

委託調査報告

原子炉圧力容器用鋼材

島田 仁*

Steels for Nuclear Reactor Pressure Vessel.

Jin SHIMADA

(本篇は、八幡製鉄渡辺記念資金による海外鉄鋼事情の調査委託にもとづき、島田氏が昭和37年1月より1年間にわたる原子力局派遣留学生として米国に行かれた際に調査を行なった「原子炉圧力容器用鋼材」の報告書である。

まえがき

筆者は昭和37年1月末から1年間原子力局派遣留学生として米国ミズリー州にある Missouri School of Mines and Metallurgy に学んだ。この時、鉄鋼協会より、“米国における原子力鉄鋼の現状と将来” というテーマで、海外調査の委託を受けた。本文はこの調査結果の報告である。

現在原子炉に使用されている鋼材は大きく二つの分野に分けられる。その一つは、原子炉炉心に使用されるもので、燃料被覆材としてのステンレスや、制御材として使用されるボロン鋼などである。他の一つはそれ以外に使用されるもので、構造材として一括できる。このうち前者は、原子炉炉心の設計に重要な役割りを果すので、すでに多くの人達によつて研究され、またその成果も広く知られているところであるが、後者は、原子力開発の過程においてはあまり重点がおかれていなかった。というのは、原子力に使用される鋼材は、従来から構造材として一般に使用されている鉄鋼の単なる延長とみられていたからである。しかし実際に原子力分野に使われるようになり、それに対する問題点や要求が明瞭になつてくるにつれ、研究調査も進められてきた。

このような観点から、筆者は原子力鉄鋼材料のうち、構造材料としての問題点が集約されている原子炉圧力容器をとりあげて、現在迄の研究開発の概観および今後の進歩の方向と問題点の指摘を行なおうとした。なお今日米国で実用動力炉として開発されているものは軽水冷却型なので、これが主な内容となつてゐることを了承されたい。

ここでこの調査を行なう機会を与えていただいた科学技術庁原子力局および日本鉄鋼協会に感謝の意を表する

次第である。

I. 緒言 研究開発の目的

原子炉材料の開発ということは、原子力の分野で非常に大きな役割を果している。原子炉を構成する非常に多くの部品、部材が原子炉として組立てられたとき、その総合性が確保されなければならない、しかも原子力開発の目標は、より安価なエネルギーの供給をめざして、常により高度の総合性が要求される方向にあるので、構成部材の研究に多くの力が注がれてきたのである。これら研究開発の中には本当の基礎研究から、改良されたあるいは全く新しい材料の実際生産に至るものが含まれているのであつて、この20年間に蓄積された知識やノーハウの量は莫大なものがある。そしてこれら研究開発が、原子炉構成部材の進歩に貢献してきた。

ところで、原子力施設というのは、極言すると、常にいつ起るかかわからない災害の危険にさらされているのであつて、それだからこそ、総合性の確保ということが他の分野と比較して特に強調されるのである。さらに原子力施設には、一度それが運転を開始すると、補修がきかないという制約がある。すなわち施設の構成部材に欠陥や動作不完全な点が発見されても、強い放射能があるために、ある一定範囲の中には補修のために近づくことができない。たまたまそれが可能であつたにしても、補修には非常な時間と労力を費やすばかりでなく、原子炉の長期にわたる運転休止は非常な損失となる。

このようなわけで、圧力容器のような原子炉構成部材は通常の工業材料とは異なつており、他の分野で要求さ

* 科学技術庁原子力局
昭和38年8月9日受付

るものよりもはるかに厳密な規格が要求される。この高品質への要求は、もちろん原料粗材から完成品までについていえることである。

圧力容器の研究開発目的が他の一般の原子力用機器のそれと比較して特に異なっているわけではない。それを要約すると次のとおりである。

1. 原子炉の安全性を高める。
2. 圧力容器の性能を向上させる。
3. 現在原子炉であるからという理由だけで非常に厳格な要求をされている規格や検査法を、可能な限りゆるめて経済性を向上させる。
4. 使用鋼材のコストを下げる。
5. 圧力容器の製造加工技術を改良発展させる。

これらの目的のために行なわれてきた主な研究を羅列してみれば、新鋼種の開発、厚鋼板溶接・加工技術の開発、検査法の開発、圧力容器の力学的解析、想定原子炉事故時の挙動の解析、母材および溶接部の欠陥が圧力容器の総合性におよぼす影響、腐食および中性子照射損傷による経時的劣化の解析、圧力容器設計基準の確立、等々である。これらのうち特に圧力容器用鋼材については原子炉内での挙動の解明およびこれと材質との関連性が重点的に研究されている。

II. 圧力容器用鋼材にとくに重要な性質

一般の分野で鉄鋼が使用されるに際して判断の基準になつてきたものは、コスト、物理的・化学的性質、機械的性質であるが、原子力用材料としてはこの他に放射線照射下において示す性質および核的性質が考慮されなければならない。

前述したように原子力施設では特に信頼性、安全性が重視され厳格な規格が要求されるが、圧力容器用鋼材としては一般の性質の他に次のような点が問題となり研究が行なわれてきた。

1. 放射線照射下での腐食促進の可能性
2. 容器および腐食生成物に誘導放射能の生じる危険性
3. 中性子照射による鋼材の損傷
4. ガンマ線加熱による熱応力

以下これらについて概観しよう。

i) 放射線下の腐食

金属の腐食を放射線が促進することは、原子が放射線によつて励起され高いエネルギー状態になることを考えれば、理論的にいえることである。

現在までに建設された軽水炉の圧力容器はすべてオーステナイト系のステンレス鋼 (主に AISI Type 304)

で内張りされているので、放射線下の腐食についての研究はもっぱらこれに集中されている。しかしステンレス鋼の内張りを省略できれば、圧力容器のコストは大幅に下るので、その実用化をはかるために炭素鋼の研究も行なわれている。

Shippingport の PWR (Type 304L) および Argonne の EBWR (Type 304) の経験では²⁻¹⁾ それぞれ水の pH を 10 または 7 にしてイオン交換器による浄化装置を使用した場合、腐食による問題は生じていない。ただ溶接熱影響により割れ感受性の高くなつている場所の応力腐食や孔食については不明である。

炭素鋼とステンレス鋼についての加圧水型の状態における実験では²⁻²⁾、200~300°C、10⁴ガロン/mn の循環水のもとで、ステンレスの全面腐食は 1,000 時間で 5~10mg/dm²、炭素鋼のそれは pH が 10.5~11.5 で 30~50mg/dm²、pH が 7.5~9.5 で 150~200 mg/dm² であつた。pH 以外の要因の変化はあまり結果に影響がなく、したがつてこの結果からステンレス鋼では全面腐食は全く問題にならないといえる。一方炭素鋼も腐食により炉の寿命に害を与えるほどのものではない。

孔食、応力腐食割れも、水中の酸素、塩素などのイオンによつて大きな影響を受けるが、圧力容器が受ける位の放射線量では影響はほとんどないという結論が出た。

腐食については 15 m/s 位では渦流により腐食が進行するか、実際の使用範囲である 10 m/s 以下では全く流速の影響はなく、ただ炭素鋼では長期の運転で腐食の起こる可能性がある。しかしこれらについても放射線の影響はなかつた。

疲労腐食は原子炉のように大きな応力がかかりしかもひんぱんに変化する場合十分考慮に入れなければならないが、これも放射線の影響を受けていない。

炭素鋼では水素脆性の問題があり、特に放射線下で水中に生じた水素の自由基がこれの原因となることが考えられるが、この結論はまだ出ていない。

以上のように、放射線による腐食の加速という心配は実際の原子炉使用条件のもとでは、予想に反して影響がないことが明らかとなつている。ただ炭素鋼の水素脆性の問題だけが未解決である。

ここで放射線と腐食という題とちよつとはなれるが、腐食生成物について触れておく。腐食生成物は、そのもつ誘導放射能の他領域への伝達、熱交換器や燃料被覆管への沈着による熱伝達の障害、その他運転上への悪影響、および水浄化装置機能障害などの問題があり、できるだけ少ないのが望ましい。この点で炭素鋼はステンレス鋼にくらべて劣るが、炭素鋼でも長期運転していると

徐々に腐食生成物の量が低下していき、ステンレス鋼での運転初期の状態に近くなるという報告もある。腐食生成物の沈着は放射線の存在のもとで促進されることが証明されているが、これも pH を高くすることによつて防げることがわかっている

ii) 誘導放射能

鋼製圧力容器では中性子照射を受けて核変換を起こした物質が出すガンマ線が、透過性および生物に与える障害の大きな点で問題になる。誘導放射能が大きな場合には施設への接近が困難になりまた大きな遮蔽構造を要する。この問題となるのは、一つは炉心からの中性子が直接圧力容器を放射化することであり、もう一つは冷却材中に混入した容器からの腐食生成物が放射能をもち一次冷却系全体が汚染されることである。前者はその影響が原子炉本体およびその周囲に限られるが、後者は影響が広く、直接サイクルの原子炉ではタービンまで汚染されるので、誘導放射能を低くすることは重要である。そのためには中性子捕獲生成物が安定であるかあるいは核変換を起こしてもガンマ線を出さないものまたは非常に弱いエネルギーのものが望ましい。またかりに高い誘導ガンマ線を出す物質でもクロスセクションが小さくまた半減期が短かければ影響が少ない。

