/ 0.30	1.00/ 1.50	≤0.020	≤0.020	0.4/ 0.8	≤0.30	0.45/ 0.60
SA542, Cl. 1			≤0.15	≤0.50	0.30/ 0.60	≤0.035	≤0.035	—	2.0/ 2.5	0.9/ 1.1	
将 来 の 鋼 種	米 国 (ASME)	鋼 板	SA543B Cl. 1	≤0.23	0.20/ 0.35	≤0.40	≤0.020	≤0.020	3.0/ ⁵⁾ 4.0	1.5/ 2.0	0.45/ 0.60
			SA543C Cl. 1	≤0.23	0.20/ 0.35	≤0.40	≤0.020	≤0.020	2.5/ ⁶⁾ 3.5	1.2/ 1.8	0.45/ 0.60

注：1) ASME は 650°F/344°C (要求ある時), TUV は 350°C.

2) 真空炭素脱酸法などを採用の場合は Si の下限値は不要.

3) SA533, Appendix XI.1 による場合は別の値を適用 (詳細略).

(3) 鋳鋼部材を鍛鋼品に変えて検査を容易にし、また強さを増す.

この方向への最初の注目すべき例は、西ドイツ, Biblis-B 原子力発電所向けの RPV 用フランジ材であつて、図 3 (b) の製造法を変えて一体化することが望まれ、筆者らは 400 t 鋼塊からの鍛造に成功した²⁶⁾. 続いて WH 社型 3 ループ PWRPV に対する COCKERILL 社 (ベルギー) の設計に対しても (図 4), 500 t 鋼塊によつて一体化を達成した²⁷⁾. これらに続いて、RPV の他の部

材 (図 5), SG, PR, ポンプとバルブの胴体, RLP などとも鍛鋼化、一体化がなされつつある¹⁵⁾¹⁶⁾.

3. 軽水炉圧力容器用鋼とその諸性質

3.1 適用鋼種とその変遷

初期の米国の炉では、ボイラ用炭素鋼板にはじまり、若干の変遷を経て、現在の焼入焼もどし型の SA 533 鋼および SA 508 鋼となつた. 他の国でもこれを追従採用し、あるいは同等の鋼種を制定した. これらの古い鋼種

			機 械 的 性 質						
V	Cu	Al	室 温				高 温 ¹⁾		
			耐 力 (kg/mm ²)	引張強さ (kg/mm ²)	伸 び (%)	絞 り (%)	耐 力 (kg/mm ²)	引張強さ (kg/mm ²)	伸 び (%)
—	(≤0.25)	—	≥22.5	42.2/50.6	≥25	—	—	—	—
—	(≤0.25)	—	≥26.7	49.2/59.8	≥21	—	—	—	—
—	—	—	≥35.2	56.2/70.3	≥18	—	—	—	—
—	—	—	≥35.2	56.2/70.3	≥20	—	—	—	—
—	—	—	≥35.2	56.2/70.3	≥20	—	—	—	—
—	—	—	≥25.3	≥49.2	≥22	≥30	—	—	—
—	—	—	≥35.2	56.2/70.3	≥18	—	—	—	—
—	—	—	≥35	56/70	≥18	—	—	—	—
—	—	Al	≥49	63/81	≥16	—	—	—	—
≤0.05	—	—	≥25	≥49	≥20	≥38	—	—	—
≤0.05	—	—	≥35	≥56	≥18	≥38	—	—	—
≤0.05	—	—	≥35	≥56	≥18	≥38	—	—	—
3)	3)	—	≥35.2	56.2/70.3	≥18	—	≥29.1	≥53.7	—
3)	3)	—	≥49.2	63.3/80.8	≥16	—	≥40.8	≥60.5	—
≤0.05	—	—	≥24.6	49.2/66.8	≥20	≥38	—	—	—
≤0.05	4)	—	≥35.2	56.2/73.8	≥18	≥38	≥29.1	—	—
≤0.05	4)	—	≥35.2	56.2/73.8	≥18	≥38	≥29.1	—	—
≤0.03	—	—	≥40	≥57	≥18	≥45	≥35	≥50	≥14
≤0.03	≤0.18	≤0.05	≥40	≥57	≥19	≥45	≥32	≥50	≥14
—	—	—	≥59.8	73.8/87.9	≥14	—	—	—	—
≤0.03	—	—	≥59.8	73.8/87.9	≥14	—	—	—	—
≤0.03	—	—	≥59.8	73.8/87.9	≥14	—	—	—	—

4) SA508, Suppl. Req't. S9.1 および S9.2 による場合は別の値を適用 (詳細略).
 5) 厚さが 100mm 未満の場合は 2.60/3.25%.
 6) 厚さが 100mm 未満の場合は 2.25/3.25%.

