
軽水炉圧力容器用鋼材の中性子照射脆化

Embrittlement of Steel Plates and Forgings and Their Weldments by Neutron Irradiation

中野 善文(Yoshifumi Nakano) 狩野 征明(Seimei Karino) 江島 彬夫(Akio Ejima)

要旨：

軽水炉圧力容器用極厚鋼板と鍛鋼およびそれらの溶接継手について、中性子照射による材質の変化を引張試験、シャルピー衝撃試験およびコンパクト試験片を用いた静的破壊靱性試験により、定量的に評価した。その結果、共試材の照射脆化感受性が低いこと、規格範囲内での Ni 含有量の増加は照射脆化感受性に影響を与えないこと、静的破壊靱性値 $K(J IC) = 100MPa\sqrt{m}$ 遷移温度とシャルピー衝撃試験による 41J 遷移温度の中性子照射による移行量が同じであることが明らかになった。

Synopsis：

The change in mechanical properties of heavy section steel plates, forgings, and their welded joints for light water reactor pressure vessels, induced by neutron irradiation, is evaluated by tensile tests, Charpy impact tests, and static fracture toughness tests using compact specimens. The study indicates that the materials tested have low sensitivity to neutron irradiation embrittlement, the increase in Ni content within the range allowed by ASTM specifications does not adversely affect the sensitivity to neutron irradiation embrittlement, and the transition temperature for static fracture toughness $K(J IC) = 100MPa\sqrt{m}$ agrees well with that for Charpy impact value of 41J.

(c)JFE Steel Corporation, 2003

本文は次のページから閲覧できます。

Embrittlement of Steel Plates and Forgings and Their Weldments by Neutron Irradiation



中野 善文 狩野 征明 江島 彬夫
Yoshifumi Nakano Seimei Karino Akio Ejima
鉄鋼研究所 水島研究部第2研究室 主任研究員(課長)・Ph. D. 鉄鋼技術本部 鋼材技術部 主査(部長補)

1 緒 言

軽水炉圧力容器用鋼材は軽水炉の運転により中性子照射を受け、使用期間が長くなるにつれ脆化する。したがって、鋼材が使用期間中にどの程度脆化するかを知ることは、安全の観点からきわめて重要であり、鋼材の中性子照射脆化に関しては多くの研究がなされている¹⁻⁷⁾。しかしながら、これらの研究は現象論的なものであり、中性子照射脆化の機構についてはまだ全容が解明されておらず不明な点が多い。鋼材の中性子照射脆化を決定する要因としては、化学組成、金属組織、中性子エネルギー分布、全照射量、照射温度、中性子束、応力などがある。これらのうち、材料に関係するものは化学組成および金属組織である。

鋼材の化学組成と中性子照射による脆化の関係については多くの研究がなされており、その結果として軽水炉圧力容器に用いられる鋼材に対して、次のような照射脆化の評価式が示されている。

(1) NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 1⁸⁾

$$\Delta RT_{NDT} = [22 + 556(\%Cu - 0.08) + 2778(\%P - 0.008)] f^{0.5} \quad \dots\dots\dots (1)$$

ここに

ΔRT_{NDT} : 関連温度 RT_{NDT} の移行量 (°C)

f : 中性子照射量 (n/cm^2 , $E > 1$ MeV) を 10^{19} で除した値

(2) NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 2 (Draft)⁹⁾

$$RT_{NDT} \text{調整値 (°C)} = RT_{NDT} \text{初期値} + \Delta RT_{NDT} + M \quad \dots\dots\dots (2)$$

$$\Delta RT_{NDT} \text{ (°C)} = \Delta RT_{NDT} \text{表面} \exp(-0.0026x)$$

$$\Delta RT_{NDT} \text{表面 (°C)} = CF \times f^{(0.28 - 0.10 \log f)}$$

$$M = 2 \sqrt{\sigma_I^2 + \sigma_A^2}$$

ここで

要旨

軽水炉圧力容器用極厚鋼板と鍛鋼およびそれらの溶接継手について、中性子照射による材質の変化を引張試験、シャルピー衝撃試験およびコンパクト試験片を用いた静的破壊靱性試験により、定量的に評価した。その結果、供試材の照射脆化感受性が低いこと、規格範囲内での Ni 含有量の増加は照射脆化感受性に影響を与えないこと、静的破壊靱性値 $K(J_{IC}) = 100 \text{ MPa} \sqrt{m}$ 遷移温度とシャルピー衝撃試験による 41J 遷移温度の中性子照射による移行量が同じであることが明らかとなった。

Synopsis:

The change in mechanical properties of heavy section steel plates, forgings, and their welded joints for light water reactor pressure vessels, induced by neutron irradiation, is evaluated by tensile tests, Charpy impact tests, and static fracture toughness tests using compact specimens. The study indicates that the materials tested have low sensitivity to neutron irradiation embrittlement, the increase in Ni content within the range allowed by ASTM specifications does not adversely affect the sensitivity to neutron irradiation embrittlement, and the transition temperature for static fracture toughness $K(J_{IC}) = 100 \text{ MPa} \sqrt{m}$ agrees well with that for Charpy impact value of 41J.

x : 炉壁面からの深さ (mm)

CF: 成分係数 (Cu が 0.01% 以下の母材および溶接金属では $CF = 11^\circ\text{C}$)

M : マージン

$\sigma_I = 0$ (RT_{NDT} 初期値が実測値のとき)

$\sigma_A = \begin{cases} 9^\circ\text{C} & (\text{母材}) \\ 16^\circ\text{C} & (\text{溶接金属}) \end{cases}$

