

技術資料

最近の原子炉材料の進歩*

—主として構造用鉄鋼材料について—

中 村 素**

Development of Modern Nuclear Reactor Materials with Special Reference to Structural Iron and Steel Materials

Hajime Nakamura

I. 結 言

動力用原子炉を設計製作しようとする場合、これを構成する各種材料の選択の方針は、他の一般機械の場合と同様にそれを構成する各要素の性能および作動に対して必要にして、かつ充分な諸性質を考慮して、これに最も適合する材料を選ばねばならないことは当然のことである。

いま原子力発電所を建設する場合、その構成材料について考えてみるに、主として炉の構造部である骨組、冷却系統および制御機構などを構成している構造材料については一般の機械設備とまったく同様な技術的考慮を払う必要があるのみならず、これ以外の原子炉特有の特性を加味してその材料を選択しないと重大な問題が生ずる恐れがある。すなわち危険な放射能を防御する遮蔽材料、原子炉の出力レベルを調節する制御棒材料、炉心外部に逃げる熱中性子を炉心に戻す反射体材料、原子核燃料の核分裂によつて生じた高速中性子を減速して熱中性子にする減速材料、原子炉に発生した熱をとり出す作用をする冷却材料、過剰の中性子を吸収して新たに核燃料をつくる材料、連鎖反応を持続させる核燃料、およびその他の補助材料の問題などの原子力特有の性質を併せて考慮しなければ非常に危険であるのみならず、原子炉の十分な作動が期待できないのである。

これら原子炉特有の性質のうち、原子炉材料選択上最

も重要な特性は熱中性子吸収特性である。これについて考慮しなければならない特性は熱移動性、放射線に対する感受性、照射損傷特性、化学処理上での難易性、使用温度での安定性、熱伝導性、使用状態における機械的諸性質の安定性、加工の難易性、利用度および価格などである。

本稿では最初に諸材料の原子力特有の諸特性、諸現象と材料選択上の諸問題、原子炉の作動上からみた他の炉との比較、現用各種原子炉の種類と使用材料の大略などをのべ、ついで主として鉄鋼構造材料、制御材料などについてのべる。

なお本稿は筆者が1957年秋、米国で開催された第2回世界冶金会議、および第2回米国原子力産業会議、その他の見学会などに出席した際見聞したことを主体としてのでべる。

II. 原子力特有の諸特性

原子炉用材料は多少とも原子力の作用を受けて今までわれわれがまったく経験しなかつたような特性が現われるものである。以下これら材料におよぼす原子力の作用について簡単にのべる。

1. 中性子吸収特性

* 昭和33年11月本協会原子力研究委員会で講演

** 石川島重工業株式会社技術研究所、工学博士

中性子吸収特性は元素の特性であつて、その元素の原子核に作用する中性子のエネルギーによつて変化するのである。この特性は中性子吸収断面積という言葉で表現しており、入射中性子が原子核に衝突し、吸収される確率の尺度で表わしている。この吸収断面積の表示はバーンで表わしている。

この中性子吸収特性は熱中性子の場合には各元素によつて特別の値を有するものであつて、中速および高速中性子の場合にはあまり差はないものである。

一般に原子炉ではその連鎖反応を維持させるために、中性子を保存したり、あるいは新しい核燃料を作るために、その反応を持続し、かつ必要な核分裂物質の最低量を維持するようにするために低吸収断面積のものを必要とし、また反対に生成した中性子の一部を吸収して原子炉の出力レベルを一定にするために大きな中性子吸収断面積のものも必要である。

第 1 表 各種材料の中性子吸収断面積の高、中、低位による分類表

	セラミックス	溶解点 °C	金 属	溶解点 °C
高 位 (10バーン以上)	CdO HfO ₂ —	2,300 2,810 —	Cd B Hf W	321 2,300 1,700 3,410
中 位 (1~9バーン以上)	TiO ₂ — Cr ₂ O ₃ —	1,830 — 2,275 —	Ti Ni Cr Mo Fe	1,800 1,452 1,615 2,620 1,535
低 位 (1バーン迄)	Al ₂ O ₃ ZrO ₂ SiC MgO BeC C	2,040 2,700 2,200 2,800 2,530 —	Na Al Zr Mg Bi Be	98 659 1,900 651 271 1,350

第 1 表は各種金属および非金属材料の吸収断面積の高位のもの（10バーン以上）中位のもの（1~9バーン）および低位のもの（1バーン以下）に大略分類して示したものである。

2. 照射損傷特性

すべての材料は中性子の照射をうけるとその物理的性質が変化するものである。このことは原子炉を製作する場合に特に重大な関係がある。中性子照射によつて金属材料の物理的特質が変化する程度は、その原子番号、溶解点および結晶構造などによつて異なるが、一般に電気抵抗、抗張力、降伏点、硬さなどは増加し、靱性は低下し延性遷移温度は上昇する。そしてこの影響は焼鈍されているものより、冷間加工を受けている材料の方が少ない

のである。

このような物理的性質の変化の理由については今までいろいろと説明がされているが、要するに中性子または核分裂生成物の粒子が金属結晶内に打ち込まれると、その粒子が多くの金属原子と衝突してこれをはねとばすために、金属内に多くの格子欠陥を生ずるものであり、簡単な場合でも原子空孔や格子間原子が作られることによるためである。なおさらに複雑な場合には G-Pゾーンができたり、転位を生じたり、また瞬間的に局部的溶融および凝固現象を生じ、その結果として複雑な格子欠陥を形成するためによるものと考えられている。

材料に対する照射の影響はもちろん照射される中性子の数、エネルギーによつて異なるものであつて、一般に諸性質の変化は単位面積当り照射された総中性子数（中性子密度×時間）いかんによるものである。

この他、プラスチックのような有機物は金属材料よりとくにはなほだしい照射損傷をうけるものであり、例えば有機物質である潤滑剤や液体などはなほだしく影響を受けるので、一般に原子炉には主として無機物質が使用される。

第 2 表には参考のため、各種材料の照射損傷がどの位の総中性子量から起るものかを示したものである。

3. 放射特性

多くの材料は中性子を吸収すると危険な放射能を帯びるものである。したがつて中性子に長時間露出された材料はその保守、補修などが危険となることがある。

よつて原子炉用材料としては中性子の捕獲によつて放射能を帯びないようなものとか、あるいは帯びても短時間でそれが減衰するようなものを選ばねばならない。

中性子照射によつて危険な放射能を帯びる元素は、例えば C, Cr, Mn, Co, Cu, Ta, Zn, W などである。これらの元素は原子炉用材料として純粋の形で使用されることはほとんどないが、合金元素としてまたは不純物として各種材料中に多少含まれているものであるからとくに注意を要するものである。

4. 耐食性

原子炉用材料は水または液体金属などの冷却体と接触するから機械的摩擦や化学的腐食を受ける傾向があり、また異種金属を接合して使用する場合には電気化学的腐食も生ずることがある。液体金属を循環して冷却する方式の炉では流体の温度差による質量移動腐食がある。一方不活性ガスを冷却体に使用した場合には化学的腐食はあまり問題にならないが、固体粒子が混入していると機械的摩擦が生ずるものであり、空気冷却の場合には酸化