一例として鋼製圧力の容器の大部分を占める鉄の元素について考えてみると、これは4つの同位元素をもち、その熱中性子に対するクロスセクション（速中性子は問題とならない）および核的性質をまとめてみると次のようになる。

鉄の原子量	存在割合	クロスセクション	生成物とその放射能	半減期
54	5.84%	2.2バーン	Fe ⁵⁵ —	—
56	91.68	2.6	Fe ⁵⁷ —	—
57	2.17	2.4	Fe ⁵⁸ —	—
58	0.31	0.7	Fe ⁵⁹ γ :1.10 Mev	45.1日

このように鉄の大部分を占める同位元素は誘導放射能と無関係でわずか 0.31% にあたる Fe⁵⁸ が Fe⁵⁹ のベータ崩壊によるガンマ線源となるが、このクロスセクションはわずか 0.7 で反応量が少なくしかも生成物の半減期は45.1日と非常に短いのであまり問題とならない。

1 表に掲げたものは鋼中に存在する合金元素または不純物のうち誘導放射能の大きなものである。これは半減期1時間以上でガンマ線の強さ 0.3 Mev 以上のものをひろつた。これらのうちもつとも問題となるのはコバルトでクロスセクション、ガンマ線エネルギー、半減期のいずれも大きいので誘導放射能が非常に高い。圧力容器用鋼材にコバルトを合金することはないが、これは通常

表1 鋼中に存在する元素の誘導放射能²⁻³⁾

元素	同位元素質量数	存在割合 (%)	クロスセクション (barns)	放射性原子	半減期	γ 線エネルギー (Mev)
Fe	58	0.31	0.7	Fe ⁵⁹	45.1 d	1.29
Cr	50	4.31	16	Cr ⁵¹	27.8 d	0.32
Mn	55	100	13.4	Mn ⁵⁶	2.58 h	2.13
Co	59	100	20	Co ⁶⁰	5.2 y	1.332
Ni	64	1.16	2.6	Ni ⁶⁵	2.56 h	1.49
Cu	63	69.1	4.3	Cu ⁶⁴	12.8 h	1.35
Zn	64	48.89	0.5	Zn ⁶⁵	245 d	1.11
As	68	18.56	0.1	Zn ⁶⁶	13.8 h	0.435
	75	100	4.2	As ⁷⁶	26.5 h	1.20
Mo	98	23.75	0.13	Mo ⁹⁹	67 h	0.78
Ta	181	99.99	21.3	Ta ¹⁸²	111 h	1.454
W	186	28.4	34	W ¹⁸⁷	23.9 h	0.78

ニッケルと共存していて分離がむずかしいので、ニッケルを使用した鋼材にはどうしてもコバルトが入りこむ。このため原子炉用に使われるニッケルは特にコバルトの含量がやかましくいわれる。

実際の軽水型原子炉圧力容器はすべてオーステナイト系ステンレス鋼で内張されているのでこれに使用したニッケル中のコバルトの影響が考えられるが、これの腐食生成量が少ないので一次冷却系の汚染はあまり問題になつていない。

iii) 中性子照射損傷

放射線により物質の性質が変わることは昔から知られておりその機構も研究されてきたが、連鎖反応により簡単に大量の放射線が得られるようになって、始めてこの現象の工学的解明が可能になり、同時に理論面でも飛躍的な発展がもたらされた。

金属の場合損傷は主に高エネルギー中性子による原子の混合、空孔・格子間原子・転位など格子欠陥の形成、熱スパイクなどによつて起こり、これらが時間の進行とともに複雑にからみあつた結果をわれわれが中性子照射効果としてとらえるのである。これの金属の機械的性質への影響はその損傷機構から推察できるように冷間加工効果に類似しており、2表に見るように引張強さ・降伏点および硬度は上昇し伸びは減少する。また焼鈍効果もある。

鋼製圧力容器の中性子照射で特に重要なことは、これに使用されるフェライト系の炭素鋼あるいは低合金鋼には延性脆性遷移温度があり、これが中性子照射により著しく上昇するという現象があることである。鉄鋼の遷移温度については溶接鋼船の折損、鉄塔の倒壊などに関連して従来から研究されてきたが、中性子照射による上昇という現象は全く新しいものなので、現在原子炉圧力容器用鉄鋼材料の特性研究の大部分はこれに注がれている。なぜなら圧力容器の破損事故はその施設にとつて致

表 2 金属におよぼす中性子照射効果の総括表²⁻⁴⁾

性 質	効 果
降 伏 点	焼鈍状態の数倍上昇する。前もつて冷間加工又は熱処理を受けた金属は上昇の程度が少ない。
抗 張 力	焼鈍状態より75%迄の増加。冷間加工したものはこれより少ない。
伸 び	焼鈍状態の1/3位減少。冷間加工したものはその程度が少ない。
弾 性 係 数	データは少ないが、ほとんど又は全然変化なし。
加工硬化性	減少する。
衝 撃 値	減少する。即ち延性脆性遷移温度は上る。
ク リ ー プ	効果なし、または少ない。
疲 勞 強 度	データが少ないが、効果なし
硬 度	多少増加する。
減 衰	影響なし。
密 度	0.2% 位迄減少する。
拡 散 係 数	データが少ないが、わずかに増加する。
電 気 抵 抗	10%位迄増加する。
相 変 移	ある系では起る。
微 細 構 造	ある系で適当な条件の下では変化が起る。
熱 起 電	わずかに変化が起る。
熱 伝 導 率	データが少ないが、わずかに減少する。
耐 腐 食 性	変化なし、または少ない。
誘 導 放 射 能	含有物の濃度とクロスセクションに依存する。
寸 法 変 化	中程度の効果あり。
内 部 摩 擦	データが少ないが、影響なし、または少ない

命的であるばかりでなく、広範囲にわたる人的物的損害をひき起こすからである。

しかしこれらの研究にかかわらず結論の得られるのはまだ当分先のこととなる。というのは照射効果におよぼす要因は非常に多くしかも実験が非常に時間のかかるからである。しかもその実験条件や試験方法も確立していない。

ここでは照射条件、材質、および機械試験条件について検討しながら現在までに行なわれてきた研究の結果の一端を紹介しよう。

照射条件

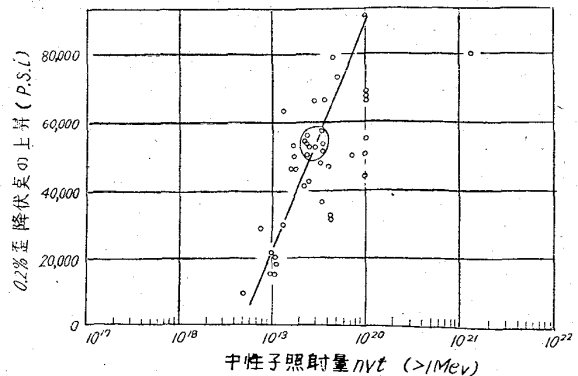
これまでのところ中性子照射効果の完全な理論的裏づけはないが、定性的には照射効果は(1)総照射量、(2)中性子エネルギー、および(3)格子原子と中性子の弾性衝突の確率、の関数といえる。(3)は中性子散乱のクロスセクションと見なしてよいが、これは中性子エネルギーによつて変化する。ところがまだ中性子のスペクトルと線束を測定する技術がなく、現在の測定は特殊なモニターを使つて1 Mev以上のエネルギーを持つた中性子の総照射量を基礎としている。したがつて総照射エネルギーは不明であり、別の時点あるいは別の場所で行なわれた実験の関連性をつけることが困難である。その上最近の発表によると²⁻⁵⁾熱中性子も速中性子の1/100のオーダーで照射効果に貢献するので、熱中性子の測定も

必要条件となつてくる。さらに照射の温度管理が欠けていることも、温度が照射効果におよぼす影響が大きいだけに結果の相互関連性を失なわせている。

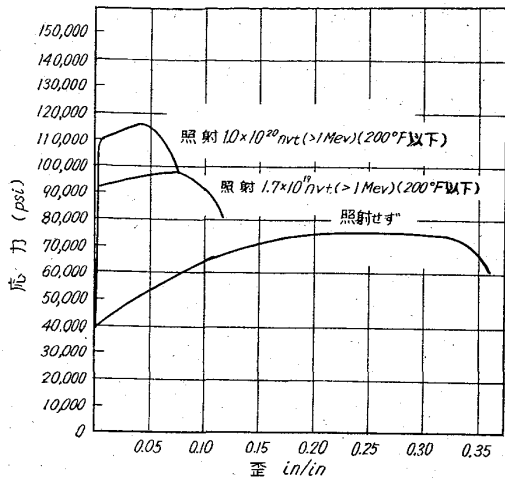
将来このような点が解決してもまだ材料試験炉を使つての照射試験で実際の圧力容器の照射による変化を正確にはつかめない。そのためには実際20~40年の耐用年数を持つ圧力容器の受ける照射効果が、同じ量の中性を短時間で受ける材料試験炉による結果とどう対応するか比較しなければならない。この目的のためには実際の炉で行なわれている監視試験(Ⅳ参照)の長期間にわたるデータの集積を待たねばならない。

