

JAERI-M
83-086

軽水炉压力容器用鋼の照射脆化に関する
最近の研究動向の調査

1983年6月

須藤 亮*・宮園昭八郎

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お
申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村
日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of
Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken
319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1983

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 日立高速印刷株式会社

軽水炉圧力容器用鋼の照射脆化に関する最近の研究動向の調査

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

須藤 亮*・宮園昭八郎

(1983年5月23日受理)

原子炉圧力容器用鋼の中性子照射脆化に関する海外（米国，フランス，西ドイツ，イギリス）での最近の研究動向を調査した。調査結果は1)照射脆化感受性に及ぼす鋼材の化学成分の影響，2)照射材の照射後焼鈍による靱性の回復，3)破壊力学的手法による照射材の靱性評価，4)疲労き裂進展挙動に及ぼす照射の効果，に分類した。1)では，銅，リンおよびニッケルなどの影響，さらに，これら複数の元素の相乗作用に関する研究が示されている。また Regulatory Guide などの現行の規制値の妥当性を評価，検討した研究も含まれている。2)では，照射後焼鈍条件（温度，時間）の影響および材料の金相的要因の影響に関する研究，さらには，照射脆化の進行を押えるために期待されている，照射期間中での定期的な焼鈍について評価した研究が示されている。3)では，照射材の破壊靱性値とシャルピー衝撃値とを相関づけた研究，および，CT試験片を用いて，弾塑性破壊力学に基づく照射材のJ-R曲線を求めた研究などが示されている。4)に関しては，大気中での照射材の疲労き裂進展挙動を調べた研究が多く，実機環境中での研究は現段階では比較的少ない。

* 外来研究員（東京芝浦電気（株））

Review of Recent Studies on Neutron Irradiation Embrittlement
in Light Water Reactor Pressure Vessel Steels

Akira SUDO * and Shohachiro MIYAZONO

Department of Nuclear Safety Research,

Tokai Research Establishment, JAERI

(Received May 23, 1983)

Recent studies in foreign countries (USA, France, FRG and UK) on neutron irradiation embrittlement have been reviewed. These studies are classified into four areas, such as 1) effect of chemical composition on irradiation embrittlement sensitivity, 2) postirradiation heat treatment for embrittlement relief, 3) fracture toughness evaluation of irradiated materials based on fracture mechanics analysis, and 4) effect of irradiation on fatigue crack propagation behavior. The first area mainly includes the studies related to the effects of copper, phosphorus impurities and nickel alloying and synergistic effect of these components, and furthermore, evaluation of Regulatory Guide 1.99 Rev.1. Studies in the second area show the effects of annealing condition (temperature and time) and metallurgical condition on embrittlement relief, and evaluation of periodic annealing in the period of irradiation as a promising method for embrittlement control. Studies in the third area show the correlation between fracture toughness and Cv notch ductility changes with neutron irradiation, and J-R curves of irradiated materials based on the elasto-plastic fracture mechanics. In the fourth area, most of studies are investigated in air condition but a few studies in reactor-grade water at high temperature and pressure

Keyword : Irradiation Embrittlement, Pressure Vessel Steels, Chemical Composition, Postirradiation Heat Treatment, Fracture Mechanics Analysis, Fatigue Crack Propagation, Notch Ductility.

* on leave from TOSHIBA CORPORATION

目 次

1. まえがき	1
2. 照射脆化感受性に及ぼす化学成分の影響	3
2.1 米国の研究動向	3
2.2 フランスの研究動向	5
2.3 西ドイツの研究動向	6
2.4 イギリスの研究動向	7
2.5 IAEA国際共同研究	7
2.6 NRC Regulatory Guide 1.99 の動向	9
3. 照射後焼鈍による靱性の回復	36
3.1 米国の研究動向	36
3.2 フランスの研究動向	37
4. 照射材の破壊靱性	43
4.1 照射材の破壊靱性値とシャルピー衝撃値との関係	43
4.2 照射材の K_{Ic} 試験	44
4.3 照射材の J-R 曲線	44
4.4 照射後焼鈍材の J-R 曲線	46
5. 疲労き裂進展に及ぼす照射の効果	62
5.1 大気中での疲労き裂進展	62
5.2 高温高圧水環境中での疲労き裂進展	62
6. まとめ	67
参考文献	68
付 録：「原子炉圧力容器用鋼の照射脆化」に関する文献リスト	71

Contents

1.	Introduction	1
2.	Effect of chemical composition on irradiation embrittlement sensitivity	3
2.1	Status of studies in USA	3
2.2	Status of studies in France	5
2.3	Status of studies in FRG	6
2.4	Status of Studies in UK	7
2.5	Status of IAEA international reseach program	7
2.6	Status of U.S.NRC Regulatory Guide 1.99	9
3.	Postirradiation heat treatment for irradiation embrittlement relief	36
3.1	Status of studies in USA	36
3.2	Status of studies in France	37
4.	Fracture toughness on irradiated materials	43
4.1	Correlations of fracture toughness and Cv notch ductility on irradiated materials	43
4.2	K _{1c} test on irradiated materials	44
4.3	J-R curve on irradiated materials	44
4.4	J-R curve on postirradiation heat treatment materials	46
5.	Effect of irradiation on fatigue crack propagation behavior	62
5.1	Fatigue crack propagation behavior in air condition	62
5.2	Fatigue crack propagation behavior in high temperature, pressurized, reactor-grade water	62
6.	Summary	67
	References	68
	Appendix ; List of literature related with " Irradiation embrittlement in nuclear power reactor pressure vessel steels."	71

1. ま え が き

原子力プラントの設計に際して、圧力容器の健全性の保証は特に強く要求されている。この圧力容器の材料にはSA302B, SA533-BおよびSA508などの低合金鋼が使われており (Table 1.1), これらの材料は多量の高速中性子照射を受けることによって靱性が低下する、いわゆる照射脆化を示す。米国では古いプラントの圧力容器に照射脆化感受性の高い溶接材料を使用しており、特に加圧水型原子炉 (PWR) での加圧熱衝撃 (Pressurized Thermal Shock) を想定した場合、圧力容器材の照射脆化が問題となっている。このため、圧力容器用鋼の照射脆化に関する研究、対策は数多く行なわれており、又、U. S. NRCではRegulatory Guide 1.99 Rev. 1にて鋼材の化学成分に応じた照射脆化傾向の基準を示している。さらに実炉では、圧力容器の健全性を確保するため、炉内に試験片を装荷し、これを定期的に取り出して試験し、圧力容器の中性子照射脆化の程度を監視するサーベイランス試験 (surveillance test) を実施している。

近年、圧力容器用鋼の照射脆化に関して、鋼材の化学成分の影響に関する研究、および照射材の焼鈍による靱性の回復に関する研究などが精力的に行なわれている。さらに、照射脆化の評価手段として、従来からのVノッチシャルピー衝撃試験に加えて、破壊力学的手法の適用が試みられている。特に遷移温度よりも高温側すなわち上部棚エネルギー (upper shelf energy) 領域での照射材には、弾塑性破壊力学による靱性の評価が試みられている。

1981年から1982年にかけて以下に示す1) IAEAあるいは、2) ASTM主催の照射脆化に関する国際会議が開催された。本報告書は、これらの会議での発表論文を中心に、圧力容器用鋼の照射効果に関する最近の研究動向をまとめたものである。また、巻末に圧力容器用鋼の照射効果に関する文献リストを添付する。

- 1) IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria, 19-21, Oct., 1981
- 2) ASTM 11th International Symposium on the Effects of Radiation on Materials. Arizona, U. S. A., 28-30, June, 1982
(ASTM STP 782 (1982))

Table 1.1 Chemical compositions and mechanical properties of pressure vessel materials

材料規格	化学組成 (wt.%)											機械的性質				
	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	V	Cu	Al	引張強さ (kg/mm ²)	伸び (%)	降伏強さ (kg/mm ²)	衝撃強さ (kg/mm ²)	種別 (%)
米国 (ASME)	S A 201 B	0.15/ 0.30	≤0.04	≤0.05	—	—	—	—	—	—	—	≥22.5	42.2/50.0	≥25	—	—
	S A 212 B	0.15/ 0.30	≤0.01	≤0.05	—	—	—	—	—	—	—	≥26.7	49.2/59.8	≥21	—	—
	S A 302 B	0.15/ 0.30	≤0.035	≤0.040	—	—	—	0.45/ 0.60	—	—	—	≥35.2	56.2/70.3	≥18	—	—
	S A 302 C	0.15/ 0.30	≤0.035	≤0.040	0.4/ 0.7	—	—	0.45/ 0.60	—	—	—	≥35.2	56.2/70.3	≥20	—	—
	S A 302 D	0.15/ 0.30	≤0.035	≤0.040	0.7/ 1.0	—	—	0.45/ 0.60	—	—	—	≥35.2	56.2/70.3	≥20	—	—
米国 (ASME)	S A 105	≤0.35	≤0.040	≤0.050	—	—	—	—	—	—	—	≥25.3	≥49.2	≥22	—	—
	S A 336 Code Case 1532-3	0.15/ 0.35	≤0.04	≤0.05	0.5/ 0.9	—	0.25/ 0.45	0.55/ 0.70	—	—	—	≥35.2	56.2/70.3	≥18	—	—
	S Q V 2 A	0.15/ 0.30	≤0.035	≤0.040	0.4/ 0.7	—	—	0.45/ 0.60	—	—	—	≥35	56/70	≥18	—	—
	S Q V 2 B	0.15/ 0.30	≤0.035	≤0.040	0.4/ 0.7	—	—	0.45/ 0.60	—	—	—	≥49	63/81	≥16	—	—
	S F V 1	0.15/ 0.35	≤0.025	≤0.025	—	—	—	—	—	—	—	≥25	≥49	≥20	≥38	—
米国 (ASME)	S F V 2	0.15/ 0.35	≤0.025	≤0.025	0.5/ 0.9	—	0.25/ 0.45	0.55/ 0.70	—	—	—	≥35	≥56	≥18	—	—
	S F V 3	0.15/ 0.25	≤0.025	≤0.025	0.4/ 0.8	—	—	0.45/ 0.60	—	—	—	≥35	≥56	≥18	—	—
	S A 333 B Cl. 1	0.15/ 0.30	≤0.035	≤0.040	0.4/ 0.7	—	—	0.45/ 0.60	—	—	—	≥35.2	56.2/70.3	≥18	—	≥51.7
	S A 333 B Cl. 2	0.15/ 0.30	≤0.035	≤0.040	0.4/ 0.7	—	—	0.45/ 0.60	—	—	—	≥49.2	63.3/80.8	≥16	—	≥60.5
	S A 508, Cl. 1	0.15/ 0.40	≤0.025	≤0.025	≤0.4	—	≤0.25	≤0.10	—	—	—	≥21.6	49.2/66.8	≥20	≥30	—
米国 (ASME)	S A 508, Cl. 2	0.15/ 0.40	≤0.025	≤0.025	≤0.4	—	≤0.25	≤0.10	—	—	—	≥35.2	56.2/73.8	≥18	≥38	—
	S A 508, Cl. 3	0.15/ 0.40	≤0.025	≤0.025	≤0.4	—	≤0.25	≤0.10	—	—	—	≥40	≥57	≥18	≥45	—
	22NiMoCr37 (W. Nr. 1.6751)	0.17/ 0.25	≤0.020	≤0.020	0.6/ 1.2	—	0.30/ 0.50	0.50/ 0.60	—	—	—	≥29.1	≥40.8	≥29.1	—	—
	20MnNi653 (W. Nr. 1.0310)	0.17/ 0.25	≤0.020	≤0.020	0.4/ 0.8	—	≤0.30	0.45/ 0.60	—	—	—	≥40	≥57	≥19	≥45	—
	S A 542, Cl. 1	0.15/ 0.40	≤0.035	≤0.035	—	—	2.0/ 2.5	0.9/ 1.1	—	—	—	≥59.8	73.0/87.9	≥14	—	—
米国 (ASME)	S A 533 B Cl. 1	0.20/ 0.35	≤0.020	≤0.020	3.0/ 4.0	—	1.5/ 2.0	0.45/ 0.60	—	—	—	≥59.8	73.8/87.9	≥14	—	—
	S A 543 C Cl. 1	0.20/ 0.35	≤0.020	≤0.020	3.5/ 4.5	—	1.2/ 1.6	0.5/ 0.60	—	—	—	≥59.8	73.0/87.9	≥14	—	—

①) ASME II Div Part C (材料表 C), TUV 14 309C.
 ②) 材料規格は ASME II Div Part C (材料表 C) の下位規格である。
 ③) SA333, Appendix XI-1 に示す組立条件のみに適用 (引張強さ)。
 ④) SA508, Suppl. Rem't. 50.1 11.2 及び 50.2 11.2 に示す組立条件のみに適用 (引張強さ)。
 ⑤) SA542 100mm 未満の厚さでは 2.60/2.54。
 ⑥) SA542 100mm 未満の厚さでは 2.54/2.54。

2. 照射脆化感受性に及ぼす化学成分の影響

圧力容器鋼の照射脆化感受性に銅 (Cu), リン (P) などの不純物元素が影響していることは従来より注目されており, 不純物元素の含有量を系統的に変えた研究が行なわれている。さらに最近, ニッケル (Ni) などの合金元素の効果が注目され, 新しい知見が得られている。化学成分の影響に関して, 各国で多くの研究が行なわれているため, 本報告書では国別に研究の動向をまとめてある。

2.1 米国の研究動向

2.1.1 不純物元素の効果

Fig. 2.1 は Hawthorne¹⁾ によって示された 0.03% Cu および 0.13% Cu を含む A533-B 鋼のシャルピー衝撃試験結果であり, 照射による遷移温度の上昇は高 Cu 含有材 (0.13% Cu) の方が大きい。Fig. 2.2²⁾³⁾ は A533-B 鋼の板, 溶接部, 溶接熱影響部について, その Cu 含有量によって以下に示す 3 つのシリーズに分けて系統的に検討したものであり, 照射による 30 ft-lb (41 J) での遷移温度の上昇量を示している。

シリーズ I : Cu \geq 0.15%

シリーズ II : Cu \leq 0.10%

シリーズ III : Cu \leq 0.06%

高 Cu 含有のシリーズ I の遷移温度の上昇量が大きい。また, シリーズ II とシリーズ III の遷移温度の上昇量には差が見られず, 低 Cu 領域では多少の Cu 量の違いは照射脆化感受性に影響しないことを示している。

さらに Hawthorne⁴⁾ は A302-B (\ll 0.4% Ni) および A533-B (0.4~0.7% Ni) 相当の板材を用いて照射前および照射後のシャルピー衝撃試験を行ない Fig. 2.3 を示している。照射による遷移温度のソフト量は高 Cu 含有材ほど大きい。又, 上部棚エネルギーの挙動にも注目し, 0.16% Cu では照射 (2.4×10^{19} n/cm², 2.6×10^{19} n/cm²) 後も上部棚エネルギーは低下しないが, 0.28% Cu では 30%~40% 低下している。

P の影響に関して, Hawthorne⁵⁾ は A302-B 板材を用いて Fig. 2.4 を示している。P 量が 0.002% から 0.014% まで増加すると, 照射による遷移温度の上昇量も大幅に増しているが, これ以上 P 量を増加しても遷移温度の上昇は見られない。

2.1.2 合金元素の効果

照射脆化感受性に及ぼす Ni の効果に関して NRL の一連の研究²⁾³⁾⁶⁾ で, Ni は高 Cu の存在下では照射脆化を助長する (Ni と Cu との相乗効果) が, Ni 単独では照射脆化を助長しないとされている。

Hawthorne⁴⁾ は A302-B, A533-B 相当の板材を 288°C, 約 2.5×10^{19} n/cm² で照射

して、Niの影響を調べ (Fig. 2.3), 以下の様に述べている。

1) Cu = 0.28 wt% の時, 照射による遷移温度のシフト量は Ni = 0.69% (6C, 6D) の方が Ni = 0.27% (6B) より大きい。しかし, Ni = 0.27% (6B) と Ni = 0.06% (6A) では差がない。

2) Cu = 0.16 wt% の時も, 1) と同様の傾向を示す。

Hawthorne らはこれらの事から Ni の効果は明らかにあるとしている。但し, 低 Cu (0.05 wt% Cu) の場合, Ni = 1.0% 以上でも照射脆化感受性が極めて低い (Fig. 2.5) ことから, Ni は高 Cu 含有の時のみ, Cu と相乗作用を示し, 照射脆化を助長すると述べている。また, Fig. 2.3 から, 0.5% 以下のケイ素 (Si) は照射脆化感受性に何ら影響を及ぼしていない。

照射脆化感受性に及ぼす化学成分の効果を種々の回帰式で示した研究も行なわれている。

Varsk, Byrne⁷⁾ らは A533-B 板材, A508 鍛造材および溶接金属, さらには種々の実験室溶解材を用いて, 種々の合金成分が照射脆化感受性に及ぼす影響について評価し,

"Chemistry Relation (C. R.)" として (1) 式を示した。

$$C. R. = \left[\frac{1.5 Ni + Si + 0.5 C + (Mn - 0.5)}{0.5 + 0.5 Mo} \right] \times Cu \quad (1)$$

(atmic %)

(1) 式において, 分母に含まれる元素は照射脆化を抑制し, 分子に含まれる元素は照射脆化を助長する元素である。なお, $\Delta NDTT$ (NORM) (ある特定の照射量で normalize した遷移温度のシフト量) と $\log C. R.$ とは Fig. 2.6⁸⁾ に示したように直線関係にある⁷⁾。

Guthrie⁹⁾ は照射による遷移温度のシフト量 $\Delta NDTT$ を化学成分依存項, 照射量依存項, および照射温度依存項とで整理し (2) 式を示した。

$$\Delta NDTT = (\sum a_i x_i + c_u \sum b_j x_j) \cdot (\phi / 10^{19})^n \times [1 + (T_{irr} - 550)] \cdot B \quad (2)$$

ϕ : 照射量 (n/cm²) T_{irr} : 照射温度 (°F)
 x_i, x_j : 成分元素 (a_i, b_j は各々の定数) B : 実数

(2) 式において X_i, X_j として種々の元素の組み合わせを考慮しており, Cu, Ni, (Cu)² および定数の組み合わせで求めた回帰式を (2') に示す。

$$\Delta NDTT = (1031 Cu + 52.61 Ni - 1094 (Cu)^2 - 46.69) \cdot \left(\frac{\phi}{10^{19}} \right)^{0.3186} \times [1 + (T_{irr} - 550^\circ F) \times (-0.01141)] \quad (2')$$

2.1.3 "Saturation" 効果

Westinghouse の Yanichko¹⁰⁾ らは, 実機の中性子レベルでは照射による脆化は "saturate (飽和)" することを初めて見出した。これに関して Westinghouse¹¹⁾ ではさらに実機でのサーベランス試験を実施しており, 高 Cu 含有溶接材では "saturate" しないが, 1×10^{19} n/cm²

以上の照射量では脆化速度は小さくなる (Table 2.1)。そして、特に $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 以上の高照射量域での遷移温度のシフト量は、Regulatory Guide 1.99 Rev. 1 の trend curve (後述) を大きく下まわること示した。

一方、EPR1 は ASTM E10 (1981) minisymposium に、Ni 含有量が比較的高い A533-B および溶接金属は "saturate" しないと報告している。

Norris ら¹²⁾ は照射温度の factor が重要 (特に低 Ni 材では) であるとし、さらに脆化の回復は時間/温度に依存する¹³⁾ ので、"saturation" は真の照射脆化と炉環境による焼鈍とが等しくなった時に期待できるとしている。また、低 Ni 含有材と高 Ni 含有材とでは "saturation" の傾向が異なることを仮定した "saturation" モデルを用いて予想した遷移温度のシフト量 (ΔT_T) と実測した遷移温度のシフト量とがほぼ一致した (Table 2.2) ことから、"saturation" の傾向は Ni 量に依存することが示された。

2.2 フランスの研究動向

2.2.1 不純物元素の効果

Guionnet¹⁴⁾ らは 13 種類の実験室溶解材を用いて、A508 cl3 鋼の照射による諸特性の変化に及ぼす不純物元素 (Cu, P, Sn) の影響を調べ Fig. 2.7 を示した。これらの元素は、照射による遷移温度および硬さの変化を助長している。また、上部棚エネルギーの低下に関してこれら元素は有害である。彼らは Cu, P, Sn の効果に関して (3) 式を示している。

$$\Delta RT_{NDT} = 12 + 1730P + 270Cu + 1150Sn \quad (\text{照射量; } 5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2) \quad (3)$$

RT_{NDT}: Reference temperature (ASME III)

2.2.2 合金元素の効果

Fig. 2.8(a) および (b) は Petrequin¹⁵⁾ および Guionnet¹⁶⁾ らによって示された A508 cl3 鍛造材および溶接金属の照射によるシャルピー遷移温度のシフトに及ぼす Ni の影響について調べたものであり、Ni の増加に伴ない遷移温度の上昇量が増加している。

Guionnet ら¹⁶⁾ は溶接金属 (母材 A533-B, A508 cl. 3) を用いて Cu と Ni との相乗効果について調べ、Fig. 2.9 を示し、以下の結果を得ている。

(1) Cu, Ni とともに高い時に、照射による RT_{NDT} のシフト量は最も大きい。

(2) 一方、低 Cu (0.03% Cu) の時には、Ni 量が高くても脆化の上昇はみられず、Ni は高 Cu の時のみ脆化を助長し、Cu との相乗作用を示す。

ΔRT_{NDT} に及ぼす Ni, Cu, P の効果を (4) 式 (溶接材)、(5) 式 (溶接材 + 板材) で示している。溶接材も板材も化学成分の効果は同じである。

$$\Delta RT_{NDT} = 23 + 317(Ni)^2 \times Cu + 333(Cu - 0.08) + 3640(P - 0.008) \quad (4)$$

: 溶接材

$$\Delta RT_{NDT} = 36 + 310(Ni)^2 \times Cu + 361(Cu - 0.08) + 2328(P - 0.008) \quad (5)$$

: 溶接材 + 板材

Fig. 2.10 および Fig. 2.11 は、(4)式および(5)式で予測した ΔRT_{NDT} と実測値とを比較したものであり、両者は良く一致している。又、Fig. 2.12 は、特に溶接材の ΔRT_{NDT} に及ぼす Ni の効果に注目して整理したものである。

2.3 西ドイツの研究動向

2.3.1 不純物元素の効果

Ahlf ら¹⁷⁾ は Cu 量が 0.04%~0.25% の 3 種類の材料 (A533-B, および溶接材) を 255°C~310°C の種々の条件下で照射 ($1.7 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) し、シャルピー遷移温度のシフト量を調べ Fig. 2.13 を示した。Cu の増加に伴い照射による遷移温度のシフト量 ΔTT も大きくなる。また、照射温度の増加 ΔT_B に伴う遷移温度シフト量の減少 $\Delta(\Delta TT)$ の割合 $\Delta(\Delta TT)/\Delta T_B$ は Cu 量が多い程大きい (Table 2.3)。

Leitz ら¹⁸⁾ は種々の溶接材料を用いて、315°C で照射し、Fig. 2.14 を示した。Cu の増加に伴い、照射による遷移温度シフト ΔT は直線的に増加している。また、 $P=0.009\%$ (Cu=0.23%) のプロットはバラツキ範囲の lower edge 部に、 $P=0.014\%$ (Cu=0.27%) のプロットは upper edge 部にあり、 P も照射による遷移温度のシフトを助長することを示している。Fig. 2.15 は 0.08% 以下の Cu 含有材 (No.10 のみ 0.27% Cu) を 285°C で照射した結果であるが、Cu 量との相関はなく、Cu の 0.08 wt% 以下の変動は照射による遷移温度のシフト (ΔT) に影響していない。

2.3.2 合金元素の効果

Leitz らは種々の溶接金属を用いた Fig. 2.15¹⁸⁾ で、Ni および他の元素の効果について以下のように報告している。

- 1) Ni は ΔT -Fluence カーブの傾きに影響し、高 Ni (1.7% Ni) 材の勾配が最も急であり、低 Ni (0.2% Ni) 材では照射量が増加しても勾配は 0 か負になっている。他の実験データでは¹⁹⁾、母材でも同傾向 (程度は小さい) を示すが、Ni = 3% 以上まで増加すると、逆に脆化の程度は減少してくる。
- 2) 低 Cu 材 (例えば No. 11 と No. 13) で比較しても、Ni 量によって勾配が大きくなることから、Ni の効果と Cu の効果とは互いに依存しないとし、Howthorne⁴⁾、Guionnet¹⁶⁾ らの報告で述べられている Ni と Cu の相乗効果とは異なる見解を示している。
- 3) Cu も ΔT -Fluence カーブの傾きに影響を及ぼし、Ni の効果と類似している。しかし、一般的に Cu の場合、“turning point” が低照射量側にあり、 ΔT に対して強く悪影響を及ぼすのに対して、Fig. 2.15 から、Ni の場合、“turning point” が $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ と高く、高照射量の時のみ Ni は有害である。
- 4) P, As, Mo, Mn は照射脆化を助長し、Si, Cr, は抑制する (Table 2.4)
- 4) の結果は Varsik ら⁷⁾ の “Chemistry Relation C. R.” (1式) と比較すると Mo および Si の効果が逆になっている。
- 5) 溶接方法でも差が生じ、入熱の低い手溶接材の方が submerged arc welding (SAW)

材よりも照射による遷移温度のシフトは小さい。

2.3.3 Saturation 効果

Leitz¹⁸⁾らの示したFig.2.15で、低Ni、低Cu材では“saturation”が見られている。Leitzらはさらに上部棚エネルギーの照射による変化に注目しFig.2.16を示した。Cu ≤ 0.08%, Ni ≤ 約1%では、照射量の増加に伴ない、上部棚エネルギーの低下が押えられ“saturation”ばかりでなく、“irradiation recovery”効果を示している。これは過時効の効果によるものであり、特に溶接入熱の低い手溶接(SMAW)材では 4×10^{19} n/cm²で上部棚エネルギーは完全に回復している。これらの事から、Leitzらは、上部棚エネルギーの挙動と遷移温度のシフトの挙動とは異なるミクロ組織的メカニズムが作用していると述べている。

2.4 イギリスの研究動向

2.4.1 不純物元素の影響

Davis⁸⁾, Williams²⁰⁾らは材料試験炉Dido, PlutoおよびHeraldにて压力容器用板材、溶接材を照射しFig.2.17⁸⁾およびFig.2.18(a)²⁰⁾を示した。これらより

- 1) Δ NDTTはCu量が多い程大きい(Fig.2.17)。
- 2) 遷移温度のシフト量 Δ NDTTと照射量Doseとの関係は材料の種類および状態(板材、溶接材、熱処理条件等)によって異なる(Fig.2.17およびFig.2.18(a))。

2.4.2 合金成分の影響

Davisら⁸⁾はFig.2.17で照射によるNDTTのシフトに及ぼすNiの効果に関して、高Ni、高Cu材のシフト量が最も高いとしている。

Williamsら²⁰⁾は板材、溶接材、溶接熱影響部を用いて、照射による遷移温度のシフト(ΔT)を調べ、(6)式を示している。

$$\Delta T = B (C.R.)^P \cdot \text{Dose}^{0.5} \quad (6)$$

C.R. : Chemistry Relation (C.R. \doteq A \times Cu \times (Ni+B))

B, P : Constant (材料の状態(板材, 溶接材, 熱処理条件等)及び炉によって異なる)

(6)式から求まる ΔT の計算値と実測値とを比較したものがFig.2.18(b)であり、両者は良く一致している。C.R.値で ΔT が矛盾なく求められたことから、CuとNiとの相乗効果(C.R. \doteq A \cdot Cu \times (Ni+B), (A, B: constant))が裏づけられたとしている。

2.5 IAEA国際共同研究

1977年より压力容器用鋼の照射脆化に関するIAEA国際共同研究が開始され、西ドイツ、

フランス、日本製の板材、鍛造材、溶接材の Round Robin test が行なわれている。この中の一部がすでに報告されている。

2.5.1 米国の結果

NRL²¹⁾ではTable 2.5に示す各国製の改良材を用いて照射によるシャルピー遷移温度のシフト量を調べ、Fig.2.19を示した。Fig.2.19には他の米国材での試験結果を併せて示してある。IAEA共同研究材(0.01~0.07%Cu)は米国での改良材(0.10%Cu)と同様、照射脆化感受性が低い。又、同時に示したHSST 03板(A533-B板材)(0.12%Cu)材は0.01~0.07%Cu材と比較して照射脆化感受性が高い。

2.5.2 イギリスの結果

Davies²²⁾らはIAEA共同研究の一環としてTable 2.6に示す日本製鍛造材JF(A508 cl.3)および溶接材JW、フランス製鍛造材FF(A508 cl.3)、および参考材としてイギリス製溶接材UKWについて、Herald炉にて照射(1×10^{19} n/cm²)し遷移温度、上部棚エネルギーおよび硬さの変化を求めてTable 2.7を示した。各材料の遷移温度のシフト量の比較をFig.2.20に示す。Fig.2.20より、

- (1) 参考材として用いた高Ni、高Cu含有(1.5%Ni, 0.18%Cu)のイギリス製溶接材を除いて、試験材(改良材)の照射脆化感受性はA302-B reference plateよりも低い。
- (2) 併記した照射量のやや高い(2×10^{19} n/cm²)米国でのデータと付き合わせると、実機の照射量レベルでは、改良鋼の照射による劣化は“saturate”すると考えられる。
- (3) 一方、イギリス製溶接材の結果から、高Ni(Ni > 0.5%)材は実機の照射量レベルでも“saturate”しないことが確認された。
- (4) 改良鋼の照射による遷移温度のシフト量 ΔT は、Regulatory Guide 1.99 Rev. 1の予測値よりも下回っている(Fig.2.21)。
- (5) 照射温度およびChemistry Relation C. R.値が遷移温度のシフトに及ぼす影響を模式的に示すとFig.2.22⁸⁾の様になり、本試験結果もこれと同様の傾向を示している。

上部棚エネルギーに関して(Table 2.7)、照射温度290℃での日本製およびフランス製鍛造材では低下していないが、日本製溶接材(290℃, 250℃)、イギリス製溶接材(290℃)及びフランス製鍛造材(250℃)では低下しており、上部棚エネルギーの低下は化学成分、金属組織、照射温度、照射線量の全てが影響すると述べている。