第2表 各種工業用諸材料の照射に対する感度

中性子束	品名	現象
10 ¹⁴	ゲルマニウム, トランジスタ	増巾機能を失う
	ガラス	着色する
10 ¹⁵	ポリテトラフルオ ールエチレン	抗張力を失う
	ポリメチルメタ アクリレートおよ びセルローズ	抗張力を失う
10 ¹⁶	水および不安定有 機液体	ガス発生
	天然およびブチ ールゴム	弾性を失う
10 ¹⁷	有機液体	最も安定のものもガスを発 生す
	ブチールゴム	大変化あり, 軟化する
10 ¹⁸	ポリエチレン	抗張力を失う
	無機物充填フェノ ーリックポリマー	抗張力を失う
10 ¹⁹	天然ゴム	大変化, 硬化する
	炭水化油	粘度を増す
10 ²⁰	金属	大部分降伏点が非常に増加 する
	炭素鋼	切欠衝撃値が減少する
10 ²¹	ポリスチレン	抗張力を失う
	セラミックス	熱伝導度密度を減少し結晶 質を失う
10 ²⁰	すべてのプラステ ックス	構造材料としては使用不可 能となる
	炭系鋼	伸値がはなはだしく減少し 降伏点が2倍になる
10 ²¹	炭素鋼	破面遷移温度が上昇する
	ステンレス鋼	降伏点が3倍になる
10 ²¹	アルミニウム	伸値は減少するが材質的に 大変化なし
	合金 ステンレス鋼	同上

(各種材に対する照射影響は広範囲の変化がある。上表はその大略を示したもので多くの場合少なくとも10%以上性質が変化する場合を示したものである)

が問題となる。

一般に核燃料要素は腐食を防止する目的でクラディングを施してある。このクラディングにはいろいろの金属, 合金が使用されている。例えば200°C程度の温度まではAlおよびAl合金が, 540°CまではZrおよびZr合金またはそれ以上650°C位まではステンレス鋼が使用されており, それ以上の温度では例えばMo合金などが使用されようとしている。しかし, 耐食性は重要であるが, 前述の中性子吸収断面積特性を考慮しなければならない。

なお, 腐食は照射下では促進される傾向にあるから, 特に原子炉用材料についてはこの点に注意をしなければならない。

III. 原子炉特有の現象と材料選択上の諸問題

1. 作動上からみた動力用原子炉と他の動力

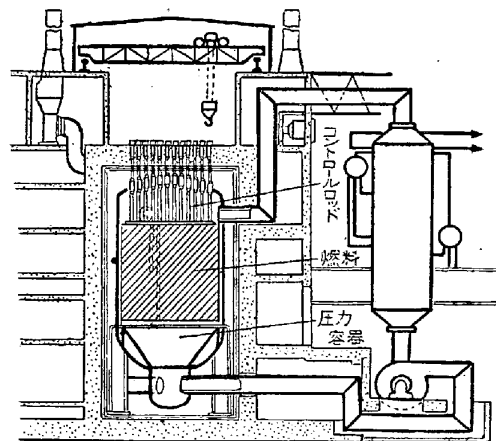
発生炉(ボイラなど)との比較

作動上から原子炉と他の動力発生炉例えばボイラと比較してみるとつぎのような差異がある。

1) 原子炉そのものは発生した熱を適正な割合で取出す一種の炉あるいはボイラと考えられる。

2) 原子核燃料要素は熱を内部に発生するものでありボイラのように化学反応によつて生じた焔などによつて外部から加熱されるものとは異なる。したがつて原子炉はもし燃料要素の腐食とかその材料の機械的性質が温度に影響されないものと仮定すれば, その出力はその燃料要素と冷却体との接触面の熱伝達と熱膨脹のみの制限を受けるものである。

3) 原子炉が他の動力発生炉と異なる点は猛烈な照射が存在することである。この作用が材料の種々の物理的, 機械的, および化学的性質にいちじるしい影響を与える。

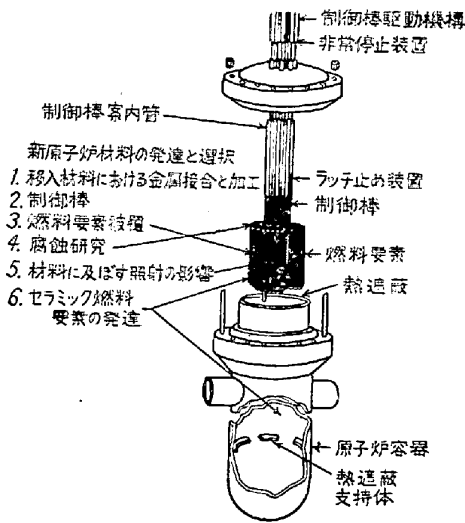


第1図 コルダールホール型原子炉略図

4) 原子炉では核分裂に必要な熱中性子を有効に保持しなければならない。このためには適切な材料を選択しなければならない。前述したように材料には熱中性子を吸収するものと吸収の少ないものがある。原子炉構成材料の理想としては吸収断面積の零のものと非常に大きなものが望ましいわけである。しかしこのようなものは現実に存在しないのである。

この特性は原子炉を設計する場合の材料選択に当つて特に考慮すべき最も重要なもので, これが原子炉の経済に影響するところが大きい。したがつて實際上この制限内で実在の材料を選択しなければならない。

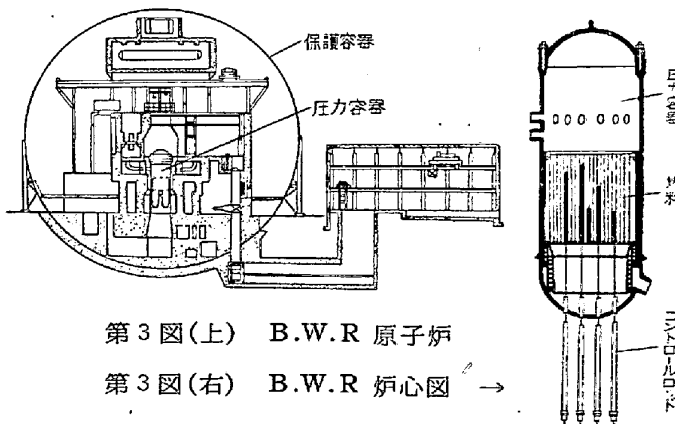
5) 高速および中速中性子炉の場合には中性子吸収特性はあまり問題にならない。なんとすれば高速中性子に対してはいかなる材料も一般に低吸収断面積をもつからである。



第 2 図 P.W.R 炉心説明図

6) この高速中性子と熱中性子の、材料に対する影響は異つていることについては未だ十分判つていないので今後の研究が必要である。

7) 原子炉はボイラと同様に冷却体によつて熱を外部にとり出すものであるから、もし系統が腐蝕などによつて侵されたと仮定すると、その腐蝕生成物の粒子は各系統の機器へ移動するが、これら粒子は一般に放射能を帯びているから、冷却系統の機器の保守は非常に面倒なことになる。したがつて自動的にこれら放射能を帯びた粒子を除去するようになるとか、あるいは放射能の減衰するまで待たなければならない。この保守の点からも耐蝕性は非常に重要である