(3) NRC 10CFR50-50.61 PTS (加圧熱衝撃) による破壊防止のための破壊靱性要求¹⁰⁾

次式で求められる値のうち、低い方

$$RT_{PTS} = I + M + \Delta RT_{NDT} \quad \dots\dots\dots (3a)$$

$$RT_{PTS} = I + M + 156 f^{0.194} \quad \dots\dots\dots (3b)$$

ここに、

$$\Delta RT_{NDT} \text{ (°C)} = (-6 + 261Cu + 194Cu \times Ni) f^{0.27}$$

(Guthrie の予測式¹¹⁾)

RT_{PTS} : PTS 基準を適用する場合の関連温度 (°C)

I : RT_{NDT} の初期値

M : マージンとして初期値を用いるときは $M = 27^\circ\text{C}$

これらの予測式から判るように、鋼材に含まれる Cu, P あるいは Ni が中性子照射脆化感受性を高めるとされている。これらの元素のうち、P と Ni に関しては、従来 P が照射脆化に悪影響を与える

* 昭和62年5月26日原稿受付

とされていた⁹⁾のが、最近ではNiがCuの高い場合には問題である⁹⁾とされている。しかしながら、前述のように鋼材の中性子照射脆化の機構が明瞭でなくまた諸元素の照射脆化に対する影響の研究も必ずしも実際に使用される最新の製鉄技術をもって製造される鋼材の化学組成を反映したものとはいえず、実際に使用される鋼材についてその中性子照射脆化感受性を調査しておくことは重要である。

一方、金属組織に関しては、焼もどしマルテンサイトあるいは下部ベイナイトなどの低温変態組織が焼もどし上部ベイナイトあるいは上部ベイナイトとフェライトの混合組織など高温変態組織よりも脆化感受性が小さいことが種々の鋼材を用いた研究で明らかにされている^{12),13)}。

上述のように、鋼材の中性子照射脆化感受性は化学組成および金属組織に大きく依存する。軽水炉圧力容器用厚板 (JIS SQV2A) と鍛鋼 (JIS SFVQ1A) はほとんど同一成分であり、金属組織もまたほぼ同じであることから、中性子照射脆化感受性に差はないと考えられる。

本稿は、上記の現状を踏まえ、新しい製鉄技術を用いて製造した軽水炉圧力容器用厚板鋼材 JIS SQV2A (ASME SA533B Cl.1) と鍛鋼 JIS SFVQ1A (ASME SA508 Cl.3) およびそれらの溶接継手部について、軽水炉に使用した際の中性子照射を模擬し、中性子照射による材質の変化をNiの効果も含め定量的に評価したものである。

2 試験方法

2.1 供試材

中性子照射試験に供した材料は、厚さ163 mmおよび250 mmのSQV2A材、厚さ115~290 mmのSFVQ1A材およびそれらのサブマージーク溶接により製作した溶接継手の溶接金属および熱影響部 (HAZ1 mm) である。

供試材の化学組成および機械的性質をTable 1および2に示す。F1およびF3は中空鋼塊を用いて製造したものであり、F4は規格許容範囲内でNi含有量を増加させたものである。溶接継手の製作条件をTable 3に示す。

2.2 引張試験

引張試験は中性子照射の前後において、母材について実施した。試験片はJMTR高温引張標準試験片であり、その形状をFig. 1に示す。試験片は試験方向が主加工方向に直角になるように、肉厚の1/4から採取した。

2.3 シャルピー衝撃試験

2 mmVノッチシャルピー衝撃試験は、中性子照射の前後において、母材、溶接金属および熱影響部において実施した。試験片は

Table 1 Chemical composition

(wt %)

Steel	Thickness (mm)	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cu	Cr	Mo
Plate SQV2A	JIS G3120	≤0.25	0.15 ~0.30	1.15 ~1.50	≤0.035	≤0.04	0.40 ~0.70			0.45 ~0.60
	P1	163	0.18	0.21	1.41	0.006	0.002	0.68	0.01	0.49
	P2	250	0.18	0.24	1.40	0.004	0.003	0.69	0.01	0.53
	P2(WM*)	—	0.05	0.33	1.55	0.010	0.003	0.76	0.01	0.40
Forging SFVQ1A	JIS G3204	≤0.25	≤0.40	1.20 ~1.50	≤0.030	≤0.030	0.40 ~1.00		≤0.25	0.45 ~0.60
	F1	260	0.18	0.25	1.44	0.004	0.002	0.70	0.01	0.51
	F1(WM*)	—	0.07	0.33	1.62	0.010	0.003	0.78	0.01	0.45
	F2	115	0.19	0.27	1.43	0.004	0.002	0.77	0.01	0.53
	F3	290	0.17	0.25	1.44	0.004	0.002	0.75	0.01	0.51
	F4	270	0.18	0.25	1.45	0.004	0.002	0.94	0.01	0.52

*1 Weld metal

Table 2 Mechanical properties

Steel		Tensile test				Charpy impact test				
		YP (MPa)	TS (MPa)	El (%)	RA (%)	T_{rs}^{*1} (°C)	T_{c88}^{*2} (°C)	$T_{r0.5}^{*3}$ (°C)	E_s^{*4} (J)	E_0^{*5} (J)
Plate SQV2A	P1	529	625	25	70	-26	-47	-66	237	226
	P2	500	674	28	70	-26	-46	-43	236	183
Forging SFVQ1A	F1	470	607	29	77	-10	-27	-25	225	147
	F2	451	598	25	72	-30	-41	-44	254	187
	F3	487	635	25	77	-19	-34	-30	257	197
	F4	497	631	24	71	-24	-34	-32	233	179