をも含めて、LWR の圧力容器用鋼の化学組成と機械的性質を表 1 に示す。ただし破壊靱性値について次節に述べる。

現用の SA 533, 508 両鋼種は引張り強さ約 60 kg/mm² で、前述 2.2 の諸条件をバランスよく満すもので、ようやく定着しつつある LWR の現状にかんがみて、当分はこの鋼種のみで進むであろうと思われる。

3.2 現用鋼の主要な性能

以下、現用鋼の中心たる、鋼板の SA 533, Gr. B,

Cl. 1, 鍛鋼の SA 508, Cl. 2 および Cl. 3, ならびにこれらと同等の鋼種について、化学組成および機械的性質の要点を述べる。

3.2.1 化学組成

告示 501 号, ASME, Sec. III, あるいは TÜV の各規格の範囲内で次のような考慮を払う。

(1) 大断面部材においてもできるだけ均質等方な機械的性質を達成するために、主要合金成分の組合せを最適化する。

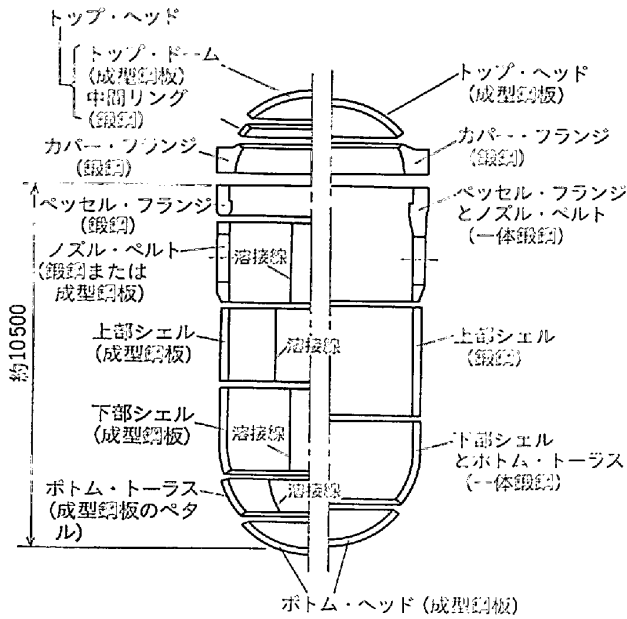


図 5 173~182" 型 PWRPV の部材の一体化
左側—在来型設計
右側—最近の設計

- (2) 溶接性の面から Mo, Cr はできるだけ低くする。V は添加しないですませたい。
- (3) 低温靱性の確保のために、適量の Al を添加し、P, S, As, Sb, Sn などの不純物元素を極低とする。
- (4) 中性子照射脆化に対処のため、Cu, P などを低くする。

3.2.2 試験片の採取位置

本鋼種の焼入性は十分ではないから、水焼入れ面から 70~80 mm では、若干のフェライトを含むベイナイトの組織となる。したがって試験片の採取位置は機械的性質の評価に関係するが、設計基準ごとにかなり異なる。

3.2.3 引張特性

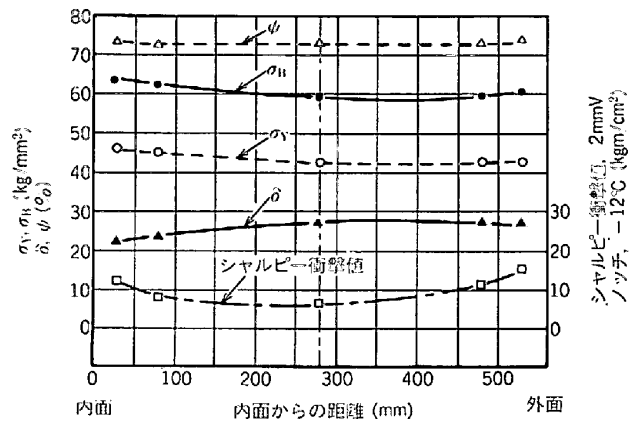
(1) まず、58~62 kg/mm² の引張り強さを確保する。この際肉厚の大小、高温 (340~350°C) の強さ、試験片への応力除去焼なまし (PWHT) のサイクル (通常 600~620°C で 30~50 h) の影響を考慮する。

(2) 図 6 は図 3 および図 4 のフランジの肉厚方向の引張り性質の分布、また図 7 は別の部材での同性質の分布と方向性を示す。これらの図から、最近の SA 508, Cl. 3 または同等の鋼では、焼入時肉厚約 600 mm まで、表 1 の引張諸性質と 0°C での $I_{CV} > 5.2 \text{ kgm/cm}^2$ を満たし、材力値の方向性も少ないことが知られる。

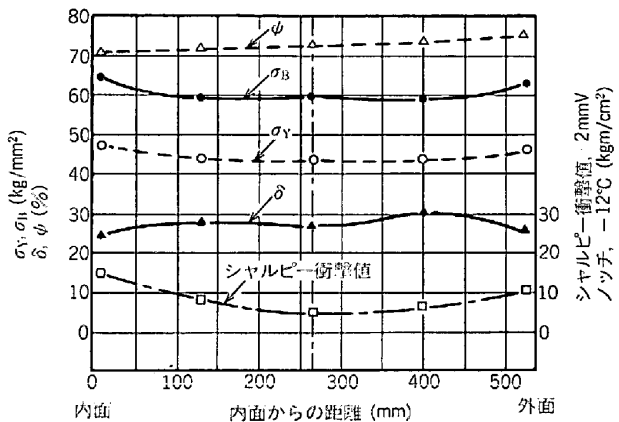
(3) 鋼板ではリング鍛造材に比べて本質的に異方性がより大きい。最近の超厚鋼板では溶鋼の酸素量低減とカルシウム処理などによつて、板厚方向絞り値 50% 以上 (圧延面内では 68~75%) を達成できる。

3.2.4 破壊靱性特性

告示 501 号, ASME, Sec. III, TÜV による破壊靱



(a) 400 t / 鋼塊から製造した KWU 向けベッセル・フランジの肉厚内の機械的性質



(b) 500 t / 鋼塊から製造した COCKERILL 向け一体型ベッセル・フランジの肉厚内の機械的性質

図 6 図 3 および 4 のベッセル・フランジの機械的性質の肉厚内分布

性の要求条項を表 2 に示す。

ASME, Sec. III (1974 版以降) による RT_{NDT} 値は、その Appendix G によつて最大仮想欠陥を表 2 のようにみなし、また中性子照射損傷を考慮すれば、RPV の部分によつては -15~-30°C 程度になるので、これを満たす材料仕様としては RT_{NDT} < (-35~-40°C) が求められる。告示 501 号によつても同様である。