第 3 図(上) B.W.R 原子炉

第 3 図(右) B.W.R 炉心図

8) 原子炉では放射能をもつた冷却体が炉系の外部に漏洩することは非常に危険なことであるから、とくに嚴重に絶対に漏洩しないようにしなければならない。このためには漏洩に影響する振動、熱応力および照射の影響を考えなければならないし、また接続部などは高度の気密性を必要とする。また使用する材料についてはとくに漏れの原因となるような欠陥の存在しないよう、嚴重な

検査を施す必要がある。

2. 原子炉の設計製作上からみた材料上の諸問題

(1) 一般構造物としての諸性質

原子炉用材料としてはもちろん一般構造材料として必要な性質である適正な機械的強度を有するものでなければならない。すなわち操業中に生ずる各種応力に十分耐えるだけの機械的強度が必要である。かつまたその材料が破壊しないためには十分な靱性も必要であり、高温で操業中に寸法的に問題とならない程度の変形を保つクリープ強さを持たなくてはならない。

また適正な耐食性を有し、かつ熱伝導度の高いことも望ましい。また材料の各方向に諸性質の一定のものが望ましいのである。衝撃値はとくに重要で、この値は压力容器材料の場合には静的な機械的性質より重要なものである。これは压力容器には三軸応力として内部応力、フープ応力、軸方向応力などが作用するから、もし断面の急激な変化があるとか、溶接部に小欠陥などが存在して偶発的応力の上昇部となる場合には、この値が低いと破壊が進行して危険なためである。

(2) 原子炉用材料としての諸性質

まず第一に考慮すべきことは中性子吸収特性であり、中性子経済および連鎖反応の持続に必要である。また、中性子照射を受ける場合には元素の放射化と照射損傷が問題とされる。放射化は前述の通り機器の保守、補修を困難にし、また遮蔽材料を多く使用することになる。また一方出力レベルの調節用には中性子吸収の多い材料を使用し、減速、反射材としては中性子吸収が少なく、低原子番号の元素を使用しなければならない。

一方、原子炉を高エネルギーで操業するためにはできるだけ高温操業が望ましいので、材料としてはできるだけ高温で安定のもので、かつ不均一な熱応力が発生してもこれに十分耐えるだけの機械的性質を有するものでなければならない。このような高エネルギー操業の場合には当然中性子束を大にしなければならないから、したがつて照射損傷もはなはだしくなってくるので、この影響の少ないものを選択して使用しなければならないわけである。

また核燃料も高価なものであるから、これを回収して使用することが原子炉の経済に大きな影響をもつので、回収に当つて化学処理が容易でかつ経済的におこなえる材料を選択しなければならない。

IV. 原子炉用の構造用鉄鋼材料

熱中性子原子炉の炉心を構成する各種構成物、すなわ

第3表 現用原子炉に使用されている主材料

原 子 炉	形式	燃 料	燃料の形	被 覆 材	減 速 材 反 射 材	冷 却 材	遮 蔽 材
過去および現在操業中 Apsi, Russia(30MW)	T	U合金 5%濃縮	中空管	ステンレス 鋼	黒鉛	水	水および コンクリート
Borax 1.2.3 Arco. Idaho (Argonne National Lab)	T	90%濃縮	板	アルミ ニウム	水	水	コンクリート
Experimental Breeder Rea- ctor (EBR) Arco. Idaho (Argonne National Lab)	F.B.U	90%濃縮 Natural U	棒	ステンレス 鋼	黒鉛	NaK	鉄および コンクリート
進歩した設計 Pressurized Water Reactor (PWR) Shippingport. Pa (60MW Electricity) (Westinghouse Duguesne)	T	濃縮U-Zr Natural UO ₂	板 ペレット	Zircaloy -2	水	水	コンクリート 堤
Calder Hall, Comberland England	T	Natural U	棒	—	黒鉛	CO ₂	コンクリート
Dounreay, Scotland	F.B.	PU. Natural U	指定無し	指定無し	—	Na or Nak	コンクリート
Homogeneous Reactor Test (H.R.T) Oak Ridge, Tenn.	F.B.	UO ₂ -SO ₄ 重水90% 濃縮U	—	—	重水	重水	Barytes gravel 水, コンクリ ート
Sodium Reactor Experiment (S.R.E) Santa Susana, Calif. (North American Aviation Co.)	T	28%濃縮	棒	ステンレス 鋼	Zr Canned 黒鉛	Na	コンクリート
Dualcycle Boiling Water Reactor (D.B.W.R) Dresden (180,000kW) (General Electric)	T	UO ₂ 1.4% 濃縮	ペレット	Zircaloy -2	水	水	水 コンクリート

ち燃料要素、減速材などの支持物、容器、ダクト、パイプ、バルブ類、調節用スリーブおよびその機構、パッフル板、ヘッダーチャンバーなどには種々の構造材料が使用されている。

これら構造材料としては一般に適正な物理的、化学的および核的の諸性質が要求されるので、原子炉用構造材料は他の機械器具用材料よりその選択範囲ははなはだしく狭くなってくる。

現用されている主な構造材料は Al, Zr, Be およびその合金、普通鋼、合金鋼、ステンレス鋼、Ni 合金などであつて、とくに高温強度を必要とする場合にはセラミックスなども使用されている。

この原子炉用構造材料としては、広い意味では構造物の荷重を支えている材料であるから、燃料、減速材、遮蔽材なども含まれるわけであるが、本論では主として構成に役立つ材料だけについてのべる。

この構成材料として、とくに考慮しなければならない事項は照射の問題である。なんとすれば、この照射が構造材料の機械的性質に大きな影響をおよぼすからであり、また構造材料は非常に長期間使用することになるからである。この照射損傷の程度は原子炉の寿命—利用率—を決定する大きな函数であり、原子動力のコストに影響す

るところもきわめて大きいのである。

1. 炭素鋼および低合金鋼

炭素鋼および低合金鋼は中性子吸収断面積はやや大きい、価格、機械的性質などが良好なために原子炉の構造材料として使用されている。

炭素鋼および低合金鋼について問題となる点は、主として中性子照射による機械的性質の変化の点であり、一般にこれらの材料は照射により硬化するのである。すなわち抗張力、降伏点、硬さは増加し、伸びおよび織りは減少する。

現在原子炉に使用されている各種炭素鋼および合金鋼に対する中性子照射による機械的性質の変化についてはつぎのような点がわかっている。

第4表 ASTM A201 鋼の非照射、照射および焼鈍による硬度値の変化

速中性子フラックス (nvt)	処 理	硬 度 HrC	硬度の 変 化
処理せず	—	43.0	0
9.9×10 ¹⁹	照射のまま	61.9	+18.9
9.9×10 ¹⁹	600° F 1 h 焼鈍	55.1	+12.1
2.5×10 ²⁰	照射のまま	62.9	+19.9
2.5×10 ²⁰	600° F 1 h 焼鈍	57.8	+14.8
4.3×10 ²⁰	照射のまま	64.5	+21.5
4.3×10 ²⁰	600° F 1 h 焼鈍	51.1	+ 8.1