以上のような問題点はありながら現在までの研究結果は一応うまくまとめられている。PORTER²⁻⁶⁾は1959年末までに発表された鉄鋼の照射効果を取りまとめ解析しているが、このうちフェライト鋼の結果を1図から4図までに掲げる。1図からわかるように、照射量の対数と降伏点との関係は、実験自体に上述したようなあいまいさがあつても、なお直線関係をとることがわかる。ただしこれらの縦軸には、強度の変化量をパーセントでなく増加の絶対値でとつてある。引張強さもこれと全く同様の関係を示す。すなわちこの図から導かれる重要な結論は、照射によるこれらの変化は照射前の値と無関係であり、照射前の値が高ければ高いほど照射後の強度も高いのである。実際第1図の円でかこまれている9点は、30 kg/mm²から100 kg/mm²までのいろいろな降伏点をもつ鋼を照射した結果、その増加の絶対量がほとんど同一であることを示している。またこれらの図から、強度の上昇は5×10¹⁸ nvt (<1Mev)で急に起こり、それ以下の照射量ではあまり変化しないということがわかる。

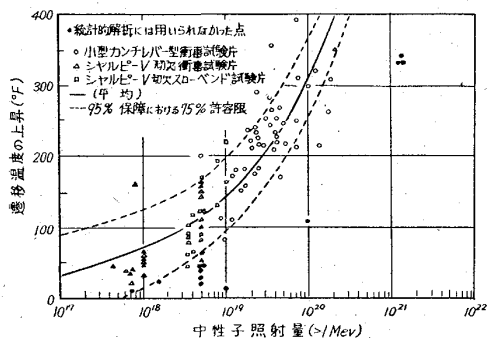
2図からは、延性が照射により非常に減少し、降伏点急上昇し、降伏点と引張強さの比が1に近くなることが見られる。これは圧力容器の動的応力荷重による変形



1 図²⁻⁶⁾ 炭素鋼、合金鋼における降伏点に対する中性子照射の影響。照射温度<212F.



2 図 ASTM A212B 鋼における歪-応力曲線におよぼす中性子照射の影響 (引張試験片 0.130in 直径, 1 in 標点長さ)²⁻⁶⁾



3 図 炭素鋼および合金鋼を 500°F 以下で照射した場合の切欠靱性におよぼす中性子照射効果の影響²⁻⁶⁾.

や割れに対しては望ましい変化である。図には出ていないが、引張試験の際の断面減少率は、強度のこのような著しい増加にかかわらず、あまり影響を受けていないことが注目される。

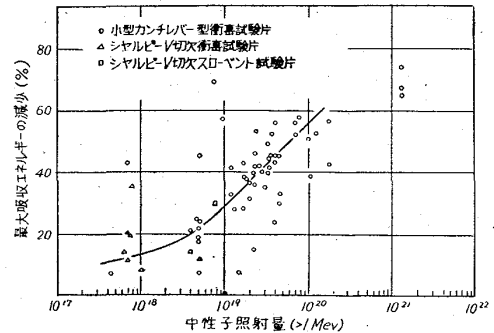
これらの機械的性質の脆化に対応して、延性脆性遷移温度がどう変るかが 3 図に示されている。この縦軸には 50パーセント吸収エネルギー遷移温度の増加絶対量をとっているが、これによると、遷移温度上昇は 10^{18} nvt の照射量から急激に増加する傾向を示しており、また照射前の遷移温度の絶対値にもあまり関係しないことは、強度の変化と同様である。この他にえることは結晶粒度、熱処理、成分などの変化は、遷移温度にあまり大きく影響しないということである(実際にどうかは後述)。この照射量と遷移温度の関係を統計的に解析して得られた次式は、COTTRELL²⁻⁷⁾ が半理論的に導いた式とほとんど一致している。

$$T_F = 31 \cdot 084 (\phi / 10^{17})^{1/3} + 2 \cdot 087$$

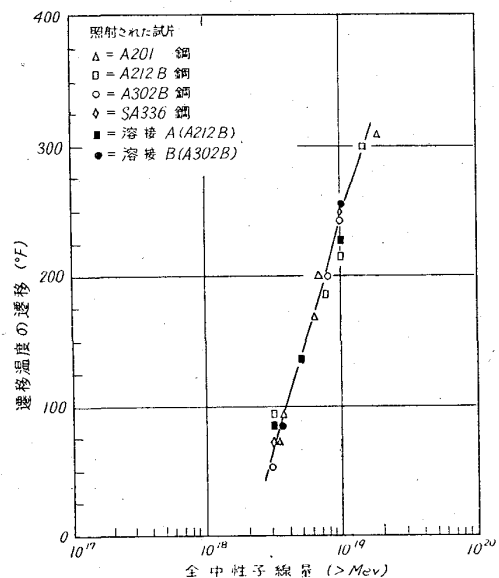
T_F : 遷移温度の増加量 °F

ϕ : 中性子照射量 nvt (>1Mev)

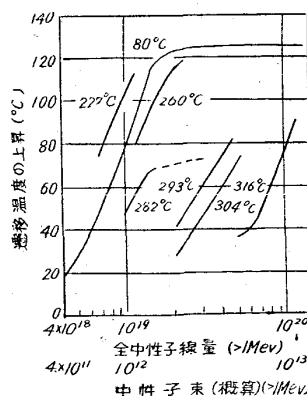
しかし他の研究²⁻⁸⁾⁹⁾によると、遷移温度の増加は照射量の対数に比例するという。強度の際と同様の結論も出されており、いずれが正しいかはまだ判然としないが、変動要因を検討すると、後者の方に分があるように見え



4 図 炭素鋼および合金鋼の切欠靱性におよぼす中性子照射の影響²⁻⁶⁾



5 図 200°F 以下で照射された材料について全照射量 (>1.0Mev) と遷移温度変化との関係²⁻⁸⁾



6 図 ASTM A-212B 鋼におけるサブサイブ衝撃遷移温度に対する照射温度の影響²⁻¹⁰⁾

る。その一例を 5 図に示す。

4 図は照射量と衝撃試験で完全に延性破壊する場合の吸収エネルギーの関係を示したものだが、これも他の図と同様な関係となっている。

次に照射中の温度と照射効果の代表的な例として 6 図を掲げる²⁻¹⁰⁾。高温になるほど照射効果が急激に減少していくのは、焼鈍効果

の影響として当然なことであり、350°C位になると、衝撃遷移温度はほとんど上昇しなくなる。(小型アイゾット試験片による)。しかし、200~300°C にかけて遷移温度に上昇が見られることは、軽水型原子炉の運転温度範囲がこのあたりにあることを思うと、非常に重要なことである。この機構の解析とその対策が必要である。この現象は他の多くの鋼種および照射量について観察されている。

照射下の荷重や繰返し応力の影響は非常に重要なことであるが、これらについてはまだ実験結果は出ていないようである。

材 質

含有元素の影響についてのTRUDEAU²⁻¹¹⁾の研究では、フェライト鋼は含有元素の影響が大きい。Ni鋼は照射前は非常に低い遷移温度を持つのに照射によつて大きな上昇を見せ、Mn は3 図の相関帯に入っているが、Cr, Mo および単純な炭素鋼は上昇度がずつと低い。

しかしこれまで行なわれた実用鋼の例では5 図にみられるように成分の差が照射効果にほとんど影響していない。ただ例外は“T-1”鋼で著しく高い損傷を受ける²⁻¹²⁾。この理由は T-1 鋼中のBが熱中性子を吸収しLi と He に分裂する際の高エネルギーの放出と生成元素の不純物としての影響によるとされている。焼入れ焼戻し処理は Ni-Cr-Mo 鋼 (HY80) および Ni-Mo-Cr-V 鋼 (HY 65) の例では平均なみの遷移温度の上昇であつた。

結晶粒度は細粒のほうが粗粒よりも照射前の遷移温度も低く照射の影響も少ない。ところが純鉄の熱処理によつて得られる細粒と粗粒の試験片では粗粒の方の結果がよい。この解釈としては、鋼を細粒化するために加える脱酸剤が好影響を与えたと考えられる。

圧延方向の差や冷間加工の影響などははっきりしたデータはないが、照射による機械的性質の変化は照射前の大きさに関係せず絶対値として同じ程度上昇するという原則が通用しそうである。

いずれにしてもこれまでの研究は不十分であり、相反するような結果も多いので、今後の研究がまたれる。

機械試験条件

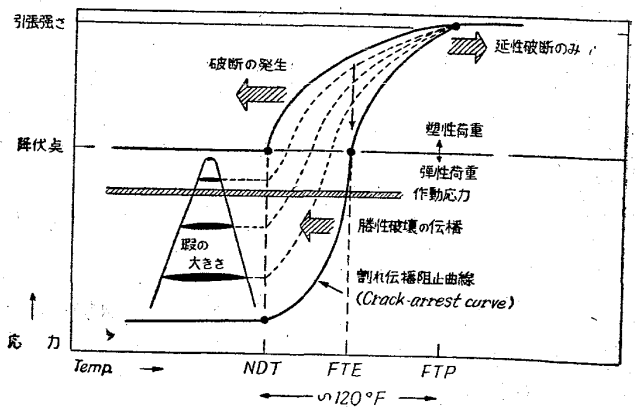
材料試験炉による照射実験は、実験孔の大きさによる制約と実験期間および費用が膨大なので、初期の実験では非常に小さな試料を数多く装入し限られた実験孔を有効に活用しようとした。このため材料試験片に從來使われなかつたような小試験片が使われたので、これから得られた結果と標準試験片による結果との関連性が問題になつた。特に鋼の脆性破壊という重要な問題を解明する