さらに彼らは、これらの材料の組織観察を実施し、Fig.2.23を示し、以下の様に述べている。

- (1) 照射による組織変化はみられない。
- (2) 組織中の主な析出物は球状のM₃C(M_n, C_rを含むFe₃C)およびM₂₃C₆であり、溶接材のfusion zoneにはさらにAl, Si, Ti, Mn, richの溶接生成物が生じている。
- (3) 照射材および未照射材ともに、目に見えない障害物による転位の固着が観察された(Fig.2.23(a)矢印)。
- (4) 各材料の転位密度を比較すると(Fig.2.24)、フランス製鍛造材の転位密度が最も高く、上部棚エネルギーおよび破壊靱性(J_{1c}) (後述)の値に影響している。

又、彼らは照射による硬さの変化を調べ、照射温度が低い程、硬さの増加も著しいことを示した。さらに、未照射材でも熱処理によって硬さを増加させることができ、320℃～400℃、1週間の熱処理は照射量 $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ の照射材の硬さに相当すると硬さを与えるとしている。そして、熱処理による硬化のメカニズムと照射による硬化のメカニズムとは同じであると述べている。

2.6 NRC Regulatory Guide 1.99の動向

NRCのRegulatory Guide 1.99 Rev. 1²³⁾ではCuおよびP量に応じた照射脆化量の基準が設けられており、照射による RT_{NDT} の変化量は(7)式に示すTrend Curve (傾向曲線)で示されている。

$$\Delta RT_{NDT} = [40 + 1000 (Cu - 0.08) + 5000 (P - 0.008)] (\phi / 10^{19})^{1/2} \quad (7)$$

ϕ : 照射量

2.6.1 実測データとの比較

Westinghouse¹¹⁾(米)は実機でのサーベランス試験データとRegulatory Guide 1.99 Rev.1のtrend curve (7)式からの予測値とを比較してFig.2.25を示した。現行のRegulatory Guideのtrend curveは $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 以上の高照射量域で安全側すぎるとしている。

Fig.2.26はHawthorne²⁴⁾によって示された種々の板材および溶接材の実験データ(低～中照射量)と現行のRegulatory Guideとを比較したものである。上部棚エネルギーの低下に関して、現行のRegulatory Guideは相当安全側すぎる。また、遷移温度のシフト量に関して、Regulatory Guideは安全側だが、その程度は上部棚エネルギーほどではない。

Fig.2.27およびFig.2.28はGuionnetら¹⁴⁾¹⁶⁾の板材および溶接材のデータを現行のRegulatory Guideと比較したものである。高Ni含有材(1.43% Ni: Fig.2.27, 1.85% Ni: Fig.2.28)では実測データの方が大きい ΔRT_{NDT} を示している。これ以外のデータでは、現行のRegulatory Guideは十分安全側であり、特に低いNi材でこの傾向が強い。

Fohl²⁵⁾らは、材料試験炉VAKを用いて、280℃の条件下で、各種鍛造材(Table 2.8)を照射し、シャルピー遷移温度のシフト量(ΔT)を調べた。試験したすべての材料で、シフト量はRegulatory Guide 1.99 Rev.1のtrend curveよりも下回っている(Fig.2.29)。さらにFig.2.30はKWU(独)のtrend curveと比較したものであるが、KWUのtrend curveはRegulatory Guide 1.99 Rev.1よりも ΔT を低くとっているにもかかわらず、実測データはこれを下回っており、Regulatory Guide 1.99 Rev.1およびKWUのtrend curveは十分安全側であることを示している。又、同時に行なった落重試験と前述のシャルピー試験の結果とから求めた各々の ΔRT_{NDT} を比較したところ、シャルピー試験での Cv_{41J} をベースに $RT_{NDT}(\text{adj})$ を求めるASTM E 185の方法は安全側であることが確認された。

2.6.2 NRC (NRR) の動向

NRR²⁶⁾ではPWRでのサーベランス・データを用いて、Regulatory Guide 1.99 Rev.1のtrend curve(7式)からの予測値との“ずれ”(=Regulatory Guideによる照射脆化の予測値-実測データ)を照射量で整理し、Fig.2.31を示した(P=0.012%の時)。

現行のRegulatory Guide 1.99は照射量 1×10^{19} n/cm²以上でoverpredictionであり、特に低Ni含有材でこの傾向が強い。Fig.2.31の結果を基に、高Ni(>0.5Ni)、低Ni(<0.2%Ni)材別に新しいtrend curveの試案をFig.2.32, Fig.2.33に示している。この試案での主な変更点を以下に示す。

- (1) trend curveの傾き(現行Regulatory Guideでは0.50)を、高Ni材では0.35に、低Ni材では照射量 5×10^{18} n/cm²を境に0.25($\leq 5 \times 10^{18}$ n/cm²)と0.15($> 5 \times 10^{18}$ n/cm²)に各々減少し、overpredictionを押えている。
- (2) NiとCuとの相乗効果を考慮して、低Ni材ではCuの項の係数を小さくしている。
- (3) 低Cuの時のoverpredictionを押えるためにCuのcutoff pointを0.08から0.05にしている(高Ni材、低Ni材とも)。

Fig.2.32とFig.2.33の一部分と現行のRegulatory Guide 1.99のtrend curveとをまとめてFig.2.34に示す。NRCではさらに他のサーベランス・データを加えて検討し、近々、Regulatory Guide 1.99の改訂を行う予定になっている。

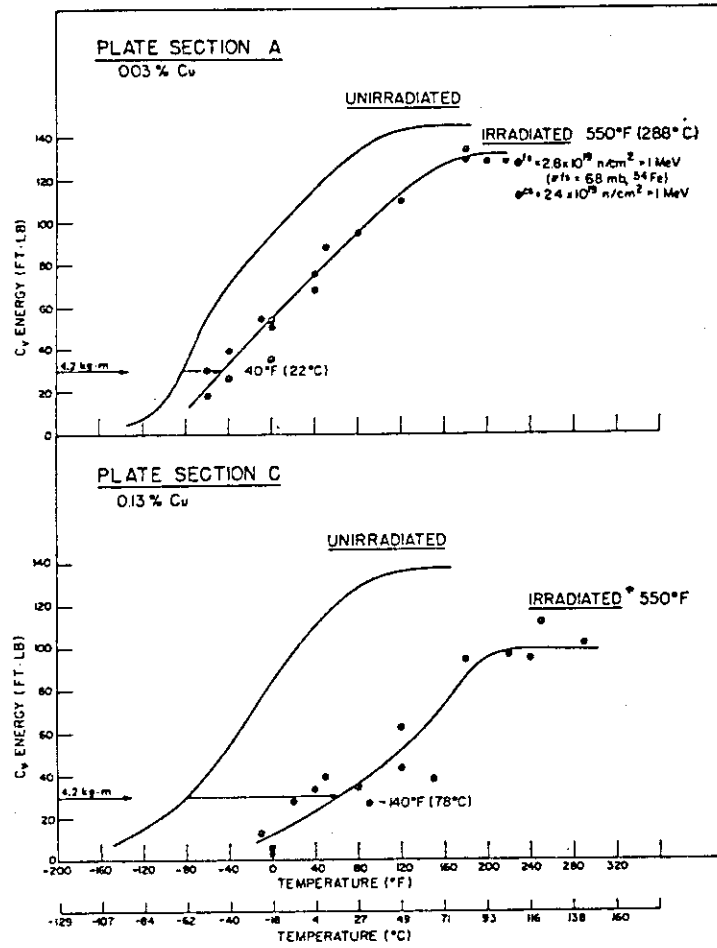


Fig. 2.1 Charpy V (Cv) assessment of the irradiation embrittlement resistance of A533-B plates with different copper content

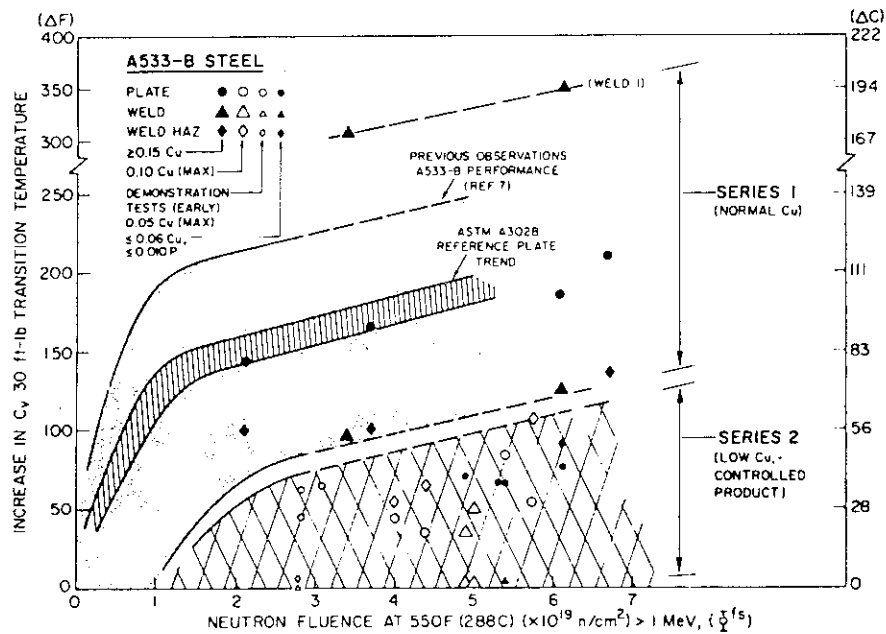


Fig. 2.2 Summary of Charpy-V transition temperature observations for Series 1, Series 2 and Series 3 (small filled symbols) materials

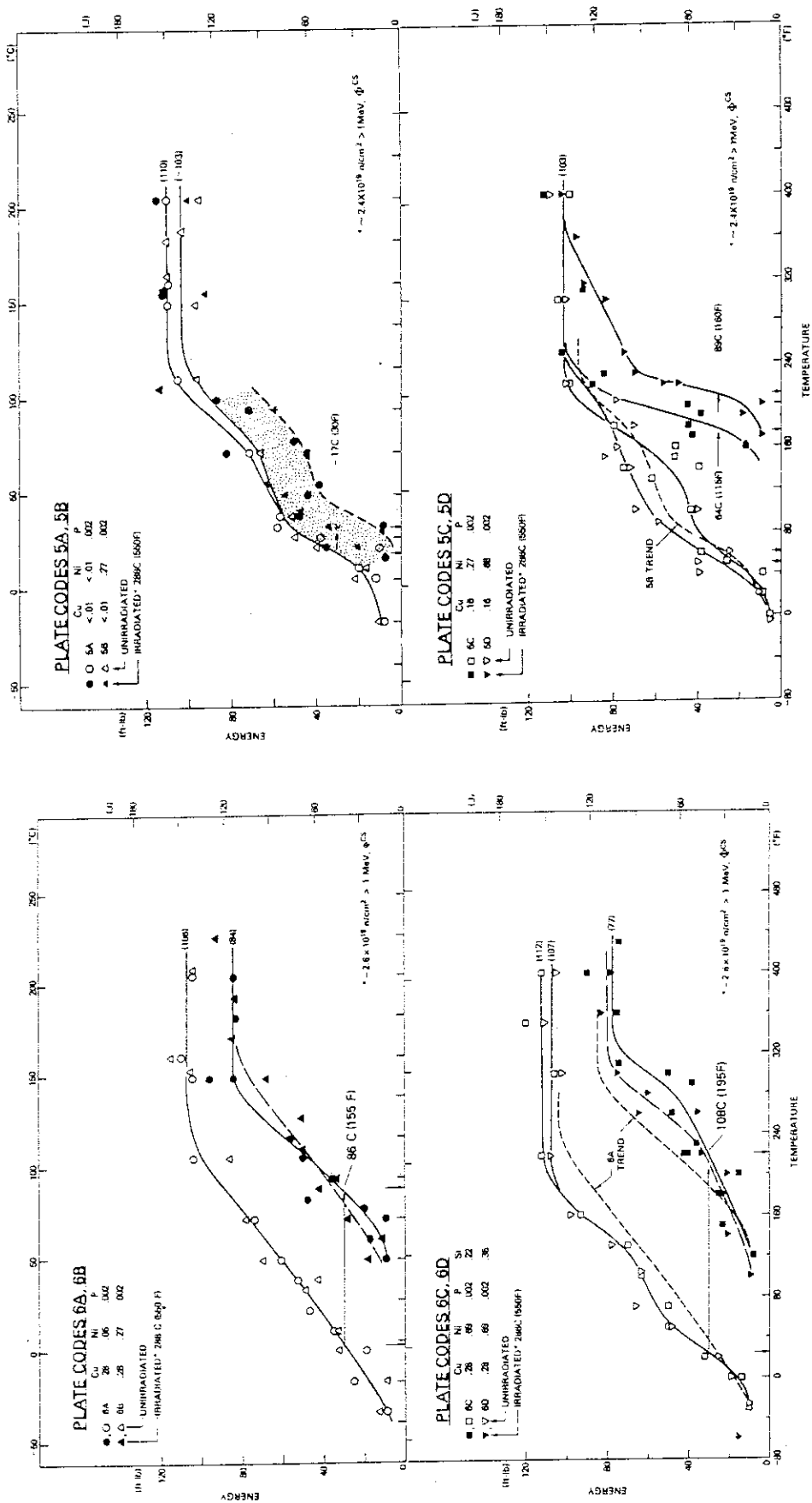


Fig. 2.3 Notch ductility of plates before and after irradiations

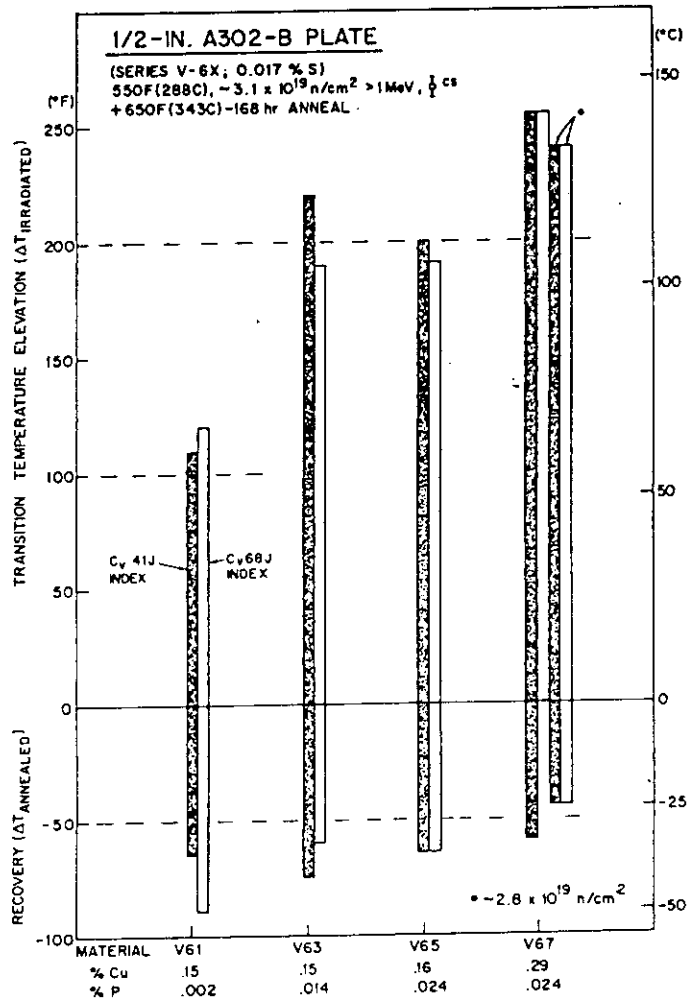


Fig. 2.4 Summary of Charpy-V transition temperature changes of A302-B plates with 288°C irradiation (and with 343°C postirradiation heat treatment)

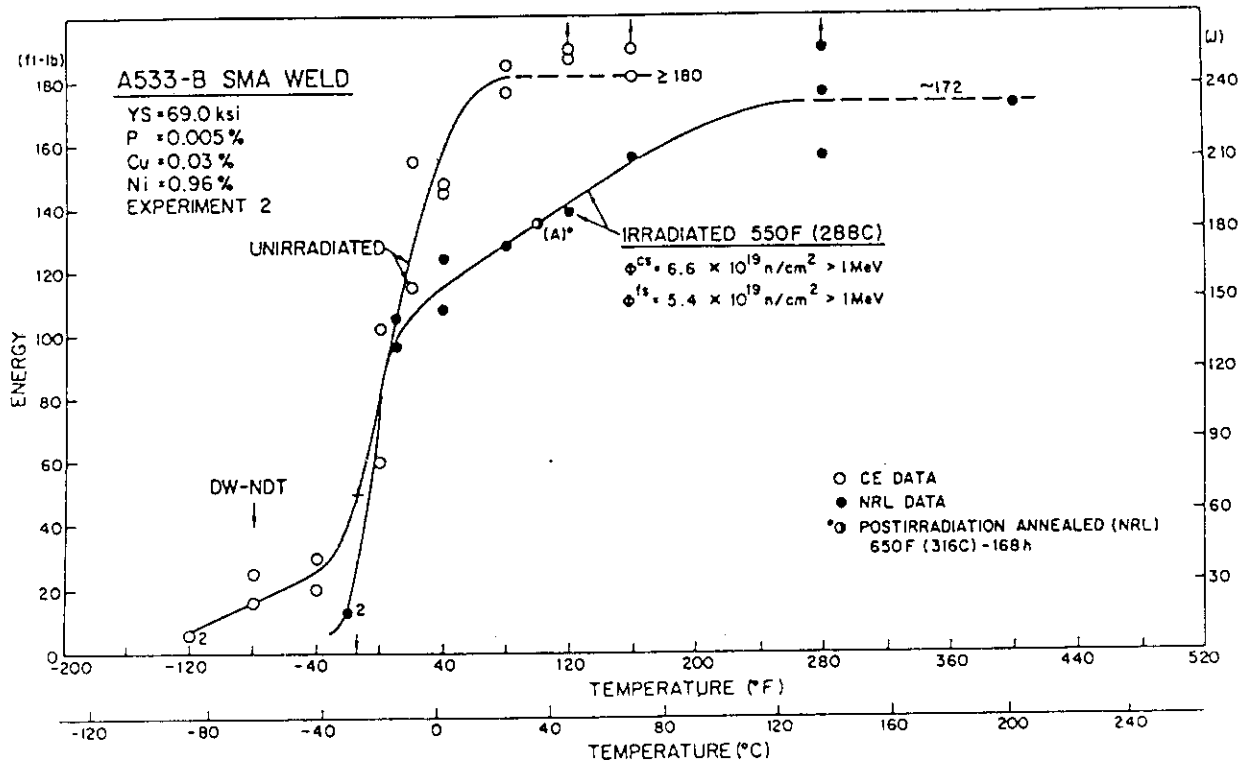


Fig. 2.5 Notch ductility of a high nickel, low copper content shield metal arc weld before and after 288°C irradiation to a high fluence

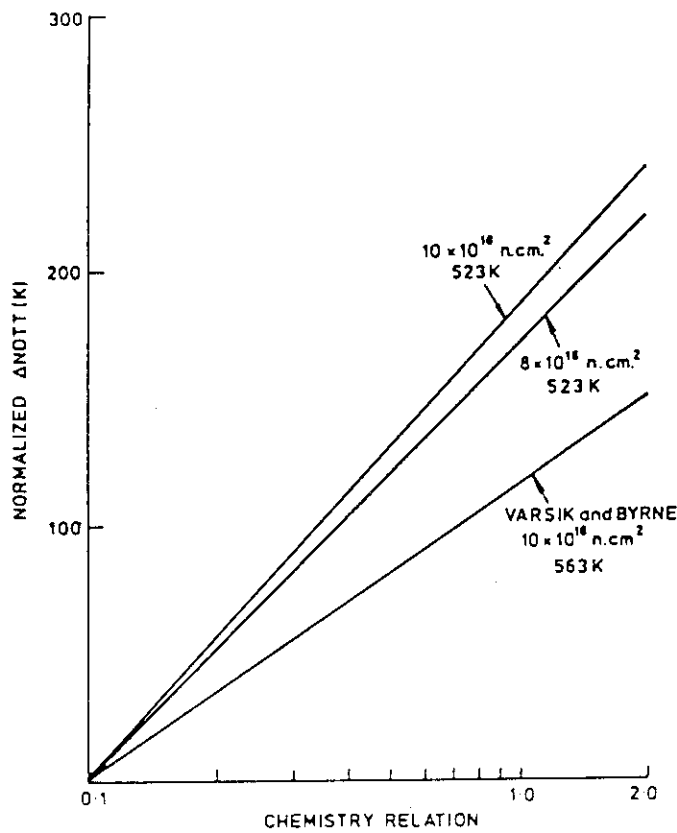


Fig. 2.6 Normalized Δ NDTT plotted against Chemistry Relation for different neutron dose. Also included is the Varsik and Byrne curve⁷⁾ normalized to $10 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$.

Table 2.1 Submerged arc weld irradiation surveillance test data

Plant	Cu (%)	P (%)	Ni (%)	Fluence (10^{19} n/cm ²)	41 Joule Trans. Temperature Increase	
					(°F)	(°C)
Point Beach Unit 2	.25	.014	.59	.653	165	92
				.829	145	81
				2.01(a)	230	128
Kewaunee	.20	.016	.77	.599	175	97
				2.07(a)	235	131
Big Rock Point	.27	.014	.10	.15	55	31
				.71	135	75
				2.27(a)	135	75
				2.3	130	72
Zion Unit 1	.35	.020	.57	10.7	170	94
				.289	101	56
Quad Cities Unit 1	.31	.010	.65	.892(a)	188	104
				.72	155	86
Quad Cities Unit 2	.26	.013	.60	2.37(a)	265	147
				.90	180	100
resden Unit 3	.35	.013	.73	2.43(a)	205	144
				.615	205	114
				1.20(a)	250	139
Maine Yankee	.36	.015	.78	2.06	208	116
				.12	55	31
				.66	240	133
				.71	222	123
				1.30	270	150
				3.00	315	175
				5.30	350	194
8.84(a)	345	192				

(a) Capsule from EPRI/Westinghouse program.

Table 2.2 Predicted transition temperature shift (ΔT) from saturation model and measured ΔT in pressure vessel surveillance materials

Capsule Identification	Material Identification	Chemistry		Exposure Time (a)	Measured ΔT , °C (°F)	Predicted ΔT , °C (°F)	
		% Cu	% Ni			(b)	(c)
Turkey Point 3 (T)	123P461VA-1	0.06	0.70	0.073 τ	3 (5)	7 (13)	7 (13)
	Weld	0.31	0.57	0.090 τ	86 (155)	97 (175)	96 (173)
	A302 Reference	0.20	0.18	0.280 τ	50 (90)	57 (103)	57 (103)
Turkey Point 3 (S)	123P461VA-1	0.06	0.70	0.270 τ	14 (25)	9 (17)	11 (20)
	123S266VA-1	0.08	0.67	0.280 τ	39 (70)	19 (34)	22 (39)
	A302 Reference	0.20	0.18	1.040 τ	74 (134)	74 (134)	74 (134)
Turkey Point 4 (T)	122S180VA-1	0.06	0.70	0.094 τ	3 (5)	7 (13)	8 (14)
	Weld	0.30	0.60	0.110 τ	125 (225)	96 (172)	104 (187)
	A533 Reference	0.14	0.68	0.097 τ	44 (80)	37 (66)	40 (72)
Turkey Point 4 (S)	122S180VA-1	0.06	0.70	0.250 τ	6 (10)	8 (15)	11 (19)
	123P481VA-1	0.05	0.71	0.250 τ	22 (40)	4 (8)	5 (9)
	A533 Reference	0.14	0.68	0.260 τ	56 (100)	43 (77)	52 (94)
Donald C. Cook 1 (T)	B4406-3(T)	0.14	0.49	0.140 τ	39 (70)	24 (43)	26 (46)
	Weld	0.27	0.74	0.090 τ	50 (90)	56 (100)	59 (107)
	A533 Reference	0.14	0.68	0.098 τ	33 (60)	24 (43)	26 (47)

(a) $\tau = 5.95 \times 10^8$ (Ni) sec for 288°C (550°F) irradiations
 (b) C = C⁻ (Cu)
 (c) C = C⁺ (Cu - .04)

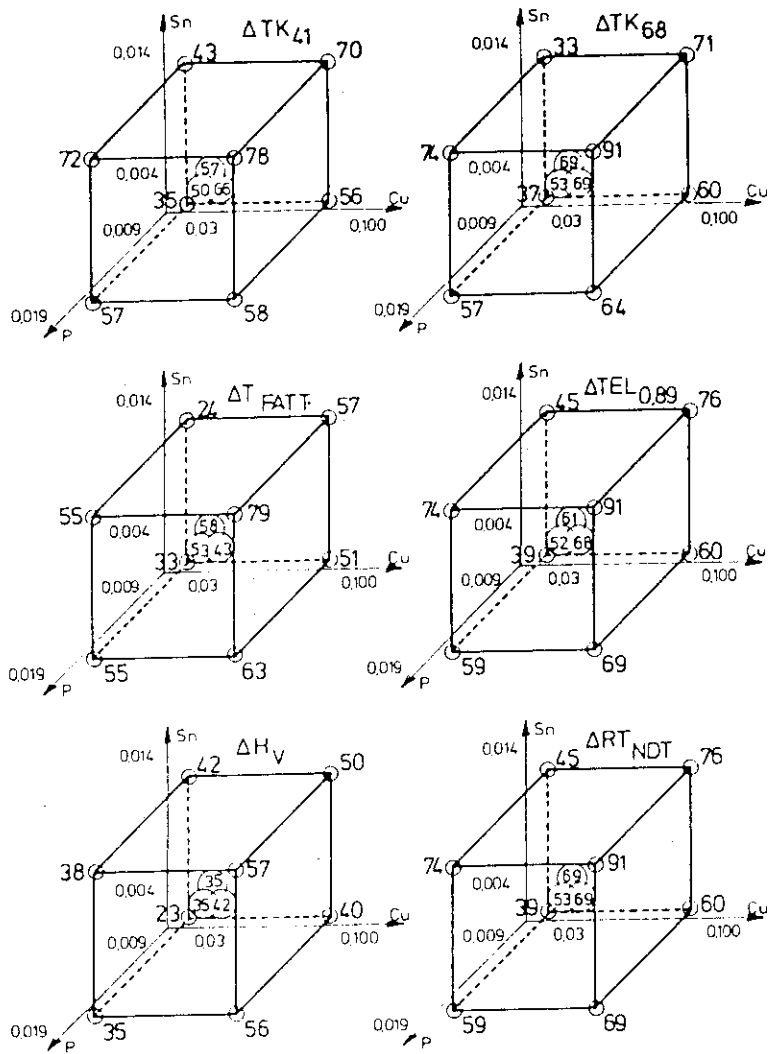


Fig. 2.7 Schmas showing the effects of phosphorus, copper and tin on the shift of toughness after irradiation. The temperature TK_{41} and TK_{68} corresponding to the energy levels of 41J and 68J respectively, the temperature $TEL_{0.89}$ corresponding to a lateral expansion of 0.89mm and the temperature T_{FATT} corresponding to a 50 percent fibrosity

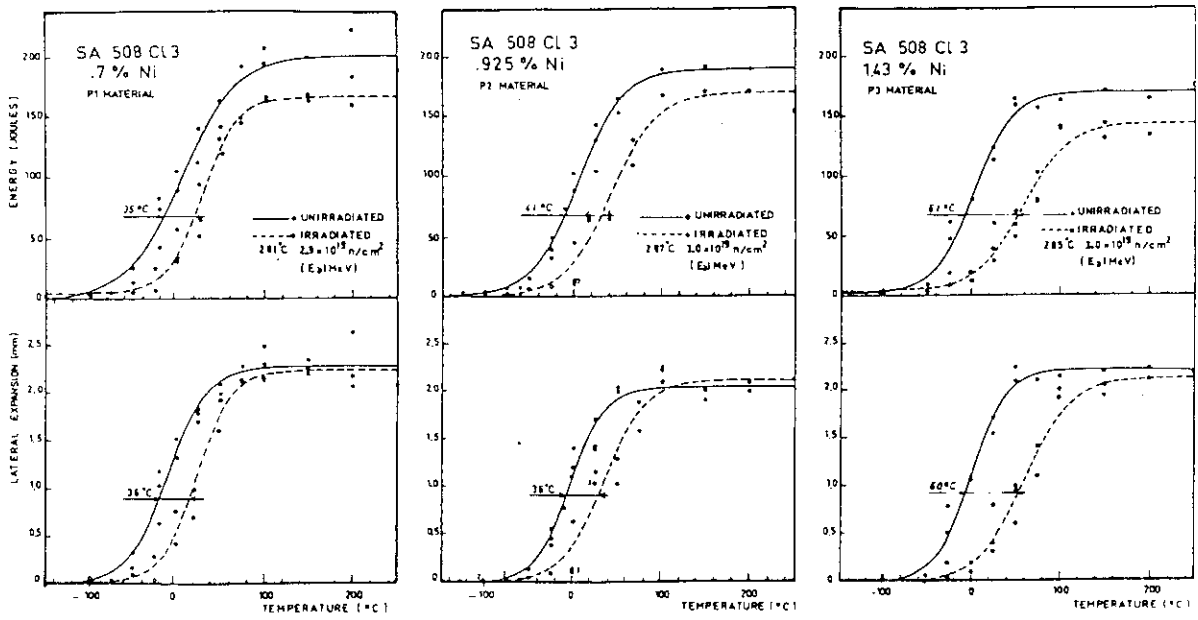


Fig. 2.8(a) Preirradiation versus postirradiation Charpy V notch ductility of A508 Cl.3 materials with different nickel contents