他方、TÜV/DIN の 20 Mn Mo Ni 55 鋼 (SA 508, Cl. 3 相当) での 0°C, $I_{CV} > 5.2 \text{ kgm/cm}^2$ は、材料内部の許容欠陥大きさを 15 mm EFG (相当欠陥大きさ) 以下に抑えるという前提に立つ。

わが国で製造されるこの種大型鋼材の欠陥サイズは 6~3 mm EFG 以下と見られるから、告示 501 号に基づく材料仕様は、大きな安全裕度を持つものといえる。

図 8 は最近の極厚フランジ材の肉厚方向の NDT 値分布を米国の HSST 計画の試験材のそれと比較したものであるが、製造の時期が約 10 年異なるとはいえ、冷却速度が約 1/3.5 のフランジ材の方が NDT 値が低いことに注目されたい⁽¹⁴⁾⁽¹⁵⁾⁽²⁸⁾。

性質	試験温度 位置	室温		350°C	
		降伏点 (kg/mm ²)	上	(45.5)	(40.1)
	中	(48.7)	(41.8)	下	(40.1)
	下	(45.5)	(40.1)		
引張強さ (kg/mm ²)	上	(61.3)	(57.1)	中	(59.0)
	中	(64.5)	(59.0)	下	(56.0)
	下	(61.4)	(56.0)		
伸び (%)	上	(24.2)	(19.5)	中	(22.0)
	中	(22.4)	(22.0)	下	(20.0)
	下	(25.0)	(20.0)		
絞り (%)	上	(73.5)	(70.8)	中	(74.0)
	中	(71.9)	(74.0)	下	(71.9)
	下	(73.0)	(71.9)		
シャルピー 衝撃値 0°C(kgm/cm ²)	上	(17.2)		中	(22.8)
	中			下	(23.3)
	下				

(a) KWU 型ベッセル・フランジの色々な高さでの機械的性質 (切線方向試験片)

性質	試験温度 方向	室温		350°C	
		降伏点 (kg/mm ²)	切線方向	(42.2)	(35.7)
	軸方向	(42.2)	(35.3)	半径方向	(36.7)
	半径方向	(45.9)	(36.7)		
引張強さ (kg/mm ²)	切線方向	(59.2)	(54.9)	軸方向	(54.8)
	軸方向	(58.7)	(54.8)	半径方向	(55.4)
	半径方向	(59.5)	(55.4)		
伸び (%)	切線方向	(24.5)	(25.4)	軸方向	(23.0)
	軸方向	(24.9)	(23.0)	半径方向	(19.6)
	半径方向	(24.2)	(19.6)		
絞り (%)	切線方向	(70.3)	(69.7)	軸方向	(60.9)
	軸方向	(69.2)	(60.9)	半径方向	(59.7)
	半径方向	(64.0)	(59.7)		

(b) KWU 型ベッセル・フランジの引張り試験性質の方向性 (ノズル部試材)

図 7 図 3 のベッセル・フランジにおける機械的性質の分布と方向性

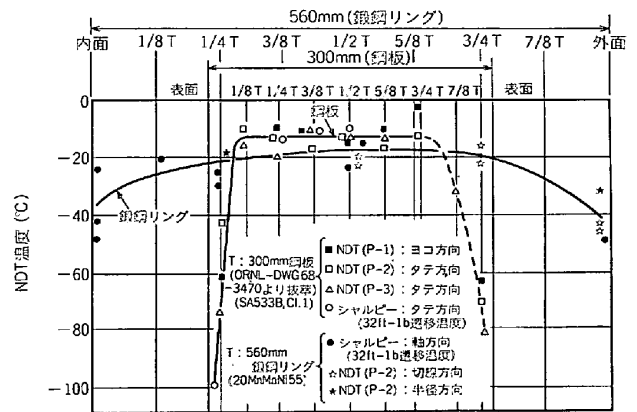


図 8 図 3 のフランジ材と HSST 計画試材の NDT 温度の比較 (とくに肉厚深部の数値)

図 9 は最近の RTNDT 成績を示すが、肉厚 290 mm 級のリング材でも平均 -35°C であり、より薄い材料では当然ながら RTNDT は一層低くなっている。

これらの破壊靱性特性値に及ぼす諸因子は次の諸項である。

化学組成：主要合金成分の適切な組み合わせ、Al 量、および不純物元素。

結晶粒度：化学組成、製鋼造塊、および熱的取扱のサイクル。

組織、非金属介在物、など：

これらの主因子、副因子は相互に依存し合うが、この中の二点について述べると、まず図 10 は不純物元素の影響で、肉厚 150~290 mm の SA508, Cl. 3 リング材

表 2 原子炉機器の設計基準における破壊靱性の規定

設計基準	破壊靱性の規定	最大仮想欠陥サイズ
ASME, Sec. III	1971年版まで： (最低使用温度 $-60^{\circ}\text{F}(33^{\circ}\text{C})$) 以下の温度で $I_{cv} > 30\text{ft}\cdot\text{lb}$ 、 またはその温度で落重試験に合格	Appendix Gによる一例： 欠陥 1/4T 1.5T Tは肉厚
	1972年Summer Addenda以降： RTNDTを満足すること。	
通産省告示 第501号	旧告示(1970年9月30日公布)： ASME, Sec. III, 1968年版とほぼ同等。	なし。ただし、製品の最終品質においてサイズ極小を目標とする。
	新告示(1980年10月30日公布)： ASME, Sec. III, 1972年Summer AddendaのRTNDTと同等。	日本電気協会規程, JEAC-4206-1980の準用により ASME, Sec. IIIと同等。
TÜV	0°C で $I_{cv} > 5.2\text{kgm}/\text{cm}^2$ 。 RTNDTは参考。	EFG < 15mm.

