

- p. 190
- 25) Army Packaged Power Reactor における腐食と水純度管理: *Corrosion*, 14 (1958) 9, p. 419
 - 26) 原子力工業用低コバルトステンレス鋼: *Iron Age*, Feb., 12 (1959), p. 106
 - 27) コバルトをめぐる論議: *Iron Age*, June 18, (1959) p. 102
 - 28) 鉄鋼材料の放射線損傷: *J. Metals*, (1959), p. 523
 - 29) APPR-1 の 700 時間試験における長寿命の循環放射能: *Nuclear Engineering and Science Conference*, 92, (1958)
 - 30) 原子力に対するインコネルの適応性: INCO 社内資料, (1957)
 - 31) 原子炉用オーステナイト系ステンレス鋼とインコネルのコバルト含量: INCO 社内資料, (1957)
 - 32) 原子炉内における腐食の化学的ならびに電気化学概観: *Werkstoff und Korrosion*, 9 Hf. 8/9 (1958) 493
 - 33) 原子力関係におけるステンレススチールの溶接の発展: TID-8013, (1956)
 - 34) 鉄鋼に対する中性子照射の影響についての研究計画: AERE-M/M219, (1958)
 - 35) ステンレス鋼中にウラニウム窒化物を分散させた燃料要素の発展: BMI-1365, (1959)
 - 36) 原子炉用鋼: *Nuclear Science and Engineering*, 7, (1960) 21
 - 37) ガス冷却炉燃料要素のクラッド材料の研究: *Symposium on Fuel Element Fabrication, with Special Emphasis on Cladding Materials, Vienna, FE/42* (1960)
 - 38) カナダの試験原子炉のための圧力容器の溶接: *Metal Progress*, (1960), p. 96
 - 39) 高温水の下におけるジルコニウム炭素鋼およびステンレス鋼の腐食: HW-56995 (1959)
 - 40) サバンナ号の圧力容器に用いられた A212-B 鋼の NDT の決定: ORNL-CF-59-7-143 (1959)
 - 41) *Reactor Core Materials* 1 (1959) 2, p. 25, 33; 1 (1959) 3, p. 32, 42; 1 (1959) 4, p. 18
 - 42) *Reactor Core Materials*: 2 (1960) 1, p. 26; 2 (1960) 2, p. 31; 2 (1960) 3, p. 42
 - 43) 薄肉ステンレス鋼管の溶接: *Symposium on Fuel Element Fabrication, with Special Emphasis on Cladding Materials, Vienna, FE/35* (1960)
 - 44) UKAEA の化学プラントにおける溶接の利用: *British Welding J.* 7 (1960) 10, p. 643
 - *45) 炭酸ガスに対するオーステナイトステンレス鋼の適合性: *Symposium on Fuel Element Fabrication, with Special Emphasis on Cladding Materials, Vienna, FE/1* (1960)
 - 46) *Reactor Core Materials*: 1 (1961) 4, p. 36; 2 (1961) 4 p. 21; 3 (1961) 1, p. 33; 3 (1961) 2, p. 28
 - 47) *Reactor Core Materials*: 3 (1961) 3, p. 45
 - 48) *Reactor Core Materials*: 3 (1961) 4, p. 25
 - 49) *Reactor Core Materials*: 3 (1960) 3, p. 38; 3 (1961) 4, p. 42
 - 50) ハンフォードの N. P Reactor に用いる炭素鋼 HW-58299, REV, (1958)
 - 51) NPR は炭素鋼を使う: *Nucleonics*, 19 (1961) 3, p. 106
 - 52) *Reactor Core Materials*: 4 (1961) 1
 - 53) 純鉄の照射効果の直接観察: *Phil. Mag.* 6 (1961), p. 535
 - 54) 陸軍ガス冷却原子炉系計画: AGN-TM-361 (1961)
 - 55) 沸騰水型原子炉の炉外環境での炭素鋼と低合金鋼の腐食: *Corrosion*, 17 (1961) 6, p. 95
 - 56) *Reactor Core Materials*: 4 (1961) 4
 - 57) *Reactor Core Materials*: 4 (1961) 4
 - 58) ボロンステンレス鋼制御棒の溶接: ACNP-6106, (1961)
 - 59) 原子炉圧力容器用鋼板のぜい性破壊伝播停止試験: *Nuclear Eng.*, 1 (1962) p. 57
 - 60) 厚板のぜい性破壊試験: *Nuclear Eng.* 7 (1963) p. 64
 - 61) *Reactor Core Materials*: 1 (1958) 3, p. 40
 - 62) 中温および高温原子炉用としての鉄基ならびにニッケル基合金の評価: HW-6775 (1961)
 - 63) イタリアの SENN 原子炉容器用鍛造部品について: *Nuclear Eng.*, 7 (1962) 71