*1 50% fracture appearance transition temperature

*2 68J (50 ft·lb) transition temperature

*3 0.9 mm (35 mils) transition temperature

*4 Upper shelf energy

*5 Impact energy at 0°C

Table 3 Welding conditions

Steel	Welding method	Welding material	Temp. (°C) Preheat/ interpass	Current (A)	Voltage (V)	Velocity (cm/min)
Plate SQV2A	P1	SAW	Y204 + YF200 (3.2 φ)	200/260	350-500	28-35
			Y204 + YF200 (4.8 φ)	#	650-750	28-35
	P2	SAW	US-56B + MF-27	150/260	600-650	28-29
Forging SFVQ1A	F1	N-SAW	KW101B + KB125	150/200	500-550	27-29

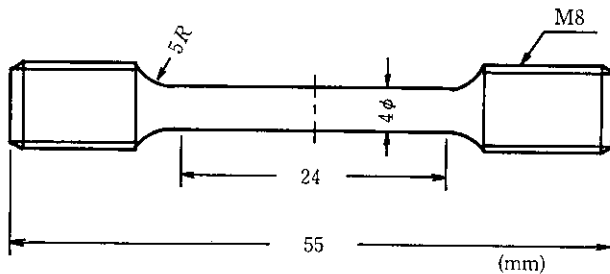


Fig. 1 Tensile test specimen geometry

JIS Z2202 4号試験片であり、試験方向が主加工方向に直角になるように、肉厚の1/4から採取した。

2.4 静的破壊靱性試験

静的破壊靱性試験は中性子照射の前後において、母材および熱影響部について実施した。試験片形状をFig. 2に示す。試験片は厚さ10 mmのコンパクト試験片であり、試験方向が主加工方向に直角になるように、肉厚の1/4から採取した。なお、中性子照射時の温度制御が容易なように、試験片の空隙部を同一材料で補填するため、クリップゲージは荷重線上ではなく、試験片端面とした。試験片には中性子照射に先だって疲労予亀裂を $K_{I\max} \leq 21 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ を入れた。

破壊が弾性のときは、破壊靱性 K_Q はASTM E399¹⁴⁾に従って破壊荷重 P_Q を用いて、次式により計算した。

$$K_Q = \frac{P_Q}{B\sqrt{W}} f(a/W) \quad (4)$$

ここに

$$f(a/W) = (2 + a/W) \{ 0.886 + 4.64a/W - 13.32(a/W)^2 + 14.72(a/W)^3 - 5.6(a/W)^4 \} / (1 - a/W)^{3/2}$$

a : 亀裂長さ

B : 試験片厚さ

W : 試験片幅

なお、 K_Q がASTM規格に定める平面歪破壊靱性の条件を満足する場合は、それを K_{Ic} とした。

破壊が弾塑性状態で延性亀裂の発生が認められなかった場合は、破壊までに試験片により吸収されたエネルギー U から次式¹⁵⁾を用いて J 積分を求めた。

$$J = \frac{U}{Bb} \times \frac{2(1+\alpha)}{(1+\alpha^2)} \quad (5)$$

$$\alpha = \sqrt{(2a_0/b)^3 + (2a_0/b) + 2} - (2a_0/b + 1)$$

$$b = W - a_0$$

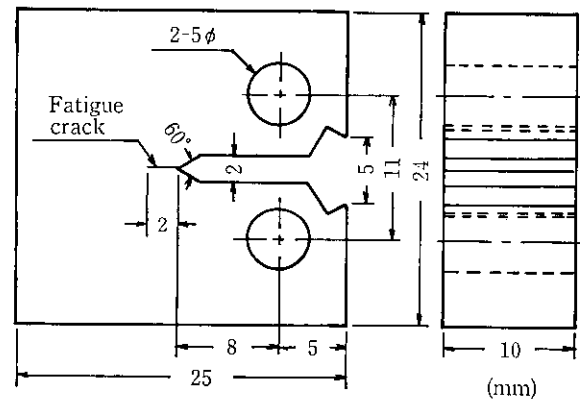


Fig. 2 Compact test specimen geometry

ここに、 a_0 : 初期亀裂長さ

延性亀裂の発生が認められた場合は、電気抵抗法(SQV2A材)あるいは除荷コンプライアンス法(SFVQ1A材)を用いてその発生点に対する J 積分 J_{Ic} を求めた。

本試験においては、中性子照射試験の関係上荷重線変位 d の代わりに試験片端面での変位 V を測定せざるをえなかった。したがって、式(5)における試験片により吸収されたエネルギー U の決定に当たっては、試験片端面での変位 V を次式¹⁶⁾を用いて荷重線変位 d に変換した。

$$V/d = 0.190072 + 1.78633(a_0/W) - 1.89443(a_0/W)^2 + 0.71899(a_0/W)^3 \quad (6)$$

2.5 中性子照射

試験片の中性子照射には、日本原子力研究所大洗研究所の材料研究用原子炉JMTRを利用し、真空温度制御キャプセルを用いた。キャプセル内の試験片配置、フラックスモニター配置および温度測定用熱電対配置の一例をFig. 3に示す。中性子照射試験条件をTable 4に示す。