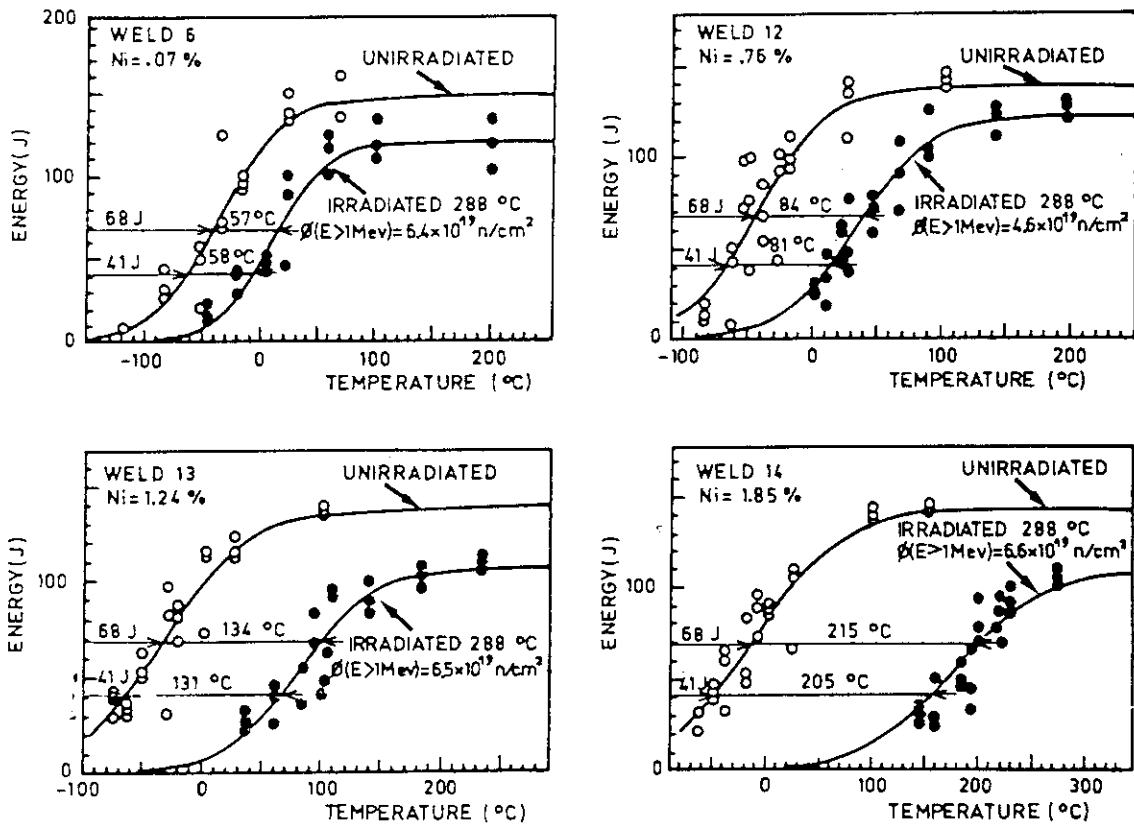


Fig. 2.8(b) Preirradiation versus postirradiation Charpy V notch ductility of 4 welds with different nickel contents

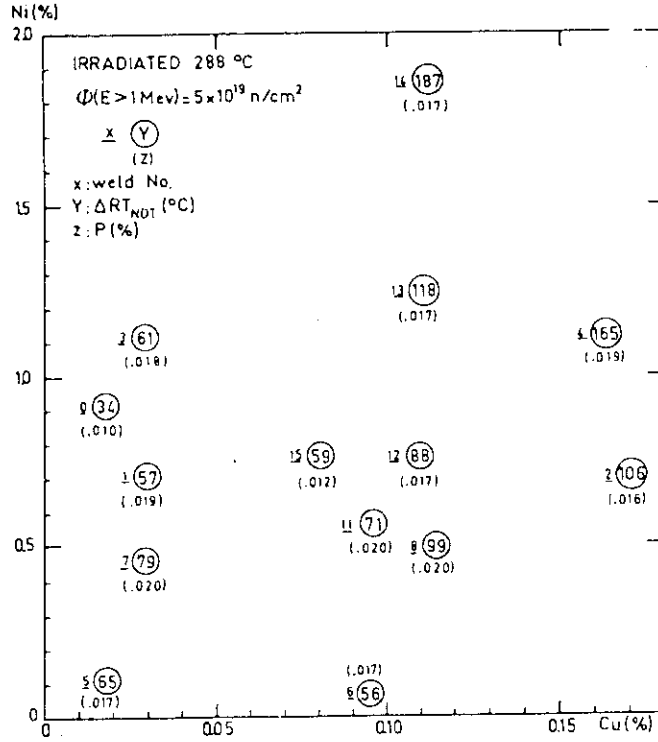


Fig. 2.9 Shifts in the reference temperature ΔRT_{NDT} after irradiation as a function of nickel contents

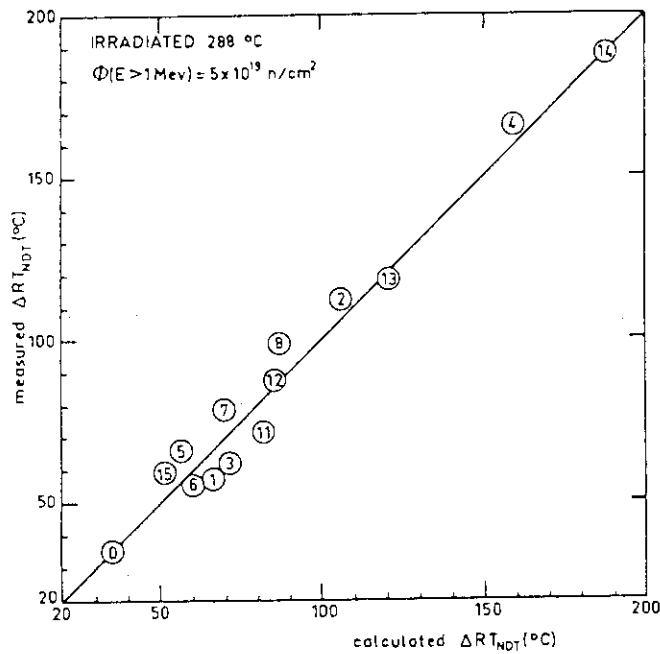


Fig. 2.10 Comparison between ΔRT_{NDT} values measured for the fourteen welds and those calculated with the formula (4)

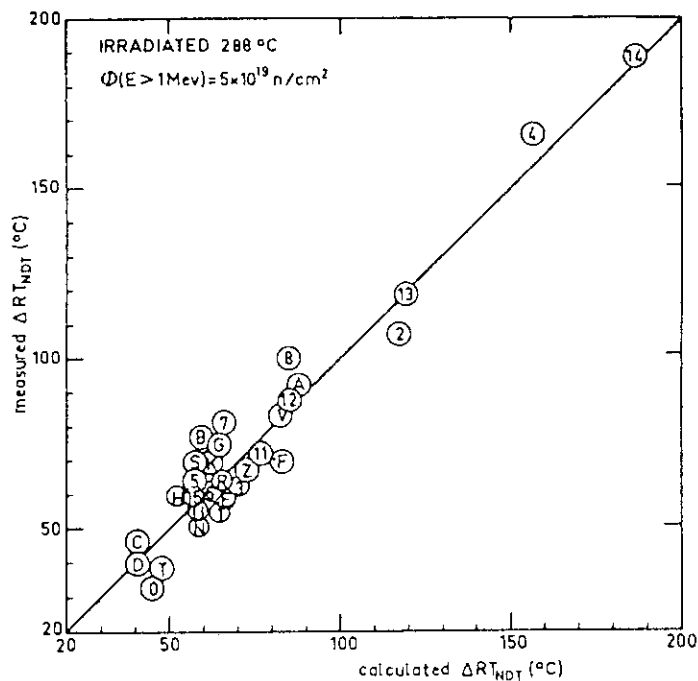


Fig. 2.11 Comparison between measured ΔRT_{NDT} values on the fourteen welds and sixteen base metals and those calculated with the formula (5)

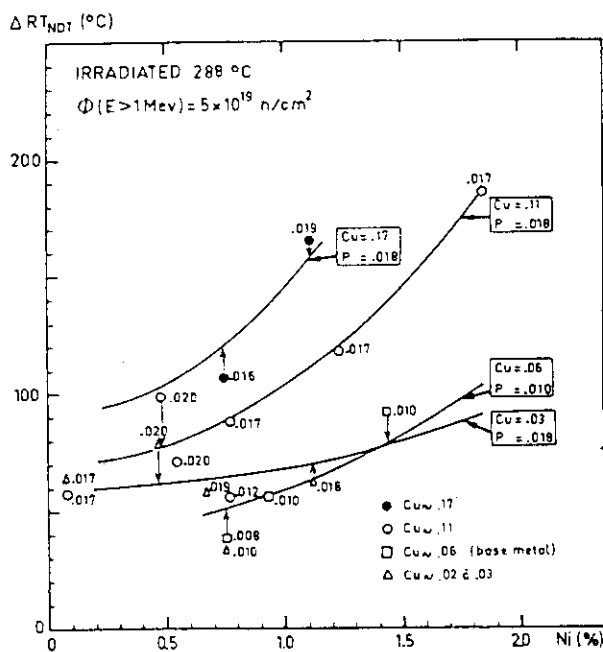


Fig. 2.12 Measured shifts in reference temperature ΔRT_{NDT} versus nickel content : Comparison with constant copper and phosphorus trend curve representative of the regression formula (4)

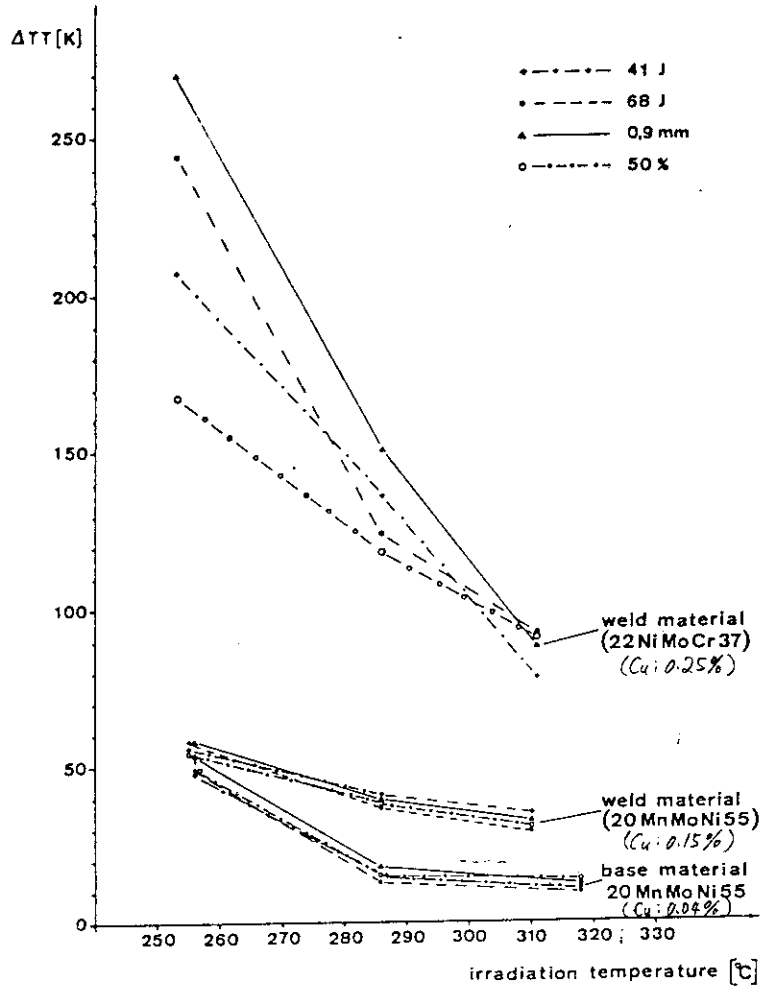


Fig. 2.13 Dependence of transition temperature shift on irradiation temperature. Fast fluence $1.7 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$)

Table 2.3 Change of transition temperature shift at 41J with irradiation temperature

material			$\frac{\Delta(\Delta T T)}{\Delta T_B}$	
No.	designation	Cu-content	250...285°C	285...315°C
1	base material 20MnMoNi55	0,04 %	1,1	0,16
2	weld material (20MnMoNi55)	0,15 %	0,5	0,25
3	weld material (22NiMoCr37)	0,25 %	2,2	2,3

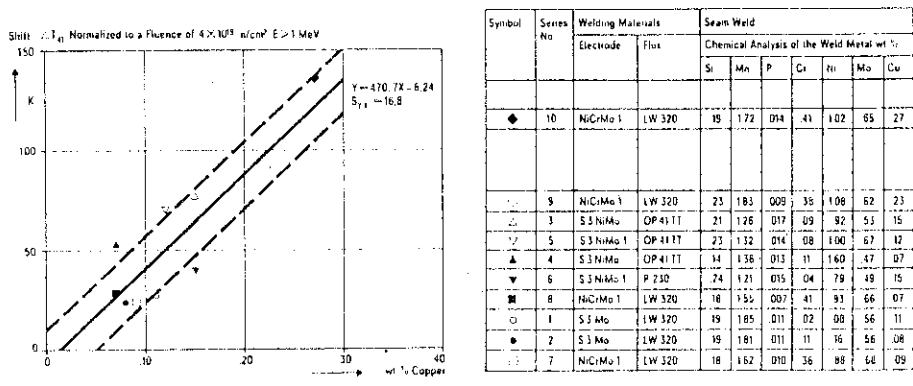


Fig. 2.14 Dependence of Charpy transition temperature shift ΔT_{41} (normalized) with irradiation on wt.% copper in weld metals

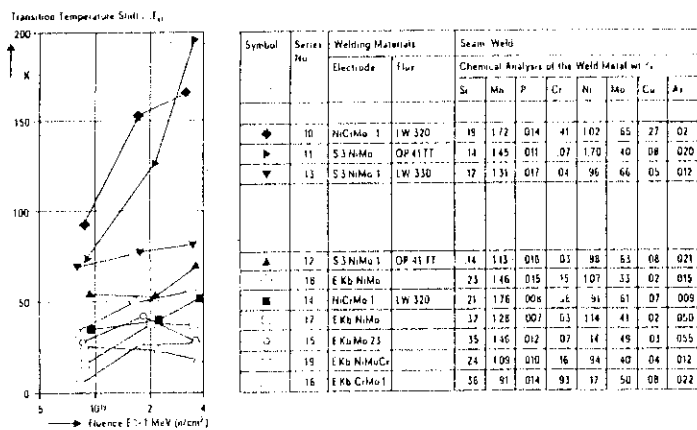


Fig. 2.15 Projecting Charpy transition temperature shift ΔT_{41} with fluence in weld metals

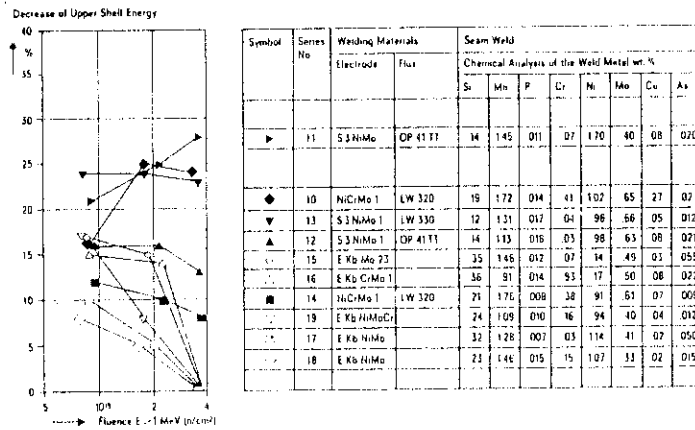


Fig. 2.16 Projecting decrease of upper shelf energy with irradiation in weld metals

Table 2.4 Influence of various chemical component on transition temperature shift with irradiation

Variable	Content range in present study	Embrittlement		Slope of ΔT vs. ϕ increased	Remarks
		more	less		
Nickel	0.08 - 1.70	x (a)		x	(a) at fluences $> 1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$
Copper	0.02 - 0.27	x		x	no effect of variations below 0.8% Cu
Phosphorus	0.007 - 0.018	(x)			
Arsenic	0.012 - 0.055	(x)			less than P
Chromium	0.02 - 0.93		(x)		not clearly detected; effects can also be attributed to As and P
Manganese	0.91 - 1.85	(x)			probably no effect
Molybdenum	0.33 - 0.68	(x)			
Silicon	0.12 - 0.36		(x)		not necessarily all 3 effects valid, they cannot be separated in present study
Welding Procedure		(SAW)	(SMAW)		
Welding Flux		(LW 330)	(OP41TT)		

x Effect clearly detected from present results
 (x) (...) Effect to be supposed from present results
 ϕ Means neutron fluence

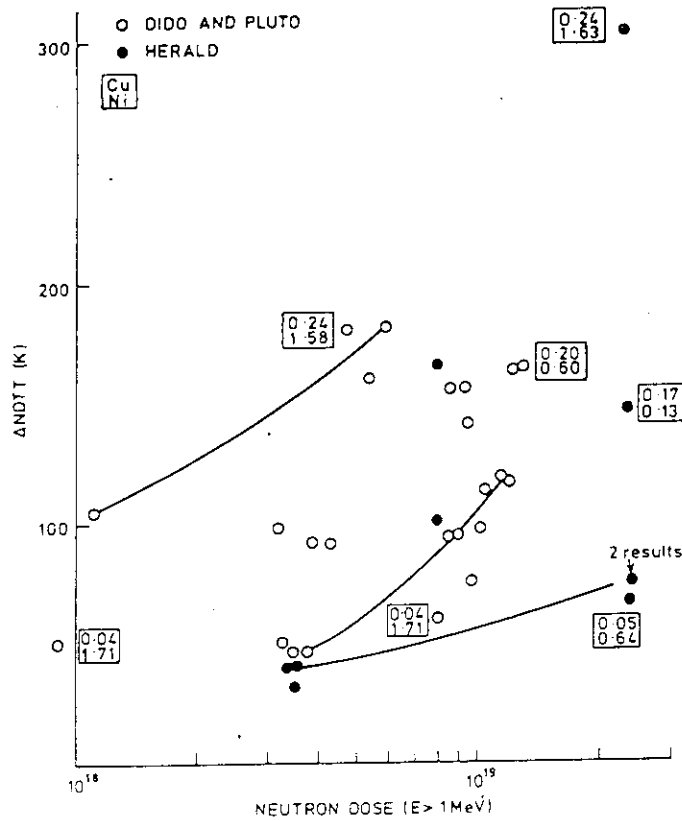


Fig. 2.17 ANDTT versus neutron dose. Lines connect results on some specimens, these examples show variation in Δ NDTT-neutron dose relationship between different specimen types. Numbers in squares are examples of copper and nickel content

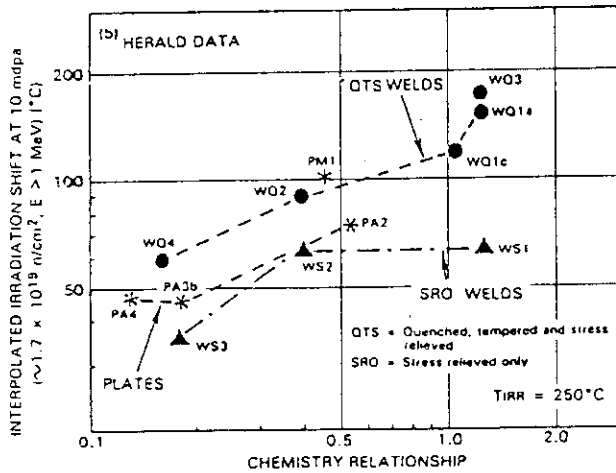


Fig. 2.18(a)
The effect of material type and heat treatment condition on irradiation shift at 10 mdp

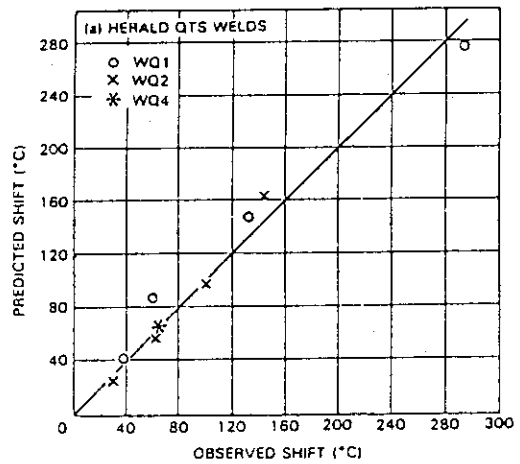


Fig. 2.18(b)
Comparison between observed transition temperature shift after irradiation and empirical model predictions

Table 2.5 IAEA international working group program materials in USA

Material	Supplier	Source	Code	Composition (wt-%)				
				Cu	P	Ni	S	V
S/A Weld	FRG	Thyssen-Maschinenbau	GW	0.03	0.011	0.93	0.009	< 0.01
A533-B Class 1	France	Marrel	FP	0.03	0.007	0.65	0.002	- ^a
A508 Class 3	France	FRAMATOME	FF	0.07	0.009	0.69	0.008	< 0.01
S/A Weld	France	FRAMATOME	FW	$\frac{0.05^b}{0.06^c}$	$\frac{0.015}{0.011}$	$\frac{0.56}{0.73}$	$\frac{0.011}{0.008}$	$\frac{0.01}{0.01}$
A533-B Class 1	Japan	Nippon Steel	JP	0.01	0.007	0.66	0.007	-
A508 Class 3	Japan	Japan Steel	JF	0.04	0.007	0.76	0.005	-
S/A Weld	Japan	Mitsubishi	JW	0.04	0.008	0.89	0.003	-
A533-B	Japan	- ^{a,b}	LG	-	-	-	-	-
A533-B Class 1	USA	Lukens	HSST 03 (3MU)	0.12	0.011	0.56	0.018	-

^anot determined
^b2.5 mm analysis
^c4.0 mm analysis
^dbase plate for weld JW

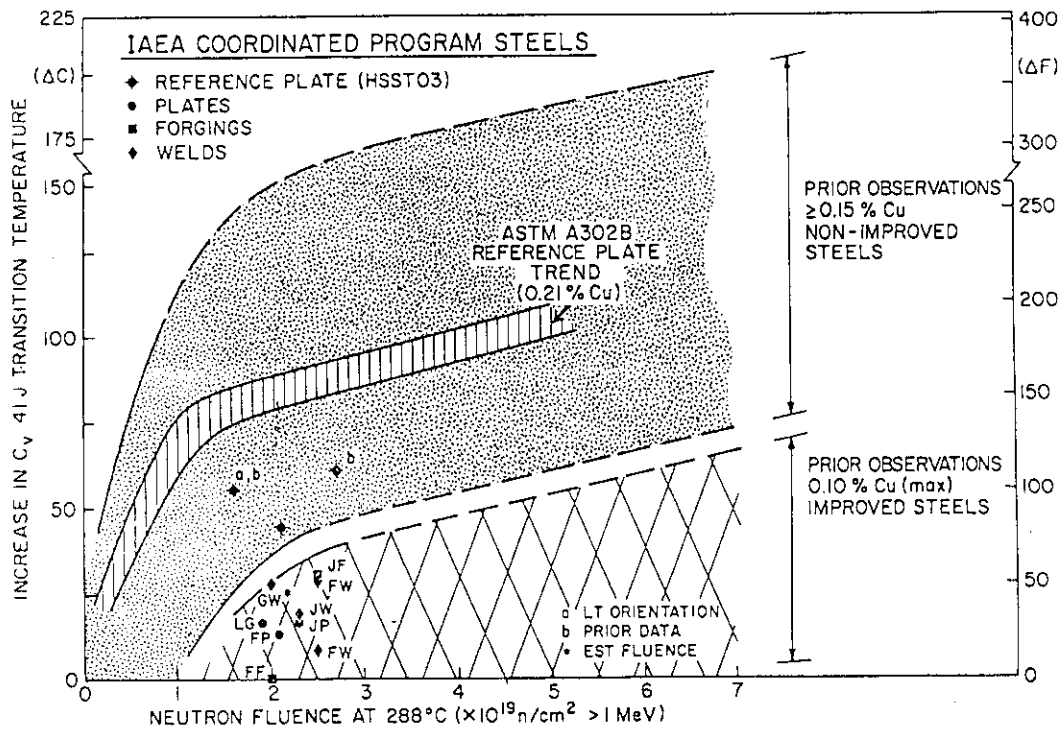


Fig. 2.19 Comparison of radiation resistance of pressure vessel steels and welds produced by the FRG, France and Japan (0.01 to 0.07% Cu) with the trend behavior of improved steels (0.10% Cu max) produced in the U.S.A.

Table 2.6 IAEA international working group program materials in UK

Material/Producer	Identification	Bulk Chemical Composition (wt%)											Heat Treatment
		C	Mn	Si	P	S	Ni	Cr	Mo	Cr	Other		
Japanese A508-3 Forging (Japan Steel)	1F1, 1F2	0.18	1.31	0.26	0.007	0.005	0.74	0.11	0.48	0.03	0.026 Al 0.008 Co 0.01 V 0.003 Nb	1	
Japanese S/A Weld ^a (Mitsubishi)	512, 513	0.084	1.24	0.36	0.009	0.007	0.71	0.07	0.58	0.06	0.010 Al 0.028 Co 0.009 V 0.012 Nb 0.005 As 0.003 Sb 0.010 N	2	
French A508-3 Forging (Framatome)	23, 28, 29, 30	0.15	1.37	0.25	0.009	0.008	0.69	0.24	0.67	0.07	0.02 Co 0.01 V	3	
UK S/A Weld ^b (Babcock Power)	UK-1	0.05	1.50	0.49	0.009	0.008	1.56	0.13	0.15	0.21	0.01 Al 0.006 Sn 0.003 Ti 0.01 V 0.012 Co	4	

Heat Treatment

1. 870 to 900°C - 6.25h, W1; 835 to 845°C - 2.50h, A1
2. 615°C to 28h, FC (POST WELD HEAT TREATMENT)
3. 805 to 880°C - 3h, W2; 830 to 850°C - 5.10h, AC; 615°C - 8h, AC
4. 905 to 935°C - 6h, W3; 590 to 610°C - 42h, AC; 640 to 660°C - 6h, AC

^aChemical Analysis at T/4 from outer surface

^bChemical Analysis at T/4 from inner surface

Table 2.7 Pre-and post irradiation Charpy-V notch ductility and hardness properties

Material Type	Damage Doses *		Irrad Temp (°C)	Transition Temperature						USE (1)		Hardness (kg)						
	Neutron Fluence (10 ¹⁸ n/cm ²)	DPA (10 ⁻²)		T _{0.001} (°C)	T _{0.01} (°C)	T _{0.05} (°C)	T _{0.1} (°C)	T _{0.5} (°C)	Pre	Post	Pre	Post						
Japanese Forging (KT)	9.405 ± 9.02 9.347 ± 16.13	1.406 ± 9.02 1.401 ± 16.12	290	-18	-20	18	-22	-12	14	-29	-16	13	195	195	0	208	218	19
Japanese Weld (KT)	9.096 ± 9.12	1.360 ± 9.12	290	-42	-28	16	-32	-14	18	-10	-16	19	205	170	15	216	227	11
Japanese Weld (KT)	9.291 ± 16.13	1.193 ± 16.12	290	-42	-30	19	-33	-11	22	-60	-20	20	229	190	30	213	225	12
Japanese Weld (KT)	9.121 ± 10.22	1.367 ± 10.22	290	-42	-14	18	-32	0	12	-10	-6	14	205	170	15	213	212	19
Japanese Weld (KT)			290	-49	-14	15	-31	4	17	-40	0	40	220	185	15	214	234	20
French Forging (KT)	8.915 ± 12.07	1.329 ± 12.12	290	-11	4	37	-17	26	43	-25	12	17	150	150	0	227	237	19
French Forging (KT)	10.38 ± 12.32	1.554 ± 12.32	290	-13	16	49	-17	14	50	-25	24	49	150	130	20	223	247	24
UK Weld (KT)	8.820 ± 12.07	1.315 ± 12.12	290	-67	50	117	-38	94	178	-49	65	115	155	108	27	192	225	53

* Values quoted are representative of the material type. The associated uncertainties are comparable with the consistency and error analysis detailed in Reference 5 and relate to a 68% level of confidence.