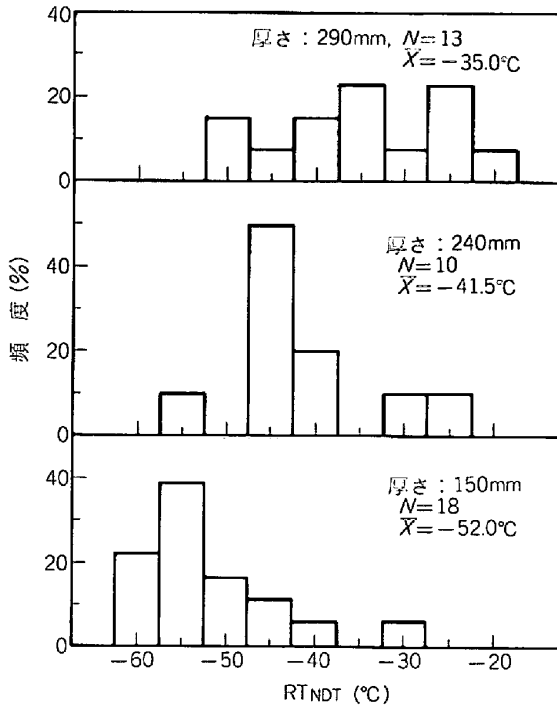


図 9 最近の SA 508, Cl. 3 鍛鋼の RTNDT

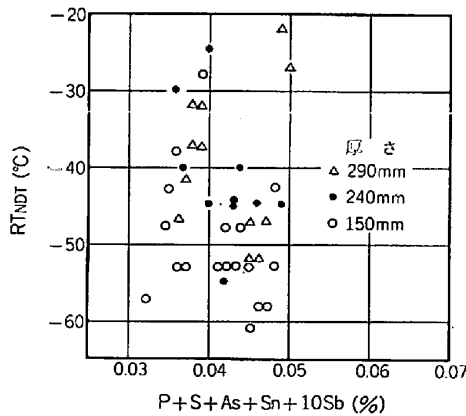


図 10 最近の SA 508, Cl. 3 鍛鋼における RTNDT と不純物元素の関係

の、1/4T、軸方向試片による RTNDT である。図に示すように、冷却速度が 25°C/min (肉厚 240mm) またはそれ以下で若干のフェライトを含むベイナイトの組織の場合には、一つの飽和現象が見られる。大型 SA 508, Cl. 3 鋼 (および同等鋼) の工業的な製造では、図 10 横軸の不純物元素合計が 0.04% 以下で十分に現在の設計基準を満足すると判断される。

次に結晶粒度が破面遷移温度に及ぼす影響は図 11 に示すごとくで、不純物元素の影響とともに重要である。

3-2-5 中性子照射脆化特性

RPV 炉心部が 10^{18} nvt 程度までの高速中性子照射を受けることは、LWR の建設開始の時点から把握されていたが、

(1) この材料特性を各ヒートごとに測定すること

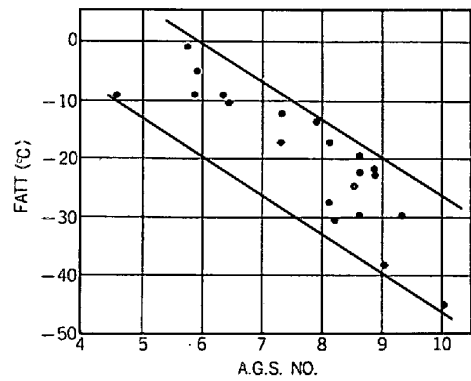


図 11 SA 508, Cl. 3 鍛鋼の破面遷移温度に及ぼすオーステナイト結晶粒度の影響

は、設備的、工程的、コスト的に実施は困難である。

(2) 材料試験炉 (MTR) での加速試験と発電炉での照射効果の対比が必要である。

との理由から、各発電炉では監視試験 (surveillance test) が実施されてきた。最近米国などでその結果が発表されつつあるが、予想どおりに、発電炉での照射効果の方が小さいこと、即ち MTR での試験結果は安全側にあることが明らかとなりつつある。

LWR 用鋼材の中性子照射脆化に対する規制としては、現在 US NRC の Regulatory Guide²⁹⁾ による RTNDT のシフト量計算式を借りて、Cu < 0.10%, P < 0.012% を規定しているが、その他の合金元素の影響も含めて、最近の本鋼種は中性子照射脆化に対して十分な性能を持つ。

最近のトピックの一つは、SA 508, Cl. 3 鋼についての照射試験結果で、IAEA の国際協同試験に提供された国産材の成績は、図 12 に示すごとく最良のグループに入っている^{30)~32)}。