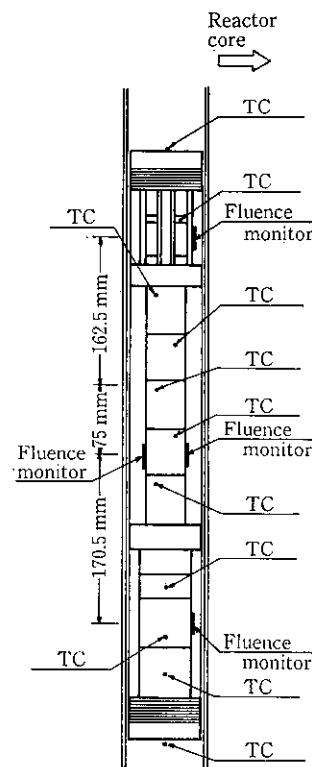


Fig. 3 An example of layout of thermo-couples (TC) and fluence monitors in a capsule

Table 4 Irradiation conditions

Steel	Temperature (°C)	Fluence (n/cm ²)
P1	280	3.7×10^{18}
P1 (HAZ)	280	3.8×10^{18}
P2	306	2.8×10^{19}
P2 (HAZ)	284	2.9×10^{19}
P2 (WM)	284	2.9×10^{19}
F1 (HAZ)	290	6×10^{19}
F2	290	6×10^{19}
F3	290	6×10^{19}
F4	290	6×10^{19}

3 試験結果および考察

3.1 引張試験

Table 5 に母材の引張試験結果を示す。いずれの材料においても

中性子照射により強度が上昇し、伸びが低下する脆化現象を示した。降伏強さの上昇は3~9%, 引張強さの上昇は2~5%, 伸びの減少は0~13%であった。F3およびF4は中性子照射量を 6×10^{19} n/cm²とP1およびP2の約2倍であったが、強度上昇および伸びの低下には差異は認められなかった。また、F4のNi含有量はF3より多かったが、この場合も引張試験結果には差は認められなかった。

3.2 シャルピー衝撃試験

Fig. 4 に中性子照射の2mmVノッチシャルピー衝撃試験特性への影響を、P4の母材および熱影響部、F3およびF4の母材について示す。いずれの場合も、中性子照射により遷移温度が上昇し、上部棚エネルギーが低下する一般的傾向が見られる。

中性子照射試験に供したすべての鋼材および溶接継手部の50%延性破面遷移温度、68および41J遷移温度の中性子照射による変化をTable 6に示す。F3およびF4は、後者がNi含有量が0.94%と0.19%高いが、同一条件で照射したものである。68および41J遷移温度の変化はNi含有量の高いF4の方が大きい。破面遷移温度およびFig. 4に見られるように上部棚エネルギーの低下量は小さい。したがって、規格範囲内でのNi含有量の増加は中性子照射脆化感受性に影響を与えないといえる。

Table 5 Effect of neutron irradiation on tensile test results

Steel	Test temperature (°C)	YS (MPa)			TS (MPa)			El (%)		
		Irradiation		Difference (%)	Irradiation		Difference (%)	Irradiation		Difference (%)
		Before	After		Before	After		Before	After	
P1	20	529	547	+3	625	641	+3	25	22	-12
	150	478	491	+3	578	600	+4	22	—	—
	286	446	484	+9	600	625	+4	22	—	—
P2	20	481	509	+6	611	627	+3	24	21	-13
	150	441	466	+6	583	599	+3	20	19	-5
	290	425	460	+8	614	629	+2	23	20	-13
F3	24	468	511	+9	610	637	+4	25	25	0
	298	465	505	+9	580	610	+5	—	—	—
F4	24	461	495	+7	593	610	+3	23	20	-13
	298	421	443	+5	580	602	+4	—	—	—

Table 6 Effect of neutron irradiation on Charpy impact test results

Steel	Charpy impact test result								
	$\sqrt{T_{rs}}$ (°C)			$\sqrt{T_{r08}^{*1}}$ (°C)			$\sqrt{T_{r41}^{*2}}$ (°C)		
	Before	After	Difference	Before	After	Difference	Before	After	Difference
P1	-26	-12	14	-47	-43	4	-57	-57	0
P1 (HAZ)	-57	-46	8	-68	-63	5	-80	-75	5
P2	-26	16	42	-46	-2	44	-58	-20	38
P2 (HAZ)	-61	-49	12	-69	-69	0	-86	-72	14
P2 (WM)	-43	8	51	-49	7	42	-55	-19	36
F1 (HAZ)	-24	17	41	-43	0	43	-57	-26	31
F2	-30	16	46	-41	-11	30	-55	-22	33
F3	-19	31	50	-34	-5	29	-49	-26	23
F4	-24	21	45	-34	3	37	-42	-12	30