4. 総合報告目録

- 1) 最近の原子炉材料の進歩: 中村素 (昭34年6月)
- 2) ジュネーブ会議に現われた鉄鋼材料: 長谷川正義 伊藤伍郎 (昭34年6月)
- 3) 原子炉用ボロン鋼およびボロンステンレス鋼: 江波戸和男 (昭34年5月)
- 4) オーステナイト系ステンレス鋼の放射線照射損傷: 江波戸和男 (昭34年9月)
- 5) 原子炉用鉄鋼材料中のコバルト: 渡辺 敏 (昭34年12月)
- 6) 原子炉構造の溶接の問題(ステンレス鋼): 中村治方 (昭35年4月)
- 7) 原子炉用ステンレス鋼管: 篠田 暲 (昭35年10月)
- 8) 鉄アルミ合金について: 西原 守 (昭36年6月)
- 9) 水およびピスマス冷却炉への炭素鋼と低合金鋼の適用: 山口哲夫 (昭37年3月)
- 10) 最近の新しい溶接方法: 中村治方 (昭37年4月)

III. 原子炉用鉄鋼材料中のコバルト

渡 辺 敏*

1. 緒 言

鉄鋼材料は一般にその製鋼過程に原材料中から微量の Co が混入してくるが、これは製鋼作業および最終製品としての鋼材の諸性質にはほとんど影響がないものと考えられ、従って今まで規格において不純物としての取

* 金属材料技術研究所

扱を受けず、またその影響に関する文献も見当らない。

近年原子炉用として各種の鉄鋼材料が使用されるにおよんで、核工学的問題と関連して鋼中の微量 Co の問題が取り上げられるに至った。

原子炉構造材として炉内の特定部分、特に冷却系統に使用される材料には理想として Co を全く含有しないものが望ましいのであるが、かかるものは製造できないからどの程度まで許容できるかが問題になる。しかし中性子照射を受けた鋼材中の Co の放射化、さらにはそれらが腐食生成物としてループ内を循環する場合の汚染状況や人体に与える危険の程度については十分な解決に至って居らず、従って規格も暫定的な色彩が強い。たとえば英国における Calder Hall 型の圧力容器では検査、修理の観点から、また制御棒の外管には炉外からの制御のための遮蔽の観点からして炭素鋼では Co 含有量 0.005% 以下、ステンレス鋼では 0.020% 以下のものが要求されたと報告⁹⁾している。

以上のほかに原子炉構造材料中の Co に関しては多くの技術資料や解説^{10)~12)}が発表されているので、これらを含んで以下に Co に関する問題を総括してみた。

2. コバルトの核反応

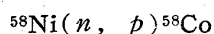
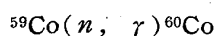
Co の同位元素には質量数 54 から 62 までのもの 9 種類があり、その他に 58 および 60 には各々 1 つの準安定核種が存在する。この内天然に存在する安定核種は ^{59}Co のみであり、他は人工放射性元素である。