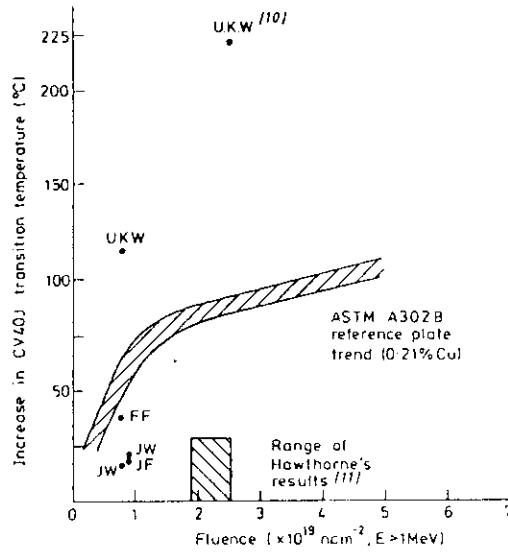


Fig. 2.20 The increase in CV40J transition temperature as a function of neutron fluence after irradiation at 290°C in IAEA program materials

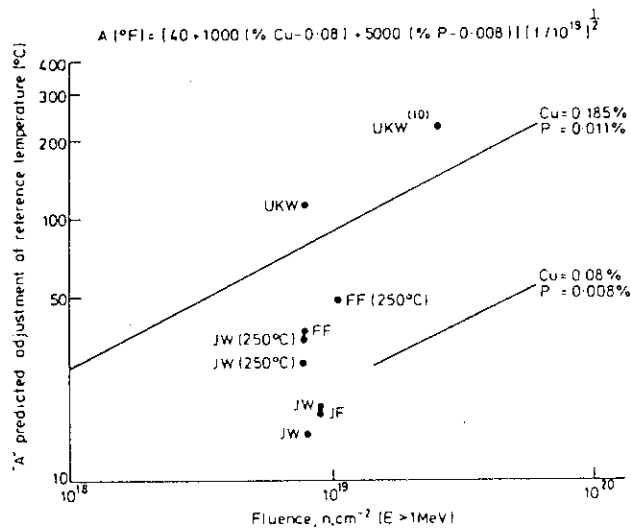


Fig. 2.21 Charpy 40J shift versus predicted adjustment of reference temperature "A" as a function of fluence in IAEA program materials

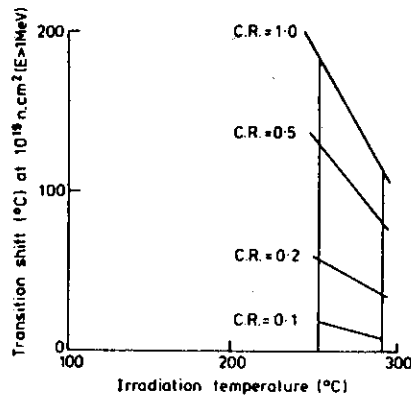


Fig. 2.22 Schematic illustration of the effect of irradiation temperature on normalized Δ NDTT for various chemistry relation



Fig. 2.23(a) Micro-structure of Japanese weld 1JW10 after irradiation at 250°C. Evidence of dislocation climb blocked by small invisible obstacles



Fig. 2.23(b) Micro-structure of Japanese forging 3JF60 after irradiation at 290°C

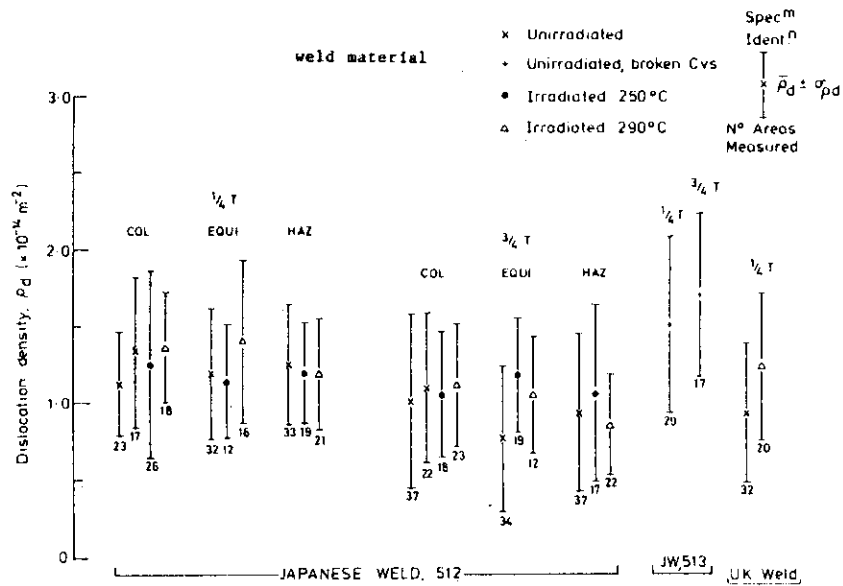
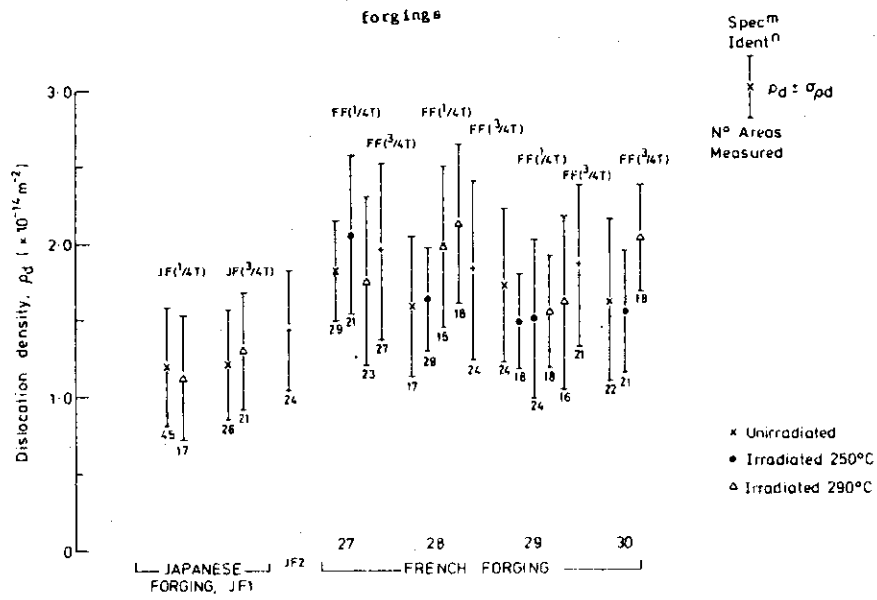


Fig. 2.24 Dislocation density measurements in IAEA program materials

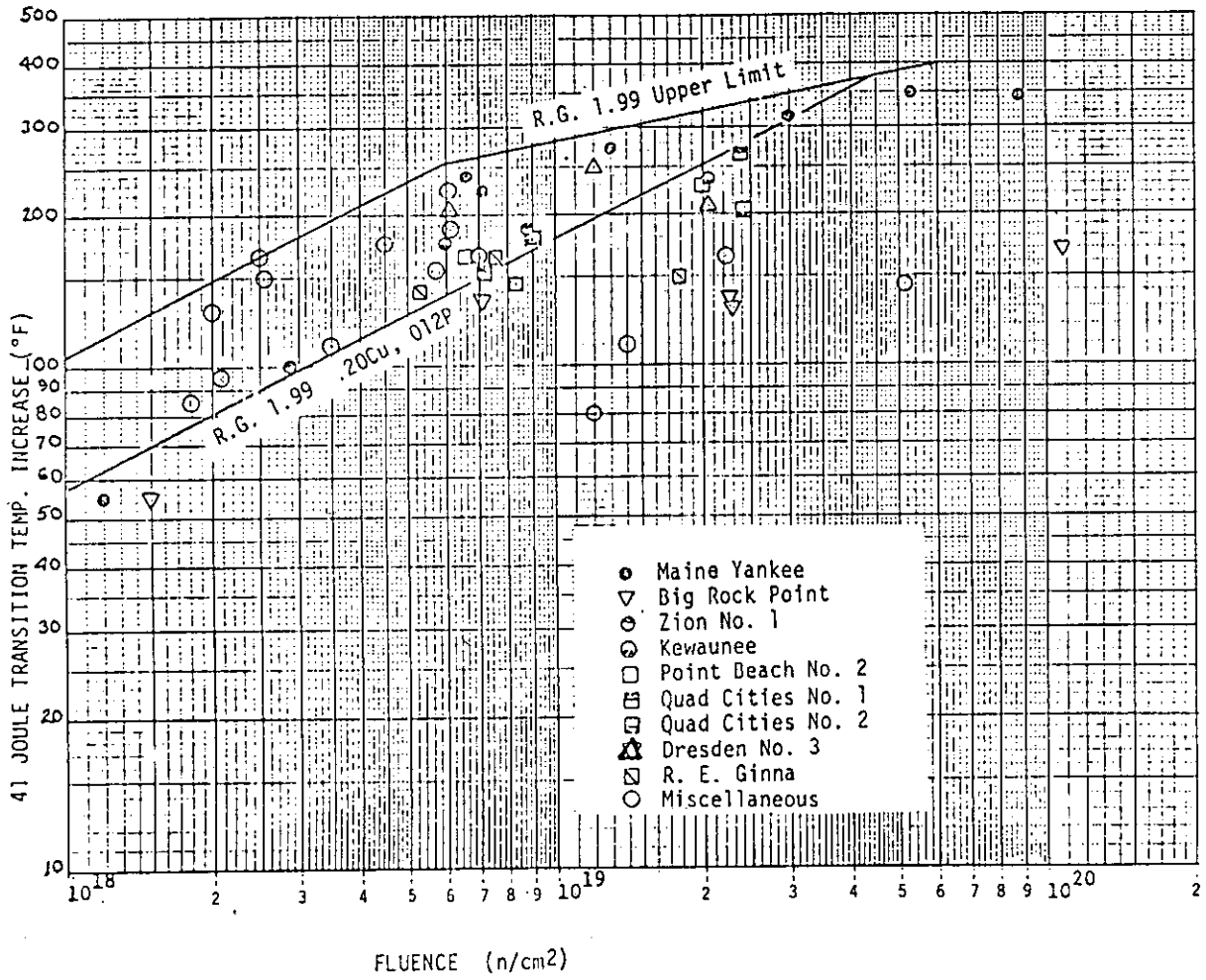


Fig. 2.25 Comparison of various high copper submerged arc weld 41J transition temperature increases with Regulatory Guide 1.99 predictions

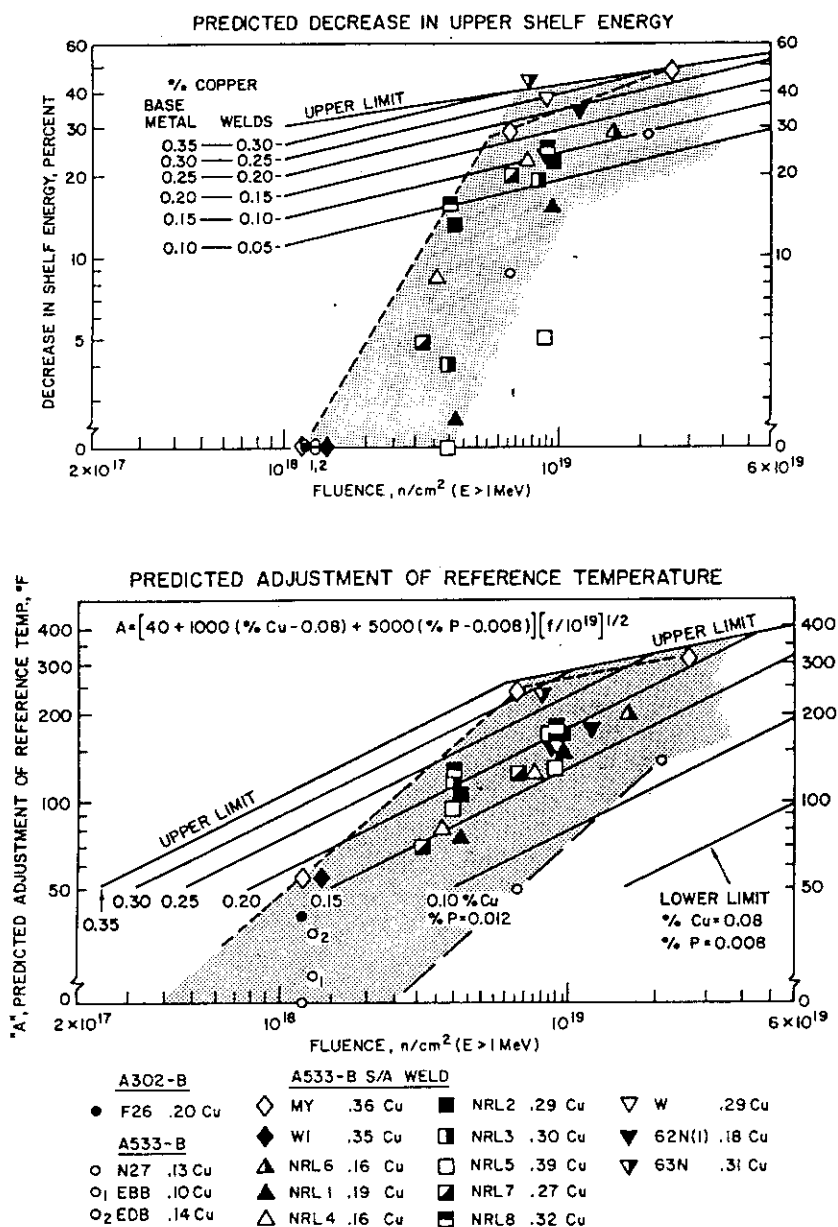


Fig. 2.26 NRC Regulatory Guide 1.99 graphs for projecting the upper shelf reduction and the reference temperature elevation with fluence. Results of experiment are superimposed

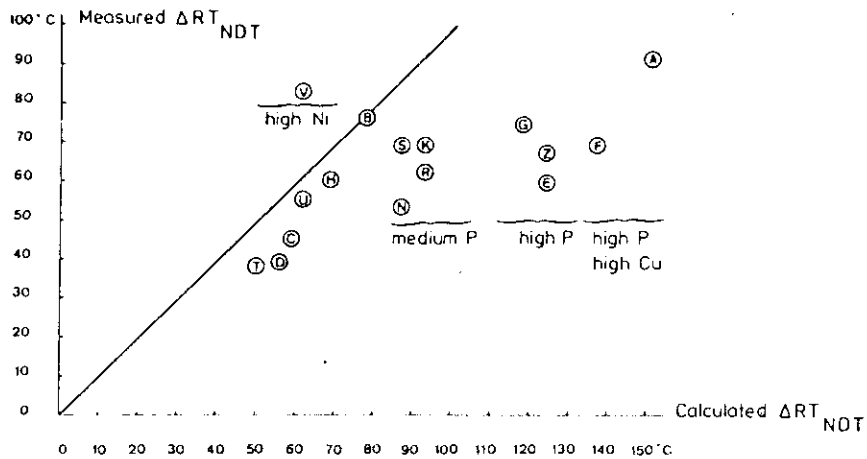


Fig. 2.27 Comparison between measured ΔRT_{NDT} values and those calculated with the NRC Regulatory Guide 1.99, 1 formula normalized for $\phi=5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) in base metals

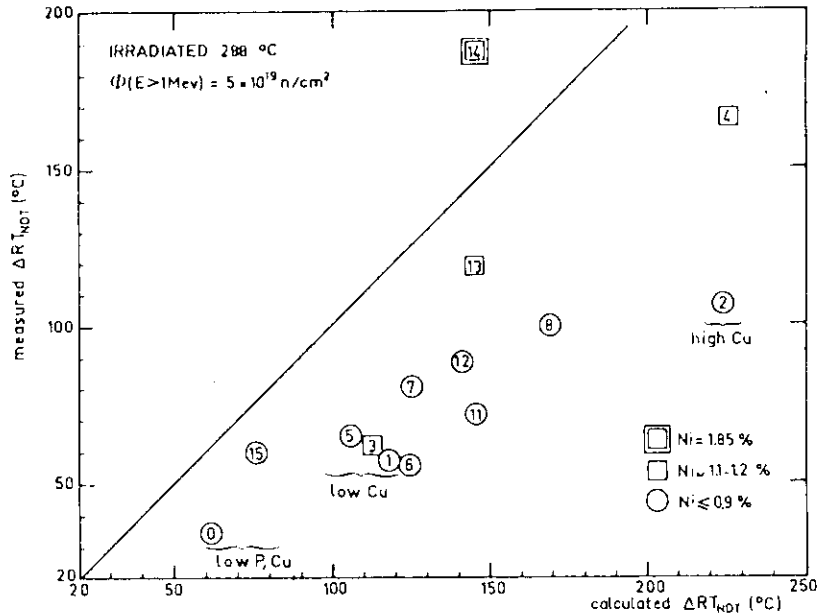


Fig. 2.28 Comparison between measured ΔRT_{NDT} values and those calculated with the NRC Regulatory Guide 1.99, 1 formula normalized for $\phi=5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) in weld metals

Table 2.8 Materials of the 1st VAK irradiation experiment

	chemical composition, Wt %																
	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Ni	Cu	Al	V	Sn	N	As	Sb	Ta	Cu
22 NiMoCr 37																	
Specification	.17	.50	4.025	.30	.50	.60	1.00	1.20 ^M	4.10	.01	4.01	4.010	4.013	4.015	4.005	4.030	4.030
after VdTV	.25	4.35	1.00	4.025	4.025	.50	.80	1.00	4.20	4.05	4.05	-	-	-	-	-	-
365 (4.72)																	
optimized	4.20	.20 ^M	.85 ^M	4.000	4.000	4.40	4.55	1.20 ^M	4.10	.01	4.01	4.010	4.013	4.015	4.005	4.030	4.030
KS 01	.25	.24	.71	.009	.022	.41	.75	.95	.11	.046	.012	.01	-	.017	4.01	-	-
KS 07	.27	.29	.62	.022	.034	.49	1.03	.74	.26	4.003	.05	.012	-	.026	4.005	-	.016
20 MnMoNi 55																	
optimized	.15	.10	1.15	4.012	4.012	4.20	.40	.45	4.12	.010	4.02	4.011	4.013	4.025	-	4.030	4.030
KS 12	.25	.35	1.55	.015	.012	.15	.55	.85	4.10	.040	.027	.007	-	.010	4.005	4.01	.011
KS 13	.18	.28	1.27	.007	.007	.04	.45	.72	.05	.022	4.01	-	-	-	-	4.005	.007

* guiding value

() belt line region

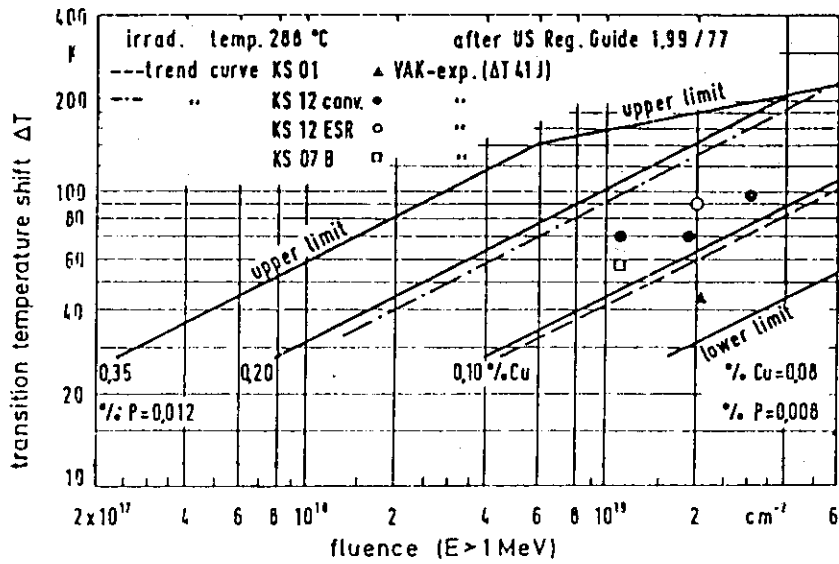


Fig. 2.29 Comparison of transition temperature shift (ΔT_{41J}) with the trend curve of US Regulatory Guide 1.99

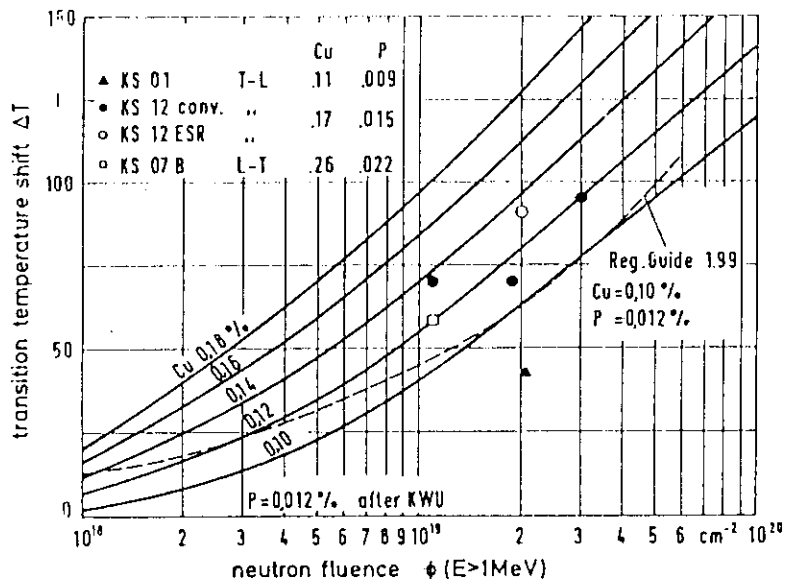


Fig. 2.30 Comparison of transition temperature shift (ΔT_{41J}) with the KWU-design curves

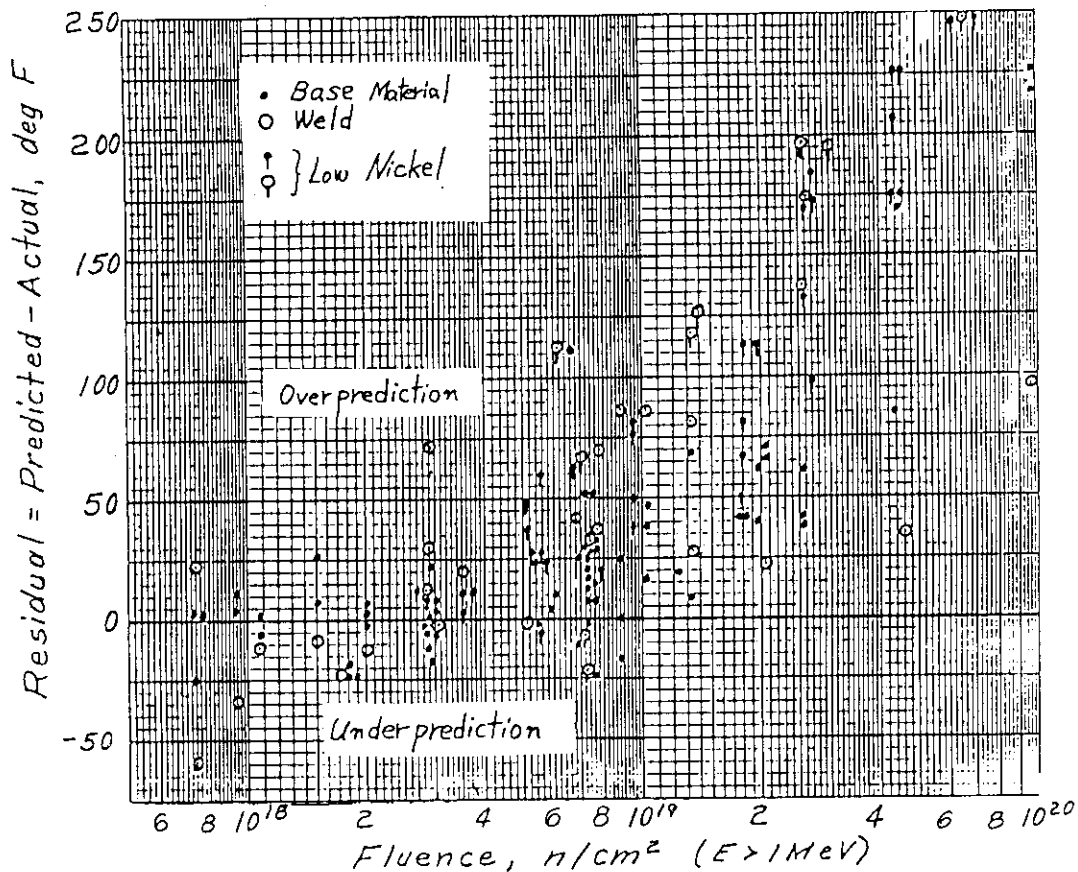


Fig. 2.31 Materials from PWR surveillance data base. Prediction by Regulatory Guide 1.99, Rev. 1

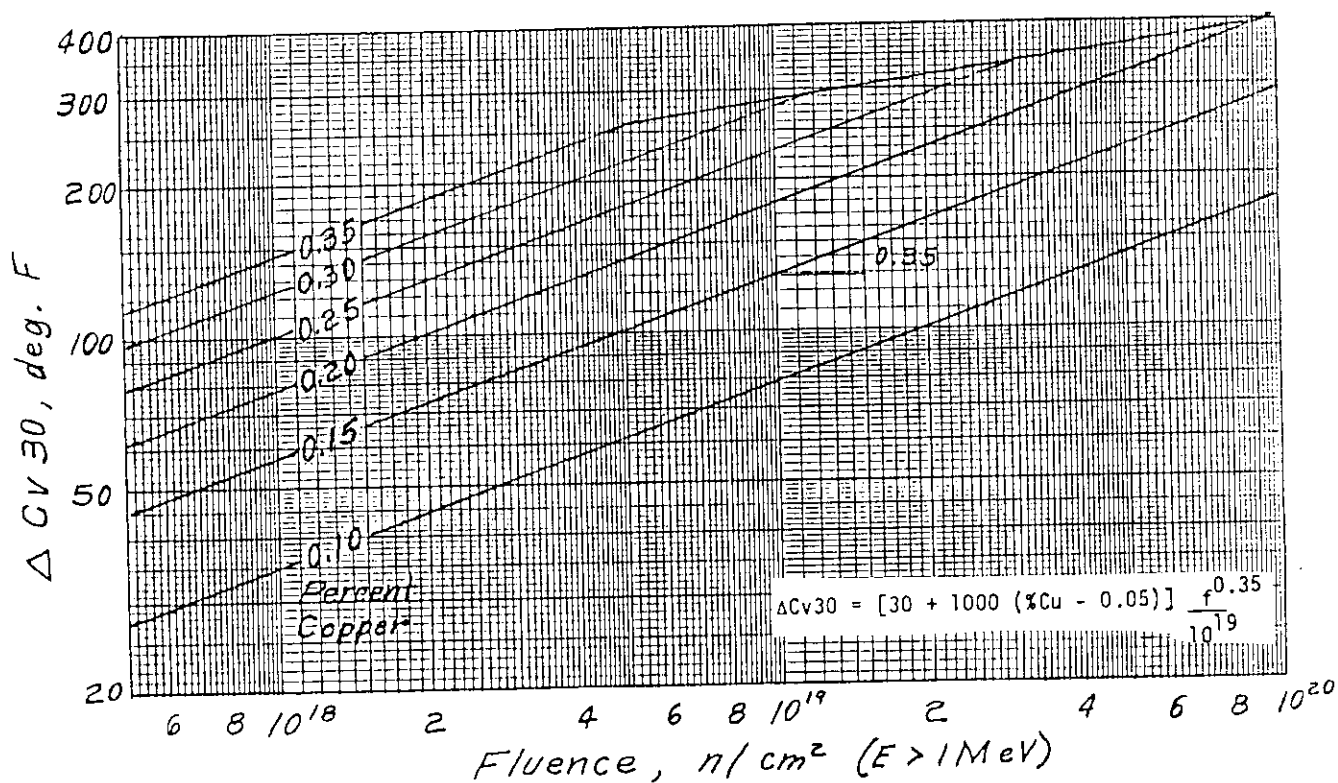


Fig. 2.32 Tentative trend curves of NRC for high-nickel materials ($>0.5\% Ni$)

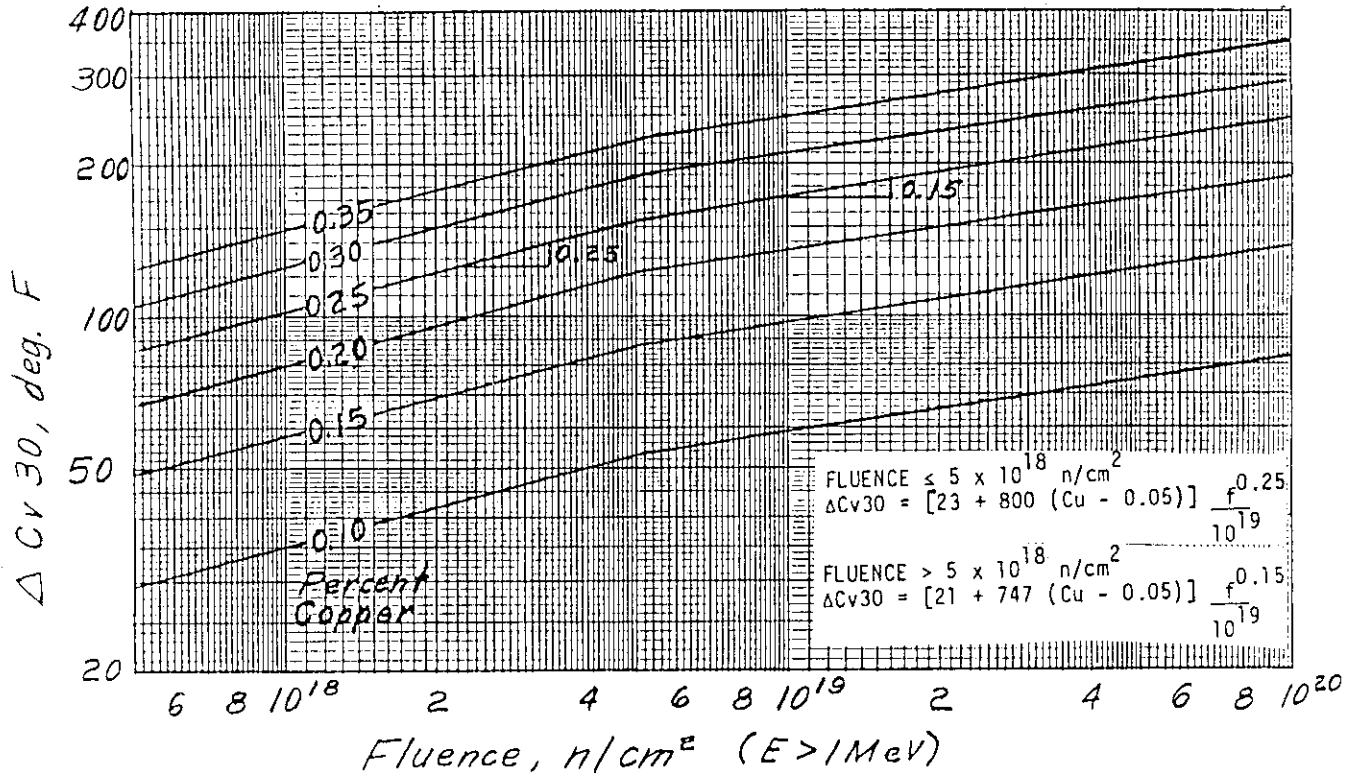


Fig. 2.33 Tentative trend curves of NRC for low-nickel materials (<0.2% Ni)

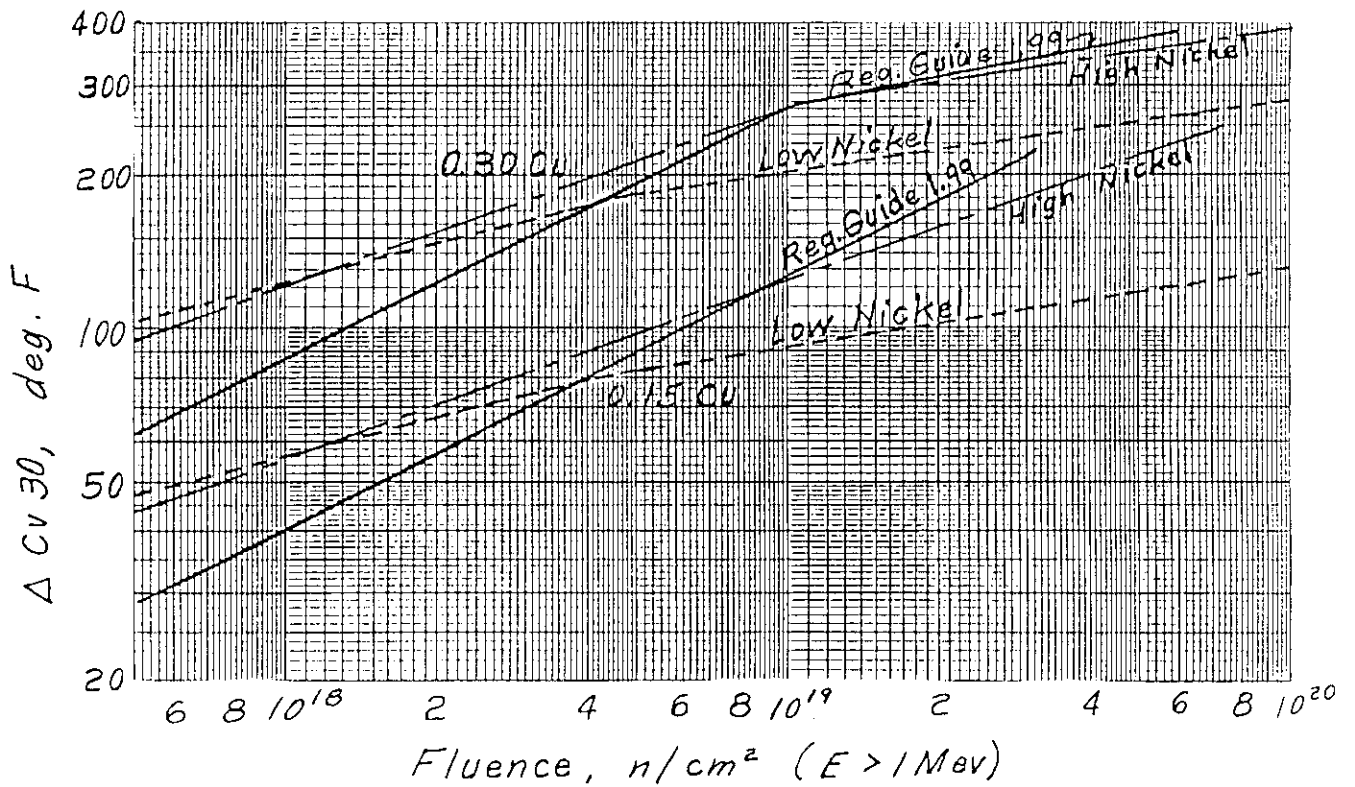


Fig. 2.34 Comparison of NRC Regulatory Guide 1.99 trend curves for 0.15 and 0.30 percent copper with the tentative trend curves for high and low nickel materials