*1 68J transition temperature

*2 41J transition temperature

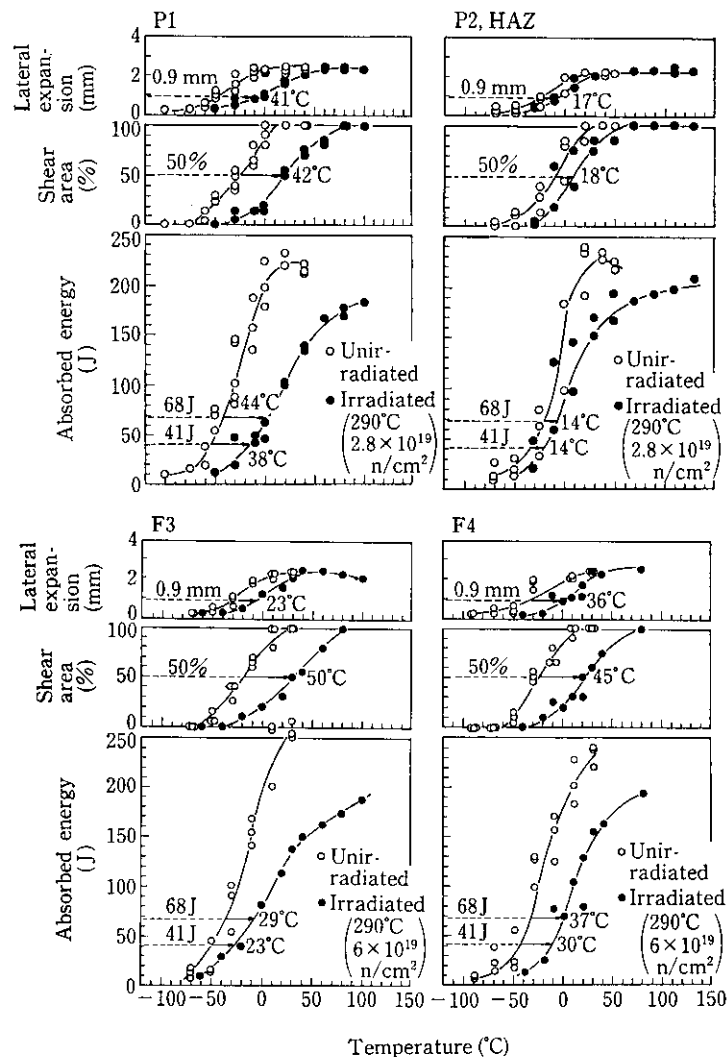


Fig. 4 Examples of effect of neutron irradiation on Charpy test results

遷移温度としては、Table 6 に示すように、3 種のものを用いている。これらの異なった遷移温度の中性子照射による変化量相互間の関係を Fig. 5 に示す。Fig. 5 および Table 6 から判るように、中性子照射による変化量は 50% 破面遷移温度、68J 遷移温度、41J 遷移温度の順で大きい。しかしながら、3 者の差は 1 点を除き $\pm 15^{\circ}\text{C}$ 以内にある。これは Fig. 4 で見られるように、中性子照射により上部棚エネルギーの低下が生じ、そのため大きいエネルギーでの遷移温度の方が変化が大きくなっていること、50% 破面遷移が 68J より大きなエネルギーでの遷移となっていることによる。

Fig. 6 に 41J 遷移温度の中性子照射による変化量を中性子照射量に対して示す。41J 遷移温度の変化量は中性子照射脆化量を計る代表値とされているため、関連温度としてはこの遷移温度を用いた。図には本研究における供試材のデータのみならず、最近の国産材と米国 SST プログラムで使用された鋼板 (A533B Cl. 1) のデータ²⁾ および NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 1 の予測線³⁾ もあわせ示す。本供試材のデータ点は予測線の下限近傍から下の方に位置し、他の最近の国産材と同様に優れた特性を示した。一方、HSST プログラム供試材は全体に大きな照射脆化を示したが、これは Ni は 0.56% と低いが、Cu と P がそれぞれ 0.12% および 0.011% と高いことによると考えられる。また、中性子照射による脆化は照射量が多いほど大きく、 $3.8 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ といった低い中性子照射量では 41J 遷移温度にはほとんど変化はなかった。

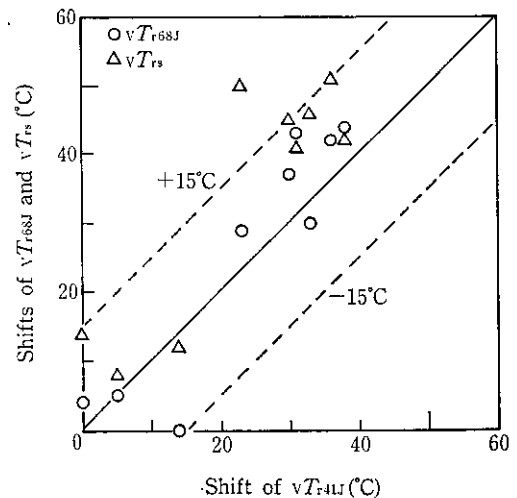
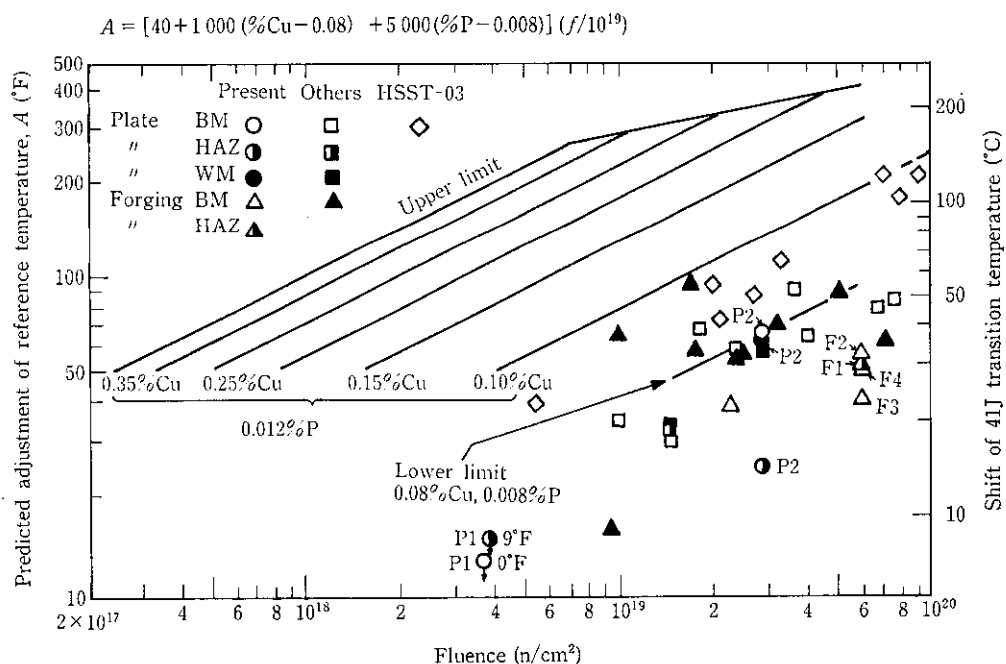