これらの生成核反応や壊変型については多くの文献^{6)~9)}があるが、ここには G. FRIEDLANDER の表のうち Co に関したもので重要なもののみを表 3.1 に挙げた。

表 3.1 主なコバルト核種の一覧表

核 種	半減期	主な生成核反応
^{56}Co	80日	$\text{Fe}(d, 2n), \text{Fe}(p, n), \text{Fe}(\alpha, np),$ $\text{Ni}(d, \alpha), \text{Ni}(\gamma, pm)$
^{57}Co	270日	$\text{Fe}(p, \gamma), \text{Fe}(d, n), \text{Ni}(p, 2p)$
^{58}Co	72日	$\text{Mn}(\alpha, n), \text{Fe}(p, n), \text{Fe}(p, \gamma),$ $\text{Co}(p, pn), \text{Ni}(n, p)$
^{60}Co	5.2年	$\text{Co}(n, \gamma), \text{Co}(d, p), \text{Ni}(d, \alpha),$ $\text{Cu}(n, \alpha)$
^{60m}Co	10.5分	$\text{Co}(n, \gamma), \text{Co}(d, p), \text{Ni}(d, \alpha)$

これらの内原子炉内で起る核反応として考えられるものは、中性子照射によつて生ずるところの



の 2 つが主体的なものである。

一般に元素の放射化は、誘導放射能を Ad 、原子の数

を N 、中性子束を f 、断面積を σ とすると

$$Ad = Nf\sigma\{1 - \exp(-0.693t/T)\}\exp(-0.693t/T)$$

なる式で表わされる。 $1 - \exp(-0.693t/T)$ なる項は半減期の大きい程小さいから、前者の核反応は実際には $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60m}\text{Co}$ が大部分であると考えられ、 ^{60m}Co は核異性体転移により ^{60}Co に変る。結局材料中に ^{59}Co が存在すれば、 (n, γ) 反応により ^{60}Co が生成されて強力な誘導放射能を帯びる危険性があり、これは Co の中性子吸収断面積が大きいために一層その可能性を増している。 ^{60}Co の壊変エネルギーは約 1.173MeV で、 γ 線を出して ^{59}Ni に変る。

後者の反応式は Ni から Co の核種が生ずる反応であるから、ステンレス鋼やインコネルのように Ni 含有量の高いものでは無視できない。

これらの核種の半減期は極めて長く、たとえば ^{60}Co は 5.2 年であり、この点からも好ましくないものである。 ^{58}Co の半減期は従来 72 日と発表されていたが、数年前 J. M. CORK らは 71 日という値¹⁰⁾を発表した。なお R. C. GEIGER¹¹⁾らは各種同位元素の半減期の長さの順に並べた表を発表している。

構造材料中の誘導放射能の計算に関しては C. D. BOPP¹²⁾らが ORNL 炉の照射条件における計算例を挙げて詳細に説明した文献がある。

3. コバルトおよび鋼材の中性子吸収断面積

Co は中性子吸収断面積が大きいので、原子炉内における中性子経済の観点からも好ましい元素ではない。

つぎに表 3.2 に若干の元素についてその吸収断面積の値¹³⁾を示す。

鋼材の吸収断面積は成分元素の断面積の算術和で表はされるが、通常の鋼中に存在する Co 量は極めて微量であり、特にステンレス鋼では断面積の大きな元素が共存するためにほとんど問題とならない。この点について例を挙げて説明している文献を表 3.3 に引用した¹⁴⁾。

4. コバルト放射能と他元素の放射能との関連

原子炉が運転状態に入れば鋼中の Co 以外の元素も同時に放射化し、就中 Mn による誘導放射能が強くなる。FINKK ら¹⁵⁾は DIN 規格 Mn52Mo (AISI 302 相当) の炉心構造用鋼について、その材料による基本量 (^{59}Fe , ^{54}Mn などによるもの) と不純物としての ^{60}Co の比 γ 強度 I_γ を照射時間 t_B とその後の壊変時間 t_A との依存関係によつて表示しているのでこれを図 3.1 に示す。