3-2-6 内部欠陥

最近の 10 年間の大型鋼塊およびこれから製造する鍛鋼、鋼板の内部性状は著しく改善された。わが国の各原

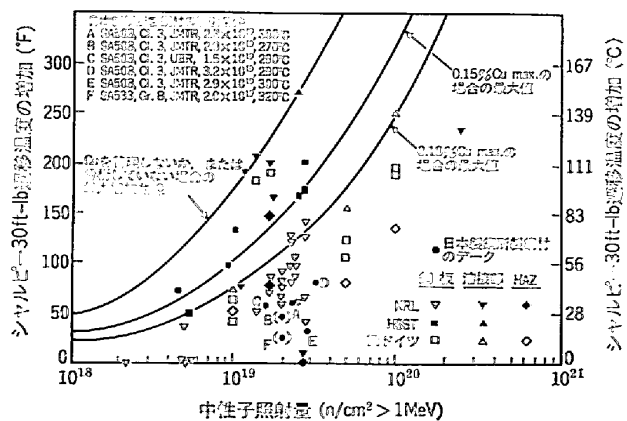


図 12 IAEA 報告³⁰⁾ の線図にプロットした最近の SA 508, Cl. 3 鍛鋼材の照射試験結果

子炉メーカーの内部欠陥採否基準は、国の内外の技術基準のそれよりもさらに厳しく、これがわが国原子力機器の優秀性を支える背景の一つともなっている。

国産の大型部材では前述の内部欠陥(3.2.4)に加えて、表面ではほとんど無欠陥であるが、これは世界で最も高い品質に属すると考えられる。

内部欠陥の種類としては、今日ではほぼ二つに限られ、非金属介在物(主として Al_2O_3)のクラスターと水素系微小割れである。

3.2.7 溶接性

現用鋼は基本的には溶接性に優れているが、1970年に発見されたオーバーレイ溶接下割れ(UCCと略称)を機に、本鋼種の溶接性が見直された。米国のPVRCの研究グループでの研究の結果、

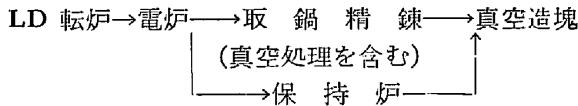
- (1) 細粒鋼への改善、
- (2) Vを除き、MoとCrの調整、
- (3) SA 508, Cl. 2 から Cl. 3 への変更。

などの防止対策が結論された³³⁾³⁴⁾¹⁴⁾。その後蒸気発生器のチューブ・シートなどで再び割れの発見される場合があったが、さらに詳細な研究によつて原因と対策は明らかとなった³⁵⁾。

4. 製造上の要点

4.1 溶解—精錬

溶解と精錬は次のシーケンスまたはその一部による。



炉内、炉外の精錬については、本会誌はじめ多くの優れた報文にゆずり、二、三の要点のみに触れる。

- (1) 鉄源の精選によるAs, Sn, Sbなどの低減、
- (2) 炉内および炉外精錬によるP, Sの低下(0.003%へ)、
- (3) 高真空での真空鋳込(鋳込中0.2 Tor以下、 $H_2 < 1ppm$, $O_2 < 30ppm$ へ)、
- (4) 多ヒート連続真空鋳造(MP法)のための、各炉間の化学組成、温度の微細な調節。

4.2 造塊

前述2.3の要請によつて、より大型の鋼塊が必要となる。筆者らが原子力発電用軸材の大型化に対処して400t鋼塊を製造しはじめたのは1969年であるが、1972年には500t鋼塊を開発し³⁶⁾³⁷⁾、また、1980年には570t鋼塊を20MnMoNi55鋼で製造した。

このような超大型鋼塊では、いうまでもなく内部欠陥と偏析の極少であることが第一の前提で、これをMP法によつて達成してきた。図13に図3のフランジのチェック分析によるC偏析を示すが、 $0.20 \pm 0.02\%$ 程度に制御することができる¹⁴⁾。

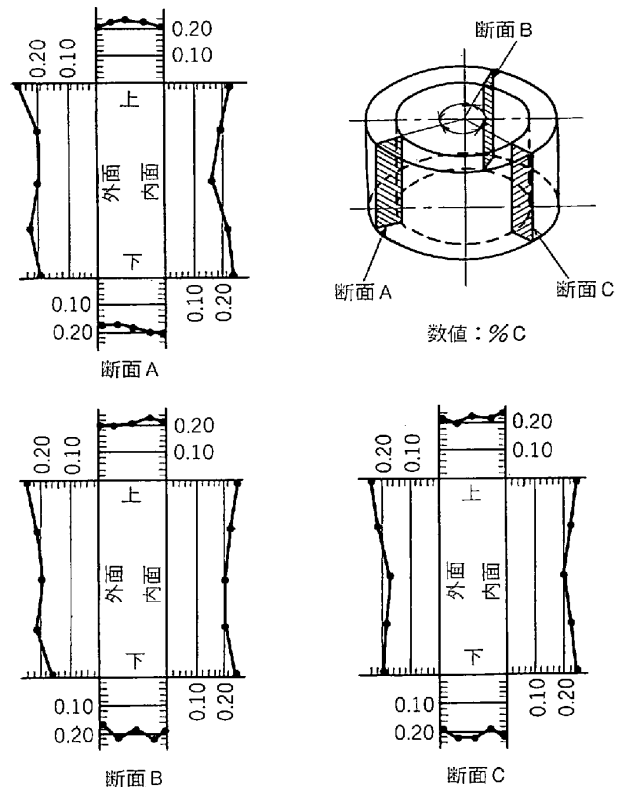


図13 図3のフランジ材(400t鋼塊より鍛造)におけるCの偏析の一例

4.3 鍛造と圧延

本鋼種は熱間割れが出やすいので、まず熱間加工の初期に特別の注意を必要とする。

鍛造リング材についての問題点は、依然として続く大径で高さの大きな一体鍛造材への要請である。プレスの更新巨大化にはおのずから限界があるので、特殊の機外鍛錬装置によつて対処してきているが、現在、外径10m以上、高さ約4.5m級のリング材、外径8m級の円板とその球形成型品の製造が可能である。