きめ手となる衝撃試験法については多くの検討がなされたが、TRUDEAU²⁻¹¹⁾ および HAWTHORNE と Steele はこれら種々の小型試験片による結果と標準Vノッチシャルピー試験の結果とは関連づけることができないという結論を得た。

しかしこれら小型試験片で得られた遷移温度は絶対値としては標準試験結果と対応させることはできないが、相対的な照射変化量としては正確な値を示すという前提で今までの分析は進められたし、これは実際正しそうである。

今後の方向としては、標準Vノッチシャルピー試験を原則とし、これによつて照射試験相互間および照射試験と従来からの衝撃試験の間の関連性をもたせ、実験結果の正確な解析をはかろうとしている。

それではなぜ標準Vノッチシャルピー試験が選ばれたのかということ、これによつて得られた延性脆性遷移温度がもつともよく鋼の脆性破壊現象との相関性をもつからである。鉄鋼の脆性破壊を決定する大きな要因は応力、鋼中に存在する欠陥の寸法、および温度であり、この三者の関係を図式化したのが7 図である。これを破壊図式 (Fracture Diagram) と呼ぶ。ここで NDT (Nil Ductility Transition) 温度というのは欠陥のない鋼材に応力をかけていつた時降伏点で亀裂が発生し完全破断する温度である。もし鋼材に初めから亀裂があるときは割れが伝播するに必要な見かけ応力は降伏点より低くてよく、その応力は亀裂長さの平方根に逆比例する。もし応力が 5,000~8,000 psi 以下になると、NDT 温度以下では温度および亀裂の大きさに関係なく割れが伝播しなくなる。図ではこれが平坦な線となつている。NDT 温度より上では破断応力は温度に従つて上昇していく。今ある温度で応力をかけていくと、亀裂がない場合は降伏点を越えると塑性変形を起こし一番上の線にいたると



7 図 脆性破壊の発生および伝播と応力および温度との関係

亀裂が発生して破断する。逆に鋼材中にどんな大きな亀裂があつても一番下の線以下の応力では割れは進行しない。さらに温度を上げて $NDT + 60^\circ F$ 位なるとこの一番下の線が降伏点の線と交わる。この温度では鋼材中にどんな大きな割れがあつても降伏点までの応力では亀裂の伝播は起こらないので、これを FTE (Fracture Transition for Elastic Loading) 温度と呼ぶ。これはロバートソンテストの Crack Arrest Temperature と同じものである。

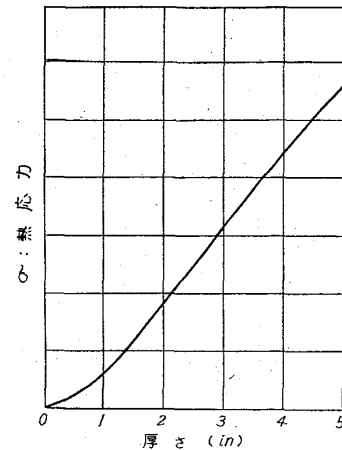
一度このような関係がわかれば、あとは FTE 温度以上に圧力容器を保つことによつて降伏点までの応力に対して割れ破断の心配がなくなる。またもし温度がこれ以下になる時はそれに対応する Crack Arrest Curve 上の点から許容される最高の応力が求まる。ところで FTE と NDT 温度の関係は、ロバートソンテストと落重錘試験 (Drop-Weight Test) の結果から、 $NDT + 60^\circ F = FTE$ という式が鋼種にかかわらず大体成立することが判明した。一方 NDT とシャルピー試験の結果も一対一で対応づけられる。

したがつて原子炉の安全運転の基礎となる FTE 温度を求めるには標準 V ノッチシャルピー試験により遷移温度曲線を求めれば十分である。というところに本試験法の重要な意味がある。

iv) ガンマ線加熱

原子炉炉心で発生する放射線のうちガンマ線と中性子線はその一部が炉心周囲にある熱遮蔽板を通過して圧力容器に到達するが、このガンマ線が器壁内部で吸収され熱を発生する。これをガンマ線加熱と呼び一般の圧力容器では起こらない現象である。器壁内での熱の発生の仕方はガンマ線のエネルギーの大きさでさまる吸収量の差および高エネルギーガンマ線の低エネルギーガンマ線への転換などがからみあつて複雑であるが、壁の内部に行くほど熱発生率の高いのが普通である。しかも器内は冷却材が循環しているので、器壁内には大きな温度勾配が生じる。この結果として起こる器壁内の熱応力は内部圧力で生じる応力と同程度にもなり、原子炉圧力容器の設計に当り大きな問題となる。

ガンマ線加熱の影響を少なくするには熱遮蔽板を厚くすればよいのだが、そうすると容器径を大きくしなければならず、したがつて必然的に壁厚を増さねばならない。ところが一方では壁厚が増すとガンマ線加熱による熱応力が非常に増大するので、原子炉圧力容器の壁厚と直径は熱遮蔽の厚さ、それに関連する器壁中の熱応力、および内圧との関連の上で、適当な点で折合いをつけなければならない。



8 図 炭素鋼における熱応力と壁厚との関係¹³⁾

8 図は炭素鋼板の内壁側での熱発生率を一定とした時に壁内に生ずる熱応力が壁厚によつてどう変るかを見たもので、外壁側は断熱してある場合である。これによつて熱応力が壁厚の増加によつて大きく変ることがわかる。

さらにこのガンマ線加熱による熱応力は、器壁材料の繰返し荷重に対する疲労強度が大きいことを要求する。なぜなら原子炉の運転の周期性のために、この熱応力の変動は激しくしかもひんぱんとなるからである。

III. 圧力容器用鋼材の選択

米国においては圧力容器の設計基準はすべて ASME Boiler Code によつている。ASME (American Society of Mechanical Engineers) は民間学術団体であるが、その Boiler Code は各州の州法によつて州内に設置される圧力容器の設計製造検査基準として指定されている。

ASME のボイラーおよび圧力容器規格委員会は 1911 年設立されて以来活動を続けており、その間コードの制定改廃が行なわれてきたが、現在は下のような規格がある³⁻¹⁾。

Section I. Power Boilers

I. Material Specification

II. Nuclear Vessels (Proposed)

III. Low-Pressure Heating Boilers

IV. Suggested Rules for Care of Power Boilers

V. Unfired Pressure Vessels

VI. Welding Qualifications

原子炉圧力容器については、1955年3月に特別委員会が組織され、その設計・製造・検査・材料などについて従

来からの規格の適用性および種々の問題点を検討した結果、1956年に Section I と Section VIII の規格は若干の手直しによつて原子炉压力容器の基準として適用できるとの結論を得た³⁻²⁾。これにしたがつて各州は原子炉压力容器の安全検査基準として ASME Code の Section I または Section VIII をとりあげた。ほとんどの州は原子炉压力容器を Unfired Pressure Vessel としたが、カリフォルニア、イリノイ、およびペンシルバニアの3州だけがこれを Power Boiler と考えたので、この3州での原子炉压力容器の規制は他の州と異なる。

原子力特別委員会はさらにその後も原子炉独自の压力容器規格制定の努力を続けていたが、1963年1月にその原案が一応できあがり、現在それについての各方面の意見を調整中であるので、まもなくこれは ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III Nuclear Vessels として正式なものとなろう。そうすれば現在の規格のあいまいさがなくなり、原子炉压力容器として総合されたものとなる。

Section III Nuclear Vessels と Section I および Section VIII との間の最も大きな相異は両者の压力容器としての力学的解析の理論にあり、後者が最高応力理論 (Maximum stress theory) をとつているのに対し前者はそれより一歩進んだ最高剪断力理論 (Maximum shear theory) をとつている。また後者は容器内圧に

対応した壁厚を求める公式を与えているにすぎないが、前者は容器に発生するいろいろな応力や疲労を分けて、それぞれについての分析、計算、総合を要求している。

以上述べたように現在までに建設された压力容器はすべて ASME Code Section I および VIII によつているので、材料選択の基準もこれによつている。しかし材料の選択には単に材料の性質ばかりではなく、工作上的問題、経済性などが考慮に入れられなければならない。同じような炉を建設する場合でも同じような答が出てくるとは限らない。以下には材料選択の考え方についての一つの例を述べてみよう³⁻³⁾。