この種放射能は特に炉の冷却時間の問題と関連があるために、単に Co の減少をはかるよりはむしろ中性子吸

表 3.2 主な元素の吸収断面積

元素	原子番号	cm ² /gram	Barns/atom	元素	原子番号	cm ² /gram	Barns/atom	元素	原子番号	cm ² /gram	Barns/atom
C	6	0.00022	0.045	Mo	42	0.0151	2.4	Ta	73	0.071	21.3
Si	14	0.0028	0.13	Fe	26	0.026	2.43	Mn	25	0.139	12.6
P	15	0.0037	0.19	Cr	24	0.033	2.9	Co	27	0.35	34.8
Al	13	0.0048	0.215	Cu	29	0.034	3.59	B	5	42	750
Nb	41	0.0071	1.1	Ni	28	0.046	4.5				
S	16	0.0092	0.49	V	23	0.055	4.7				

表 3.3 タイプ 347, 348, 349 の熱中性子吸収断面積の比較

元素	347		348		349	
	合金量 %	断面積の計算値 cm ² /g	合金量 %	断面積の計算値 cm ² /g	合金量 %	断面積の計算値 cm ² /g
Fe	72	0.0187	72	0.0187	72	0.0187
Cr	18	0.0058	18	0.0058	18	0.0058
Ni	8	0.0037	8	0.0037	8	0.0037
Mn	1.5	0.0021	1.5	0.0021	1.5	0.0021
C	0.06	0.0000	0.06	0.0000	0.06	0.0000
Nb	0.4	0.00003	0.55	0.00004	0.55	0.00004
Ta	0.2	0.00014	0.05	0.00003	0.05	0.00003
Co	0.4	0.0014	0.4	0.0014	0.2	0.0007
		0.03187		0.03177		0.03107

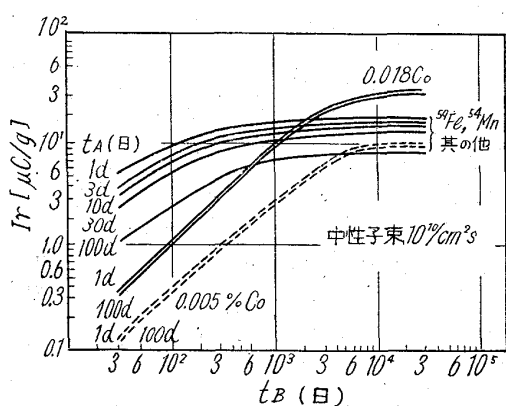


図 3.1 Mn52Mo 鋼の照射時間および壊変時間と ⁶⁰Co 比 γ 強度との関係

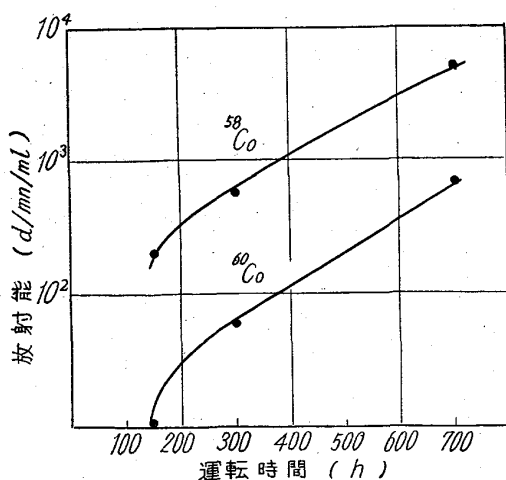


図 3.2 原子炉運転時間と Co の放射能 (APPR-1)