Fig. 5 Plot of shifts of 68J and 50% shear area transition temperatures vs. shift of 41J transition temperature

本供試材のデータおよび他の国産材のデータから総合的に判断すると、鋼板と鍛鋼とくに差異は認められない。これは前述のように、両者で化学組成（とくに中性子照射脆化感受性に影響を及ぼす成分）および金属組織に大きな差がないことによると考えられる。

Fig. 6 Plot of the shift of 41J transition temperature vs. neutron fluence ($E > 1$ MeV)

遷移温度の中性子照射による変化の推定式としては、緒言に述べたように NRC から 3 種のものが提案されている。Table 7 に実験値と推定値の比較を示す。NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 1 は P2 母材および溶接金属で実験値とはほぼ同じ 41J 遷移温度の移行量を推定値として与えたが、中性子照射量が $6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ と高い場合は $20 \sim 30^\circ\text{C}$ 過大な推定を与える。NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 2 の場合は $3.7 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ と低い照射量で過大な推定をあたえるが、照射量が高い場合はほぼ妥当な推定となっている。一方、PTS 破壊防止の為に破壊靱性要求である NRC 10CFR50-50.61 は主として監視試験データに基づくものであるが、全体に過大な照射脆化量を推定している。いずれの推定式においても、Cu 含有量が影響因子として考慮されており、NRC Regulatory Guide では Cu が 0.08% (Rev. 1) および 0.03% (Rev. 2) 以下を同一として扱っているため Cu 含有量の低い供試材に対する変化量の予測が大きいこと、NRC 10CFR50 では Cu 含有量の比較的高い鋼材のデータに基づいていることに加え、PTS 防止の為に破壊靱性要求として関連温度の変化量に 27°C のマージンを与えていることのため、実験値の方が推定値より小さな変化量を与えたものと考えられる。

Fig. 7 に中性子照射による上部棚エネルギーの低下率を示す。同図には最近の国産材と HSST プログラム供試材のデータ⁷⁾および NRC Regulatory Guide 1.99 の予測線⁸⁾も示す。データのばらつきが大きく、鋼材の種類による差異は明瞭でないが、本供試材の上部棚エネルギーの低下率は予測下限線よりも下に位置した。

軽水炉構造材の靱性評価パラメータとして関連温度 RT_{NDT} が用いられるが、その値の決定にあたっては、68J のシャルピー吸収エネルギーおよび 0.9 mm のシャルピー試験による横膨出量を与える温度が用いられる。すなわち、68J と 0.9 mm が等価として扱われている。そこで本供試材について、吸収エネルギーと横膨出量の関係を示したのが Fig. 8 である。両者の間には直線関係が存在するが、横膨出量 1.5 mm を境として異なったものとなっている。すなわち、横膨出量が 1.5 mm 以下では吸収エネルギー $\sqrt{E}(\text{J})$ と横膨出量 LE (mm) の間には (7) 式の関係が得られた。したがって、68J の吸収エネルギーと 0.9 mm の横膨出量を等価と見なしている ASME

Table 7 Experimental and estimated shifts of νT_{r41} induced by neutron irradiation

Steel	Shift of νT_{r41} ($^\circ\text{C}$)			
	Experiment	NRC RG1.99 Rev. 1	NRC RG1.99 Rev. 2	NRC 10CFR50
P1	0	13	26	51
P1 (HAZ)	5	14	26	51
P2	38	37	32	50
P2 (HAZ)	14	37	32	50
P2 (WM)	36	37	46	50
F1 (HAZ)	31	54	34	51
F2	33	54	34	51
F3	23	54	34	51
F4	30	54	34	51

Code の考えは中性子照射の有無にかかわらず妥当なものであるといえる。

$$\sqrt{E} = 67 \times LE \pm 20 \quad (7)$$

一方、横膨出量 0.15 mm を超えると勾配は約 2 倍の 120 となり、かつ相関関係が悪くなる。

3.3 静的破壊靱性試験

Fig. 9 に鋼板 P2 およびその熱影響部の破壊靱性 $K(J_{IC})$ に及ぼす中性子照射の影響を示す。なお、 $K(J_{IC})$ は次式を用いて J_{IC} より換算した。

$$K(J_{IC}) = \sqrt{J_{IC} E' / (1 - \nu^2)} \quad (8)$$

ここに、 E は弾性定数、 ν はポアソン比である。

中性子照射により母材、熱影響部とも遷移曲線は高温側に移行し、上部棚の値は減少した。母材については、遷移曲線は $K(J_{IC}) = 100 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ で約 37°C 高温側へ移行した。この移行量はシャルピー衝撃試験による 41J 遷移温度のそれとはほぼ同じである。一方、上部棚での $K(J_{IC})$ は幾分低下したが、データのばらつきを考慮する