次に注目したいのは鍛造比である。鋼材の機械的性質に及ぼす鍛造比の影響については、Dr. COUPETTEの論文³⁸⁾の後にも随所に調査されているが、大型厚肉のリング材では、従来必要とされてきた3~4の鍛造比を取り得ぬことが多い。図14にはDr. COUPETTEの図に筆者らの最近の試験結果を重畳して示すが、筆者らは次のように考えた³⁹⁾。

- (1) 鍛造の効果は鍛造比1.5~2で飽和する。
- (2) 主鍛造方向に直角の方向の靱性値の劣化は、鍛造比が余り大きくない場合には、無視してよい。
- (3) これらは原鋼塊の品質の改善に由来する。

鋼板については、製品肉厚100~150mmを超える場合には、圧下代の一部をプレスによつて加えて、肉厚深部を改善することが有効かつ必要である。筆者らはこの方法を極厚鋼板に適用してから久しいが、世界の各所でも活用されている。

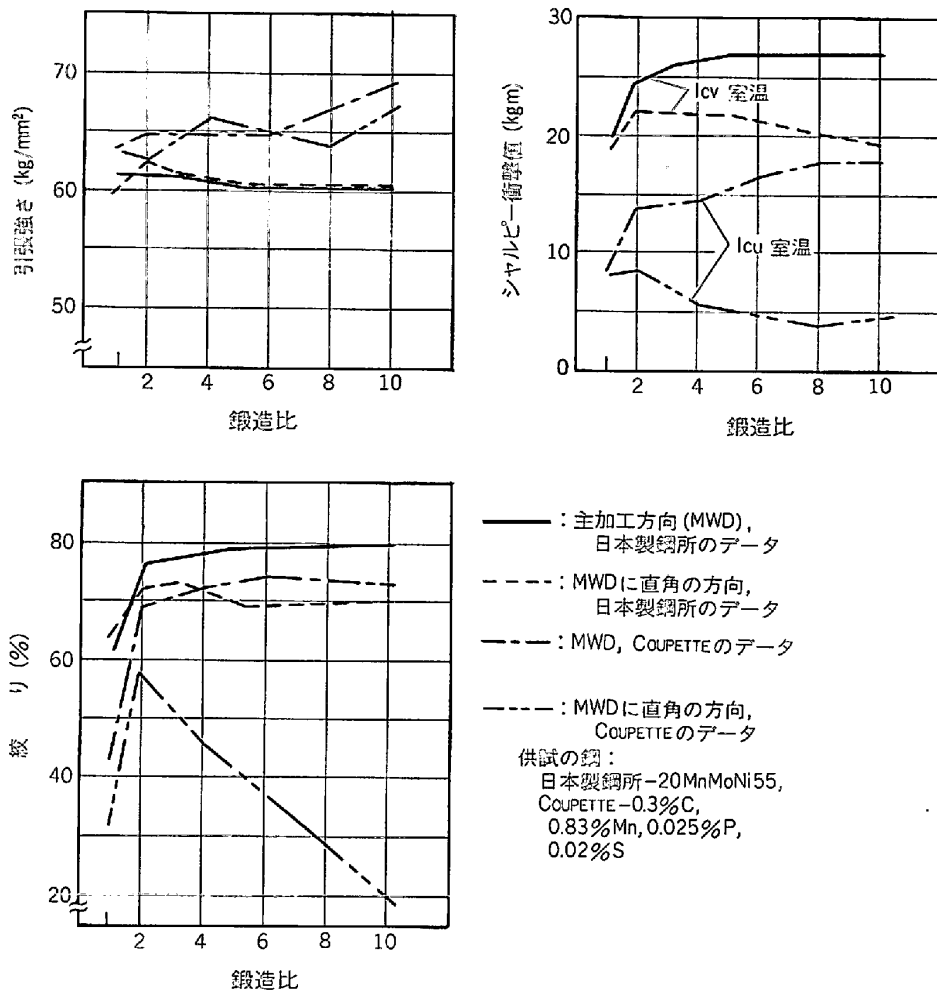


図 14 鋼材の機械的性質に及ぼす鍛造比の影響, COUPETTE の研究と最近の試験結果の比較

鋼板の最大型の例としては、欧州のある BWRPV 用として、160 mm 厚×2900 mm 幅×19300 mm 長、重量 71 t の SA 533, Gr. B, Cl. 1 材で、溶接線一本のシェルを製造したことがある。

4.4 熱処理

大型鋼材の内部性状は、熱間加工後の焼なましあるいは焼準焼もどしの段階によつて左右されるといつても過言ではなく、結晶粒の整粒化と細粒化、水素割れの発生防止、超音波探傷透過度の改善などを達成する⁴⁰⁾。本鋼種では変態特性との関連からこの工程はとくに重要である。

焼準焼もどしを一度成功裡に終えた鋼材は、次の焼入工程では肉厚の関数として熱伝導の法則によつて冷却され、化学組成、結晶粒度などの関数として機械的性質が決定されるとい得よう。