収材によつて中性子を隔離し、放射化を軽減する方がよいと述べている。

5. 循環放射能とコバルト

鋼中の各元素が放射化し、腐食生成物などの形で冷却系に入つてくれば、それらは循環放射能を形成する。W. J. SMALL ら¹⁶⁾による APPR-1 炉の 700 時間試験における長寿命の循環放射能の測定結果では、全力運転後 600~700 時間後における水中の循環放射能としての γ 線の全量に対して、⁶⁰Co, ⁵⁸Co, ⁵⁹Fe, ⁵⁵Fe, ⁵⁴Mn, ⁵¹Cr の γ 線量の合計は 80% 以上に達して居り、また Co 関係の放射能は全体の 60~70% に達している。運転時間の経過とともに Co の放射能は増大するが、この関係を図 3.2 に示す。⁵⁸Co は ⁶⁰Co に比して 700 時間後は約 5 倍の強度になるが、これは燃料被覆材料として 304 を用いたためと考えられる。また 700 時間程度ではこれらの値はいずれも平衡に達せず、さらに増大することがわかる。

また Chalk River の NRX 炉で行なつたステンレス鋼ループ中の放射化学測定結果では、crud フィルターに掛つた沈着性のもとのイオン交換樹脂に掛つた可溶性放射能とを分けて測定しているが、これを表 3.4 に示す。この表を見ると、放射能の大部分は ⁵⁶Mn よりなりまた ⁵⁹Fe は大部分が不溶性の形で存在することが分る。

RICHARD J. CLARK¹⁷⁾および A. LOIS は APPR-1

表 3.4 ステンレス鋼ループの可溶性および不溶性放射能

核 種	Crud (不溶) dpm/l	樹脂(可溶) dpm/l	比不溶/ 可溶=比不溶性
⁶⁰ Co	600	30	20
⁵⁹ Fe	930	8.5	110
⁵⁴ Mn	43.5	70	0.62
⁵¹ Cr	1,650	145	11.4
⁵⁶ Mn	31,000	229,000	0.13(1 試料)

表 3.5 APPR-1 の脱塩装置樹脂の ORNL における分析

核 種	樹脂放射能 (dpm/g)			金属性放射能 (dpm/g)		
	上 部	中 間	下 部	上 部	中 間	下 部
⁵⁴ Mn	2.8×10 ⁷	5×10 ⁷	7×10 ⁷	1.7×10 ⁸	1.2×10 ⁸	4.4×10 ⁷
⁵³ Fe	1.1×10 ⁷	2.1×10 ⁷	1.8×10 ⁷	7.9×10 ⁸	67×10 ⁸	2.8×10 ⁸
⁵⁸ Co	2.7×10 ⁸	1.4×10 ⁷	1.5×10 ⁷	4.6×10 ⁸	36×10 ⁸	1.8×10 ⁸
⁶⁰ Co	1.8×10 ⁸	1.1×10 ⁷	1.1×10 ⁷	3.8×10 ⁸	28×10 ⁸	1.5×10 ⁸

表 3.6 オーステナイト系ステンレス鋼のコバルト含有量

AISI型	Co%	AISI型	Co%
301	0.095 0.030	309 S 310	0.21 0.32
302	0.19 0.060 0.060	316	0.15 0.12 0.08
304	0.14 0.080 0.060 0.045	316 L 321	0.20 0.17 0.14 0.24
304 L	0.13 0.06 0.09	347	0.09 0.09 0.09

に脱塩装置を設けて循環水の一部を精製し、ふたたび給水するごとくした場合の装置内の放射能について表 3.5 の結果を発表している。

6. 各種鋼材および原料中のコバルト含有量

Co は酸素との親和力が小さく、精練によつては除去し難い元素なので、Co 含有量の低い鋼材を製造するためには Co の低い原料を選択して使用することが必要である。鋼材および原材料の Co 含有量はその種類や製造法により異なり、これらの値について多くの報告があるが以下にその主なものを示す。