材料の選択にあつてまず考慮しなければならないのは、ある材質のものについてその使用条件と壁厚との関係である。ASME Boiler Code Section VIII 中の UG-27 によるとこれは次式のようになる。

a) 円筒形容器

$$t = \frac{PR}{SE - 0.6P}$$

b) 球形容器

$$t = \frac{PR}{2SE - 0.2P}$$

ここに、 t : 必要最小の壁厚

P : 設計圧力 psi

R : 容器内面の半径 in

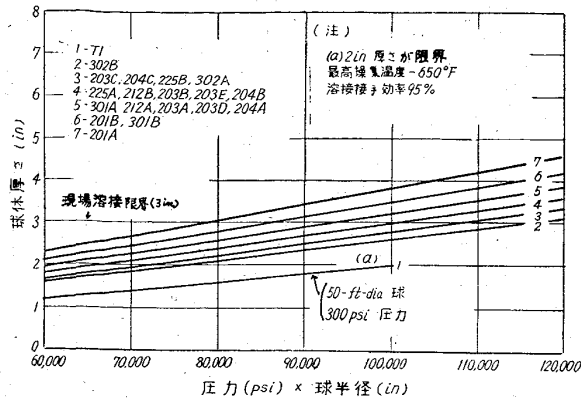
表 3 炭素鋼又は合金鋼における最大許容応力 (psi) *

材料規格番号	級	主 な 組 成	最大厚 [†] (in)	規 格 最小抗張力	各温度における最大許容応力		
					-20~650° F	800° F	950° F
鋼 素 板 (炭 鋼)							
SA-201	A	C-Si	12	55000	13750	10200	4500
SA-201	B	C-Si	8	60000	15000	10800	4500
SA-212	A	C-Si	6(8)	65000	16250	11400	4500
SA-212	B	C-Si	6(8)	70000	17500	12000	4500
(合 金 鋼)							
SA-203	A, D	2-1/2 and 3-1/2 Ni	4(6)	65000	16250	11400	4500
SA-203	B, E	2-1/2 and 3-1/2 Ni	4	70000	17500	12000	4500
SA-203 ^{††}	C	2-1/2 Ni	4	75000	18750	12600	4500
SA-204	A	C-1/2 Mo	6	65000	16250	15650	10000
SA-204	B	C-1/2 Mo	6	70000	17500	16900	10000
SA-204	C	C-1/2 Mo	4	75000	18750	18000	10000
SA-225	A	Mn-V	4	70000	17500	—	—
SA-225	B	Mn-V	4	75000	18750	—	—
SA-301 ^{††}	A	1/2 Cr-1/2 Mo	6	65000	16250	15650	10000
SA-301 ^{††}	B	1 Cr-1/2 Mo	6	60000	15000	14750	11000
SA-302	A	Mn-1/2Mo	4	75000	18750	18000	10000
SA-302	B	Mn-1/2Mo	4	80000	20000	19100	10000
(焼入、焼もどし鋼) T-1		Mn-Ni-Cr-Mo-V	2	105000	26250	—	—

* ASME Code Section VIII, 1956.

† ASTM 規格, 1956 (or 1961).

†† ASME Code (1962) では削除されている。



9 図 ASTM 圧力容器用鋼

S: 鋼材の最大許容応力 psi (3 表)

E: 溶接継手効率 (Code UR-15による)

Eの値は溶接寸法と検査方法によつて変わるが、突き合せによる溶接で完全に応力除去を行なつてX線透過試験を行なつた場合は0.95である。

圧力容器用鋼材として Section VIII の Table UCS-23 にとりあげられている数が多いが、原子炉圧力容器としては2吋以下の壁厚のものは考えられないので、ASTM 規格で2吋以下で使用すると規定されているものを除いて3表に示す。今球形圧力容器で使用温度 650 °F、継手効率 0.95 のものを考えてみると、上式から内圧と半径および壁厚との関係が9図のようになる。この場合内圧 300 psi、直径 50 ft(半径300 in)のものを現場溶接するとしてどの鋼種が技術的に使用可能かをみると、現場溶接可能な板厚を3吋と仮定すると 301A および 301B以外はいずれも合格するが、もしこれを2.5吋と仮定すれば T-1, 302B, 204C, 225B, 302A しが使えないことになる。

次に使用温度の影響は10図にみるように炭素系およびある低合金系のものは 650 °F を超えると急激に強度が低下するが、204 および 302 系統のものは 775 °F まで強度が落ちないので容器壁厚は薄くてすむ。

工作上の問題点としてはもつぱら溶接性が議論される。一般に低合金高張力鋼は炭素鋼にくらべて溶接性が悪く、302B 厚鋼板溶接には予熱をしないと割れの危険が大きい。T-1 鋼の場合は応力除去焼鈍をする際Vの影響で溶接部の脆化が起こることもあり、また厚板の溶

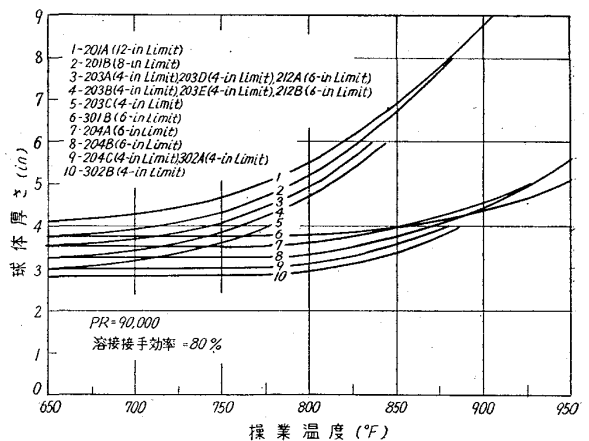
接は非常にむずかしい。これは4表に見るとおりで、低合金鋼の溶接にはその条件を厳格にしなければならない。このため場合によつては高張力鋼を使つて受ける利益(重量軽減など)が溶接の困難さのために打消されかえつてマイナスになることがある。

切欠靱性は合金元素が増加するほど向上し、延性脆性遷移温度も低温に移動することは高張力鋼の圧力容器への応用を魅力あるものとするが(4表)、T-1 鋼には低エネルギー延性破壊という現象も観察されている。一方炭素鋼でも ASTM A300 の処理によりかなり遷移温度を下げる事ができる。中性子照射の遷移温度に対する影響は合金元素の存在にあまり関係しない。

歪み時効も合金元素の影響があまりないことは4表にみるとおりである。歪み時効に大きくくもものは結晶粒度で、これは細かいものほどよい。

高張力鋼は曲げ、切削などの加工やノズル開口部の補強などが困難であるが、炭素鋼はこれらが容易である。

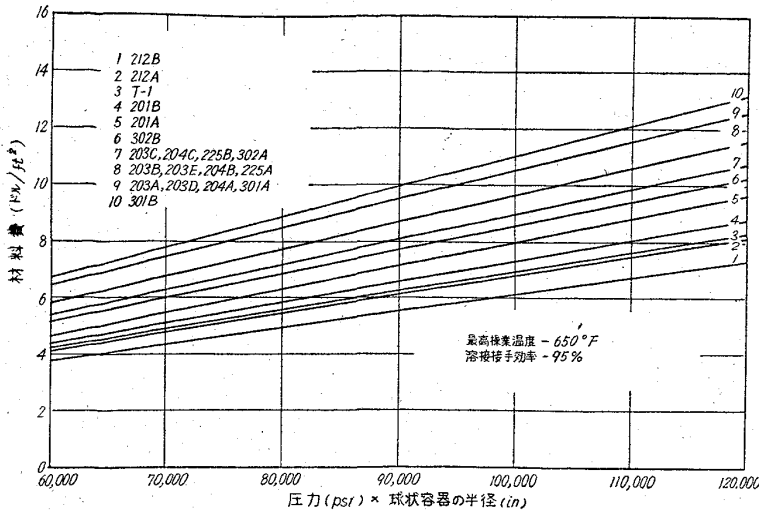
最後に材料である鋼板の価格であるが、これは11図に示すように内圧と容器径の積(9図の横軸と同じ)の増加に伴つて直線的に上昇する。(1957-12-5 Iron Ageに掲載された価格を使つて計算したもの)これによると T-1 鋼を例外として、炭素鋼の方が低合金鋼より安価であり、A212B が最も低い。一般に1.5吋以上の厚板の溶接では溶接費が板厚の2乗に比例して増加するので低合金高張力鋼を使用して薄い材料が使えれば、そ



10 図 ASTM 圧力容器用鋼の必要厚さにおよぼす 操作温度の影響³⁻³⁾

表 4 圧力容器用鋼材の性質 (4 in 厚さ)³⁻⁴⁾

材 料	降 伏 点	抗 張 力	伸 び	ビード下割れ	シャルピー V 切欠衝撃試験 15ft-lb 測定値 遷移温度	
					受入れ資料	歪時効後
SA-201A	28,500 psi	55,000 psi	35%	0%	35° F	110° F
SA-302B	66,500 "	88,000 "	21"	30"	-70° F	-15° F
T-1	91,700 "	105,000 "	23"	15"	-80° F	-10° F



11 図 圧力容器用材料費と操業条件との関係³⁻³⁾

れによる利益の方が材料費の節約を上まわることも考えられるが、9 図の場合のようにあまり厚さの差がない場合はこの影響はあまりきかないことになる。

以上の検討から球形圧力容器で PR が 120,000 位までのところでは炭素鋼，その中でも A 212 B 鋼がすぐれているといえよう。また低合金高張力鋼の中では A 302B 鋼および T-1 鋼が有利である。ただし T-1 鋼はあまり厚い板の溶接はむずかしく，また前述したように中性子照射損傷も大きいので，原子炉圧力容器としては限界がある。