1) ASTM-A201鋼

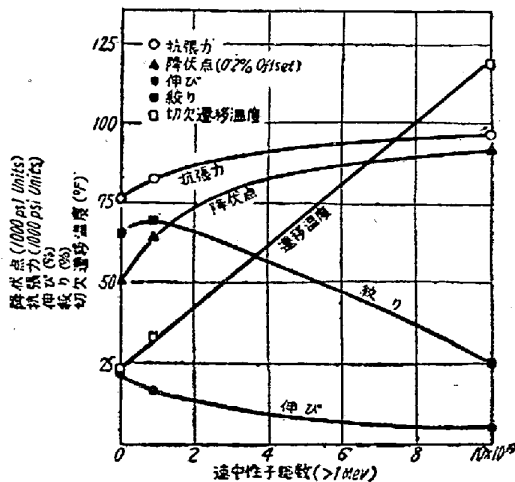
溶接用ボイラ缶胴および压力容器などに使用されている鋼であるが、 $10^{19} \sim 10^{20}$ nvt の中性子照射によつて第4表に示される通り、硬さを増しており、 600°F で焼鈍したものは、ごく僅かではあるが回復していることがわかる。

また 9.9×10^{19} nvt, 2.5×10^{20} nvt および 4.3×10^{20} nvt の照射下で、常温から 600°C までの温度での曲げ試験による平均吸収エネルギー測定値は第5表の通りであり温度の高いほど照射の影響は少ないことがわかる。

2) ASTM-A212 鋼

現在高温高压ボイラ缶胴および压力容器などに使用されているこの鋼に対する中性子照射の影響は第4図に示第5表 高温で照射した ASTM A201 鋼の曲げ試験結果

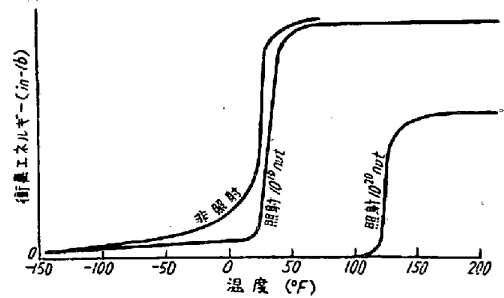
速中性子フラックス (nvt) (計算値)	試験温度 ($^{\circ}\text{F}$)	平均エネルギー吸収値 (in-lb)
9.9×10^{19}	R.T	1.9
	200	4.5
	300	4.3
	400	5.6
	500	—
	600	>11.9
	600/1h/R.T	15.6
2.5×10^{20}	R.T	3.2
	200	4.3
	400	6.8
	600	9.4
	600/1h/R.T	13.4
4.3×10^{20}	R.T	1.8
	200	3.1
	400	5.0
	600	8.3
	600/1h/R.T	14.0
	600/1h/600	10.3



第4図 A-212Bボイラ鋼板の機械的性質に対する中性子照射の影響

第6表 ASTM A-212 Grade B 鋼の炭素珪素鋼の機械的性質に対する照射の影響

照射条件	降伏点	抗張力	絞り 均一伸	
	psi	psi	%	%
照射せず	50,000	75,000	64	22
140°F 10^{19} nvt 照射	65,000	81,000	68	18
570°F 10^{19} nvt 照射	57,000	84,000	57	12
175°F 10^{20} nvt 照射	94,000	97,000	26	5



第5図 焼準 ASTM A-212 Grade B の衝撃特性に対する照射の影響

す通りであり、遷移温度がいちじるしく変化していることが注目される。このことはまた第5図にもよく示され、照射の影響は $10^{19} \sim 10^{20}$ nvt になるといちじるしいことがわかる。

また照射温度の影響は第6表に示す通りであり、 140°F から 570°F までの範囲ではいずれも抗張力、降伏点は増加し、伸び、絞りの減少すること、それらの変化率は中性子照射の少ないほど、および照射温度の高いほど小さいことがわかる。

第7表 ASTM A 302 B 鋼の各温度で 10^{19} nvt 照射した場合の抗張力、降伏点、伸、絞り 硬度変化

抗張力 (psi)	降伏点 0.2% オフセット (psi)	伸 (%)	絞り (%)	硬度の変化 (HRC)
91,200	66,400	25.7	62.5	—
500 $^{\circ}\text{F}$ に 20 日 照射				
91,500	65,000	26.1	60.7	—
700 $^{\circ}\text{F}$ に 20 日 照射				
89,800	74,200	26.8	61.1	—
3.7×10^{18} nvt で 500 $^{\circ}\text{F}$ で照射				
95,300	72,100	24.3	59.6	+0.3
3.1×10^{18} nvt で 700 $^{\circ}\text{F}$ で照射				
92,600	69,500	25.5	60.6	+0.5

第8表 照射の遷移温度

照射条件	20 ft-lb 遷移温度
機械加工, 焼準, 焼戻、	+22
500°F に 20日 照射	+46
500°F で 照射	+32
700°F で 20日 照射	+22
700°F で 照射	+32

3) ASTM-A302 鋼

この鋼は最近米国で動力用原子炉の圧力容器に使用されているが、 10^{19} nvt の照射では第7表, 第8表に示すように諸性質の変化は少ないことが判っている。なお第8表の照射条件は第7表の条件と同一である。

4) T-1 鋼

この焼入, 焼戻処理をした高張力鋼であるこのT-1鋼およびその溶接に使用されている溶接棒 E-12016 による全溶着金属の照射による諸機械的性質の変化についてはアルゴンヌ研究所の実験によればつぎののべる通りであり、T-1 鋼は中性子照射に対してよくないことが知られている。

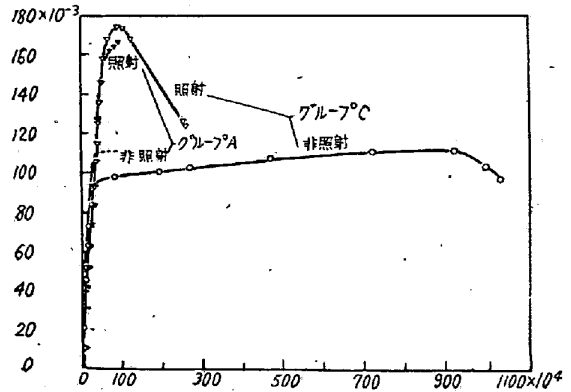
第9表 T-1鋼の化学成分と抗張力

化 学 成 分										
C	Mn	P	S	Si	Ni	Cr	Mo	V	Cu	B
0.10	0.60	0.035	0.040	0.15	0.70	0.40	0.40	0.03	0.15	0.002
{	{	{	{	{	{	{	{	{	{	{
0.20	1.00	(max)	(max)	0.35	1.00	0.80	0.60	0.70	0.50	0.006
抗 張 性 質										
抗張力 psi (mn)		105,000~135,000								
降伏点 psi (mn)		90,000								
伸 (2") %		17								

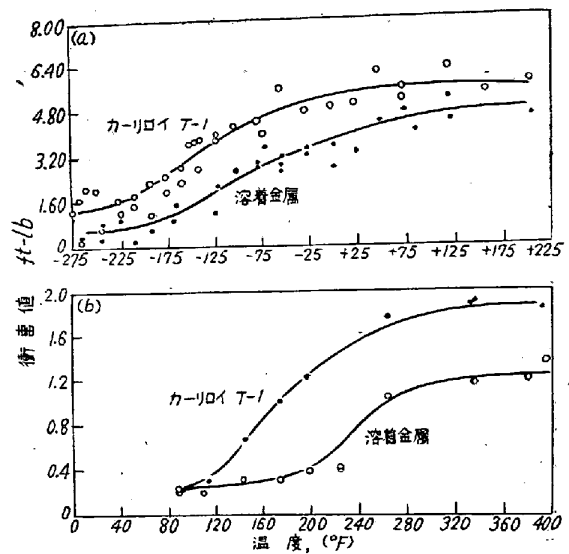
第9表はこの T-1 鋼の常温における機械的性質および化学成分を示したものであり、第6図は照射による T-1 鋼の抗張力変化を示したもので、照射条件は 73.2×10^{20} nvt (80°F) である。第7図は T-1 鋼の圧延方向と、E12016 溶接棒溶着金属の衝撃値の温度による変化を示したものである。これらの実験結果などから T-1 鋼は照射によつてつぎのように変化している。