W. L. FLEISCHMANN¹⁸⁾は 110 種のいろいろな溶鋼の Co 量をチェックした結果は 0.02~0.10% の間であつたとし、オーステナイト系ステンレス鋼に関しては表

3.6 のごとくであると述べている。また低 Co のステンレス鋼を使用するためには、合金用の Ni の型を広く選ぶことがステンレス鋼メーカーにとつて有用であるが、普通の精練に Ni は 0.20~1.50%, Fe-Ni は 0.06~0.75% の範囲にあるので不適當であり、電解 Ni, 粉末ブリケット, 燃結酸化物などを使用すべきであるとしている。なお Ni 以外の鉄合金にもコバルトが含まれて居り、それらの値を表 3.7 に示す。

また C. R. SUTTON¹⁹⁾により表 3.8 および表 3.9 が発表されている。細田²⁰⁾は鋼材および製鋼原料中の Co 含有量を分析した結果、表 3.9~表 3.10 のごとき値を得ている。

これらの結果から判断すると、外国における Co の含有量はかなり少く、上記 FLEISCHMANN によればステンレス鋼でも注意さえすれば 0.05% 以下にすることがで

表 3.7 鉄合金のコバルト含有量

鉄 合 金	Co%
高炭素 Fe-Cr 装入 Cr	0.04~0.06
低 Cr 高炭素 Fe-Cr シムプレックス Fe-Cr Nos1,2	
低炭素 Fe-Cr (全級) 低炭素 Fe-Mn(低 P を含む全級)	0.005~0.01
Fe-Si (50%)	0.01
Fe-Si (75%)	0.05
Fe-Cr-Si	0.03
Fe-Mn-Si	0.01
Fe-Ti	0.01
Fe-Cb	0.04~0.06
Fe-Ti-Cb	0.04~0.10

表 3.8 オーステナイト系ステンレス鋼中の Co

AISI型	Co%
301	0.095, 0.030
302	0.19, 0.060, 0.060
304	0.060, 0.14, 0.080 0.045
304 L	0.13, 0.06, 0.09
309 S	0.21
310	0.32
316	0.12, 0.15, 0.08
316 L	0.20, 0.14, 0.17

表 3.9 ステンレス鋼の主要原料中の Co

原料名	Co%
塩基性銑鉄	0.01, 0.01, 0.06
1% Si 銑鉄	<0.003
Fe-Cr	0.09, 0.07
電解 Ni	0.06~0.10
カーボニル(Ni)	<0.001
粉末ブリケット	0.07~0.15
Fe-Niピッグ	0.69, 0.57, 0.69, 0.60, 0.60, 0.75
カストンスメルターピッグ	0.00, 0.20, 1.47, 0.73
焼結酸化物	0.80~1.0
ステンレスと Ni 合金の混合スクラップ	0.07~0.25
400 系スクラップ	0.07, 0.04, 0.02, 0.06, 0.02, 0.03, 0.05
300 系スクラップ	0.12, 0.09, 0.14, 0.31, 0.09, 0.06, 0.17, 0.08, 0.46, 0.45, 0.01, 0.01

表 3.10 炭素鋼の Co 含有量

製造所	鋼種	成分 %			Co%
		C	Si	Mn	
住 金	HCB		0.27		0.013
	K18136	0.13	0.25	0.48	0.013
	K1	0.15	0.25	0.45	0.013
	K4	0.40	〃	0.60	0.014
	K5	0.50	〃	〃	0.015
A 社	SB-46B	0.26	0.29	0.65	0.010
	〃	0.26	0.29	0.66	0.018
	〃	0.30	0.25	0.88	0.018
B 社	SB-42B				0.015
	SB-46B	0.24	0.20	0.75	0.012