ところで円筒形圧力容器の場合は球形の場合より壁厚が厚くなり，さらに同じ PR であつても圧力の高い方が厚くなる傾向となるので，上述の結論と少し様子が変わってくる。すなわちこの場合は高張力鋼を採用したためによつて得られる重量軽減，溶接費や加工費の低減，あるいは炭素鋼では技術的に溶接不可能な時に薄板化によつてこれが解決できるなど，技術的経済的に低合金高張力鋼の有利性が高くなり，遂には炭素鋼と低合金鋼の立場が逆転するに至る。それが実際にどのあたりであるかは正確に分析することは非常にむずかしく，しかもそれは技術的経済的環境の変化に伴つて当然変つていくものであるからなおさらのことである。しかし現実には軽水型動力炉圧力容器に使用されている鋼材は次に見るように両者ほぼ半々であるところをみると，現時点ではちょうど両者が平衡関係にあるといえるかもしれない。ただ今後の炉規模の増大傾向から考えると，大勢は低合金高張力鋼に有利に展開するであろう。

IV. 現在用いられている圧力容器用鋼材
およびその使用条件

原子力の開発が進むにつれて，炉設計の基準が明確になつてきつあり，圧力容器用鋼材に対する要求も核的化学的，冶金の，機械的および放射線学的な面から解明されてきた。それと同時にこの要求に応える鋼材の開発と基準の設定に対する努力が続けられてきた。

米国ではこの努力の方向は主としてすでに開発され工業的に製造されていた鋼種を原子炉用に適用することにむけられ，新しい鋼種の開発にはあまり力が入れられていなかった。新鋼種の開発研究を行なつているところとしては U. S. Steel, Lukens Steel および政府研究所があげられ，これらのうち U.S. Steel は T-1 鋼の改良により高張力，高靱性の圧力容器用鋼材を得ようとしてすでに Ni-Cr-Mo 鋼を開発しその実用性の研究を行なつている。5 表にその機械的性質を示す。

一方工業鉄鋼材料の原子力分野への適用のためには，毎年数百万ドルが広範囲にわたつてばらまかれており，その内容は鉄鋼材料の性質の正確な測定と評価およびその規格への反映である。これらの研究のすべてをここでとりあげるわけにはいかないが，その結果はすべて ASTM (American Society for Testing Materials) の規格として集約されているので，まず ASTM 規格を通して圧力容器用鋼材を概観してみよう。

ASTM は産業の共通の基盤として工業材料およびその試験法の標準化，規格化を目的としている。これが原子力産業の発展に伴つていち早く原子力問題特別委員会を組織したのは 1956 年のことである。この委員会は産業界，国立研究所および AEC の代表からなり，原子力材料の研究および標準化の目標設定およびその推進にあつた。6 表に水冷却型原子炉の圧力系構成機器の材料について現在規格化されているものを示した。これ

表 5 供試鋼の機械的性質⁴⁻¹⁾

鋼の名称	降伏点 (0.2%) (kg/mm ²)	抗張力 (kg/mm ²)	衝撃値 (シャルピー V 切欠 kg-m)	
			-45.6 °C	-12.2 °C
A212B	32.2	52.5	2.1	4.2
A302B	47.6	63.7	1.2	2.8
USS T-1	77.0	84.7	3.9†	8.6
Ni-Cr-Mo*	62.3	74.2	11.3†	13.8

* (3Ni, 1.6Cr, 0.5Mo を含有する)

† (-84°C での測定値)

らの規格の大部分は 1952 年以前に一般工業材料として設定されたものであり、それが研究開発の結果に応じて改良を加えられてきたのである。今までなされてきた改善のうち代表的なものを 7 表に示す。これらのほかに補充的な準規格とも称すべきものが時に応じてとり上げられているが、これらはその妥当性が明らかになった場合には正式の規格にとり入れられる。なお参考までに ASTM によつて定められている材料検査法のうち圧力容器用鋼材に応用されるものを表 8 に示す。

ところで現在実際に運転されあるいは建設されつつある原子炉の圧力容器がどのような材料でどのように構成されているであろうか。9 表に主要な発電炉についてその材質、耐食用内面クラッド、壁厚、および容器の大きさが示してある。これによつてわかるように軽水型の実用発電原子炉用の圧力容器はすべて ASTM 規格 A212B または A302B 鋼であり、クラッド材はほとんど AISI Type 304 が使用されている。壁厚および大きさは、原子炉の出力および運転条件で変るものであるが、表によると壁厚の最大は 213 mm (8 3/8") であり、大きさは 4mφ × 12.5m (158" × 40' - 10") となつている。今後は炉の一基当り出力は増大する傾向にあり、すでに熱出力 200 万 kW の計画も進んでいるが、これに対応して圧力容器の規模がどう

なるかは現在までの出力との関連性と圧力容器製造技術上の問題点によつてきまる。12 図に加圧水型原子炉 (PWR) の設計が年を追つて増大していく傾向が示されており、電気出力 75 万 kW (熱出力 230 万 kW) の

表 6 水冷却型原子炉における各装置に用いられる材料⁴⁻²⁾

装 置	材 料	A S T M 規 格
原子炉容器	炭素珪素鋼	A 212
板	低合金鋼	A 302
クラッド材	ステンレス鋼	A 213, A 249, A 269, A 240
鍛造品	合金鋼	A 336
フランジ及付属品	炭素鋼	A 105
フランジボルト、ナット	合金鋼	A 193, A 194
一次冷却用パイプ	ステンレス鋼	A 376, A 312, A 358
	炭素鋼	A 106, A 155
バルブ、ポンプ、付属品	遠心鑄造ステンレス鋼	A 451, A 452
プレッシャライザー	ステンレス鋼	A 182, A 351
	炭素珪素鋼	A 212
	低合金鋼	A 302
	ステンレス鋼	A 240

表 7 原子炉構成物に使われた ASTM 規格に対する代表的な修正⁴⁻²⁾

材 料	規 格	修 正
A. 燃料クラッド材 ステンレス鋼	A 213 A 249	厳格な寸法公差，くりかえし非破壊検査，稀土類元素や他の微量元素の制限，表面仕上の規格化
ジルコニウム合金	B 353	厳格な寸法公差 くりかえし非破壊検査
B. 圧力容器用鋼 炭素珪素鋼 低合金鋼	A 212 A 302	結晶粒度，衝撃特性の最低条件，よびお非破壊検査の規格化
C. パイプ ステンレス鋼	A 376, A 312, A 358, A 213, A 249, A 269,	コバルトと他の微量元素制限，くりかえし非破壊検査，表面仕上，および場合によつては機械的性質の規格化
ニッケル-クロム-鉄合金	B 163, B 167,	
D. ポンプ，バルブ本体，附属物 ステンレス鋼	A 351	非破壊検査，欠陥および補修部の検収標準，ならびに表面仕上の規格化

表 8 原子炉用材料に適用される検査方法と推奨される規格⁴⁻²⁾

方 法	目 的	A S T M 規 格
磁気探傷法 液体浸透法 放射線検査法	表面検査 表面検査 内部欠陥 (2in厚さの迄ものについて)	E 109, E 138, E 125, A 275 E 165 E 71, E 99, E 142
超音波探傷法	内部欠陥	E 113, E 114, E 164, A 435, A 388
監視試験およびインパイルテスト	照射効果	E 184, E 185
渦電流検査法 放射線検査法	現在検討中の規格 内部欠陥 内部欠陥 (断面 3in, 6in, 12in 厚さのものについて)	

炉で直径 4.3m 程度となり、一方この規模の炉の壁厚は 13 図により約 320mm となる。現在工場内で溶接加工のできる鋼板の最大厚さは 12.5" (320mm) といわれているので、この規模の圧力容器は製造可能であ

表 94-3) 発電用原子炉に使用されている圧力容器

原 子 炉 (型 式)	熱出力 (MW)	電気出力 (MW)	材 料	容器のクラッド (mm)	殻の厚さ (mm)	容器外径×長さ (mm)
Bonus (BWR, 核過熱)	50	16.3	A 212B	溶接肉盛 1/4''(6.35) 309&308-L	2 3/4'' (70)	84'' × 26'-7'' (2,134) × (8,102)
Dresden (BWR)	630	185	A 302B	ルーケンスクラッド TP 304-ELC (6.25)	6'' (152)	158'' × 40'-10'' (4,013) × (12,446)
Elk River (BWR)	51	22	A 302B	ルーケンス クラッド TP 304	?	?
Humboldt Bay (BWR)	163	48.5	A 302B	溶接肉盛	5'' (127)	130'' × 42'-0'' (3,302) × (12,802)
Indian Point (PWR)	585	255	A 212B	B&Wクラッド TP304 0.109'' (2.78)	6 15/16'' (176)	131'' × 33'-1 5/16'' (3,327) × (10,091)
Pathfinder (PWR, 過熱型)	200	62	A 212B	ルーケンス クラッド TP 304-ELC	2 1/2'' (64)	138'' × 27'-6'' (3,505) × (8,382)
Shippingport (PWR)	225	60	A 302B	ルーケンス クラッド 1/4''(6.35) TP 304	8 3/8'' (213)	125'' × 32'-6'' (3,175) × (9,906)
Saxton (PWR)	20	3.25	多 層 型 A 302B & A 212B	1/8''(3.18) TP304	5'' (127)	68'' × 18'-0'' (1,727) × (5,486)
Yankee (PWR)	485	141	A 302B 改良型	B&W クラッド TP304 0.109 (2.78)	7 7/8'' (200)	124'' × 31'-6'' (3,150) × (9,601)