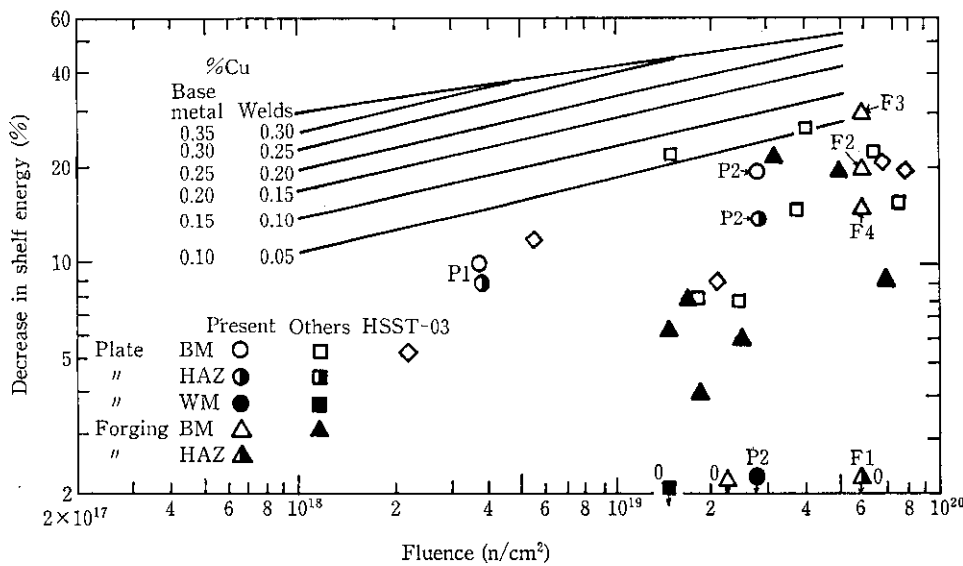
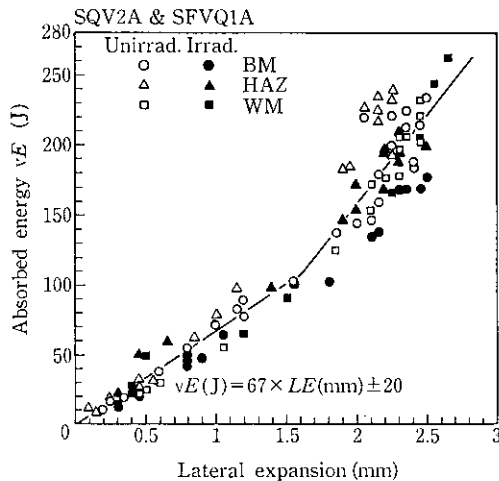
Fig. 7 Plot of decrease in upper shelf energy vs. neutron fluence ($E > 1$ MeV)

Fig. 8 Plot of Charpy absorbed energy vs. lateral expansion

とほとんど中性子照射の影響はみられなかった。熱影響部に関しては、遷移曲線の移行量は $K(J_{IC}) = 100 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ で 18°C と 41J 遷移温度のそれとはほぼ同じである。しかしながら、上部側での $K(J_{IC})$ の低下は母材の場合より大きく、中性子照射後の $K(J_{IC})$ は母材のそれとはほぼ同じであり、母材と熱影響部の差が中性子照射によって消滅してしまっている。したがって、母材および熱影響部はともに中性子照射により脆化するが、延性破壊についてみると、母材ではほとんど劣化しないのに対し熱影響部は母材の水準まで劣化した。

鍛鋼 F3 および F4 の破壊靱性に及ぼす中性子照射の影響を Fig. 10 に示す。遷移曲線の $K(J_{IC}) = 100 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ における移行量は約 32°C であり、鋼板の場合と同様 41J 遷移温度のそれにはほぼ等しいものである。一方、上部側破壊靱性の低下はごくわずかなものに過ぎなかった。

IAEA における共同研究⁷⁾ においても確認されているように、本供試材においても $K(J_{IC}) = 100 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ 遷移温度の中性子照射による移行量はシャルピー衝撃試験による 41J 遷移温度のそれとはほぼ同じであった。このような遷移温度の移行量は鋼材の中性子照射脆化感受性を表す指標であるが、実際の圧力容器に適用されたとき

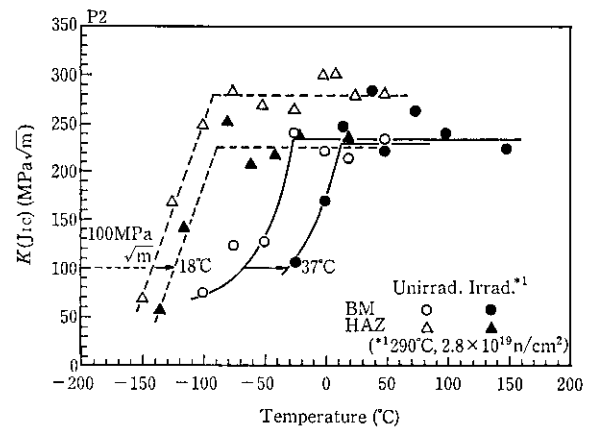


Fig. 9 Effect of neutron irradiation on fracture toughness of plate and its heat affected zone