- 1 抗張力は 55% 増加している。
- 2 降伏点は 80% 増加している。
- 3 紋りは 43% 減少している。
- 3 硬さはロックウェル D で 8 増加している。
- 5 破面遷移温度はいちじるしく増加している。
- 6 衝撃値は破面遷移温度で 1/3 位になつている。

T-1鋼の場合にも顕微鏡的に変化が認められるが、冷



第6図 T-1鋼の抗張力におよぼす照射の影響



第7図 T-1 鋼(圧延方向)と E12016 溶接棒全溶着金属の温度による衝撃値の変化

間加工を施したものと根本的に異り、 B^{10} の中性子吸収による Li と He への変換によるものである。したがつて T-1 鋼は細粒鋼であるが、中性子照射に対してあまりよくないことがわかる。

以上の3種の鋼の照射の影響を見ると炭素鋼である ASTM-A201, A212 では $10^{19} \sim 10^{20}$ nvt の照射で機械的性質は ASTM 規格に合格しなくなり、A302 の Mn-Mo 鋼ではこの変化は少ないようである。

もちろん圧力容器など中性子照射を受ける部分は熱遮蔽を設けて中性子照射量が多くならないようにしているが、上述の理由および抗張力が高いため板厚が小さくてよいこと、したがつて熱応力にも好都合のために現在はこの合金鋼が動力用原子炉の圧力容器に用いられている。もちろん照射の影響は化学成分、とくに P, S の少ないものは影響が少ないし、熱処理、製鋼法等にもよるものである。

なお高温で中性子照射を受けたもののその使用状況

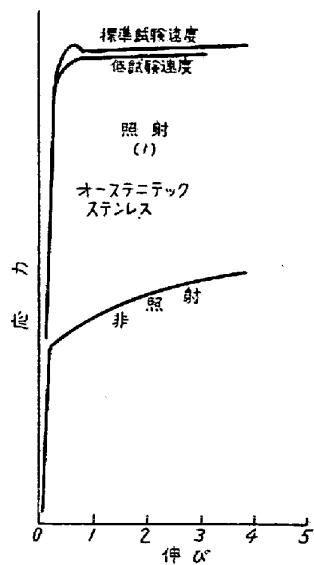
における機械的性質を測定した結果の発表は現在までのところなく、この問題は今後に残された重要な課題である。

また原子炉に使用される鋼は中性子照射によつて何れも多少放射能を帯びるものであり、ことに Co を含有するときには Co^{60} となり長期間にわたつて危険なのである。したがつて英国においては Co の含有量は 0.005% 以下に規定されている。現在迄の文献によれば鋼の原料である銑鉄が問題であり、スウェーデン銑は 0.003%、カナダ銑は 0.005%、わが国のものは 0.009~0.021% 位であり、またスクラップなどにはもちろん相当量の Co が含有されているため、実際の製品 SB46B, SB49B などには Co を 0.010~0.015% 程度含んでおり、この点今後研究を要する問題である。

2. ステンレス鋼

オーステナイト・ステンレス鋼はかなり高い吸収断面積を持つが高温強さ、耐蝕性、価格などが良好なので原子炉用構造材料として現在広く使用されている。その主な用途は燃料のクラッド用（濃縮ウラン用）、燃料の稀釈用、熱交換器、管、容器などで多くの機器に使用されている。この材料はその選定および熱処理を誤ると粒間腐蝕、応力腐蝕などの現象を生じてステンレス鋼としての役目を果さなくなるから注意を要するし、またステンレス鋼は熱伝導が悪いため、熱応力が大となる傾向があるから注意を要する。溶接その他の加工後、熱処理を施すことができないようなところには安定化処理を施したものを使用しなければならない。

ステンレス鋼も中性子照射を受けるとその機械的性質が変化するので、これについて多くの論文が発表されている。一般に降伏点は増加し、抗張力はやや増加、伸び、絞り、紋りは相当減少する。第8図は代表的ステンレス鋼の非照射、照射したものの抗張試験における応力-歪曲線を示したものであり、歪速度の高いとき降伏点の増加することがわかる。



第8図 ステンレス鋼の応力歪曲線

第10, 11表に種々のステンレス鋼の 2.5×10^{20} nvt 照射を受けた場合の抗張力、降伏点、硬さなどの増加率お

第10表 各種ステンレス鋼の 2.5×10^{20} nvt 照射による機械的性質の変化率

材 料	抗張力	降伏点	伸	微小硬度
(1) 1100°C から焼入	+29	+192	-48	+53
(2) 850°C 安定化	+10	+116	-45	+66
(3) 1100°C から焼入	+1.5	+148	-26	+66
(4) 1100°C から焼入	+21.0	+96	-36.5	+80

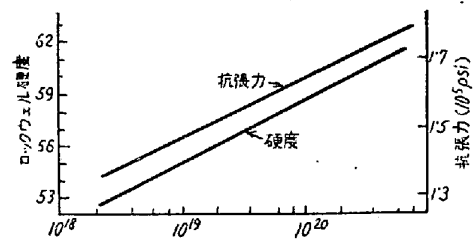
(注) (1)および(2)…18Cr, 9Ni, 0.6Ti, 0.1C
 (3)……………18Cr, 9Ni, 0.06C
 (4)……………20Cr, 14Ni, 2.5Si

第11表 各種ステンレス鋼の照射後の硬度変化

鋼 の 種 類	微 小 硬 度		
	前	後	変化
(1) 15Cr, 14Ni, 2Nb	151	289	138
(2) 25Cr, 11Ni, 2Nb	237	367	130
(3) 25Cr, 6Al	211	319	108
(4) 40Cr, 10Al	237	360	123
(5) 40Cr, 10Al	269	340	71
(6) 18Cr, 10Ni, 2Mo	122	300	178
(7) 18Cr, 12Ni, 1.5Nb	150	300	150
(8) 18Cr, 12Ni, 2Co, 1.5Nb	160	320	160
(9) 28Cr	177	300	123
(10) 18Cr, 6Ti, 0.06C	159	277	118
(11) 18Cr, 9Ni, 6Ti	223	280	157
(12) 12Cr	293	411	118

よび伸びの低下率を示したまた。

また 347 ステンレス鋼は中性子照射によつてフェライト量も増加する傾向があり、抗張力、硬さも増加する。これを第9図に示したが、抗張力、硬さと中性子総数とはセミログで直線的関係をもつことがわかる。