表 104-3) 発電用原子炉に使用されている圧力容器の応力水準

原 子 炉 (型)	冷却材温度 入/出 (°C)	設計圧力 (kg/mm ²)	運転時内圧力 のみによる応力 (kg/mm ²)	定常運転状態 の合成応力 (kg/mm ²)	始動時又は停止時の 合成応力 (kg/mm ²)	スクラム時の合 成応力 (kg/mm ²)
Bonus	278/282	80.5	12.3	18.3	不 明	不明
Dresden	262/286	87.5	10.3	14.4	11.7	10.9
Elk River	232/281	87.5	13.4	19.7	不 明	16.6
Humboldt Bay	134/286	87.5	?	?	?	?
Indian Point	252/271	126.0	9.4	11.4	17.9	17.5
Pathfinder	?	?	11.6	14.6	12.3	12.3
Saxton (多層型)	271/282	175.0	8.9	10.2	3.1(外層), 4.8(内層)	11.8
Yankee	258/277	175.0	10.3	?	?	?

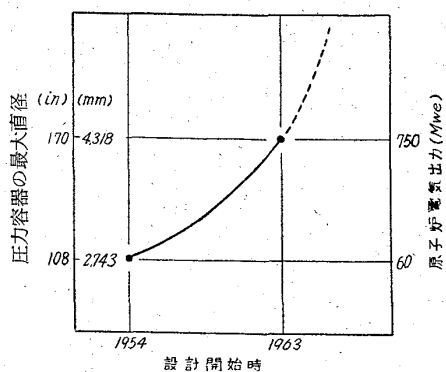
表 114-3) 発電用原子炉圧力容器—中性子線量, NDT温度, 監視法

炉	圧力容器の受ける中性子照射の推定			当初NDT温度	監視用試料(個数)	
	想定負荷率	耐用年数	高速中性子線量 10 ¹⁹ n/cm ²	°F(°C)	シャルピー	引張試験片
Bonus	100	20	0.91	< +10(-12.2)	120	—
Dresden	100	40	0.92	+20(-9.7)	522	60
Elk River	80	20	1.9	+30(-1.1)	240	—
Humboldt Bay	100	20	0.13	+10(-12.2)	Planned	—
Indian Point	80	20	0.76	-30(-34.4)	Not Planned	—
Pathfinder	—	20	0.11	—	135	90
Saxton	50	10	0.95	+25(-3.8)	156	24
Yankee	80	20	2.04	—	124	20

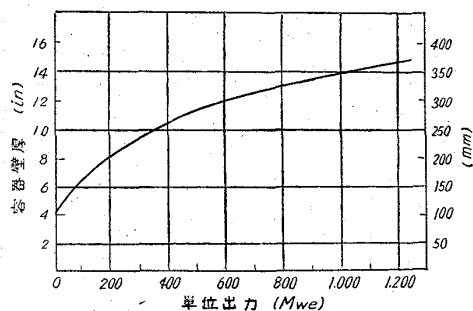
り, また輸送も水運の便さえあれば不可能ではないので, 現時点では一応この程度のものが最大のものと考えてよいであろう。沸とう水型原子炉 (BWR) の場合は 100万kW の電気出力の炉で圧力容器の直径 6.4 m 壁厚

230mm 程度と推定されている。

圧力容器の使用条件については, 1961年 8 月 AEC が行なった "Survey of Reactor Vessels for Induced Brittleness from the Effects of the Integrated



12図 製造可能な最大規模 (PWR)⁴⁻⁴⁾



13図 压力容器厚さ (PWR)⁴⁻³⁾

Neutron Flux, nvt' という調査によつて集められた実際の動力炉のデータがよい参考になる。10表には原子炉压力容器のうちもつとも問題となる炉心に近接した部分について、容器内壁円周方向の応力がまとめられている。これによつて原子炉運転中には単なる内圧によつて生ずる応力よりずっと高い応力がかかることが実際に示される。さらに炉の起動時や緊急停止時のような非常状態には非常に高い応力が発生することもあるということがわかる。これらの炉の冷却材の流入時と流出時の温度も参考までに表中に記しておく。

压力容器の受ける中性子照射量を11表に示す。容器のノズル部分およびフランジ部分では中性子の影響がほとんどないといえるので、ここには最も照射量の大きい炉心を取りまく部分について、一代の間に受けると予想される量を示した。中性子照射の鋼材に与える影響は、 $>1\text{ Mev}$ のエネルギーをもつたものが 10^{19} m/cm^2 以上の場合特に考慮されなければならないがこの表からは二・三のものを除いては大体この値以下になっている。

表の第5欄に使用鋼材のNDTを示したので、これからFTP温度が直ちに求まる。そしてもし中性子照射量と延性脆性遷移温度上昇との関係が、照射中の温度、中性子スペクトルなどの要因を合せて正確に求められれば一定期間後の鋼材の性質がかなりはつきりつかめ、したがって原子炉運転保安上の対策が適切にとられよう。しかし実際には両者を関係づけることは要因が多すぎて

表 12⁴⁻³⁾ 水冷却型原子炉における压力容器の将来の設計と操業への要求

要求事項	沸騰水冷却型	加圧水冷却型
設計圧力	87.9(kg/cm ²)	140.6~175.8
運転時圧力	70.3 "	126.6~158.2
設計温度	343(°C)	307~343(°C)
想定寿命	40(年)	20~30(年)
壁厚さ	102~127(mm)	127~254(mm)
容器内面設計		(kg/cm ²)
運転時内圧のみ	9.98(kg/mm ²)	12.0 kg/mm ²
定常運転合成	14.4 "	12.9 "
始動、停止時合成	14.1 "	14.6 "
スクラム時合成	9.5 "	16.1 "
壁での中性子スペクトル	熱 $1 \times 10^{11}\text{ n/cm}^2/\text{sec}$ $>1\text{ Mev}$ 9.4×10^{10}	$6.5 \times 10^{10}\text{ n/cm}^2/\text{sec}$ 2.7×10^{10}
80% 負荷率の場合の壁の一代の照射量	熱 $1.0 \times 10^{20}\text{ nvt}$ $<1\text{ Mev}$ $9.4 \times 10^{19}\text{ nvt}$	20年 $3.2 \times 10^{19}\text{ nvt}$ 30年 $1.4 \times 10^{19}\text{ nvt}$ $4.9 \times 10^{19}\text{ nvt}$ $2.0 \times 10^{19}\text{ nvt}$
運転サイクル回数	250 始動および停止 50緊急スクラム	300 始動および停止

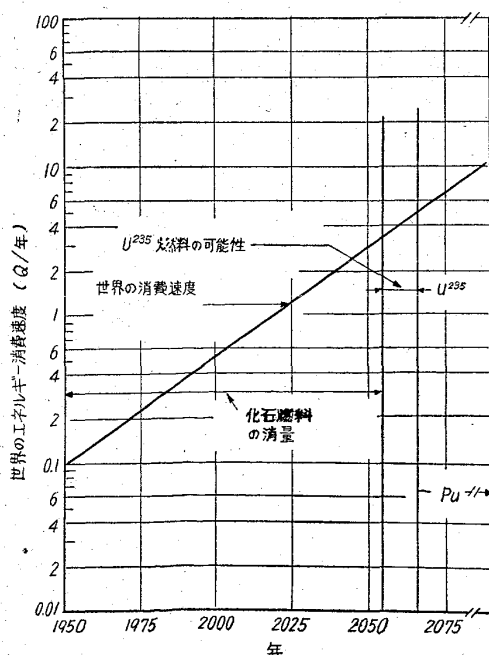
現在のところは不可能なので、鋼材の性質の経年変化をしらべる実際的な方法として監視試験 (Surveillance Test) が行なわれている。これは原子炉压力容器のすぐ内側あるいはその他原子炉中の適当な場所で压力容器の実際の使用条件に近いところに多数の材料試験片を装入しておき、一定期間ごとにその一部をとり出して試験を行ない、压力容器の材質変化を知る寸法である。11表の最後の欄にそれらの試験片の種類と数が実際の炉にどう入れられているかを示した。

最後に今までとりあげた原子炉の個々について、压力容器の構造と使用条件を説明したいが紙数に限りがあるので省略する。これらについては文献が多数出ているので参照されたい。ここでは1961年にASMEが原子炉設計者および压力容器製造業者から軽水冷却型原子炉压力容器設計の今後の方向についてとつたアンケートのまとめを掲げておこう。(12表)先に述べた大出力原子炉の压力容器とは少し食いちがつていることを別とすると、中性子の照射量が現在の炉にくらべて大きくなっていることに気がつく。この傾向は炉心出力密度の増大および耐用年数の延長ということから当然出てくるものであり、したがって今後の压力容器用鋼材への要求はますますきびしくなつてゆくことになる。