3. 照射後焼鈍による靱性の回復

中性子照射によって劣化した靱性を回復させる手段として、照射後焼鈍 (Post Irradiation Annealing) の効果に関する研究が種々行なわれている。

3.1 米国の研究動向

米国では特に、加圧熱衝撃 (PTS) に関連して、古い圧力容器 (高Cu含有の溶接部) の焼鈍による靱性の回復に関する関心が高く、NRL²⁷⁾²⁸⁾²⁹⁾ (NRC), Westinghouse³⁰⁾ (EPRI) などによって広範な研究が行なわれている。

Hawthorne¹³⁾²⁷⁾ は照射後焼鈍による靱性の回復に及ぼす種々の因子 (照射温度, 照射量, 材料の化学成分, 焼鈍時間および焼鈍温度) を系統的に調べ、焼鈍温度が最も強く影響する因子であるとし、照射材の焼鈍による靱性の回復を十分効果的にコントロールするためには 399°C (750°F) 以上の温度で焼鈍する必要があるとしている。

照射, 焼鈍の繰り返し効果について Hawthorne²⁸⁾ らは、0.35% Cu, 0.71% Ni を含む市販の溶接金属を照射 (Irradiation (I)) 後、399°C, 168 hr で焼鈍 (Annealing (A)) し、再び照射 (Reirradiation (R)), 焼鈍 (A) を繰り返すサイクリックな試験を行ない、各時点での notch ductility を Fig. 3.1 に示した。これより遷移温度のシフト量, 上部棚エネルギーの変化を求め Fig. 3.2, Fig. 3.3 にまとめている。これらの図から、

- (1) 定期的に焼鈍を行うことによって、照射脆化の進行は押えられ、有効な手段である。
- (2) 焼鈍後の脆化速度は未焼鈍材よりも速く、初期の "damage" は焼鈍によって容易に回復できることを示している。

Fig. 3.4²⁷⁾ は同材料を用いて 343°C で焼鈍した時の遷移温度のシフトを 399°C で焼鈍した場合と比較したものであるが、この場合、343°C では脆化の進行を押えるのに十分ではない。

さらに Hawthorne⁴⁾ は A302-B, A533-B 相当の板材を用いて、照射 (約 2.5×10^{19} n/cm²) 後、種々の条件で焼鈍を行ない、化学成分の影響, 焼鈍条件の影響に関して Fig. 3.5 および Table 3.1 を示し次の様に述べている。

- (1) Ni の影響 : Ni 量が多い (0.7% Ni Fig. 3.5 6C) と遷移温度の回復量は大きいが、"residual embrittlement" の量は Ni 量には依存しない。但し、0.3% 以下の Ni 量は遷移温度の回復にも影響しない (399°C 焼鈍, Cu = 0.3% の時)。
 - (2) Cu の影響 : 上部棚エネルギーの値は 0.15% Cu では完全に回復するが、0.30% Cu では完全には回復しない (399°C/168 hr 焼鈍)。又、"residual embrittlement" の量も高 Cu (0.30% Cu) の方が 0.15% Cu よりも相当大きい。
- (1) (2) の結果から、"residual embrittlement" の量に影響するのは Cu のみである。
- (3) 焼鈍温度の影響 : 399°C/168 hr の焼鈍では ΔT は完全には回復しない。さらに 454°C/168 hr の焼鈍でもこれ以上の回復はみられない。

(4) 焼鈍時間の影響：399°C/168 hr 焼鈍と399°C/24 hr 焼鈍とを比較すると、0.3% Ni (5C) では同様であるが、0.7% Ni (5D) では399°C/24 hr の回復が小さい。従って高Ni材では焼鈍による回復の過程が遅れる。

Norris ら¹²⁾ は焼鈍による靱性の回復のモデルと実測データとを比較し、照射後の焼鈍による靱性の回復には、約140 KJ/mol の活性化エネルギーが必要であるとしている (Fig.3.6)。

3.2 フランスの研究動向

Petrequin ら³¹⁾³²⁾ はA508 cl. 3 鍛造材を用いて、280°C 照射後、種々の温度で焼鈍し、Fig.3.7を示した。これらのデータを基に、焼鈍による靱性の回復率 τ % (8式) と焼鈍温度-時間のパラメータより成る annealing parameter P (9式) との関係を図3.8に示した。

$$\tau_k (\%) = \frac{\Delta T_0 - \Delta T}{\Delta T_0} \times 100 \quad (8)$$

$$\tau_T (\%) = \frac{\Delta \sigma_0 - \Delta \sigma}{\Delta \sigma_0} \times 100$$

τ_k : 焼鈍による回復率 (シャルピー試験)

ΔT_0 : 照射による遷移温度のシフト量

ΔT : 焼鈍後の遷移温度のシフト量

τ_T : 焼鈍による回復率 (引張試験)

$\Delta \sigma_0$: 照射による耐力の増加量

$\Delta \sigma$: 焼鈍後の耐力の増加量

$$P = T (\log t + 2.5) \quad (9)$$

T : 焼鈍温度 (K) t : 焼鈍時間 (hr)

Fig.3.8より、焼鈍による回復は焼鈍温度および焼鈍時間に依存し、シャルピー衝撃値の回復の方が、引張特性の回復よりも速い。従って、引張試験によってシャルピー衝撃値の回復率を安全側に予測できる。

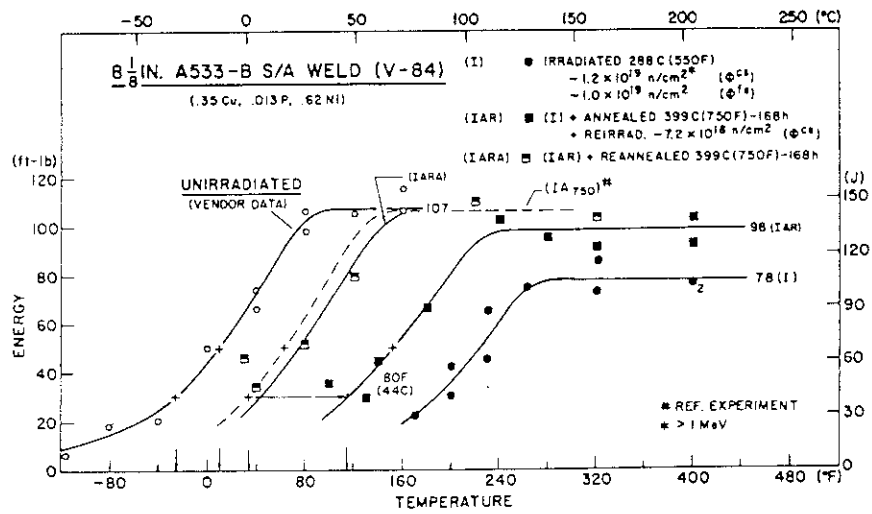


Fig. 3.1 Notch ductility behavior of weld V84 after reirradiation following a midcycle 399°C (750°F) annealing heat treatment (curve IAR) and after reirradiation and reheat treatment at 399°C (750°F) (curve IARA). The notch ductility of the weld after the first-cycle irradiation (curve I) and after the first-cycle heat treatment (curve IA) are also shown for reference

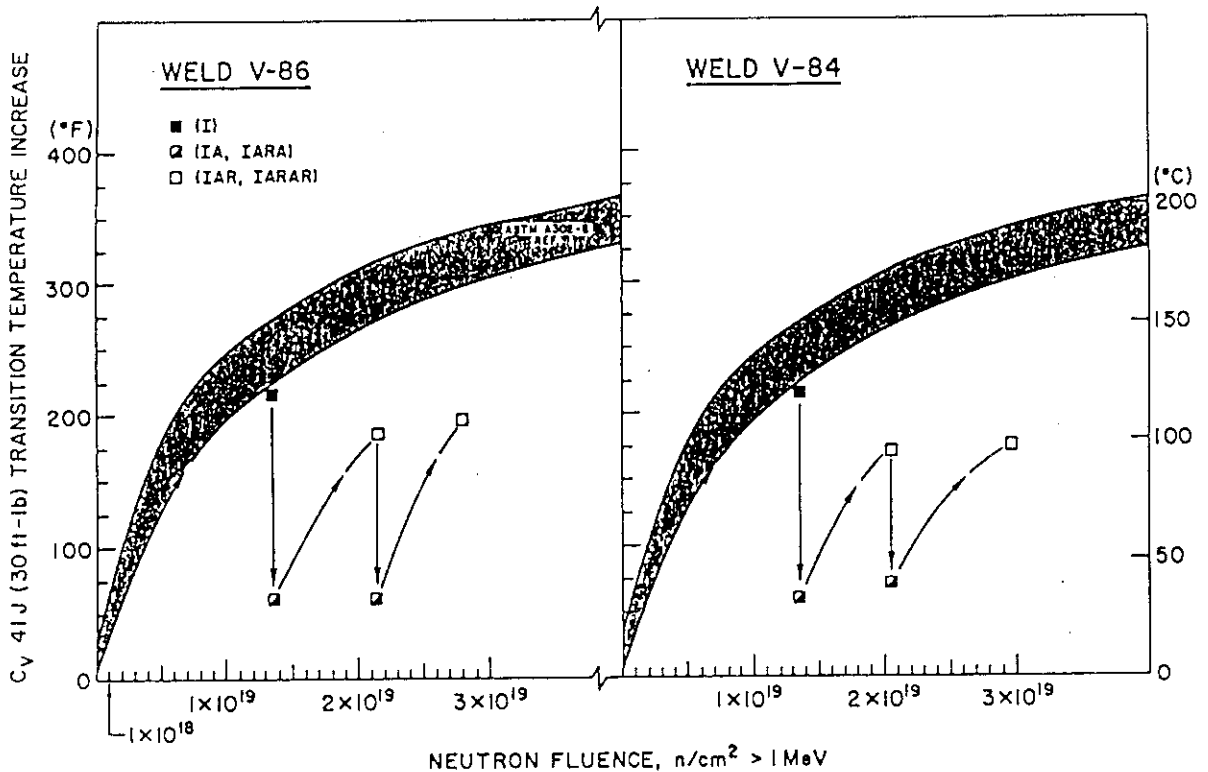


Fig. 3.2 Transition temperature behavior of two submerged arc welds (0.35% Cu, 0.7% Ni) with 288°C irradiation followed by two cycles of 399°C annealing and 288°C reirradiation. The shaded band refers to a data trend for the ASTM A 302-B reference plate (0.21% Cu, 0.18% Ni) with <232°C irradiation

UPPER SHELF IAR TRENDS

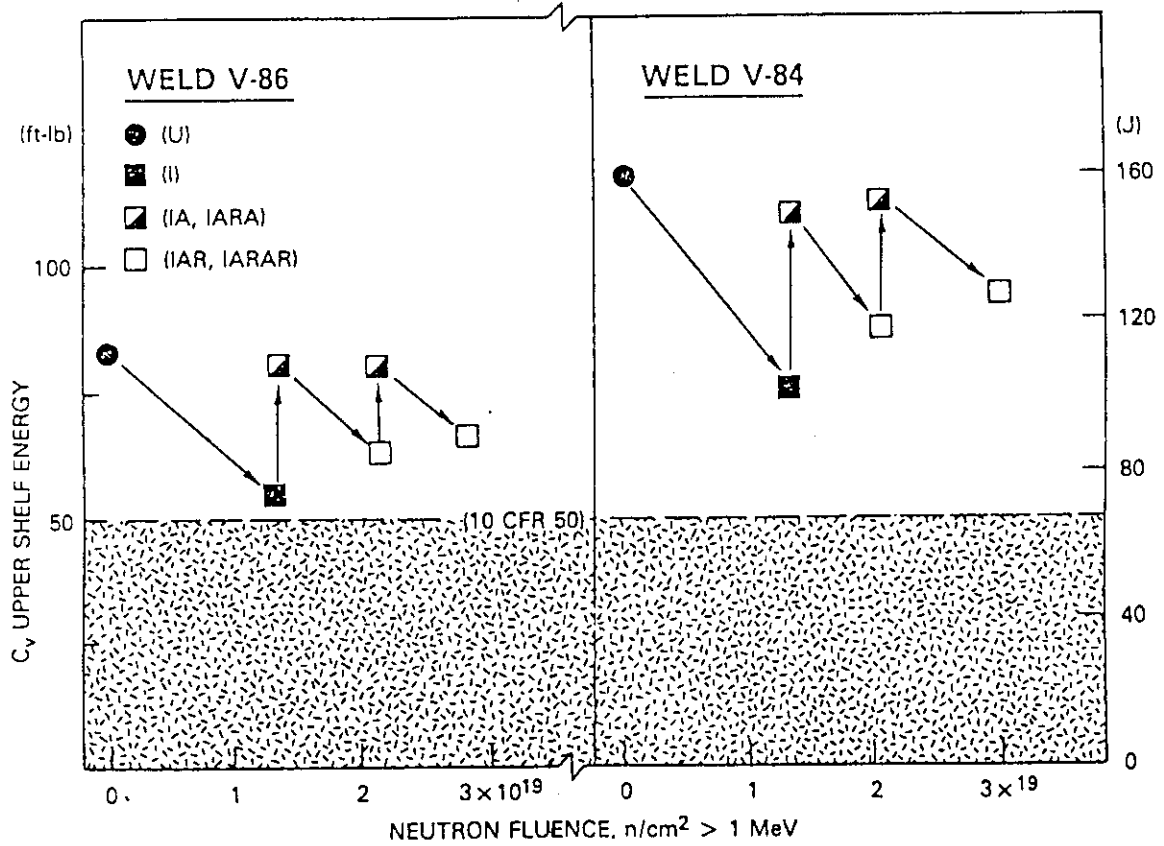


Fig. 3.3 Charpy-V upper shelf behavior of two submerged arc welds (0.35% Cu, 0.7% Ni) with 288°C irradiation followed by two cycles of 399°C annealing and 288°C reirradiation

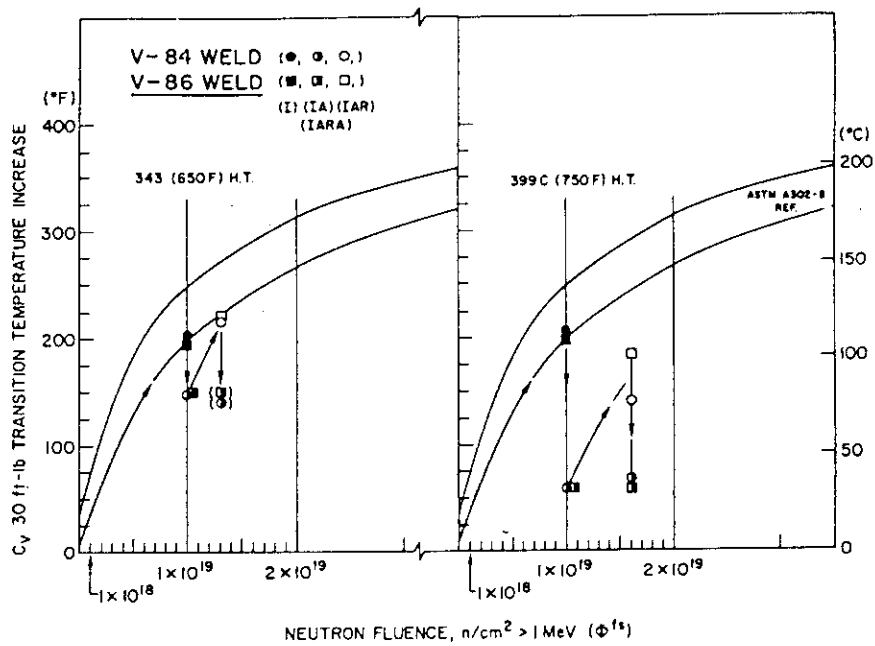


Fig. 3.4 Transition temperature behavior of welds V84 and V86 with 288°C (550°F) irradiation and 343°C (650°F) annealing and with 288°C (550°F) irradiation and 399°C (750°F) annealing (two cycles each)

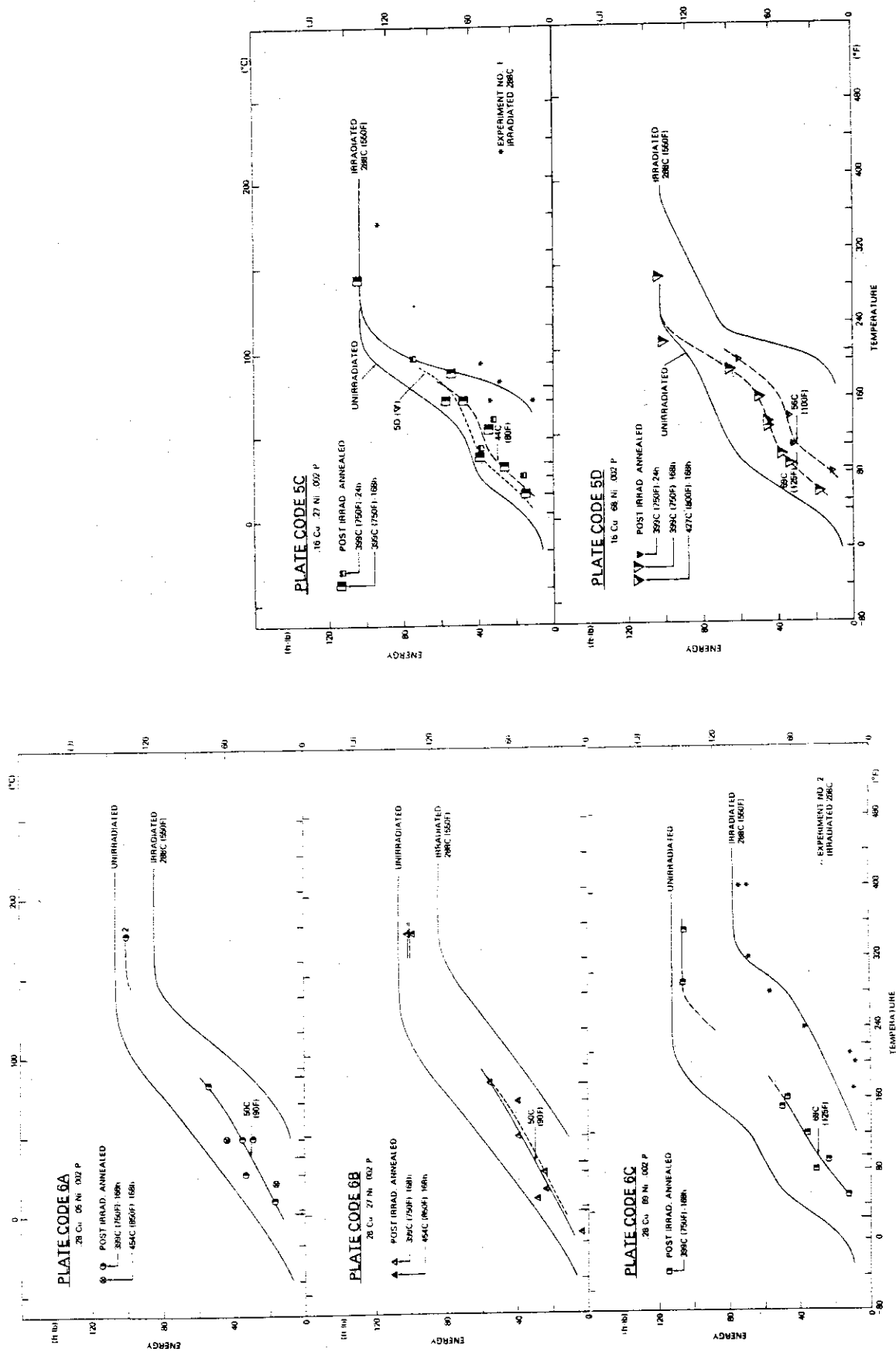


Fig. 3.5 Recovery in notch ductility after postirradiation heat treatment in pressure vessel plate materials

Table 3.1 Summary of postirradiation notch ductility observations in A302-B and A533-B plates

Plate Number	% Ni	% Cu	Charpy-V 41J Transition Temperature ($\Delta^{\circ}\text{C}$)				Charpy-V Upper Shelf Energy (ΔJ)	
			Irradiated ^d 288 ^o C	Annealed 399 ^o C-168 h	Annealed 399 ^o C-24 h	Annealed 454 ^o C-168 h	Irradiated 288 ^o C	Annealed 399 ^o C-168 h
6A	.05	.28	86	50 (36) ^b	-	50	30	22
6B	.27	.28	81	50 (31)	-	50	30	23
6C	.69	.28	108	69 (39)	-	-	48	40
6D ^c	.69	.28	103	-	-	-	41	-
5A	.002	.005	17	-	-	-	0	-
5B	.27	.005	17	-	-	-	0	-
5C	.27	.16	64	44 (20)	44	-	0	0
5D	.68	.16	89	69 (20)	56	-	0	0

^a Average fluence (Plates 6A, 6B, 6C, 6D): 2.6×10^{19} n/cm² (E > 1.0 Mev)
 Average fluence (Plates 5A, 5B, 5C, 5D): 2.4×10^{19} n/cm²

^b Residual transition temperature elevation after anneal

^c .35 percent silicon content plate

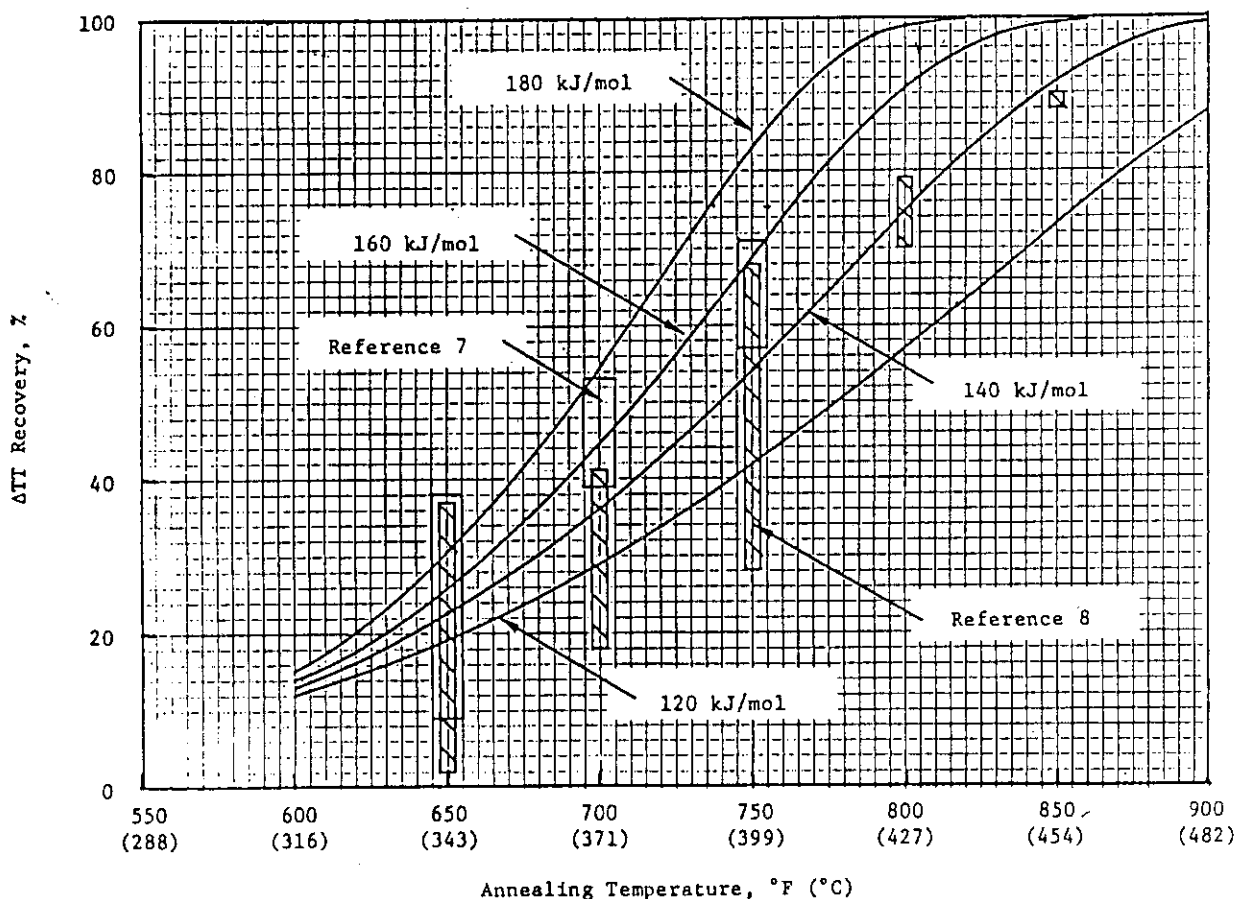


Fig. 3.6 Recovery of irradiation embrittlement by postirradiation heat treatment of A533B plate and weld metals (168 hours at temperature)

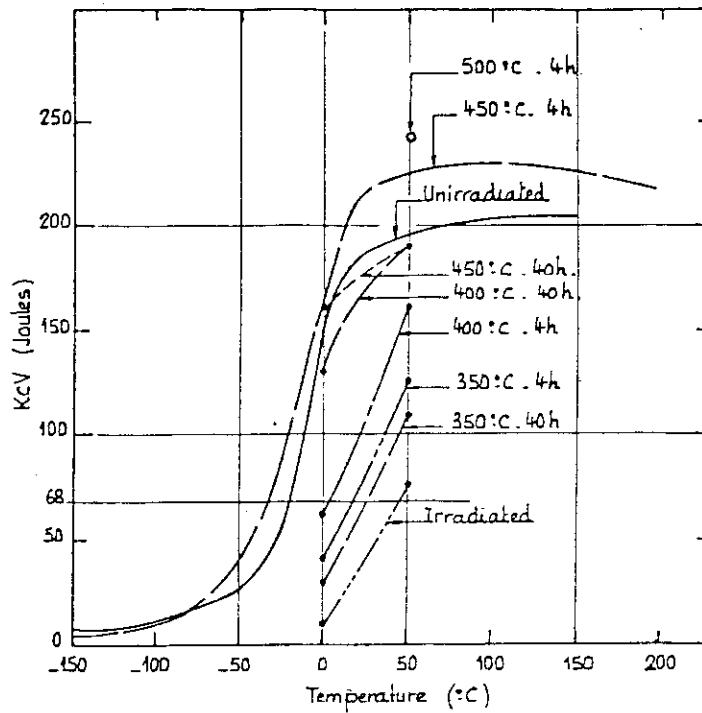


Fig. 3.7 Effect of postirradiation heat treatment on notch toughness.
 steel : A508 Cl.3, irradiated : $6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ at 280°C

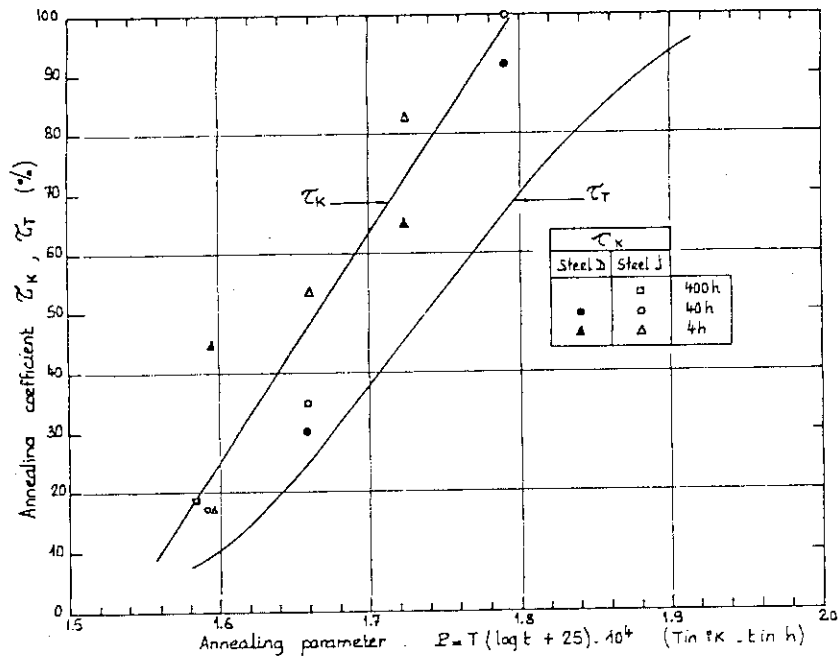


Fig. 3.8 Annealing of irradiation embrittlement.
 Annealing coefficient (τ_K , τ_T) as a function of Annealing parameter (P)

4. 照射材の破壊靱性

圧力容器用鋼の照射脆化の評価方法として、これまで主にシャルピー衝撃試験による評価が行なわれてきたが、最近、破壊力学的手法を用いた評価が注目され、研究がなされている。

4.1 照射材の破壊靱性値とシャルピー衝撃値との関係

照射材の破壊力学的な評価を行なう際、従来、線形弾性破壊力学に基づく破壊靱性値(K_{Ic})を用いた解析が試みられていた。しかし、圧力容器用鋼は靱性値が高く上部棚 (upper shelf) 領域での靱性値を正確に測定するためには極めて厚肉の試験片が必要である。そこで、照射材の研究およびサーベランス用には、カプセル内に容易に挿入できる小型試験片を用いた破壊靱性値の適用が試みられるようになった。

Fig. 4.1 は疲労予き裂を入れたシャルピー試験片(PCCV 試験片)を用いて未照射材および照射材の種々の温度での破壊靱性を求めた結果²⁴⁾であり、NRL (米国)によって行なわれたIAEA共同研究HSST板材の結果である。求めた破壊靱性値は、動的破壊靱性 K_{Ia} (白ヌキ)および計装シャルピーの荷重-変位曲線からJを求めKに換算した K_{Jd} (黒)である。併記したシャルピー衝撃試験結果 C_V と比較すると、 C_V が41 Jでの遷移温度のシフト量とPCCVが $100 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ での遷移温度のシフト量とは良く一致している。