表 3.11 ステンレス鋼の Co 含有量

製造所	鋼種	成分 %			Co%	溶解法
		C	Ni	Cr		
住 金	18-8	0.06	10.24	18.58	0.134	50 kg 高周波炉 (電解鉄原料)
	〃	0.04	10.52	19.48	0.168	
	〃	0.06	10.33	18.35	0.150	
	〃	0.05	10.05	18.25	0.150	
	〃	〃	〃	〃	0.41	8 t 塩基性アーク炉 8 t 塩基性アーク炉名古屋消耗電極炉 8 t 塩基性アーク炉吹田真空炉
	18-8L	〃	〃	〃	0.33	
アメ リカ	〃	0.08	10.49	19.10	0.066	試料符号 〃 101C
	〃	0.07	9.27	18.11	0.084	
ドイツ	〃	0.08	9.74	19.00	0.078	〃 B

き、0.01% 以下にすることさえ可能であるとしている。
わが国における鋼はこれに比べてかなり高く、ステンレス鋼では特に著しい。これは Fe-Ni 中の Co 含有量

表 3.12 銑鉄の Co 含有量

産地	銘柄	Co%	註
国 内	輪小	0.009	試料 No. 3 〃 No. 4
	西倉	0.013	
	日曹	0.019	
外 国	スエーデン	0.003	分光分析
	カナダ	0.005	
	〃	0.013	

表 3.13 合金鉄の Co 含有量

種類	銘柄	Co%
純 鉄	電解鉄(昭電)	0.010~0.012
Mn 合金	電解 Mn	<0.006
	金属 Mn	<0.010
	75% Fe-Mn	0.020
Si 合金	金属 Si	<0.005
	75% Fe-Si	0.006
Cr 合金	電解 Cr (鉄興社)	0.002
Ni	電解 Ni (住鉄普通品)	0.62
	〃 (住鉄特 1)	0.005
	〃 (〃 特 2)	0.002
	モンド Ni	0.10

が高いためではないかと想像されるが、JIS規格でも Ni 中に 1/20 までの Co を許容していることからこの間の事情が首肯されよう。

7. Co に関する規格

アメリカにおいては原子炉用構造材料として有害成分の許容範囲を指定した新しい規格の必要性が呼ばれ、すでにステンレス鋼については Ta を規正した 348 なる規格が定められている。これに対してさらに Co を規正した 349 なる規格が提唱されているが、種々の事情からいまだに制定されていない模様である。(1961年現在)。

A. M. BOUNDS²¹⁾は製造者の立場から、やたらに Co 量のみを制限することは材料の値段を高くするだけであつて、その他の有害元素も考えて規格を討論すべきであると述べている。

348 および 349 の規格については J. R. LANE²²⁾ による解説があり、またその他多くの文献⁴⁾⁵⁾¹⁴⁾ にも引用がある。

最終的にどのような規格ができるかは ASTM の A-10 委員会第13分科会で決定されることになると思われるが、前記 BOUNDS は値段や Co 以外の有害成分のことを考慮して、表 3.15 のようなものが工業的にも適当で

表 3.14 348 および 349 の規格

C	0.08% >
Mn	2.00 >
Si	1.00 >
Cr	17~19
Ni	9~13 347 および 348 に対して 9~12 349 に対して
Cb+Ta	10×C <
Ta	0.10 > 348 に対して Cbの10% 349 に対して
Co	0.2 > 349 に対して

表 3.15 原子炉用として適当なステンレス鋼

元 素	分析値%	元 素	分析値%
C	0.05~0.10	S	0.03
Cr	18.00~20.00	Cb	8×C <
Ni	10.00~13.00		1.10 >
Mo	0.50~1.00	Ta	0.10
Mn	1.50 >	Cu	0.30 >
Si	1.00 >	Co	0.10
P	0.04	B	0.005 >

あると想定している。

これに対して FLEISCHMANN は炉心以外のステンレス鋼では 0.05% まで、また 中性子密度の高い炉心に使用されるものでは最低の Co 量のものにするというように使用場所によつて規格をわけることを考えている。