4.5 品質保証

4.5.1 品質保証のシステム

原子力圧力容器用鋼材の製造メーカーは、品質保証 (QA) の体制によつて評価格付されるが、技術基

準 (Code) によつて QA が規制される例は、先進工業分野でも少ない⁴¹⁾。

材料メーカーは次の経路によつて格付され、その格付されたシステムによつて材料を製造する。

国内あるいは国際的基準

↳ 電力会社、原子炉メーカーの QA 基準

↳ 材料メーカーの格付

詳細については別のテキストにゆずる⁴²⁾。

4.5.2 品質保証と非破壊検査

材料の検査あるいは QA における非破壊検査 (NDE) の役割は、原子力用材料においてはとくに重要である。原子力圧力容器の健全性は、破壊靱性 (の劣化) と材料の欠陥 (の増大) の関数であつて、原子炉の全寿命にわたつての材料欠陥の把握に注力しなければならない。

NDE と材料品質の評価を超音波探傷 (UT) の場合によつて例示すると、図 15 は欧州における協同試験の結果であつて⁴³⁾、試験の方法と実施者によつて評価に著しいばらつきのあることが知られる。ただしここでは余りにも欠陥の多い試験材を用いていることに付言したい。

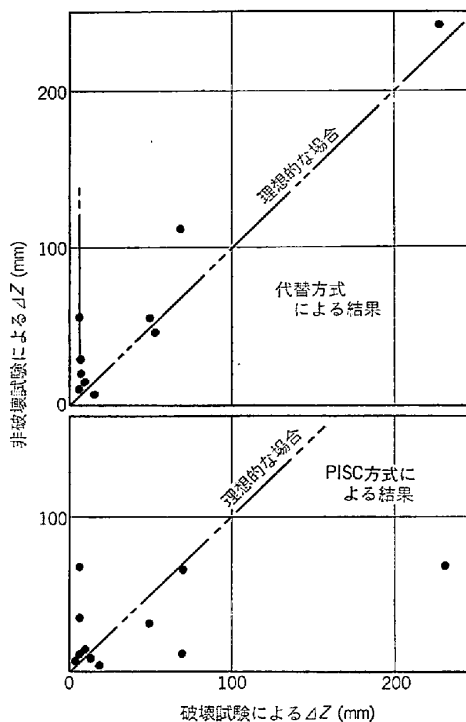


図 15 UT によって評価した欠陥サイズと実際のサイズとの比較： ΔZ は欠陥サイズ (PISC の結果)

筆者らが実際製品の余長部で捕えた 1~2 mm EFG 程度の独立した UT インディケーションを薄層切断して空間的分布を調査した結果では、UT は十分な信頼性を持つことが示された⁴⁴⁾。

すなわち、優れた材料は NDE に信頼性を与え、また有効な NDE がその材料の信頼性を高めるといふ“良循環”に至るのである。

5. 当面の課題

原子力機器の安全性については、IAEA, SMiRT, ANS, MPA/ドイツなどの国際的な研究が盛んであり、また世界の原子炉メーカーの改良、開発の意向は強い。これらの中から、構造用大型鋼材についてのトピックを二、三挙げる。

(1) 部材の大型化、一体化の傾向は続く。

(2) 真空炭素脱酸 (VCD) を適用して、偏析と靱性をさらに改善することは材料メーカーとして可能であり¹⁴⁾¹⁵⁾、ASME に続いて告示 501 号 (新公布) でも材料規制の面で許されている。

(3) 大型試験片による材料試験が米国の HSST に続いて MPA で活発に行われており⁴⁵⁾、わが国でもこの方向の実験が行われている^{19)~22)}。他方 MPA のこのような動きに対するヨーロッパでの批判もあるようである。

(4) PELLINI test (NDT 試験) のばらつきは試験者

間で 30°C に達して、RTNDT の決定などの重大な支障となつている⁴⁶⁾。筆者らは NDT 温度決定試験について問題を提起している⁴⁷⁾。

(5) SA 542, 543 鋼厚肉材の研究が、次の世代の圧力容器のために続けられている。

6. むすび

最近の原子力圧力容器用鋼材の性状と製造について、容器の設計上の背景を添えて概説した。わが国で製造されているこの種の鋼材あるいは素形材は、この数年来世界をリードしてきたが、原子炉という巨大技術の全体から見れば限られているとはいえ、RPV などはいわばその心臓部であつて、これらの鋼材は世界の原子炉の安全性の保証に寄与してきたと信ぜられる。

また、これらの鋼材とその主溶接接手部での経年損傷が、わが国産のものでは全く経験されていないことも、ボイラと化学工業用圧力容器の歴史に徴して特筆に値するが、技術の事前予測 (TA) は“原子力流”をもつてしても完璧ではないと自戒すべきである。本稿に述べた主要な原子力圧力容器に加えて、原子炉一次系の他の機器、すなわちポンプ、バルブ、主循環系配管などの材料と工作法に改善が達成されれば⁴⁸⁾、原子力発電の安全性は、ますます確かなものとなるであろう。

終わりに、平素格別の御指導を賜つている東京大学工学部の安藤良夫教授、飯田国広教授、ならびに多くの規制、研究、検査機関の方々、国の内外の電力、電機の方々に深謝申上げるとともに、(株)日本製鋼所の西敬三、塚田尚史の両博士の援助に感謝する。