Hawthorne (米)³³⁾はFig. 4.1のデータに他のデータを加えて、PCCV試験片による破壊靱性値 K_J とシャルピー衝撃値 C_V とを比較してFig. 4.2を示した。照射後の K_J ($100 \text{ MPa} \cdot \text{m}$)および C_V (41 J)での遷移温度のシフト量は、 K_J の方がわずかに大きい傾向があるが、2~3の例を除いて、 $\pm 15^\circ\text{C}$ のバンド内に入っており、ほぼ一致していると言える。

Petrequin (フランス)³²⁾も疲労予き裂シャルピー試験片(PCCV 試験片)を用いて、動的破壊靱性値 K_{Ia} を求め³⁴⁾、シャルピー衝撃試験結果 C_V と比較してFig. 4.3を示した。照射後の K_{Ia} ($100 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$)および C_V (68 J)での遷移温度のシフト量は、 C_V (68 J)の方がわずかに大きい、比較的良く一致している。

以上のように、疲労予き裂を入れたシャルピー試験片(PCCV)を用いた破壊靱性値とシャルピー衝撃試験値 C_V とを比較すると、照射による遷移温度のシフト量はほぼ一致している。

一方、従来より、シャルピー衝撃試験値から経験的に K_{Ic} の値を求める関係式が種々示されているが、Priest (米)ら³⁵⁾は圧力容器用C-Mn鋼(板材およびsubmerged-arc weld)の照射材($5 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$, $5 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$)および未照射材を用いて、これらの経験式の妥当性を調べている。Fig. 4.4はMarandet, Sanz³⁶⁾の経験式

$$K_{Ic} = 19 \sqrt{C_V} \quad (10)$$

で予測した K_{Ic} 値と実測した K_{Ic} とを比較したものであり、照射板材さらには未照射板材および未照射溶接材では比較的一致したが、照射溶接材では経験式の方が大き過ぎる。

Fig. 4.5 は Barsom, Rolfe³⁷⁾ の経験式

$$\left(\frac{K_{Ic}}{\sigma_y}\right)^2 = 0.65 \left(\frac{Cv}{\sigma_y}\right) - 0.00637 \quad (11)$$

で予測した K_{Ic} 値と実測した K_{Ic} とを比較したものであり、溶接材の照射、未照射材ともに K_{Ic} の値は正確に予測できているが、板材は σ_y が小さいために、照射、未照射材ともに経験式の方が小さ過ぎる。Priest らは Barsom, Rolfe³⁷⁾ の経験式を改良するために、板材の実験データを $(K_{Ic}/\sigma_y)^2$ と (Cv/σ_y) でプロットし (12) 式を導いた。

$$\left(K_{Ic}/\sigma_y\right)^2 = 1.622 \left(Cv/\sigma_y\right) - 0.011 \quad (12)$$

Fig. 4.6 は (12) 式で予測されると K_{Ic} 値と実測した K_{Ic} とを照射および未照射の板材で比較したものであり、両者は良く一致している。このように、照射された压力容器用鋼の K_{Ic} 値をシャルピー衝撃値から経験的に求めるには、溶接材では (11) 式で、板材では (12) 式が妥当であるとしている。

4.2 照射材の K_{Ic} 試験

Föhl (独)²⁵⁾ らは材料試験炉 VAK を用いて Table 2.8 に示した各種鍛造材の CT 試験片 (疲労予き裂) を照射 (280°C, 1.5×10^{19} n/cm²) し破壊靱性試験を行なった。その結果を、Fig. 4.7 に示す。未照射材および照射材ともに、ASME XI に基づく K_{Ic} -curve および adjusted K_{Ic} -curve よりも低温側にあり (40 K 以上)、ASME XI K_{Ic} -curve は未照射、照射材ともに十分安全側であることを示している。

Föhl らはさらに、水環境および prestrain (予歪) の効果を調べるために、wedge load された CT 試験片を高水温中でのカプセル内で照射して破壊靱性値を調べ (Fig. 4.8)、以下の結果を得ている。

- 1) prestrain の増加に伴い破壊靱性値 (K_{Ic} , K_{Iq}) は上昇する (Fig. 4.8 左)。
- 2) 破壊靱性値に対して重要な因子は、照射中の応力拡大係数よりも、疲労予き裂のプランチングの原因となる prestrain 間に付加された最大荷重である。付加応力の K_I の値が $35 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ まで破壊靱性値 (K_{Ic} , K_{Iq}) は変化しない (Fig. 4.8 中)。
- 3) prestrain なしで照射した試験片のデータと比較すると (Fig. 4.8 右)、prestrain および水環境は破壊靱性値に対して何ら影響を及ぼしていない。

さらに、水環境下で照射された試験片の組織観察では、SCC は生じていない。

4.3 照射材の J-R 曲線

压力容器用鋼の靱性は通常運転時はシャルピー上部棚領域にある。そして、シャルピー衝撃試験において、照射による上部棚エネルギーの低下が見い出されている。このため、破壊力学的

手法によってその健全性を示す必要から、弾塑性破壊力学に基づく、照射材の J-R 曲線に関する研究が行なわれている。国別にこの研究に関する動向を示す。

4.3.1 米国の研究動向

Priest ら³⁵⁾ は C-Mn 鋼およびその溶接材 (submerged arc weld) の未照射材および照射材 (5×10^{17} n/cm²; 5×10^{18} n/cm²) の J-R 曲線を求め Fig. 4.9, Fig. 4.10 を示した。

- (1) 板材 (Fig. 4.9) の J-R 曲線は未照射材, 照射材ともに差がなく, 又, J_{IC} (initiation toughness) の値も照射による変化はみられない。
- (2) 溶接材 (Fig. 4.10) では, 照射によって J-R 曲線の傾きが小さくなり, 照射材の方が "tearing resistance" が低い (低 dose 材と, 高 dose 材とでは平行であり, クラックの進展に関しては低 dose 材と高 dose 材とは同様である)。又, J_{IC} の値は高 dose 照射材 (5×10^{18} n/cm²) でのみ減少している。

NRL³⁸⁾³⁹⁾⁴⁰⁾⁴¹⁾ においても HSST プログラムなどで照射材の J-R 曲線を求めている。

Fig. 4.11(a) は A533-B 溶接部照射材の J-R 曲線の一例であり, 1.6-CT 試験片, 照射量 $0.6 \sim 0.8 \times 10^{19}$ n/cm² ($E > 1$ MeV) の結果である。J-R 曲線は単一試験片コンプライアンス法によって求めている。Fig. 4.11(a) の J-R 曲線の拡大したものを Fig. 4.11(b) に示す。き裂長さの限定した範囲 ($0.15 < \Delta a < 1.5$ mm) で power law 的な挙動を仮定することによって J_{IC} を求めている。Fig. 4.11(b) では J_{IC} は $61 \sim 88$ KJ/m² となっている。

さらに, Fig. 4.12 は A533-B 溶接部の未照射材と照射材 (1×10^{19} n/cm²) の J-R 曲線を比較したものであるが, 照射により J_{IC} が約 $1/2$, T_{AVG} (材料個有の Tearing modulus の平均値) は約 $1/3$ まで低下している。

4.3.2 フランスの研究動向

Petrequin⁴²⁾ は A508 cl. 3 鍛造材および A533-B 板材を 290°C , 3×10^{19} n/cm² で照射し, 照射後疲労予き裂を入れた CT 試験片 (25 mm t) によって種々の温度での J-R 曲線を求めた。得られた J-R 曲線を Fig. 4.13 に, 又, ASTM analysis および power function analysis によって求めた J_{IC} , tearing modulus (T), dJ/da の値を Table 4.1 に示す。これらの結果より以下の事が導き出されている。

- (1) 試験温度 290°C で比較すると, 照射による J-R 曲線の低下は, A508 cl. 3 では極めて小さく (J_{IC} : 4%, T: 24%, dJ/da : 37% の低下), A533-B では大きい (J : 27%, T: 50%, dJ/da : 37% の低下)。
- (2) tearing modulus が照射に対して最も sensitive なパラメータである。
- (3) 試験温度は J-R 曲線に強い影響を及ぼす。
- (4) 上記の照射による破壊靱性値 (fracture toughness) の低下は, シャルピー試験の上部棚エネルギーのデータ (Table 4.2) からは予想できない。

フランスでは, 小型試験片 ($1/2$ CT) を用いて同様の試験を行っており, 試験片サイズの効果についても検討している。

4.3.3 イギリスの研究動向

Davies²²⁾らはTable 2.6 に示した IAEA 共同研究材の中から日本製 A508 cl. 3 鍛造材およびフランス製 A508 cl. 3 鍛造材の照射前および照射後 (1×10^{19} n/cm², 290°C) の J-R 曲線を求めた。J_{1c} の値は (i) ASTM E813-81 に従った analysis (ii) linear regression analysis for $0.2 \text{ mm} \leq \Delta a \leq 0.06 b$ (iii) power curve analysis の3つの解析法によって求めた。Fig. 4.14 は日本製鍛造材, Fig. 4.15 はフランス製鍛造材の J-R 曲線を示す。

- (1) Fig. 4.14 で, power curve analysis が最も正確であり, 以下(ii), (i)の順である。
- (2) 日本材およびフランス材ともに, 照射による J_{1c} およびき裂進展抵抗の顕著な変化はみとめられない。(フランス材で照射によって J_{1c} の値がわずかに低下し, 特に ASTM E813-81 analysis で低下が大きい, これは本質的なものではない)
- (3) 日本材とフランス材との主な違いは, 日本材の方が延性き裂の成長に対して極めて高い抵抗を示していることである。
- (4) 日本材とフランス材の J_{1c} の値はほぼ同様である。一方, 同時に行なったシャルピー試験では日本材の上部棚エネルギーの方がはるかに高い。このことは, 日本材のき裂進展抵抗がフランス材よりも高いことと関連がある。さらに, 日本材の方が不純物含有量がより少ないことと関連している。

4.4 照射後焼鈍材の J-R 曲線

照射, 焼鈍の繰り返しを施した高 Cu 含有 A533-B 溶接金属 (0.35% Cu) に対して, 1 T-C T 試験片を用いて求めた J-R 曲線の一例を Fig. 4.16²⁹⁾ に示す。未照射材, 照射材, 焼鈍材の3つのグループに J-R 曲線が分類できる。Fig. 4.16 より求めた平均の tearing modulus (T_{AVG}) および J_{1c} より換算した K_{Jc} (13式)

$$K_{Jc} = \{ E J_{1c} / (1 - \nu^2) \}^{1/2} \quad (13)$$

E : Young's modulus

ν : Poisson's ratio

の温度依存性を Fig. 4.17 および Fig. 4.18²⁹⁾³³⁾ に各々示す。これらの図より, 以下の結果が得られている。

- (1) 焼鈍温度は 399°C, 168 hr であり, シャルピー衝撃試験では焼鈍によって上部棚エネルギーが完全に回復していた¹³⁾²⁸⁾ のに対して, T_{AVG}, K_{Jc} の値は完全には回復していない。
- (2) シャルピー上部棚エネルギーは本質的には温度に依らず一定であるが, T_{AVG} は温度に逆比例する。
- (3) 特定の温度では, シャルピー上部棚エネルギーと T_{AVG} とを相関づけることは可能である (Fig. 4.19)。

- (4) K_{Jc} 遷移曲線に対する照射および照射後焼鈍の影響は G_v (41 J) 遷移曲線に対するそれと良い相関がある。

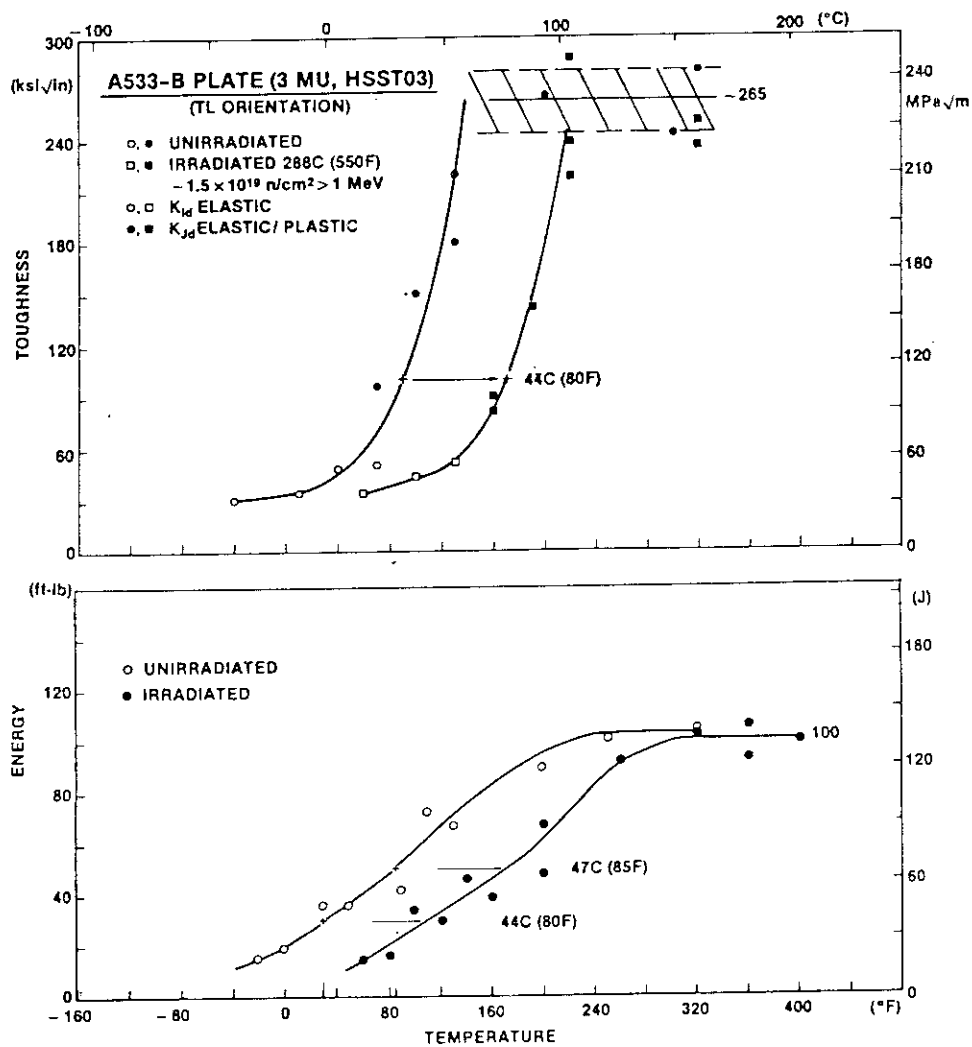


Fig. 4.1 Comparison of Charpy-V notch ductility and fracture toughness for the IAEA A533-B reference plate, Code 3MU, before and after irradiation. Fracture toughness was determined using fatigue precracked Charpy-V specimens and J-integral assessment procedures

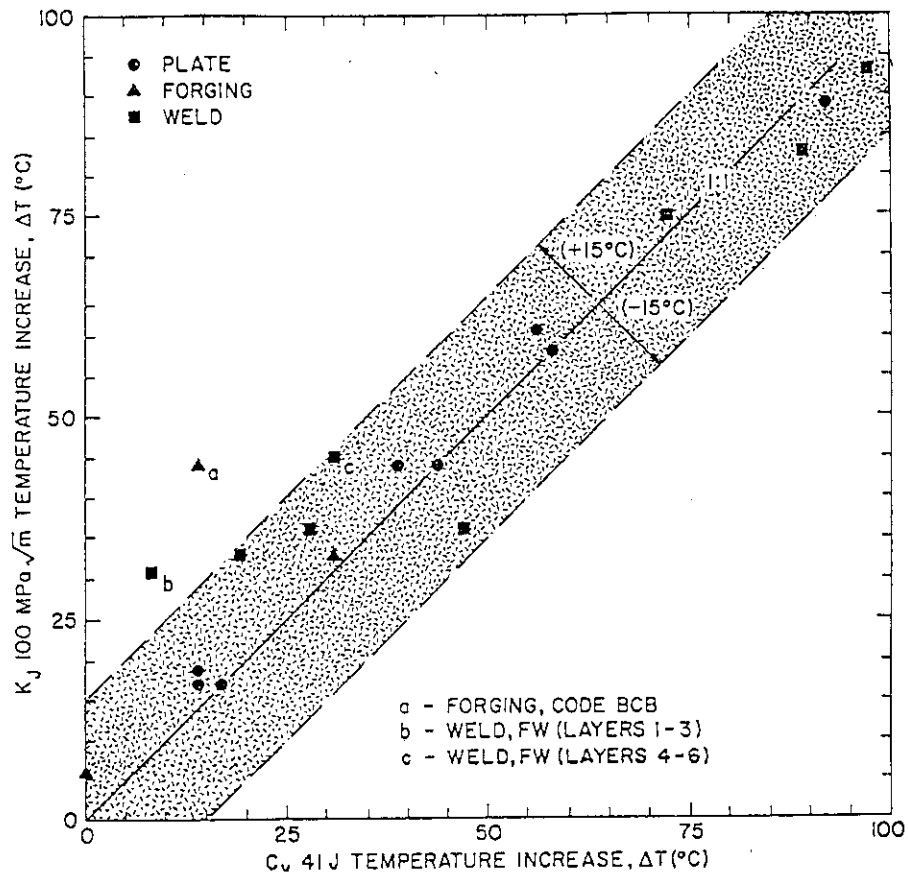


Fig. 4.2 Comparison of $K_J 100 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ and $C_V 41\text{J}$ transition temperature elevations by 288°C irradiation

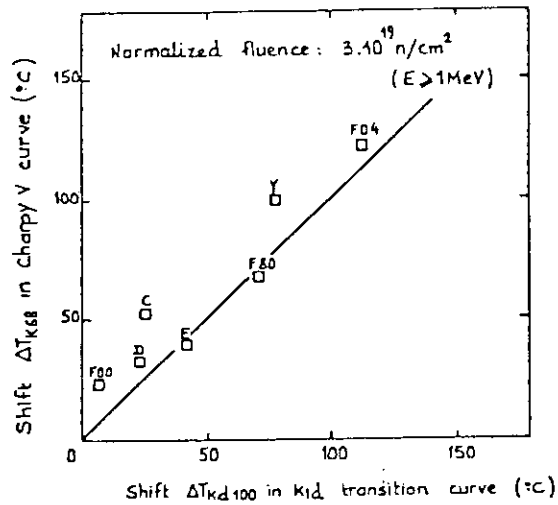


Fig. 4.3 Comparison between the shifts ΔT_{K68} in Charpy transition curve and the shifts $\Delta T_{Kd 100}$ in $K1d$ transition curve induced by neutron irradiation

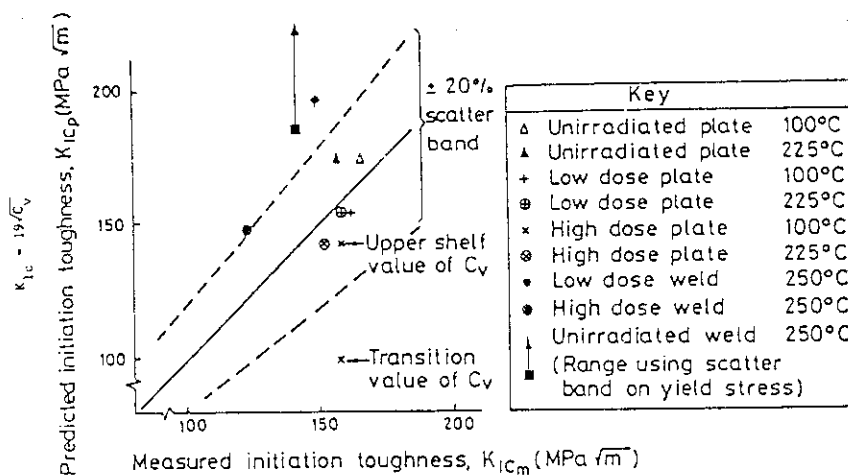


Fig. 4.4 Initiation fracture toughness predictions using correlation equation of Marandet and Sanz³⁶⁾

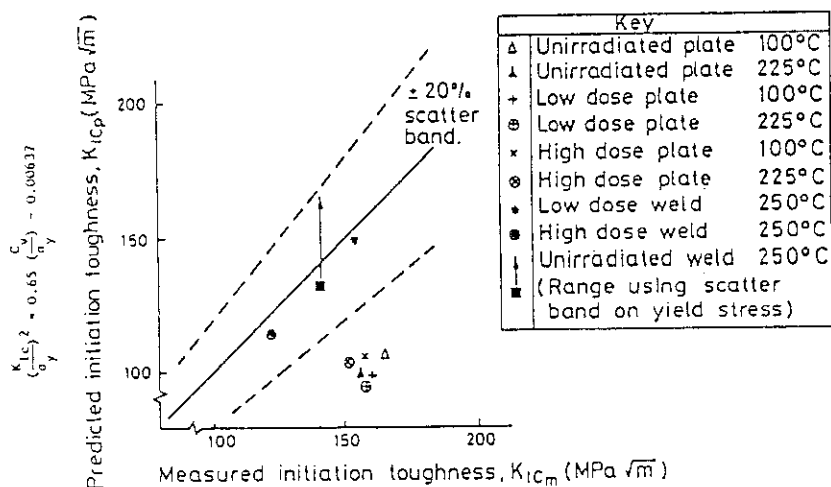


Fig. 4.5 Initiation fracture toughness predictions using correlation equation of Barsom and Rolfe³⁷⁾

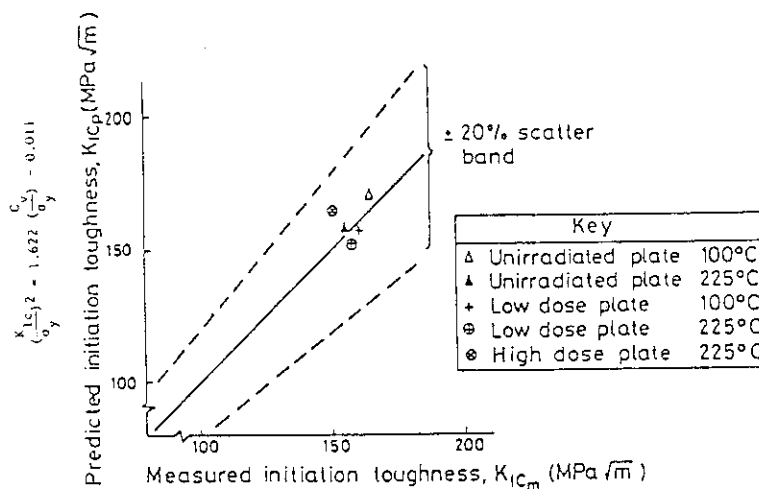


Fig. 4.6 Initiation fracture toughness predictions for plate materials using correlation equation of Priest, Charnock and Stewart³⁵⁾

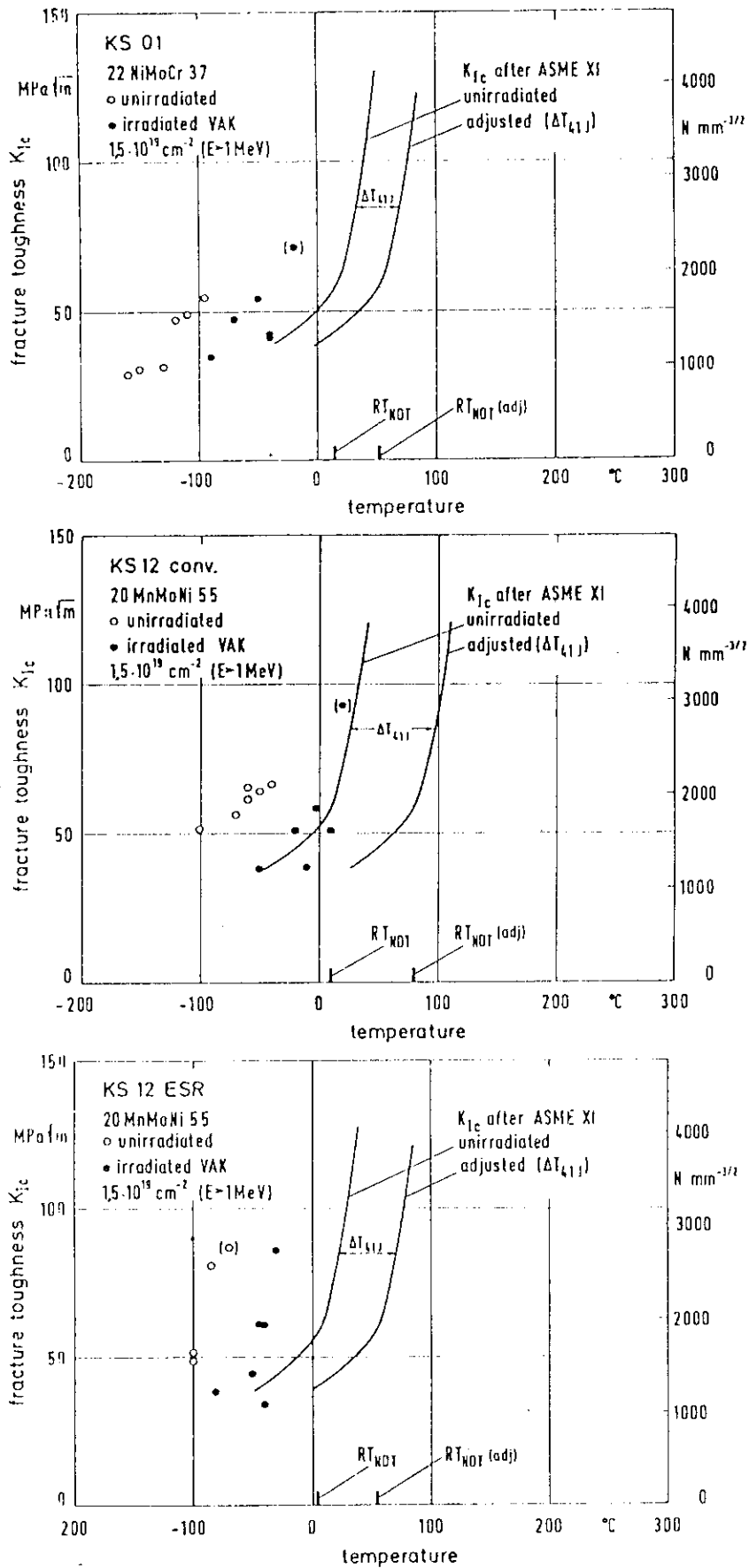


Fig. 4.7 Fracture toughness (linear elastic) of pressure vessel materials before and after irradiation in comparison with the K_{Ic} -curve of ASME XI.