第9図 Type-347 ステンレス鋼の照射による抗張力硬度の変化

ステンレス鋼は照射によつて電気抵抗、密度を変化しないが、衝撃値ははなはだしく変化する。

現在ステンレス鋼が照射を受けた場合つぎのような諸点がわかつていないので、今後の研究がまたれる。

- 1 照射温度と損傷の程度
- 2 常温で決定した諸性質の使用温度での変化の程度
- 3 フェライト生成量の程度
- 4 化学成分の影響

なお上述のごとくステンレス鋼は照射を受けると伸び値がいちじるしく減少し、照射を受けたものはASMEボイラ規格に合格しなくなるのである。

またステンレス鋼に多くNiが含まれるが、このNi中には多少のCoが含有されているのでステンレス鋼にCoが混入することになり放射化の危険がある。現在知られている各国の代表的ステンレス鋼中に含まれているCoは

米国製	0.066%
ドイツ製	0.078%
日本製	0.134~0.150%

であり、したがって現在製造されているステンレス鋼は中性子照射によつてかなり放射化することは避けられない。米国においては18/8照中のCo量を

一般原子炉用	Co < 0.2%
原子炉炉心用	Co < 0.02%

と規定しているが、このためには原料である鋼、Ni中のCoの含有量を少なくすることが必要である。

V. 動力用原子炉の圧力容器および保護容器に関する諸問題

動力用原子炉に使用される圧力容器や保護容器は長期間にわたつて安全に使用できるよう設計製作されねばならない。この動力用原子炉には種々の形式のものがあるがいずれの形式の原子炉でもその容器は共通な作用を受けている。すなわちいずれの圧力容器も前述したとおり構造物の内部で熱を発生すること中性子照射を受けていることは共通である。したがつてその構造材料は熱的衝撃や繰返し応力を受けるとともに、機械的性質は劣化する傾向がある。同時に水冷却炉では照射によつて水が分解して発生した酸素、水素による材料の脆化、水による腐蝕作用を受けているのであり、このような特異な現象は外部から加熱を受けるボイラなどにはないことである。

いま仮にこのような作用を受けている圧力容器の一部に亀裂を生じたとするとその部分から内部の放射性を帯びた液体または気体が放出し、そのため非常に危険な状態になるばかりでなく、その補償も非常に面倒なことになるわけである。したがつて原子炉用圧力容器の場合はボイラドラムの場合以上に、漏洩事故は絶対に許容できないわけである。また原子炉の場合には核分裂の異状による暴走とか、あるいはこれに併つて発生する爆発などの事故が発生する恐れがあるから、これらの事故に対しても十分安全であるような圧力容器を設計製作しなければ

ならない。もし仮りにこのような暴走事故を生ずると有害な放射性物質が外部に飛散して非常に危険であるから、これを防御するための保護容器—格納容器—あるいは耐気密性の建物が必要となる。この保護容器としては前述の事故によつて生ずる爆発圧力に耐え、かつ爆発によつて生ずる弾丸のような速度で飛散する破片に対し十分耐えられるものでなければならない。

以上原子炉圧力容器に起ると考えられる事故とその原因、設計上の問題点および使用材料について述べよう。

1. 予想される事故の原因と設計上の諸問題

原子炉用圧力容器の事故、すなわち冷却水の漏洩および爆発を生ずる原因にはつぎの5項目が考えられる。

- (1) 冷却体の圧力が異状に増加した場合
- (2) 繰返し加熱冷却によつて生ずる異状熱応力による場合
- (3) 地震発生による場合
- (4) 核反応が異状な場合
- (5) 化学的原因による場合

これらの事故のうち、(1)、(2)、(3)については従来からボイラ関係の技術者はいずれも熟知しており、かつこれらに対する経験を有しているが、(4)、(5)については恐らく全く経験のないものである。

(1)、(2)、(3)に原因する事故は容器の一部に局部的な亀裂を生じて、冷却体が外部に放出される程度のものであり、ボイラの場合では運転を休止して、これを補修すれば比較的経費もかからず、ふたたび操業できるものである。しかし原子炉の場合には、放射能のために補修は危険であり、かつ面倒なものとなり、相当長時間運転を休止しなければならないし、費用も多くなるわけである。そして最悪の場合には処理はまったく不可能で、その設備全体を放棄せざるを得ないこともあり得るわけである。

したがつて原子炉用圧力容器の設計に当つてはボイラの場合より一層応力集中部が少ないように肉厚変化が急激にならないよう、かつ表面が平滑な輪郭を有するようにならなければならない。

(4)、(5)による事故はいずれも爆発に類似するものであるから、その作用が非常に短時間に起りそのエネルギーも莫大である。

(4)、(5)の原因としてつぎのことが考えられる。

- 1 突然の動的荷重
制御棒の調整不能および落下の事故
- 2 熱応力
閉止用化学毒液の注入

冷却用冷水の注入

高温水のフラッシングによる閉止

放射線加熱

3 肉厚配管（6インチ以上）の柔軟性のないこと

4 容器の幾何学的配置

これら（4）、（5）の原因に対して絶対安全のように設計しなければならないことはもちろんであるが、その際には適用される規格が問題となる。

ボイラなどに一般に適用される規格として A.S.M.E. のボイラ規格があるが、まずこの規格が原子炉用压力容器の設計、製作に適用できるか否かを検討してみよう。

この A.S.M.E 規格は主として公益安全の立場から制定されているもので、その設計、施行、および検査などを規定しているものであるが、すべての目的に対する压力容器の長時間の信頼度すなわち長期間使用してもまったく安全であるとは保証していないものである。例えば压力容器が新設された場合、それが安全であるか否かは決定しているが、長期間操業中に発生する腐食、材料の劣化、疲労、衝撃的異常荷重および熱応力による疲労損傷などに対して安全であるという保証をしていない。しかしボイラの場合は、従来の経験と使用実績からまったく安全のことがわかっている。

一方原子炉の場合には、前述のような異常現象が発生するので压力容器を ASME 規格によつて設計、製作したとしてもまったく安全であるとは、実績、経験がないので断言できないのである。

したがつて原子炉用压力容器の設計に当つては前述の ASME 規格に記述されている諸事項を完全に守つてこれを実施し、設計製作することはもちろん、つぎの特異点に十分注意して事故が絶対に発生しないように設計すべきである。

1) もし压力容器に事故が発生すれば、原子力平和利用開発の速度がおくれて大きな影響がある。したがつて絶対に事故が起らないように完全な設計をしなくてはならない。

2) 原子炉容器からの冷却水の漏洩事故は重大な影響をもつので、絶対に漏洩が生じないように設計、製作をしなくてはならない。

3) 压力容器は照射損傷を受けるものであるから、ボイラの場合よりその構造材料の選定および検査は厳重におこなわねばならない。

4) このことはまた冷却水による腐食、および水分解による水素ガスによる脆化があるので、とくに注意しなくてはならない。

5) 原子炉用压力容器はボイラなどに比して構造が複雑であること、内部から加熱されること、肉厚が非常に大なことなどによつて生ずる熱応力が大であるから、設計、製作に注意を要するのである。

現在では未だ原子炉用压力容器の規格はないが、最近米国の Murphy, Soderberg および Rosenheim 氏らは全般的に ASME 規格は改正さるべきであり、原子炉用容器に対しては現行ボイラ規格より当然より厳重な規格を適用すべきであることを発表している。すなわち放射能の危険性、正常状態、サイクリング荷重、局部応力などを加味した規格を作るべきであると発表している。このような考え方は米国の海軍用原子炉についての規格に加味されて、U.S. Navy Bureau of Ship, Bettis Atomic Power Dep't. および Knoll Atomic Power Laboratory などの協同で規格を制定している。この規定は 1955 年に制定され、1957 年に改正されているが、このような規格が将来一般的に適用されてくるものと考えられる。