交 献

- 1) 藤村理人：世界のエネルギーと原子力開発，(1980)，〔サンケイ出版〕
- 2) 日本原子力産業会議：原子力発電所一覧表，(1980—6)
- 3) 日本生産性本部視察団報告：アメリカの原子力材料，(1962)
- 4) 小野寺真作，宮野樺太男：日本製鋼技報，(1963) 12, p. 12
- 5) 小林 猛，小野寺真作：日本製鋼技報，(1965) 20, p. 28
- 6) 小野寺真作，本間亮介，山田国夫，深町喜三郎：日本製鋼技報，(1967) 22, p. 5
- 7) 松本茂樹，小林 猛，小野寺真作，荒木田豊：日本製鋼技報，(1967) 23, p. 30
- 8) IAEA: Tech. Report Series (1968) 81, p. 91
- 9) 宮野樺太男，島崎正英，長谷川昭夫：日本製鋼技報，(1971) 29, p. 11
- 10) 野村純一，山田国夫，関村和義：日本製鋼技報，(1973) 33, p. 31
- 11) 小野寺真作：日本金属学会々報，13 (1974)，p. 613
- 12) 小野寺真作，森 重雄：火力原子力発電，28

- (1974), p. 65
- 13) 小野寺真作, 永田昌久, 塚田尚史, 西谷昌弘: 日本原子力学会誌, 18 (1976), p. 743
 - 14) 藤岡慶一, 鈴木公明, 関村和義, 大西敬三, 塚田尚史: 日本製鋼技報, (1978) 38, p. 51
 - 15) 小野寺真作, 藤岡慶一, 塚田尚史, 鈴木公明: Trends in Reactor Pressure Vessel and Circuit Development, (1980), p. 231 [IAEA/Appl. Science Publishers]
 - 16) 日本製鋼所: Nucl. Vessel—Mat'ls & Components, (1980)
 - 17) 大泉治喜, 高野正義, 石原鉄朗: R & D (神鋼技報), 25 (1975) 4, p. 16
 - 18) 牧岡 稔, 榎阪 肇, 大泉治喜, 高野正義, 山田哲夫: R & D, 29 (1979) 4, p. 32
 - 19) 川崎製鉄技報 12 (1980) 1, 「压力容器用鋼材」特集号の多くの論文
 - 20) 国武隼人, 斎藤 晟, 中尾仁二, 菊竹哲夫, 小菅教行, 五弓 紘: 製鉄研究, 282 (1974), p. 9
 - 21) 中尾仁二, 山場良太, 青木 至, 川合重之, 間淵秀里, 高石昭吾: 鉄と鋼, 62 (1976), p. 1708
 - 22) 菊竹哲夫, 津田幸夫, 中尾仁二, 岡本健太郎: Preprint 4th Int. Conf. Pressure Vessel Tech., Vol. 1, (1980), p. 397
 - 23) 小野寺真作: 日本機械学会誌, 84 (1981), p. 40
 - 24) 鶴戸口英善: 高圧ガス, 16 (1979), p. 182
 - 25) 稲垣道夫: 高圧ガス, 17 (1980), p. 59
 - 26) W. DEBRAY, H. CERJAK, 小野寺真作, 塚田尚史, 鈴木公明: Presented to European Nucl. Conf., (1975), Paris, Proc. なし
 - 27) 小野寺真作, 森谷博明, 土屋勝弘, 塚田尚史, J. WIDART, A. SCAILTEUR: Preprint 8th Int. Forgemasters Meeting, (1977), Paper No. 26
 - 28) 日本溶接協会: HSST 調査報告書, (1974)
 - 29) USNRC: Regulatory Guide 1.99, Rev. 1 (1977)
 - 30) L. E. STEELE: IAEA, Tech. Report Series No. 163, (1975)
 - 31) 宮園昭八郎, 他: IAEA 共同研究中間報告, (1980), 日本原子力研究所
 - 32) 古平恒夫, 中島伸也, 松本正勝: 鉄と鋼, 66, (1980), S1209
 - 33) R. D. WYLIE: HSST 6th Ann. Inf. Meeting, Pap. No. 5, ORNL, Doc, R-7, (1972)
 - 34) A. G. VINCKIER, A. W. PENSE: WRC Bull. 197, (1974)
 - 35) 大西敬三, 塚田尚史: ANS, Meeting on Mat'l Performance in Nucl SG, (1980), Proceeding は印刷中
 - 36) 中川義隆: 鉄と鋼, 64 (1978), p. 1771
 - 37) 小野寺真作, 鈴木是明: Proc. 5th MPA-Seminar, (1979), Paper No. 2, Stuttgart 大学
 - 38) W. COUPETTE: Stahl u. Eisen, 61 (1941), p. 1013
 - 39) 小野寺真作, 鈴木公明, 森 重雄, 安藤貴生, 佐藤育男: 鉄と鋼, 66 (1980), S991
 - 40) K. WELFE, H. BITTERSMAAN: Neue Hütte, 11 (1966), p. 730
 - 41) B. W. MARGUGLIO: ASTM, Special Tech'l Publ., 616 (1977)
 - 42) 小野寺真作: 日本原子力産業会議セミナー, (1980), テキスト No. 9
 - 43) CSNI/OECD: PISC Report No. 5, EUR 6371, (1979)
 - 44) 小野寺真作, 藤岡慶一, 小林 均, 綿谷基樹, 竹谷 護: ASM, Proc. 2nd Int. Conf. NDE in Nucl. Ind., (1978), p. 14
 - 45) Stuttgart 大学: Proc. 6th MPA-Seminar, (1980)
 - 46) M. PRÖGER, R. LANGER: Proc. 5th MPA-Seminar, (1979), Paper No. 12, Stuttgart 大学
 - 47) 小野寺真作, 鈴木公明, 塚田尚史, 岩館忠雄, 田中泰彦: Proc. 6th MPA-Seminar, (1980), Paper No. 6, Stuttgart 大学
 - 48) 近藤達男: 日本材料強度学会誌, 14 (1979), p. 141