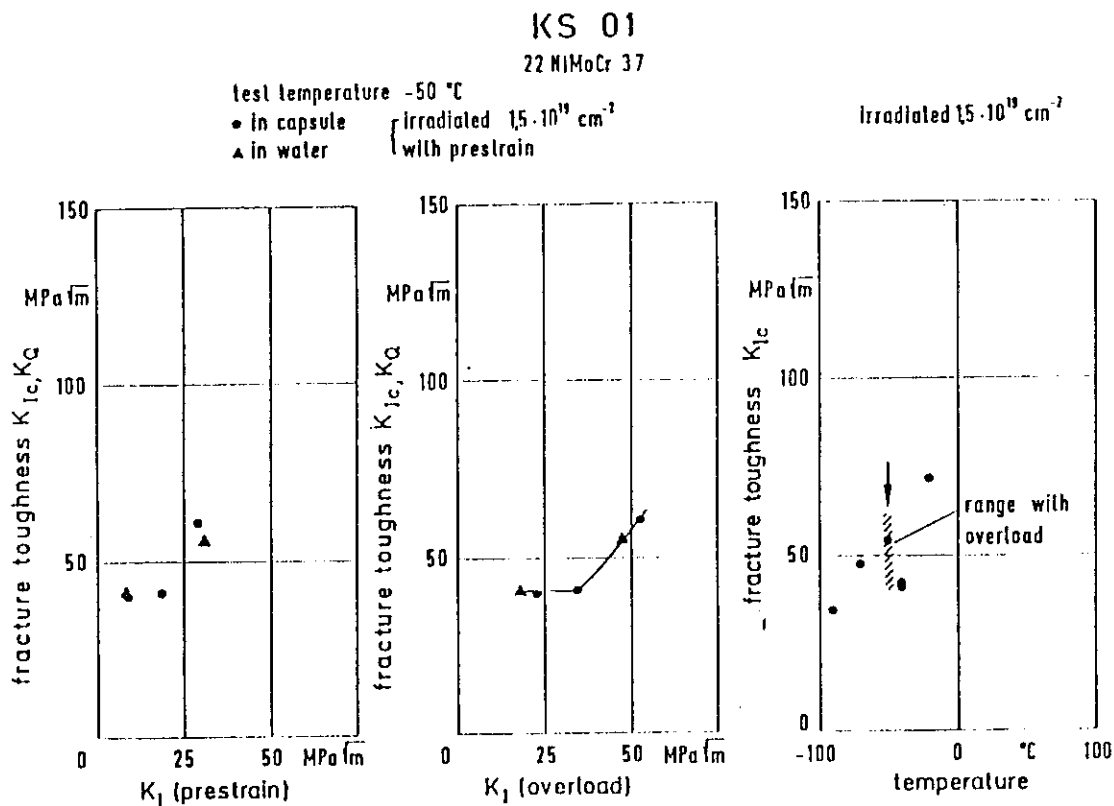


Fig. 4.8 Fracture toughness of specimens irradiated with prestrain (with and without exposure to the cooling water)

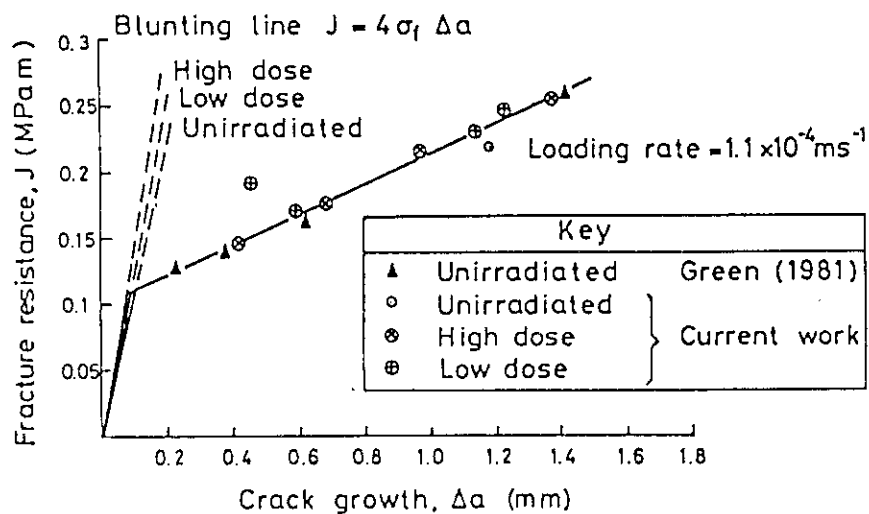


Fig. 4.9 J-R curve for plate material-25mm CT specimens, 225°C

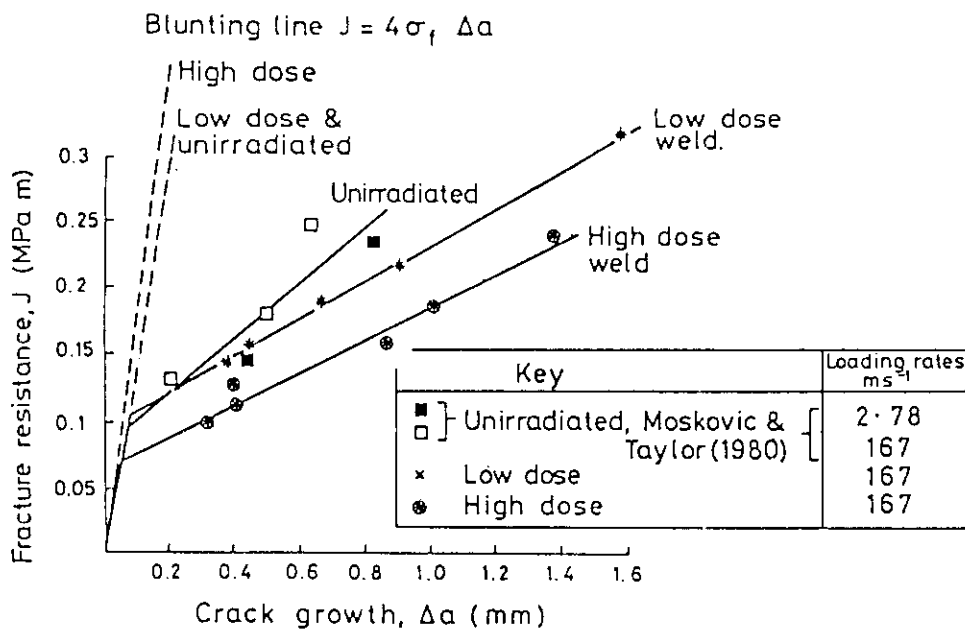


Fig. 4.10 J-R curve for weld material-25mm CT specimens, 250°C

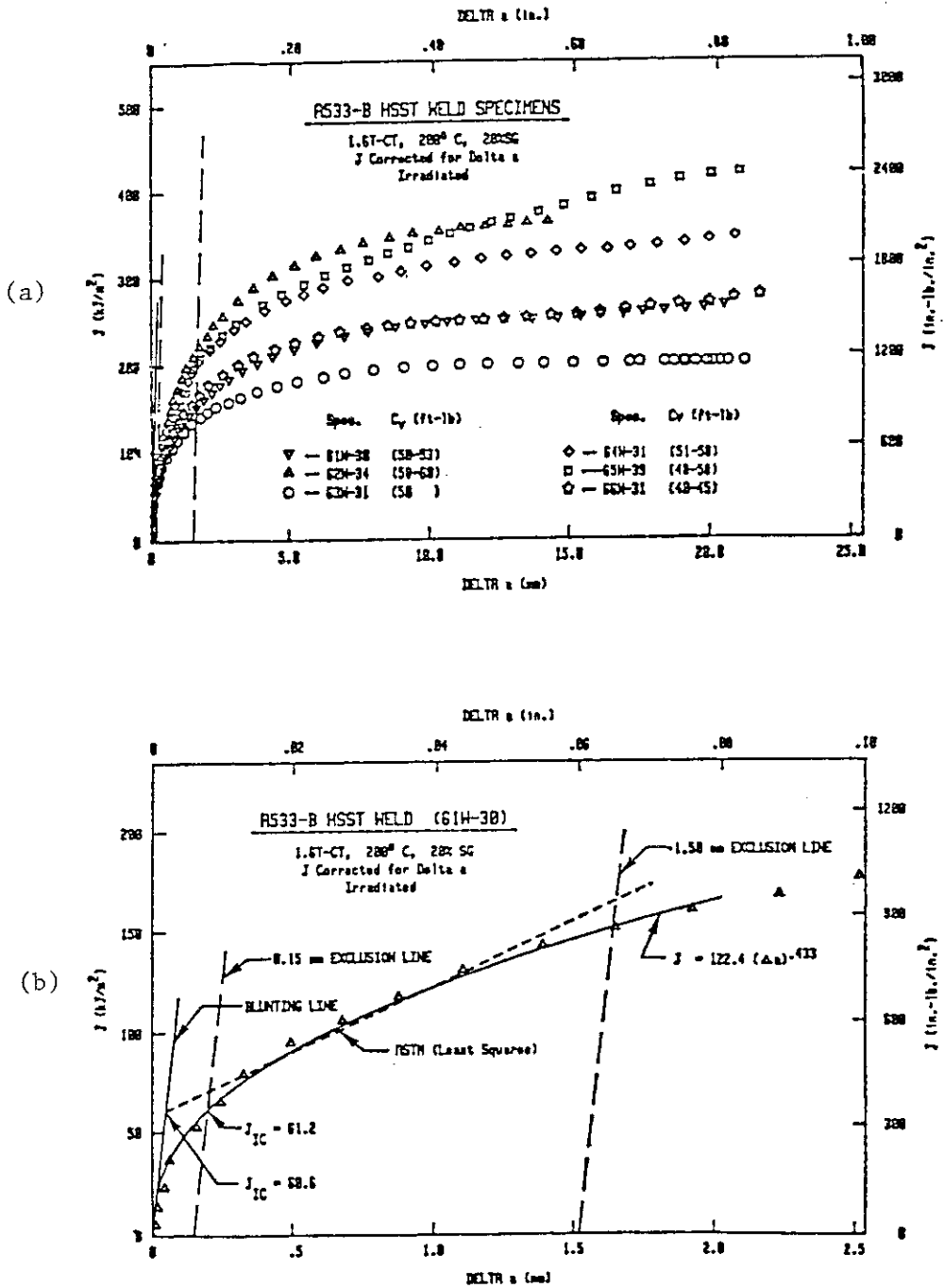


Fig. 4.11 J-R curve from A533-B weld specimens which are irradiated in the HSST program and expansion of the J-R curve illustrating the power law behavior exhibited at small crack extension

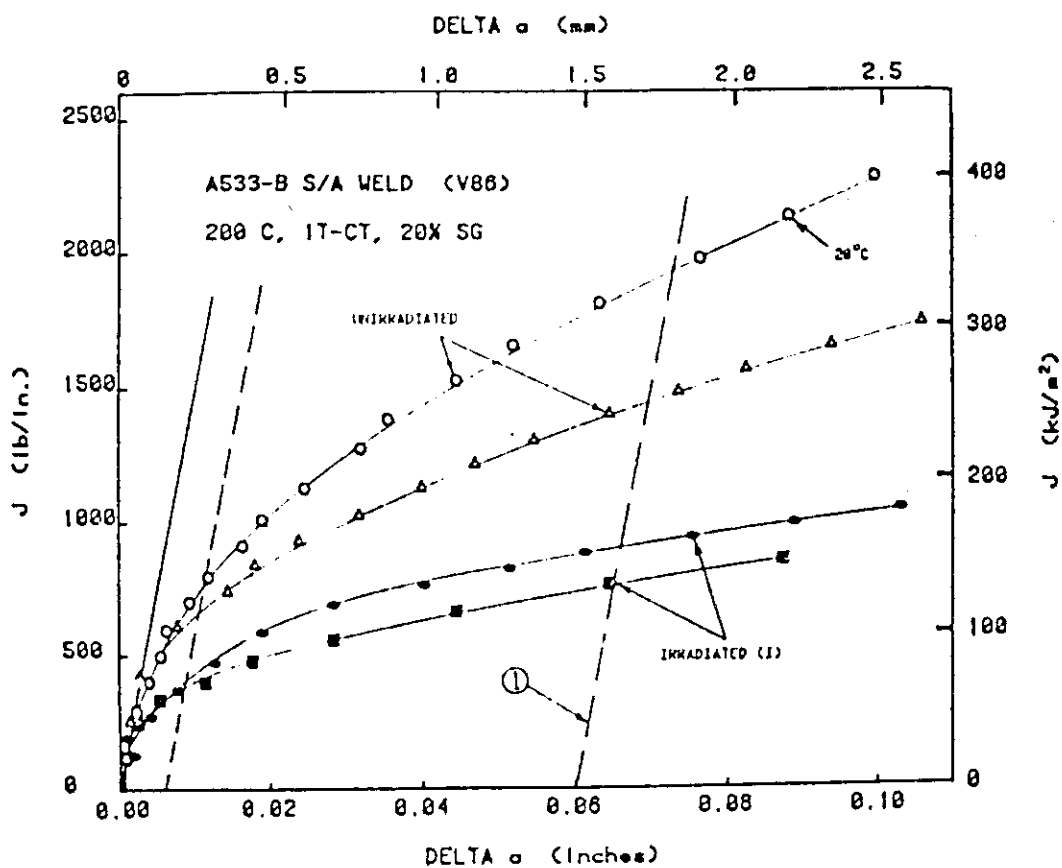


Fig. 4.12 Comparison of J-R curve for the A533-B weld in the pre- and postirradiation conditions for specimens having 20% side grooves

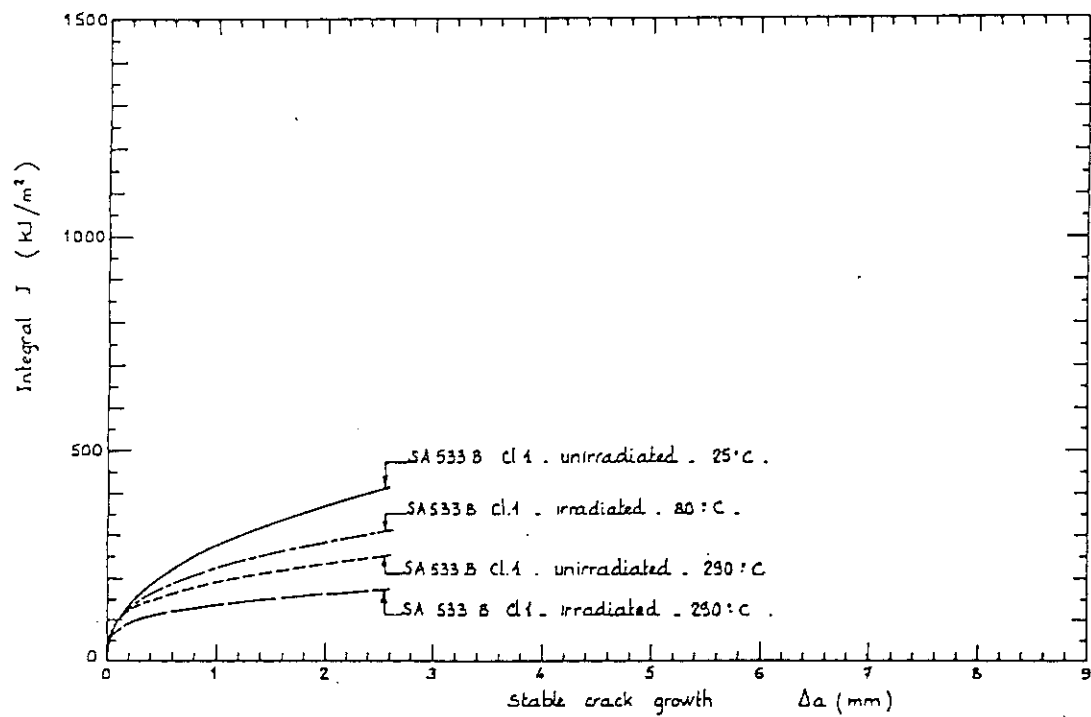
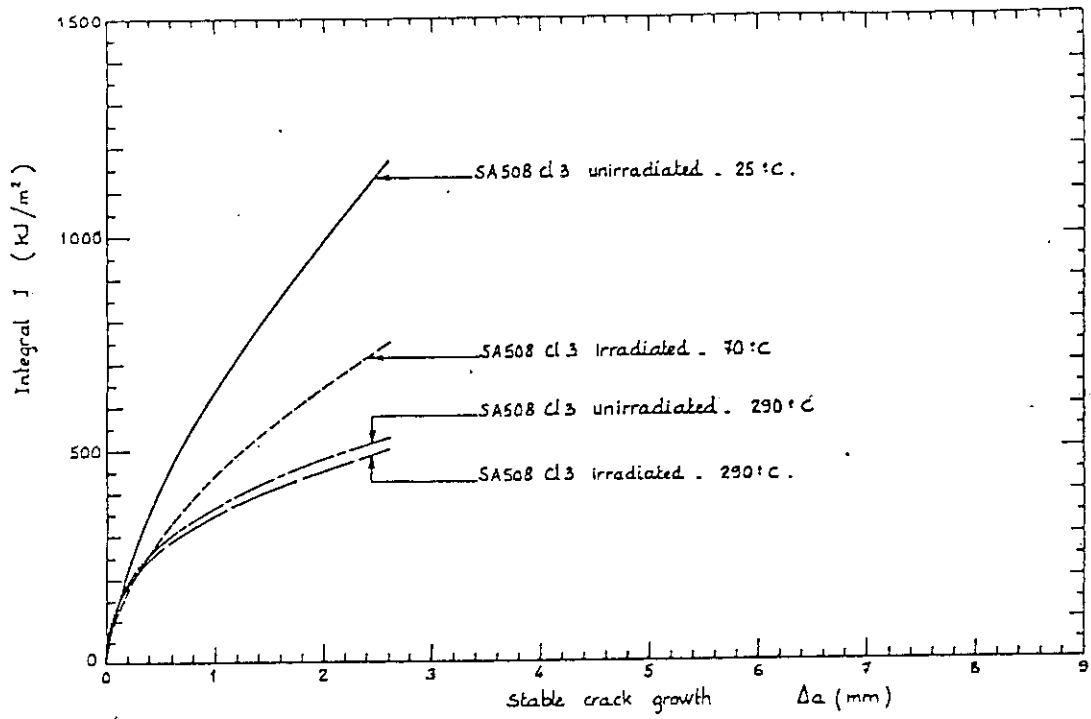


Fig. 4.13 Evolution of J-R curves of A508 Cl.3 and A533-B Cl.1 with temperature and irradiation

Table 4.1 Average of test results on the J-R curve of SA508 Cl.3 and SA 533 B Cl.1 with and without irradiation

Materials	State	Test temp. °C	ASTM ANALYSIS			POWER FUNCTION ANALYSIS				
			J _{1C} kJ/m ²	T	dJ/da MPa	Function		J _{1C} kJ/m ²	T avg.	dJ/da MPa
						c	n			
SA 508 Cl.3.	Unirrad.	25	581	285	386	629	0.653	429	270	366
	Irradiated	70	276	120	219	436	0.567	239	124	227
	Unirrad.	290	252	124	171	360	0.392	250	90	125
	Irradiated	290	305	51	87	351	0.372	240	68	116
SA533B Cl 1	Unirrad.	25	161	125	157	269	0.427	163	84	106
	Irradiated	80	168	35	56	216	0.359	135	47	74
	Unirrad.	290	140	39	50	187	0.289	130	40	51
	Irradiated	290	98	22	35	135	0.245	95	20	32

Table 4.2 Mechanical characteristics of test materials

Materials	State	TENSILE PROPERTIES				CHARPY V IMPACT PROPERTIES		
		Temperature °C	Yield strength (R _e 0,002) MPa	Ultimate strength (R _m) MPa	Elastic modulus (E) MPa	Upper shelf		TK 68 °C
						Temperature °C	KCV J	
SA533B Cl 1	Unirradiated	25	434	583	206000	79	99	17
		290	410	581	191000			
	Irradiated	80	494	633	202000	133	98	62
		290	470	631	191000			
SA508 Cl 3	Unirradiated	25	462	594	206000	45	171	28
		290	436	592	191000			
	Irradiated	70	550	665	202000	95	178	1
		290	504	638	191000			

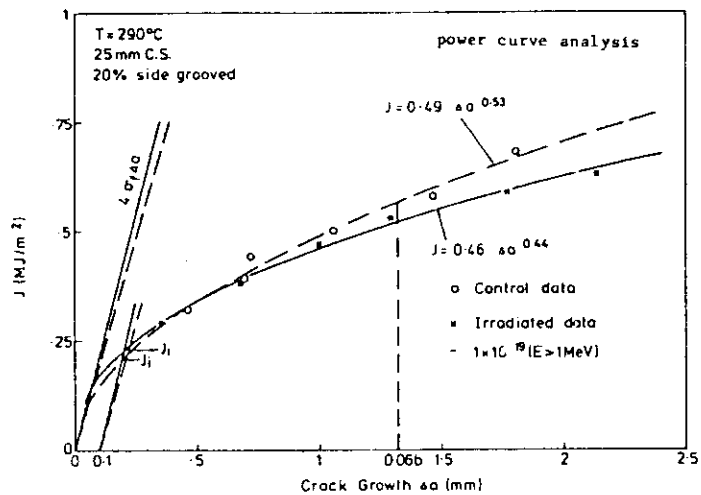
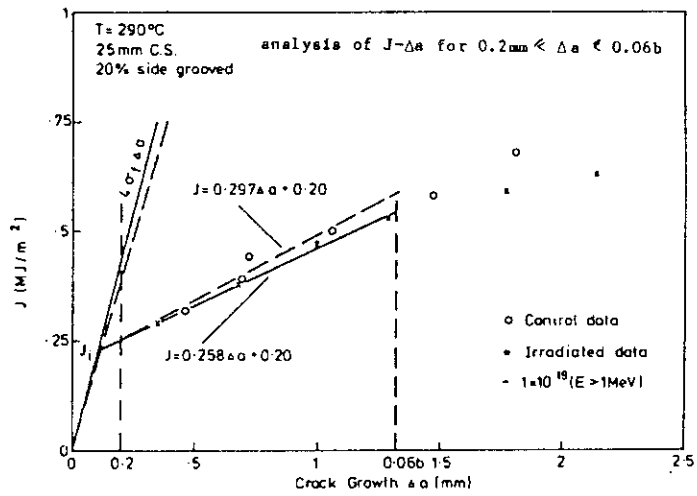
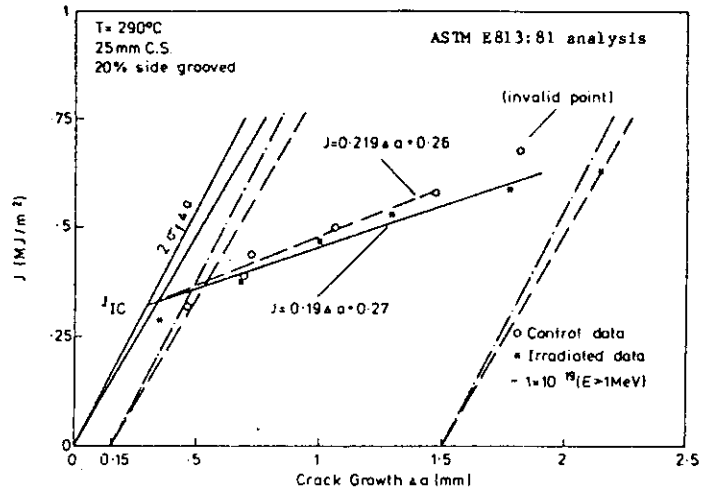


Fig. 4.14 Effect of irradiation on initiation toughness and resistance to crack growth of Japanese A508 Cl.3 steel

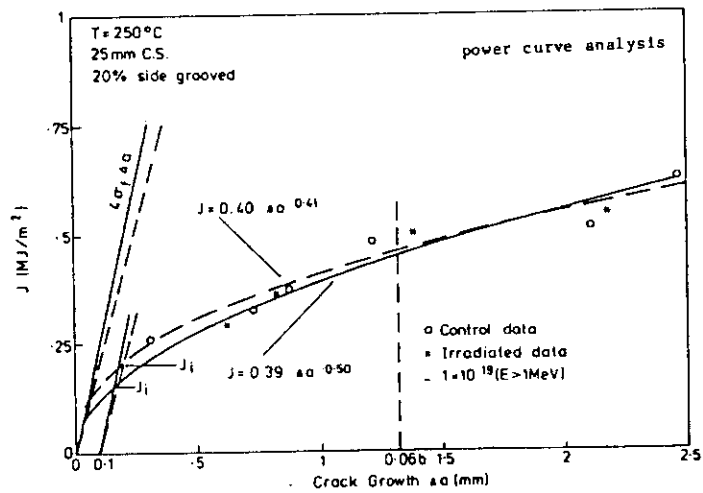
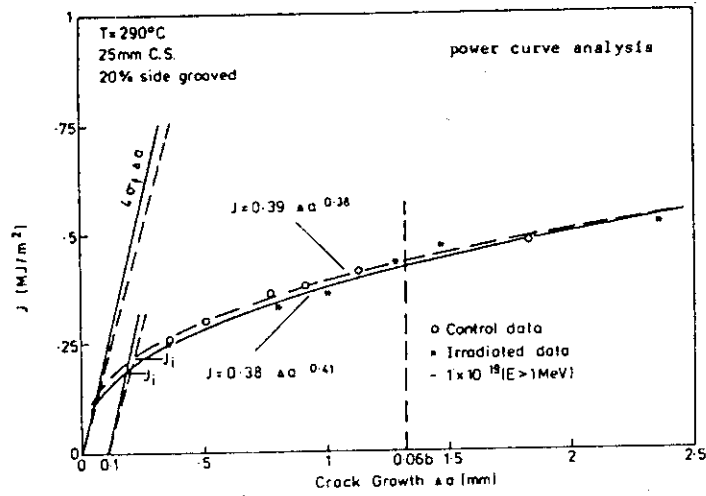
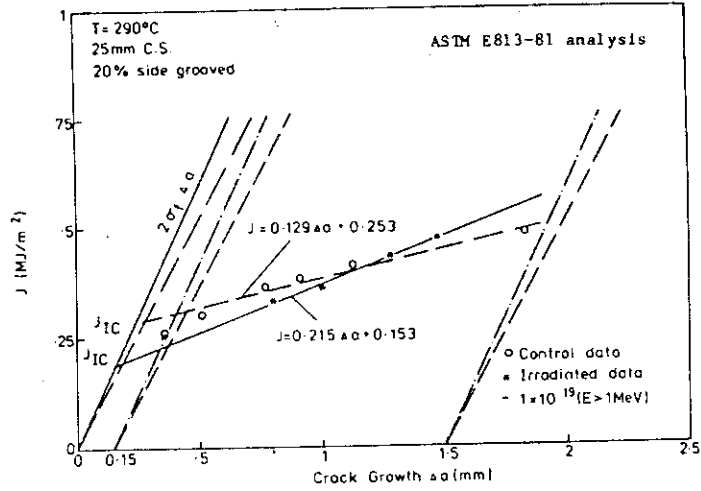


Fig. 4.15 Effect of irradiation on initiation toughness and resistance to crack growth of French A508 Cl.3 steel

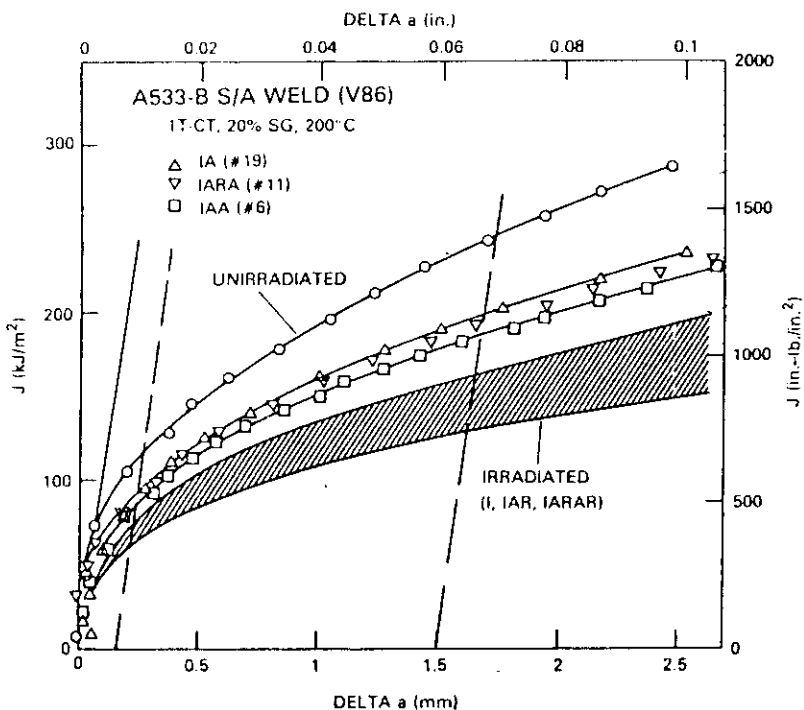


Fig. 4.16 Comparison of J-R curve trends for A533-B S/A weld in unirradiated, irradiated and annealed conditions

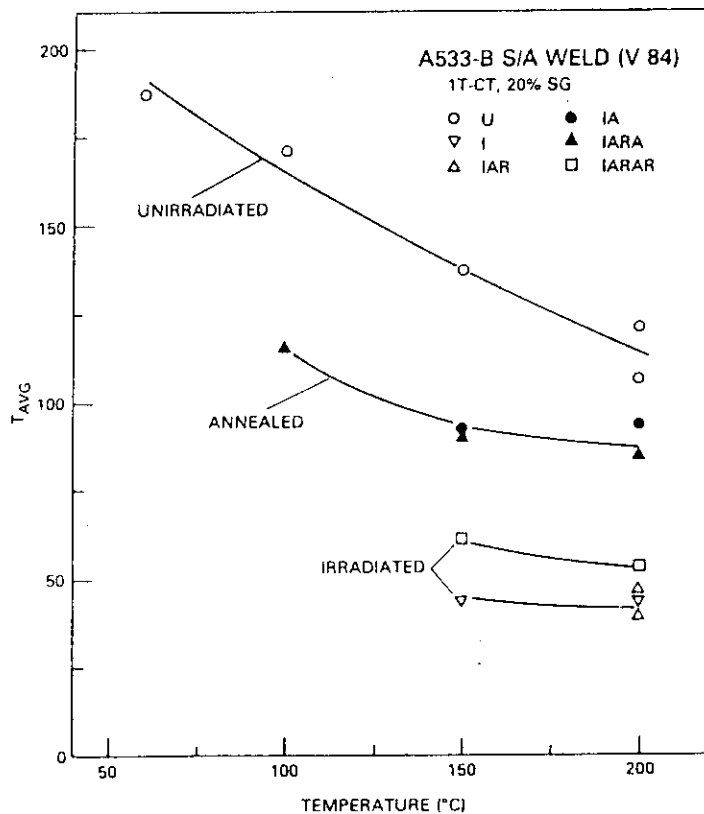


Fig. 4.17 Variation of the average tearing modulus T_{AVG} with temperature for A533-B S/A weld in the unirradiated, irradiated and annealed conditions

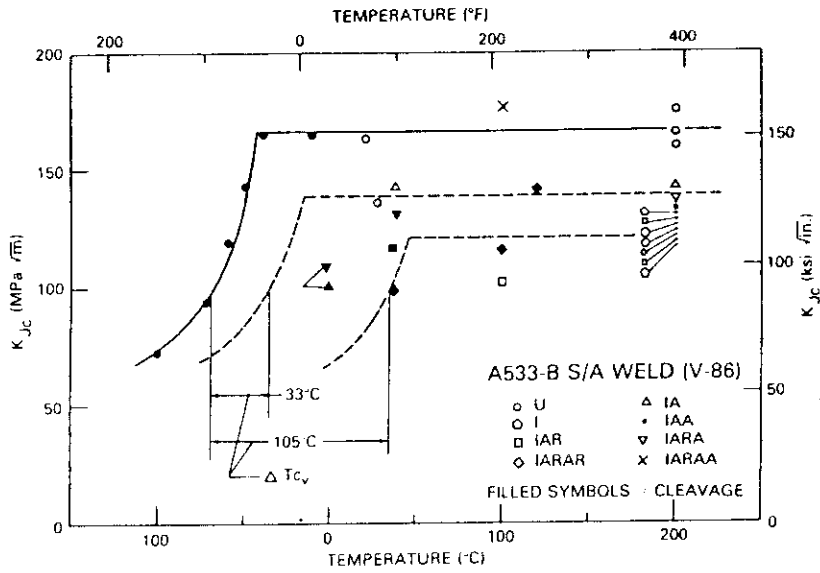


Fig. 4.18 Comparison of pre- and postirradiation fracture toughness initiation (K_{JC}) trends for A533-B S/A weld. The transition regimes for this material in the irradiated conditions were estimated by the temperature elevation of the C_V curve (ΔT_{Cv}) at the 41-J energy level

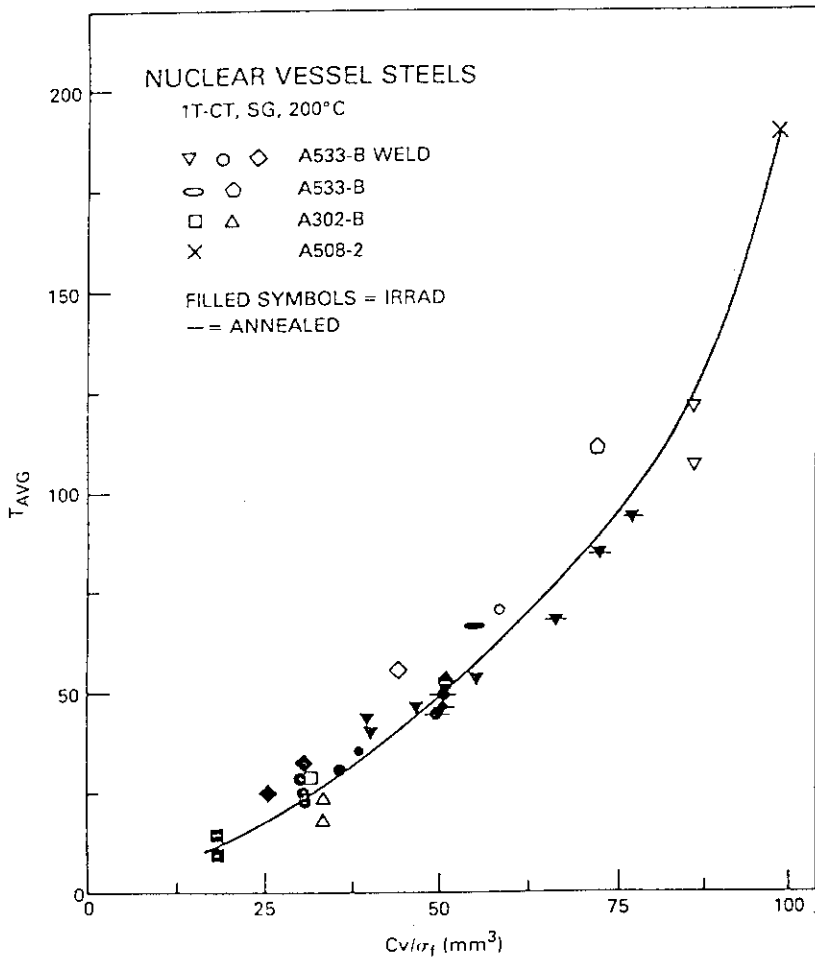


Fig. 4.19 Correlation between C_V upper shelf energy and the average value of tearing modulus T_{AVG} for a crack extension less than 1.5mm