炭素鋼については Calder Hall 炉に関連して発表された Co 0.005% 以下という例しかないが、これについてもなんらかの規格化が必要ではないかと思われる。

8. 低 Co 鋼の製造価格

アメリカにおいては 304 のような鋼種で Co の低いものの需要がある場合は、大体 10% を少し越える程度のプレミアム価格がつく²²⁾といわれている。

BOUNDS によれば 0.01% はおろか真空溶解によつて 0.002% のステンレス鋼まで作り得るが、通常のものに比し 5~7 倍の価格になると述べている。

Universal Cyclops Steel Corp.²³⁾で製造している原子炉用の 304L は Co 0.002% 以下、B 0.0005% 以下であるが、価格は普通の 304L の 7 倍となっている。

9. 結 言

原子炉構造材料中に含まれる Co は、いかなる場合でも常に有害であるから、可能な限り除去すべきことは明らかであるが、他の有害元素との関係や価格の点からしてある値以下に下げることには無意味であることは明らかであるが、値そのものを決めるにはなお慎重な考慮が必要である。しかしながら国産の鋼は原子炉用として用いるには含有量が高すぎる傾向があり、なんらかの措置が必

要であると思われる。

文 献

- 1) British Nuclear Energy Conference: Symposium on Calder Hall Nuclear Power Plant (1956)
- 2) 長谷川正義: 金属, 25 (1956) 5, p. 401~408
- 3) 橋口, 長谷川: 原子炉材料 (I) 鉄と鋼, 43 (1957); (II) 43 (1957) 5
- 4) 中村 素: 鉄と鋼, 45 (1959) 6, p. 627~639
- 5) 長谷川正義編: ステンレス鋼便覧
- 6) G. FRIEDLANDER, J. W. KENREDDY: Nuclear and Radiochemistry, John Wiley & Sons, Inc., Newyork (1955)
- 7) J. M. HOLLANDER, I. Perlman, G. T. SEABORG: Table of Isotopes, Rev. Modern Phys. 25 (1953) 499
- 8) K. WAY, R. W. KING, D. N. KUNDN, C. L. MCGINNIS, R. VAN LIESHORT: New Nuclear Data, Nuclear Science Abstracts, 9 No. 24 B (1956)
- 9) C. L. MCGINNIS, D. N. KUNDU, G. H. FULLER, K. WAY, M. YAMADA: New Nuclear Data, ibid., 10 (1956) No. 18B, No. 24B
- 10) J. M. CORK, M. K. BRICE, L. C. SCHMID: Phys. Rev., 99, 703 (1955)
- 11) R. C. GEIGER: Nucleonics, 14 (1959) 2
- 12) C. D. BOPP, O. SISMAN: Nucleonics, 14 (1956) 1
- 13) Reactor Handbook Materials
- 14) 志田 守: 特殊鋼, 7 (1958) 6
- 15) Finkk, Riehl, Seligs: H14 Nukleonik, 3 (1961) 1
- 16) W. J. SMALL, J. L. ZEGGER, A. L. MEDIN: 4th NESC, Chicago, 1958 Session, Reprint 92
- 17) R. J. CLARK, A. L. MEDIN: Corrosion 14 (1958) 9
- 18) W. L. FLEISCHMAN: Iron Age, 183 (1959) 7
- 19) C. R. SUTTON: INCO 社内資料 (1957)
- 20) 細田 薫: 住友金属, 11 (1959) 2
- 21) A. M. BOUNDS: Iron Age, 183 (1959) 25
- 22) J. R. LANE: Met. Progress, 72 (1957) 6
- 23) Steel, 144 (1959) 15

IV. オーステナイト系ステンレス鋼の照射効果

江波戸 和 男*

1. 結 言

オーステナイト系ステンレス鋼はかなり大きい熱中性

* 日本冶金工業株式会社