保護容器の設計、製作に対しては ASME の火無し压力容器規格が適切と考えられ、現在全面的に採用されている。

2. 現在動力用原子炉の压力容器に使用されている鋼材とその規格

原子炉用压力容器に使用する鋼材の選択と管理の問題は前述の通り非常に重要なことである。照射による材料の劣化に耐えかつ衝撃値が高く、遷移温度の低い材料が望ましいわけであるが、現在では原子炉用压力容器殻用鋼材として主としてボイラ用鋼板が使用され、その衝撃値は 0°C 付近で 20~30 ft-lb 程度で細粒鋼である。材料の検査はボイラ用よりとくに厳重におこなわれ、とくに内部に存在する物理的欠陥の有無には厳重な非破壊検査が高い基準で実施されている。

第 12 表は現在米国で動力用原子炉の压力容器に使用されている鋼材の規格を示したものであり、第 13 表には英米両国において現在運転または建設中の動力用原子炉の名称、出力、容器の寸法、容器の重量、鋼材の種類、板厚、クラッドなどを示したものである。

このような大型压力容器の構成メンバーとしてはこのほかにフランジ材およびボルト材が問題となる。このフランジ材としてはボルト締めのためその肉厚は容器より大きく、強度の高いもの（常温で 105,000 psi 以上）にしなければならない。このためには ASME 規格によつても、炭素鋼は使用できない。また压力容器殻と溶接しなければならないので、溶接性も問題である。したがつ

第 12 表 欧米における動力用原子炉の名称, 出力, 圧力, 温度, 容器の寸法, 重量鋼材の種類および板厚

名 称	出力 (kw)	圧 力 (psi)	温 度 (F)	容器の寸法 (inch)	容器の重量 (t)	材 質 仕 様	板 厚 寸
Shippingport (U.S.A.) (PWR)	60,000	2,500	600	内径 9'1" 高さ 31'3"	235	原材 ASTM302B クラッド AISI304L	シエル 6" ヘッド 8 ³ / ₈ " クラッド 1/4"
Yankee (US) (PWR)	134,000	2,000	522	内径 109" 高さ 31'5"	230	原材 ASTM302B クラッド AISI304L	シエル 8" 底 部 4" ヘッ ド 6 ³ / ₄ " クラッド
Dresden (USA) (DBWR)	180,000	1,000	516	内径 12'2" 高さ 41'	290	原材 ASTM302B クラッド AISI304L	シエル 5 ⁵ / ₈ " クラッド 3/8"
Calder Hall (U.K.)	42,000	100	336°C	内径 37' 高さ 70'		Towten-Al-Killed	シエル 2" クラッド ナシ
N.P.D (Canada)	20,000	950	530°C				
F.B.R (USA)	100,000	100	300°F	内径 10' 高さ 24'1"			シエル 2"
PWR (ソ 連)	5,000	100kg/cm ²	270°C	内径 150cm 高さ 170cm			

第 13 表 現在英米にて原子が用圧力容器として使用されている鋼板の仕様

ASTM No. マーク	名 用 称 途	化 学 成 分						機 械 的 諸 性 質					
		C% () は S%		Mn% () は Si%		P% () は Mo%		抗張力 lb/in ²		降伏点 psi		衝 撃 値 ft-lb	
		A 級	B 級	A 級	B 級	A 級	B 級	A 級	B 級	A 級	B 級		
A-201	自溶接せるボイラーその他加圧容器用中程度強さの C-Si 鋼板 1''および以下 1''以上2''以下 2''~4'' 4''~8'' 8''~12'' フランジ ファイアボックス トリベ分析 照合分析	最大 0.20 0.24 0.27 0.31 0.35 (0.05) (0.04)	最大 0.24 0.27 0.30 0.35 (0.05) (0.04)	最大 0.80 (0.15~0.30)	最大 0.80 (0.15~0.33)	最大 0.04 0.035	最大 0.04 0.035	55,000~65,000	60,000~72,000	30,000	32,000	伸 (%) 8'' A級 24 B級 22 25	伸 (%) 2'' A級 28 B級 25 29 26
A-212	ボイラーその他加圧容器用高強力 C-Si 鋼 1''および以下 1''以上2''以下 2''~8'' フランジ ファイアボックス トリベ分析 照合分析	最大 0.28 0.31 0.33 最大 0.05 (0.04)	最大 0.31 0.33 0.35 最大 0.04 (0.04)	最大 0.90 (0.15~0.30)	最大 0.90 (0.15~0.33)	最大 0.04 0.035	最大 0.04 0.035	65,000~77,000	70,000~85,000	35,000	38,000	伸 (%) 8'' A級 20 B級 18 21 19	伸 (%) 2'' A級 23 B級 21 24 22
A-302	ボイラーその他加圧容器用 Mn-Mo 鋼板 1''および以下 1''以上2''以下 2''~4'' トリベ分析 照合分析 フランジ ファイアボックス	最大 0.20 0.23 0.25 最大 0.05 (0.04)	最大 0.20 0.23 0.25 最大 0.05 (0.04)	0.95~1.30 0.90~1.35 (0.15~0.30)	0.15~1.50 0.10~1.55 (0.15~0.30)	(0.45~0.60) (0.41~0.64)	(0.45~0.60) (0.41~0.64)	75,000~95,000	80,000~100,000	45,000	50,000	伸 (%) 8'' A級 17 B級 16 17	伸 (%) 2'' A級 20 B級 19 21 20
ローテン	(※1) 低炭素鋼 (コール ダホール原子炉)	0.12~0.16 (0.045)		1.00~1.20		0.045 最大		26~30t/in ² (40~46.5 kg/mm ²)		25%		-10°C-35 (4: 85kg-m) -50~20 シャル ピー V ノッチ	
	(※2) 低 C-Mn-Cr- Mo-V 鋼 (イギリス)	0.15		1.30		(0.25)		35 t/in ²				プルーフ応力 at 20°C 0°C-35 27t/in ² -20°C-20 プルーフ応力 at 400°C 18t/in ²	

※ (1) 化学成分中 Al 1/2 lb/t
(2) " Cr 0.6%, V 0.07%

第14表 高温用鍛造用合金鋼 (2¹/₄Cr-1Mo 鋼) の仕様

化 学 成 分						
C	Mn	P	S	Si	Cr	Mo
0.15 (max)	0.36 0.60	0.03	0.03	0.50 (max)	1.90 2.60	0.87 1.13
機 械 的 性 質						
抗張力	mn psi	60,000				
降伏点		36,000				
伸	延と直角方向	20	14	(2')		
	直角方向	30	22	(2')		

て現在の製鋼技術上このような大型の鍛造品で質量効果が少なく、高温度 (700°F 位) で強度の高いものとしては、ASTM A369 FP22 (2¹/₄Cr-1Mo 鋼) が考えられる。この合金鋼は現在広く使用されているが、ASTM 規格は第 14 表に示す通りであり、調質後の性質は第 15 表に示した。さらにこの鋼は、比較的高い衝撃値をもち、800°F まで脆性はない。したがって十分 ASME 規格上使用できるものである。