V. 原子動力炉の将来と压力容器

核エネルギーが将来の主要なエネルギー源となることに疑問を持つ人は少ないであろう。その時期がいつ頃になるかは予測できないが、世界各国とも原子力の経済性の獲得を旨として努力を続けている。わが国においても昭和36年原子力委員会が発表した「原子力開発利用長期計画」の線にそつて、前期10年間に100万kW、後期10年間に600~850万kWの原子力発電所の建設を旨として研究開発が進められている。

現在までに一応実用動力炉として開発されたものは、米国における軽水型と英国におけるガス型である。それでは今後の原子力の開発はこの型式のもので進められていくであろうかというその答はノーである。これらの型式の炉はエネルギー源としてもつばら U^{235} の核分裂を利用するが、天然ウランの中にはこの同位元素は0.7%しか含まれていず、残りは U^{238} なので、エネルギー源として利用されるものはわずかである。14図に見るように現在利用可能な化石燃料およびUの量を高めに見てもつてそれぞれ100Q ($1Q=10^{18}Btu$) および $10^{18}t$ としても、 U^{235} だけをエネルギー源とすれば21世紀後半にはエネルギー源が涸渇してくる。 U^{235} をPuとしてエネルギーを得ればそのエネルギーは7,200Q (U^{235} だけでは51Q)となるので、将来の原子炉は現在無駄にしているU中の99.3%を占める U^{238} を有効に燃焼させることのできる炉、すなわち高速増殖炉となることは明らかである。しかしこれは技術的に非常に困難な問題が多いのでその実用化はまだ大分遠い将来のこととなる。



14図 将来の世界エネルギー消費の推定⁵⁻¹⁾

それでは現在の軽水およびガス型の炉から将来の高速増殖炉へと直接つながっていくかという、これも違うようで、この間種々の段階がありそこで新しい型式の炉が導入されそうである。たとえばカナダで開発されている重水炉は現在その実用性が注目されており、また日本でも本年から国産動力炉開発プロジェクトが発足して、この近い将来に実用性のある炉をつくり出そうとしている。

このような原子力開発の流れの中では、压力容器の概念は変つていく。高速増殖炉においては冷却材は液体金属が採用されるであろうことは間違いなく、この場合は耐圧性能はほとんど問題にならずむしろ耐食性能が鍵となるので、現在のような大重量の鉄鋼压力容器は見られなくなる。また近い将来に考えられる重水炉なども大勢は巨大な压力容器を使わずにすまず圧力導管型の設計が確立されつつあるのが現状である。

このように見てくると原子力構造用鉄鋼材料の需要先として質的にも量的にも現在もつとも関心の集められている压力容器も、今後の原子力の方向から見れば2次的なものとなる可能性が強い。もちろんこのようになるのはまだ当分先のことであり、それまでに現在の型式の炉が技術的に飛躍的な改良が加えられれば、Pu熱中性子炉として将来も経済的に使える炉型式ともなれるので、改良研究は寸時も休まず続けられている。

压力容器の研究の方向としては、まず高張力で耐疲労性のよいしかも照射損傷の少ない経済的な鋼種の開発であり、次には経済的な溶接加工法の開発である。もし経済性の点から大出力の炉が要求された場合、板厚が増大して加工が困難になればより高い機械的性質を持った鋼板を採用して板厚を薄くすることで解決しなければならないし、このような板の溶接、加工は一般の鋼板のそれよりずつと困難になるだろうから新しい技術を導入して経済性をもたさねばならない。また容器が大きくなり輸送が困難になり溶接・加工を現地で行わなければならないような場合には、経済的な移動工場方式の確立ということも考えてよい問題である。

ここで付言しておかなければならないのは压力容器の最適設計ということである。原子炉は特に安全性が強調されしかも構成材料の炉中の挙動が不明確なままに設計されてきたので非常に無駄な点が多いと思われる。今後材料の性質と炉中での挙動を解明していくことによつて安全性を犠牲にすることなくもつとも有効に構成材料の機能を発揮させることが重要な課題である。このためには高い中性子照射領域での挙動を十分に把握することが特に大切なことである。ところでこのような軽水型およ

びガス型の原子炉自体、従来からの圧力容器という概念から離れていく傾向もあることに注目せねばならない。ガス型ではすでに英国で建設されつつある大容量動力炉にはコンクリート圧力容器が採用されており、20~30万kW以上のガス冷却炉ではコンクリート圧力容器の方が鋼板製のものより経済的であるという意見が決定的なように見える⁵⁻²⁾。一方軽水冷却型ではこのような完全な材質の転換ということは現在のところ考えられていないが、多層鋼板構造により厚板溶接構造容器の問題点を解決しようとしたSaxtonの実験炉の成果には注目する必要がある⁵⁻³⁾⁴⁾。

以上のように見てくると現在軽水型あるいはガス型原子炉に使用されているような圧力容器は今後解決しなければならない問題点が非常に多く、しかも原子力発電炉の中で確固たる地位を占めているとはいえない状態である。しかしだからといって研究開発をおこたつてはならないと思う。このようなあいまいさは何も圧力容器だけの問題ではなく、まだ若い。そしてこれからの成長を期待される原子力産業に共通の問題であるから。

文 献

- 2-1) K. F. SMITH: Interpretive Report on Operating Conditions for Nuclear Pressure Vessels, Welding Research Council Bulletin Series No. 66, Jan., 1961
- 2) P. E. BROWN: Carbon Steel Application in Pressurized Water Reactors, Bettis Technical Review, 1, No. 3, Aug., 1957
- 3) G. FRIEDLANDER & J. W. KENNEDY: Nuclear and Radiochemistry, John Wiley, New York, 1955
- 4) R. G. BERGGREN: Critical Factors in the Interpretation of Radiation Effects on the Properties of Metals, Nuclear Congress Preprint Paper No. 42, 1962
- 5) D. L. McDONALD et alii: Contribution of Slow Neutrons to Reactor Damage in Metals, Bull. Am. Phys. Soc., 7, 171, 1962
- 6) L. F. PORTER: Radiation Effects in Steel, ASTM STP No. 276, 1960
- 7) A. H. COTTRELL: Theory of Brittle Fracture in Steel and Its Application to Radiation Embrittlement, Conference on Brittle Fracture, Culcheth Lab., Eng., Nov. 1, 1957
- 8) J. R. HAWTHORNE: Studies of Radiation Effects and Recovery of Notch Ductility of Pressure Vessel Steels, Steels for Reactor Pressure Circuit, Special Report No. 69, I. & S. Institute, London, 1961
- 9) R. G. BERGGREN: Neutron Irradiation Effects in Steel, Ibid.
- 10) J. C. WILSON et al.: USAEC Report ORNL-2614, Aug., 1958
- 11) L. P. TRUDEAU: Effect of Neutron Irradiation on Mechanical Properties of Ferritic Steels and Irons, Second UN International Conf., 15/p/190, Canada, 1958
- 12) R. G. BERGGREN et al.: Recent Data on the Effect of Neutron Irradiation on Structural Metals and Alloys, ORNL-CF-56-11-1, Jan. 1957
- 13) W. E. COOPER: Proposed Structural Design Basis for Nuclear Reactor Pressure Vessel, Problem in Nuclear Engineering, 1, Pergamon Press, 1957
- 3-1) ASME: ASME Boiler and Pressure Vessel Code, 1962
 - 2) Mechanical Engineering: 78, 969 & 1169, 1956
 - 3) The ORNL Gas-Cooled Reactor, AEC Report ORNL-2500 Part 2, 1958
 - 4) R. D. STOUT & J. H. GROSS: Properties and Weldability of High-Strength Pressure Vessel Steel in Heavy Sections, Welding J., 36, No. 3, 157s, 1957
- 4-1) A. L. MEDIN: Steels for Nuclear Power Reactors, Metal Progress, March 1963, p. 109
 - 2) M. A. CORDOVI & C. R. JOHNSON: ASTM Standards and Recommended Practices for Metallic Components of Water-Cooled Nuclear Power Reactors, Nuclear Congress Preprint Paper No. 96, 1962
 - 3) L. R. WEISSERT & D. K. DAVIES: Commercial Implications of Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Design, Fabrication and Operation, Nuclear Congress Preprint Paper No. 65, 1962
 - 4) R. J. CREAGAN & A. R. JONES: How Far Can We Go With PWRs?, Nucleonics, 21, No. 6, 1963
 - 5) D. W. McLAUGHLIN: Neutron Embrittle Reactor Vessels of Carbon Steel, Nucleonics, 21, No. 2, 1963
 - 6) L. E. STEELE & J. R. HAWTHORNE: Surveillance of Critical Reactor Components to Assess Radiation Damage, Nuclear Congress Preprint Paper No. 67, 1962
- 5-1) R. M. KIEHN: The Role of Plutonium in Nuclear Power, The Metal Plutonium edited by Coffinberry & Miner, Univ. of Chicago Press, 1961
 - 2) D. R. BERRIDGE: The British Nuclear Power Programme, Anglo-Japanese Nuclear Power Symposium Paper No. 4, 1963
 - 3) L. R. KATZ: Multi-Layer Construction for the Saxton Reactor Vessel. WCAP-1391, 1960
 - 4) L. R. KATZ: Supplementary Technical Information on the Saxton Reactor Vessel, WCAP-1620, 1960