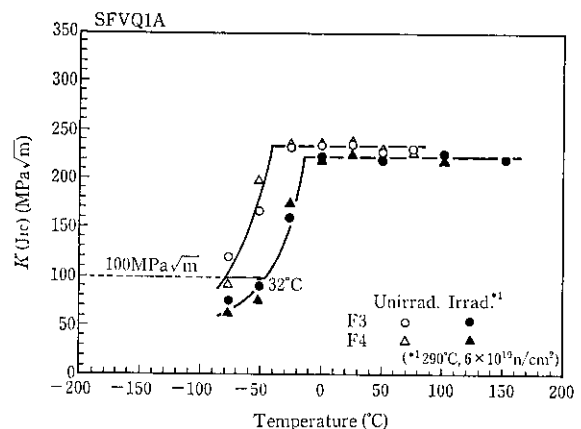


Fig. 10 Effect of neutron irradiation on fracture toughness of forgings

に問題となるのは、所定中性子照射後における遷移温度の絶対値である。破壊靱性の確認試験を規定した JEAC4206¹⁷⁾ の基準によれば、照射後の遷移温度は 93°C を超えてはならず、また上部側エネルギーは 68J を下回ってはならないとしている。本研究に供した鋼

板、鍛鋼および溶接継手の $3 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ あるいは $6 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射後の 41J 遷移温度は -10°C より低く、100 MPa $\sqrt{\text{m}}$ 遷移温度は -30°C より低く、いずれもきわめて高い靱性を有しているといえる。

4 結 言

軽水炉圧力容器用極厚鋼板 JIS SQV2A と鍛鋼 JIS SFVQ1A およびそれらの溶接継手について、軽水炉に使用した際の中性子照射条件を模擬し、中性子照射による材質の変化を Ni の効果も含め、定量的に評価した。得られた主な結果を下に示す。

- (1) 中性子照射は材料の強度を上昇させ、伸びを低下させる脆化現象をもたらした。
- (2) 本供試材の 41J 遷移温度の中性子照射による変化量は鋼板と鍛鋼では同等であり、NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 1 の予測変化量の下限より少なかった。また、 $3.8 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ のように低い中性子照射量では遷移温度はほとんど変化しなかった。
- (3) 規格範囲内での Ni 含有量の増加は中性子照射脆化感受性に影響を与えなかった。

- (4) NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 1 は中性子照射量が $6 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ のように高い場合は $20 \sim 30^\circ\text{C}$ 過大な遷移温度の変化量を推定した。
- (5) NRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 2 は $3.7 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ のように低い照射量では過大な推定を与えたが、照射量が高い場合はその推定はほぼ妥当なものであった。
- (6) NRC 10CFR50-50.61 は全体に過大な照射脆化の推定を与えた。
- (7) 中性子照射によるシャルピー上部側エネルギーの低下率は NRC Regulatory Guide 1.99 の予測下限よりも少なかった。
- (8) 横膨出量が 1.5 mm 以下では、吸収エネルギー $\sqrt{E(J)}$ と横膨出量 LE(mm) の間には、 $LE = 67 \times LE \pm 20$ なる関係が成立した。
- (9) 静的破壊靱性値 $K(J_{IC}) = 100 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ 遷移温度の中性子照射による移行量は 41J 遷移温度のそれとほぼ同じであった。
- (10) 中性子照射後の鋼板、鍛鋼、溶接継手はいずれもきわめて高い靱性を有していた。

中性子照射および照射後試験は日本原子力研究所大洗研究所のご協力で実施した。ここに御礼を申し上げます。

参 考 文 献

- 1) たとえば, R. G. Berggren and W. J. Stelzmann: *Nuclear Engineering and Design*, 17 (1971), 103-115
- 2) J. R. Hawthorne, J. J. Koziol and S. T. Byrne: NRL Report 8136, Naval Research Laboratory, (1977)
- 3) J. R. Hawthorne: NUREG/CR-1053, NRL Report 8357, Naval Research Laboratory, (1980)
- 4) L. E. Steele: ASTM STP484, (1970), 164-175
- 5) J. R. Hawthorne: ASTM STP782, (1982), 375-391
- 6) T. Kodaira, S. Miyazono, N. Nakajima, K. Ishimoto and H. Itami: *Nuclear Engineering and Design*, 85 (1985), 1-13
- 7) L. E. Steele, L. M. Davies, T. Ingham and M. Brumovsky: ASTM STP870, (1985), 863-899
- 8) US Nuclear Regulatory Commission: Nuclear Regulatory Guide 1.99 Revision 1, (1977)
- 9) US Nuclear Regulatory Commission: Nuclear Regulatory Guide 1.99 Revision 2, (1977)
- 10) US Nuclear Regulatory Commission: 10CFR Part 50-50. 61, (1985)
- 11) G. L. Guthrie and W. N. McElroy: LWR pressure vessel surveillance dosimetry improvement program, Quarterly Progress Report January 1982-March 1983, Hanford Engineering Development Laboratory, HEDL-TME 82-18, (1983)
- 12) G. F. Carpenter, N. R. Knopf and E. S. Bryon: *Nuclear Science and Engineering*, 19 (1964), 18-38
- 13) J. R. Hawthorne, C. Z. Serpan, Jr., H. E. Watson and R. A. Gray, Jr.: NRL Report 6420, Naval Research Laboratory, (1966)
- 14) ASTM Standard E399, (1983)
- 15) ASTM Standard E813, (1981)
- 16) P. B. Crosley and E. J. Ripling: *J. Testing and Evaluation*, 8 (1980) 1, 25-31
- 17) 日本電気協会: 電気技術規程 JEAC 4206「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」, (1986)