ボルト材としては設計上、200,000 psi 以上の抗張力が望ましく、しかもボルトの直径は 4 インチ以上のものである。したがって現在ではこのように高抗張力の構造用鋼としては低合金車軸用鋼、熱間ダイス鋼があげられ

第 15 表 FP22, 2¹/₄Cr, 1Mo 鋼機械的性質

板厚 (in)	熱 処 理	抗張力 (psi)	降 伏 点 (psi)	絞 %	伸 %
6 ^{a)}	1750°F 焼準	68,000~76,000	33,000~42,000	71~75	33~35
6 ^{b)}	1250°F 焼準	79,000	48,000	75	32
12 ^{b)}	1750~1800°F 水冷 1100~1150°F 焼戻	100,000~128,000	63,000~114,000	47~67	20~22
6 ^{b)}	1225~1750°F 水冷 1100~1150°F 焼戻	119,000~122,000	103,000~106,000	68~70	19
6 ^{b)}	焼準 焼戻	79,000~81,000	54,000~57,000	66	32

a) C0.10, Mn0.52, P0.019, S0.013, Si0.34, Cr2.32, Ni0.16, Mo1.04, Cu0.018 U.S. Steel Corp.

b) C0.11, Mn0.46, P0.017, S0.016, Si0.31, Cr2.13, Ni0.11, Mo1.00, Cu0.09 Babcock & Wilcox Co.

第16表 3種のボルト鋼の 700°F でのクリープ強さ

初硬度 Rc	試 験 条 件		伸 (1インチ) %	ク リ ー プ 速 %/h	注
	時 間	応 力 psi			
Alloy—Vasco Jet 1000					
51	3651.3	200,000	—	0.00016	a
52	3601.8	175,000	—	0.000035	a
52	3530.9	150,000	—	0.000006	a
52	1505.9	125,000	—	c	b
53	1411.5	160,000	—	c	b
Alloy—Thermold J					
46	140.9	200,000	16.5	0.041	—
48	3218.7	175,000	—	0.0022	a
49	3218.9	150,000	—	0.00040	a
48	3045.0	125,000	—	0.000060	a
Alloy—Super Hy-Tuf					
45	29.8	200,000	17.5	—	—
46	909.4	175,000	20.5	0.0096	—
42	1131.7	150,000	—	0.0013	a
41	1082.5	125,000	—	0.00038	a
44	914.2	100,000	—	0.00010	a
47	865.9	75,000	—	—	a

a. 試験継続中

b. 中止, 破断せず

c. 伸値不正確

る。この鋼の代表的なものとしてつぎの3種があるが、その 13/4 インチ直径のボルト材で 700°F におけるクリープ試験結果は第 16 表に示す通りであり、使用可能のことがわかる。しかしそのボルトの締付方法も過大応力のかからぬよう注意が必要である。

- (1) Super Hy-Tuf. Crucible Steel Corp.,
(landing gear steel)
- (2) Thermold J. Universal Cyclops Steel Corp.,
(Ni を含む air hardening hot die steel)
- (3) Vasco Jet 1000. Vanadium Steel Corp.,
(Ni を含まない air hardening hot die steel)

VI. 結 論

以上のべた通り現在原子炉用圧力容器材料として最適のフェライト系およびオーステナイト系の鋼は未だ発見されていないし、また現在使用されている鋼が今後長期間使用された後に、どのようにその性質が劣化するかを予測できない状態である。

したがって米国ではアルゴンヌ国立研究所その他で材料試験用原子炉 (MTR) を使用して種々の材料について一定期間ごとに中性子照射した試験片について衝撃抵抗、高温クリープなどを測定しており、かつ長期間のも

のとしては100年後まで測定できるようにしているのである。

このような原子炉用鋼材の研究については、その研究対象は二つ考えられるようである。その一は鋼材の化学成分の問題である。例えば U.S. スチール社の T-1 鋼は、その優秀な性質のため一見したところ原子炉用鋼材として適当と考えられるが、この鋼には B が含有されているので、この B のうち B^{10} は中性子を吸収して Li^7 と He に変化するので、中性子照射後はなほだしく脆くなることが知られているのである。また W を含む鋼では W が中性子照射によつて、複雑な変換過程を通つて Re から Pt 族元素になるので、その機械的性質はいちじるしく劣化するのである。このように鋼材の合金成分の研究は重大なものであり、したがつてわが国でも材料試験炉

を設置して原子炉用材料の研究をしなくてはならないものと考えている。

また一方いかに優秀な鋼材が見出されたとしても、原子炉用としては大型のものが必要とされるので、製鋼技術が問題とされるのである。すなわち有害な非金属介在物などの欠陥の少ない、微細な結晶粒をもつた、内厚による機械的性質の変化の少ない、微細な結晶粒をもつた、肉厚による機械的性質の変化の少ない、質量効果の少ない鋼材を作る製鋼技術の研究が必要なのである。

このほかステンレス鋼の研究、腐蝕の研究、溶接の研究、加工技術の研究なども多々あるが、要するに、今後のわが国の国産動力用原子炉の発達はわが国の鉄鋼技術いかによるものと信じているしだいである。

(昭和34年3月寄稿)

日本原子力研究所東海研究所原子炉開発一覽表

原子炉名称	JRR-1 (ウォーターボイラー型)	JRR-2 (C.P-5型)	JRR-3 (国産1号炉)	JPOR (BWR型動力試験炉)
目的	基礎研究および訓練用	基礎研究および材料試験、1部はアイソトープ生産	アイソトープ生産、工学試験および材料試験	運転、保守の経験、基礎研究、開発研究、燃料その他の寿命性能試験
着工年月日	昭31.3	昭31.11	昭34.1	昭34.
完成年月日	昭32.8	昭34.	昭36.	昭37.
最大熱出力	50kW	10MW	10MW	40MW (電気出力10MW)
最大熱中性子束	$1.2 \times 10^{12} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$	$1.2 \times 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$	$2 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$	$2 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$
燃料	20%濃縮ウランの硫酸ウラニル水溶液 U-235 で 1.3 kg	20%濃縮ウランとアルミニウムの板状合金 U-235 で 4 kg	金属ウラン棒アルミニウム被覆天然ウラン 6 トン	低濃縮ウラン U-235 で約 100 kg
減速材	軽水	重水 9 トン (減速材と共通)	重水 25 トン	軽水
反射材	黒鉛 9.5 トン		黒鉛 80 トン	軽水
遮蔽	鉛および重コンクリート 1.7m	2.54cm ステンレス鋼6枚、鉛および重コンクリート	重コンクリート 2 m	軽水 鉄 コンクリート
制御	粗調整棒 3本 微調整棒 1本	粗調整棒 5本 微調整棒 1本	粗調整安全棒 12本 微調整棒 1本	16本 他に毒性溶液注入
実験孔	水平実験孔 6 垂直実験孔 4 熱中性子柱 2 気送管 1	水平実験孔 13 垂直実験孔 9 アイソトープトレイン 2 熱中性子柱 1 気送管 4	水平実験孔および照射孔 10 垂直実験孔および照射孔 38 アイソトープトレイン 2 熱中性子柱 2 気管試 2	試料片照射用のポケットを設ける予定
冷却材	軽水 1次 50l/mn 2次 20~200l/mn	1次冷却 重水 2次冷却 軽水	重水	軽水