5. 疲労き裂進展に及ぼす照射の効果

5.1 大気中での疲労き裂進展

Fig. 5.1 は A508 Cl. 3 鍛造材および溶接材を用いて、照射材と未照射材との疲労き裂の進展挙動を室温および 290°C の大気中で比較したものである³²⁾。Fig. 5.1 では照射は疲労き裂進展挙動に影響を及ぼしていないように見える。

Fig. 5.2, Fig. 5.3 は各々 A533-B Cl.1 鋼および A302-B 鋼の 288°C, 大気中での疲労き裂進展挙動を照射材および未照射材で比較した一例⁴³⁾である。A533-B Cl.1 では実験によって照射の効果が異なり一貫した傾向を示していない。また, A302-B では照射による効果はみられない。

溶接材料に関しては, Fig. 5.4, Fig. 5.5 に A543 鋼のサブマージドアーク溶接部, エレクトロスラブ溶接部の例を示す⁴³⁾。サブマージドアーク溶接部では照射の効果はほとんどみられないが, エレクトロスラブ溶接部では, 照射材のき裂進展速度が未照射材に比べて遅くなっている。

5.2 高温高圧水環境中での疲労き裂進展

Cullen ら⁴⁴⁾ は PWR 模擬環境 (高温高圧水) 中での照射および未照射材の疲労き裂進展挙動を調べ Fig. 5.6, Fig. 5.7 を示した。照射量は 3.4×10^{19} n/cm² である。Fig. 5.6 は PWR 環境中での照射材のデータと大気中 (288°C) での未照射材のデータとを比較したものであるが, PWR 環境中での照射材の疲労き裂進展速度の方が大きくなっている。但し, この結果は, 照射の効果と言うよりも, PWR 環境の効果の方が主に起因した結果であろうとされている。Fig. 5.7 は環境の効果を同一にするために, PWR 環境下で行なった他の未照射材のデータとこの実験での照射材のデータとを比較したものである。ヒートの違いによる誤差の影響もあると思われるが, わずかに照射材のき裂進展速度の方が大きくなっているように見える。

一方, A508 Cl.2 および A533-B 鋼の PWR 模擬環境中でも, 疲労き裂進展速度は照射によって変化しない (Fig. 5.8) という報告⁴⁵⁾, さらには, 同様の環境中で, 照射材の方が疲労き裂進展速度がわずかに小さくなる (Fig. 5.9, A533-B 鋼) という報告⁴⁶⁾もあり, 今後の研究に注目する必要がある。

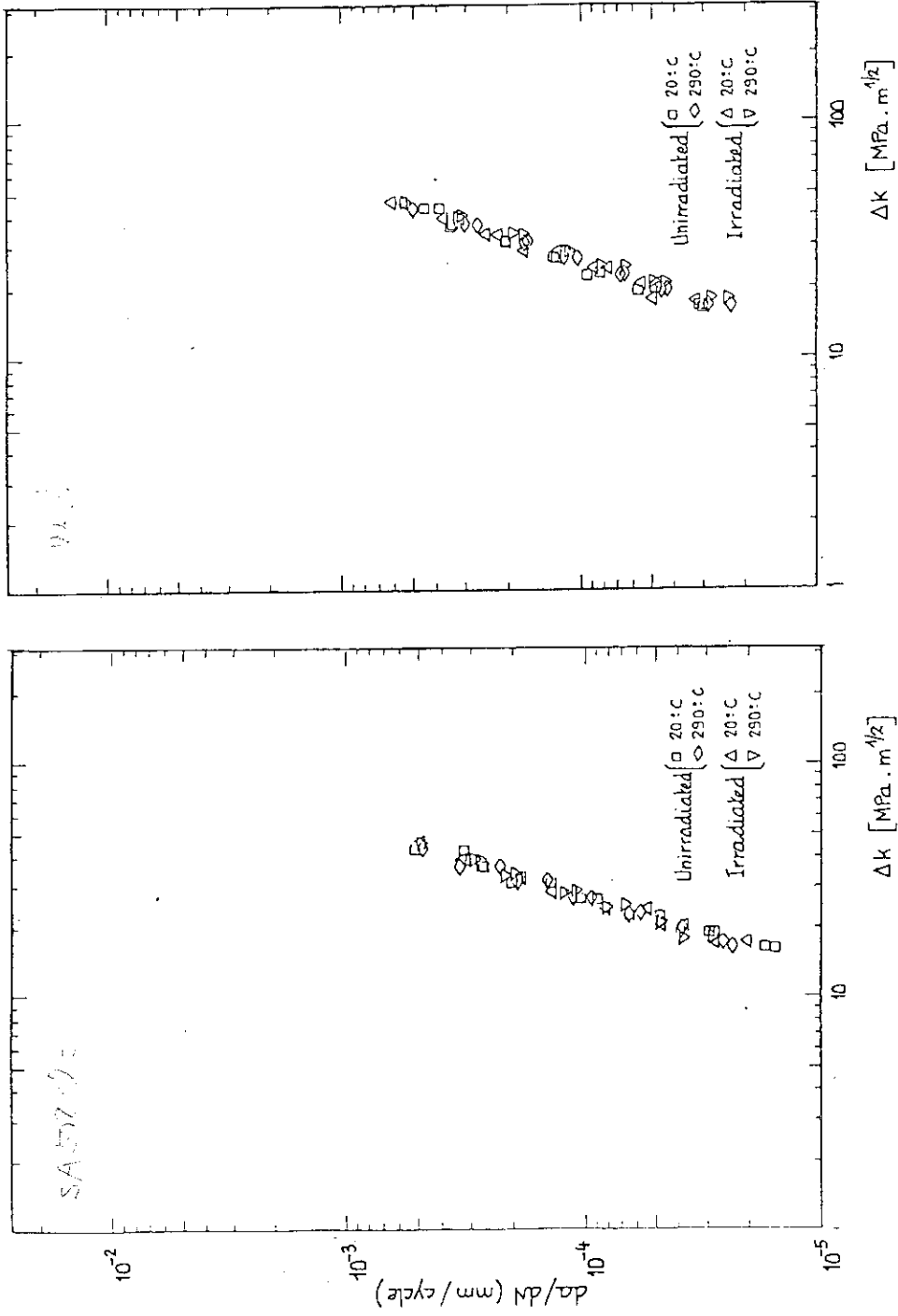


Fig. 5.1 Fatigue crack growth on irradiated and unirradiated A508 Cl.3 and weld

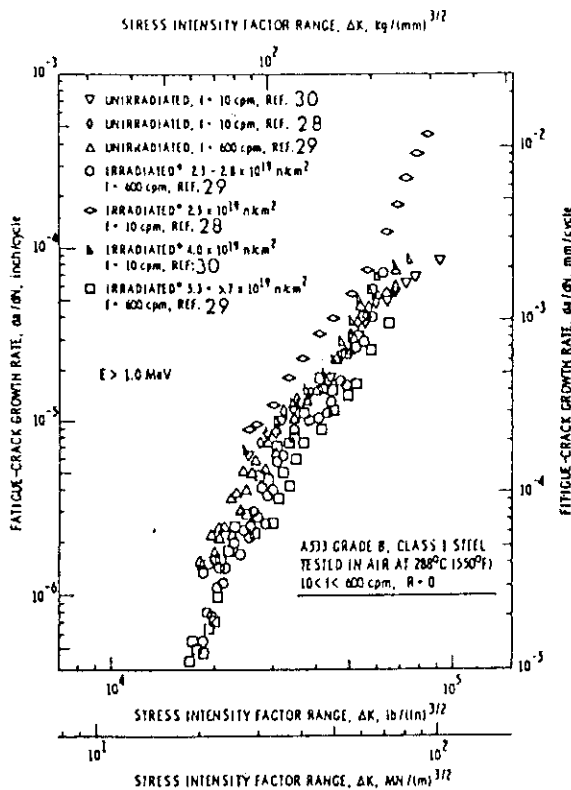


Fig. 5.2 Fatigue crack growth behavior of irradiated and unirradiated A533-B Cl.1 steel tested at 288°C

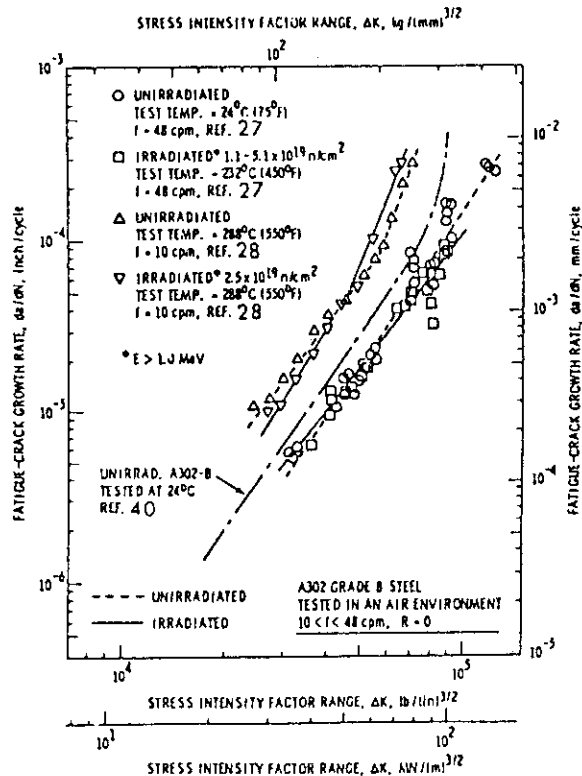


Fig. 5.3 Fatigue crack growth behavior of irradiated and unirradiated A302-B steel tested at 24°C and 288°C

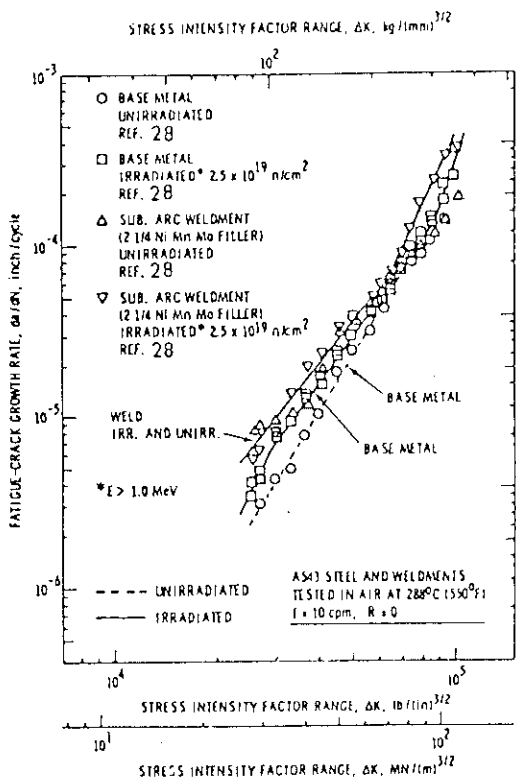


Fig. 5.4 Fatigue crack growth behavior of irradiated and unirradiated A543 steel and submerged arc weldments tested at 288°C

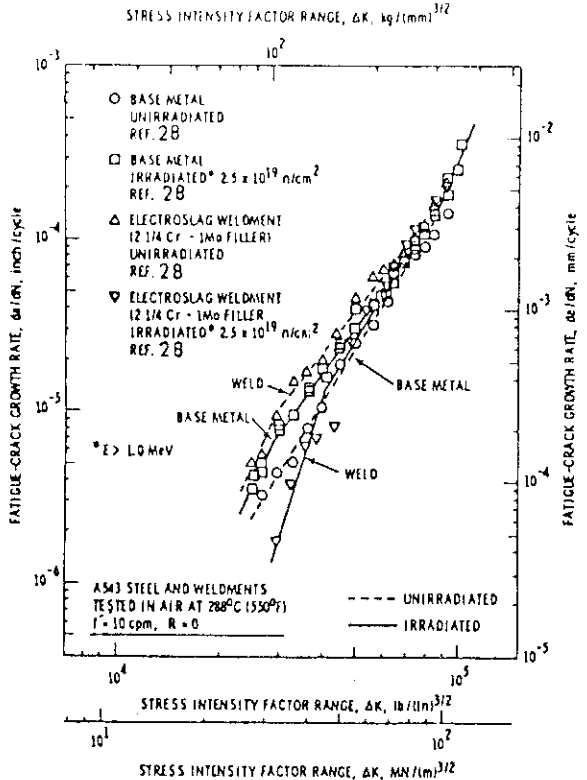


Fig. 5.5 Fatigue crack growth behavior of irradiated and unirradiated A543 steel and electroslag weldments tested at 288°C

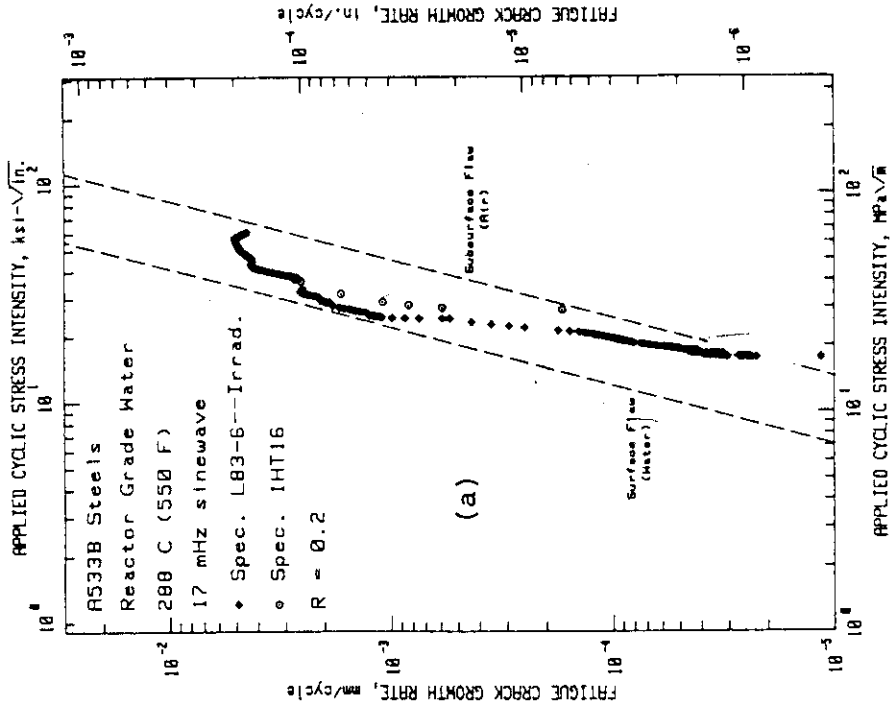


Fig. 5.7 Fatigue crack growth rates versus applied cyclic stress intensity factor of A533-B steels in the simulated reactor coolant environment. The specimens are: L83-6-irradiated A533-B, IHT16-unirradiated A533-B

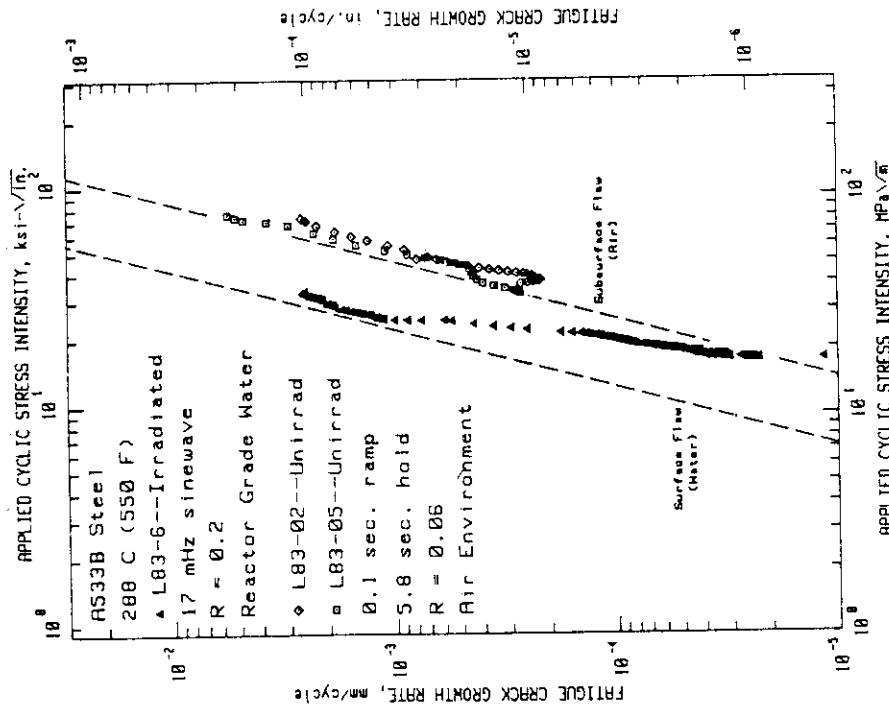


Fig. 5.6 Fatigue crack growth rates versus applied cyclic stress intensity factor of A533-B steel. Specimens L83-02 and -05 are tests of unirradiated materials in a 288°C air environment. L83-06 was an irradiated specimen tested in a simulated reactor coolant environment

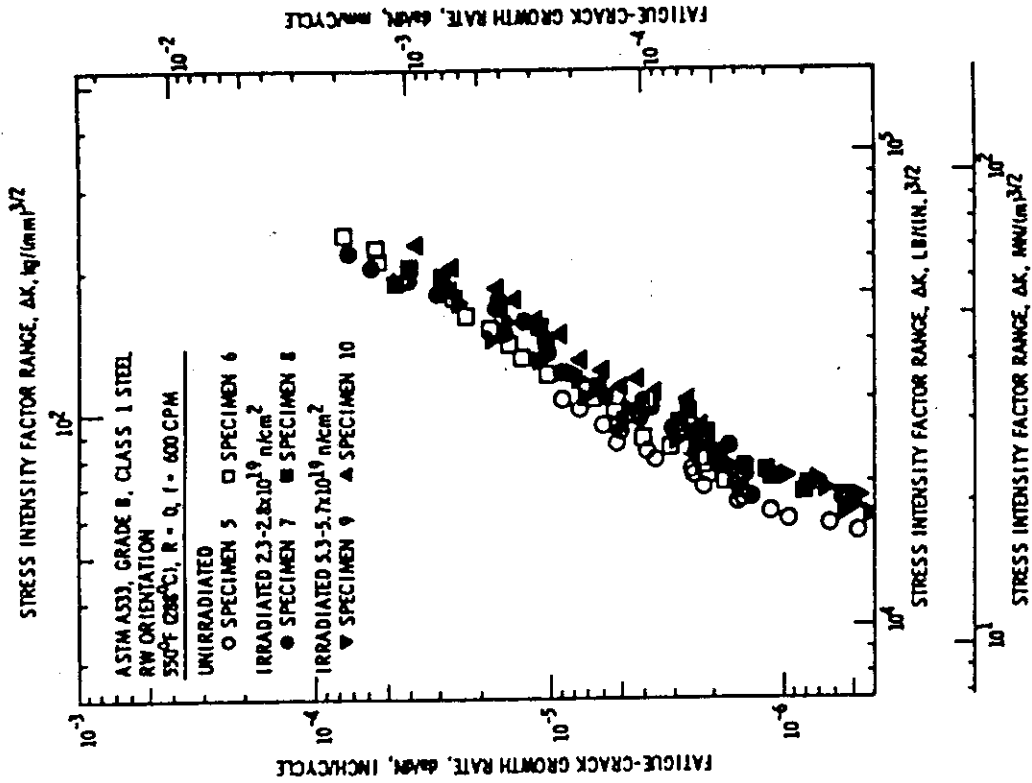


Fig. 5.9 Fatigue crack propagation behavior of A533-B Cl.1 steel at 550°F (288°C). Irradiation temperature 550°F (288°C)

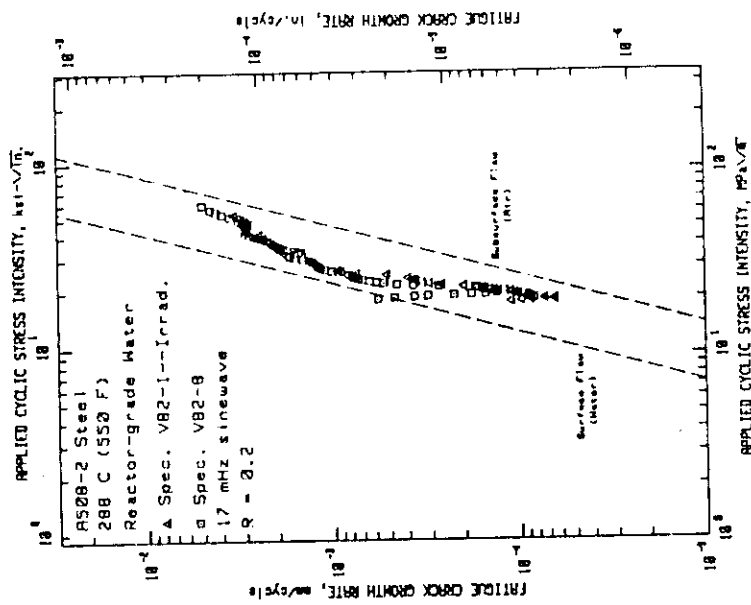


Fig. 5.8 Fatigue crack growth rates versus applied cyclic stress intensity factor for irradiated and unirradiated, as received A508-2 steel in high-temperature, pressurized reactor grade water. There is no observable effect of irradiation from these initial data.

6. ま と め

圧力容器用鋼の照射脆化に関する最近の研究の動向についてまとめた。

化学成分の影響に関して、不純物元素のCu, PおよびSn等は照射脆化感受性を助長することが各国の研究で示された。合金元素であるNiの影響に関しては、Ni単独で照射脆化感受性に影響を及ぼすのではなく、高Cu含有下でのみCuとの相乗効果を示し照射脆化をさらに助長するという結果が大勢的であるが、一方、Ni単独でも影響を及ぼすという結果も示されている。いづれにしても、CuとNiとの相乗効果、さらにはPをも含めたCu, Ni, Pの相乗効果⁴⁷⁾など複数の元素が照射脆化感受性に及ぼす相乗作用についてはデータ数も少なく、今後の動向に注目する必要がある。また、種々の実験データを基に、照射による遷移温度のシフトに及ぼすCu, PおよびNiの効果に関する種々の回帰曲線が示されており、Regulatory Guide 1.99 Rev.1の trend curve との比較検討も行なわれている。さらに Varisk⁷⁾らの Chemistry Relation に代表される種々の主要元素の効果に関する関係式も示されており、照射脆化を助長する元素と抑制する元素とに分類されている。しかしながら、現段階ではSi, Mo等の効果については、研究者によって異なった見解が示されている。現在、NRLなどによって、種々の化学成分を系統的に変化させた研究が行なわれており、今後の成果が注目される。あわせて、透過電顕および走査電顕による組織観察等を精力的に行ない、これらの元素による照射脆化のメカニズムの解明が望まれている。

照射材の靱性は、照射後の焼鈍によってかなり回復することが示された。焼鈍による靱性回復のメカニズムの解明は、焼鈍過程での挙動ばかりでなく、実機サーベランス試験で示された照射脆化の“saturation”効果の解明、さらには照射脆化メカニズムを解明する上でも重要なことである。また、照射期間中での定期的な焼鈍で、照射脆化の進行が十分押えられることが示された事によって、実プラントの圧力容器の焼鈍に期待がもたれるようになった。しかし、実際に圧力容器を焼鈍するには周辺の機器への影響など種々の制約があり、今後、考慮すべき事が数多く残されている。

過去において、照射材の靱性評価に関してはシャルピー衝撃試験による評価が主に用いられており、破壊力学に基づく靱性評価は殆んど行なわれていなかった。しかし、最近、疲労予き裂付シャルピー試験片(PCCV試験片)および小型CT試験片等が照射試験、サーベランス試験に用いられるようになり、照射材の破壊靱性値が直接得られるようになった。特に、シャルピー衝撃試験による遷移温度のシフト量とPCCV試験片による破壊靱性遷移温度のシフト量とがほぼ一致することが示され、従来のシャルピー試験データと破壊靱性値とが相関付けられるようになった。さらにCT試験片による弾塑性破壊力学に基づく照射材のJ-R曲線のデータも報告され始めている。これらの成果は今後、特に加圧熱衝撃(PTS)との関連で、圧力容器の健全性を評価する上で益々有用になると思われる。

照射材の疲労き裂進展挙動に関しては、これまでのデータでは照射による影響は顕著には現われていないようであるが、今後、実機環境中でのデータの蓄積が望まれる。

参 考 文 献

- 1) J.R. Hawthorne : ASTM STP 484 (1970) p.96
- 2) J.R. Hawthorne, J.J. Koziol, R.C. Groeschel : ASTM STP 570 (1976) p.83
- 3) J.R. Hawthorne, J.J. Koziol, S.T. Byrne : ASTM STP 683 (1979) p.235
- 4) J.R. Hawthorne : ASTM STP 782 (1982) p.375
- 5) J.R. Hawthorne : NUREG/CR-0327, NRL Report 8264 (1979)
- 6) J.R. Hawthorne : 1981 Annual Meeting of The American Nuclear Society, Miami, Florida, 2 June (1981)
- 7) J.D. Varsik, S.T. Byrne : ASTM STP 683 (1979) p.252
- 8) L.M. Davis, J.H. Venables, T.J. Williams : AERE-R9385 (1979) or IAEA-IWG-RRPC 79/3 Vienna (1979)
- 9) G.L. Guthrie : ASTM E-10 July 1 (1981)
- 10) S.E. Yanichko, J.N. Chirigos : Nuclear Engineering and Design 56 (1980) p.297 and WCAP-9794 Sep. (1980)
- 11) T.R. Mager, T.U. Marston, S.E. Yanichko : IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria, 19~21 Oct., (1981)
- 12) E.B. Norris : IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria, 19~20 Oct., (1981)
- 13) J.R. Hawthorne : NUREG/CR 0486, NRL Report 8287 (1979)
- 14) C. Guionnet, Y. Robin, C. Flavie, A. Lefort, D. Gros, R. Perdreau : ASTM STP 725 (1981) p.20
- 15) P. Petrequin, P. Soulat, B. Houssin : IAEA-IWG-RRPC 79/3, Vienna (1979)
- 16) C. Guionnet, B. Houssin, D. Brasseur, A. Lefort, D. Gros, R. Perdreau : ASTM STP 782 (1982) p.392
- 17) J. Ahlf, F.J. Schmitt : IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria, 19-21 Oct. (1981)
- 18) C. Leitz, A. Gerscha, G. Hofmann, H.J. Strobel : ASTM STP 782 (1982) p.412
- 19) D. Pachur, G. Sievers : Stahl und Eisen, Vol. 95, No. 2, Jan., (1975) p.45
- 20) T.J. Williams, A.F. Thomas, R.A. Berrisford, M. Austin, R.L. Squires, J.H. Venables : ASTM STP 782 (1982) p.343
- 21) J.R. Hawthorne : presented to the IWG-RRPC Coordinated Program Review Meeting, Vienna, Oct. 22~23 1981, NRL Memo. Report 4655.

- 22) L.M. Davies, T. Ingham, R.L. Squires : ASTM STP 782 (1982) p.433
- 23) U.S. NRC Regulatory Guide 1.99 Revision 1 April 1977
- 24) J.R. Hawthorne : NUREG/CR-1053, NRL Report 8357 (1980)
- 25) J. Föhl, Ch. leitz, D. Anders : ASTM STP 782 (1982) p.520
- 26) P.N. Randall : IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria, 19-21 Oct., (1981)
- 27) J.R. Hawthorne, H.E. Watson, F.J. Loss : ASTM STP 683 (1978) p.278
- 28) J.R. Hawthorne, H.E. Watson, F.J. Loss : ASTM STP 725 (1981) p.63
- 29) F.J. Loss, B.H. Menke, R.A. Gray, J.R. Hawthorne, H.E. Watson : ASTM STP 725 (1981) p.76
- 30) T.R. Mager : EPRI RP1021-1 Semi-annual Technical Progress Report No.2, July (1978)
- 31) P. Petrequin, P. Soulat : IAEA-IWG-RRPC 79/3 vienna (1979)
- 32) P. Petrequin : IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria, 19-21 Oct., (1981)
- 33) J.R. Hawthorne : IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria, 19-21 Oct., (1981)
- 34) P. Petrequin, P. Soulat : IAEA-IWG-RRPC 79/3 Vienna (1979)
- 35) R.H. Priest, W. Charnock, A.T. Stewart : ASTM STP 782 (1982) p.475
- 36) B. Marandet, G. Sanz : ASTM STP 631 (1977) p.72
- 37) J.M. Barsom, S.T. Rolfe : ASTM STP 466 (1970) p.281
- 38) F.J. Loss, B.H. Menke, A.L. Hiser, H.E. Watson : NUREG/CR-1783 (1981) p.3
- 39) J.R. Hawthorne : NRL Report 8327 (1979)
- 40) F.J. Loss, B.H. Menke, R.A. Gray, J.R. Hawthorne : NUREG/CP-0010 (1981) p.292
- 41) F.J. Loss : NUREG/CR-0943 (1979)
- 42) P. Petrequin, P. Soulat, B. Houssin : IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria, 19-21 Oct., (1981)
- 43) L.A. James : HEDL-SA-1663 (1978)
- 44) W.H. Cullen, H.E. Watson, R.E. Taylor, K. Torronen : ASTM STP 725 (1981) p.102
- 45) W.H. Cullen, H.E. Watson, R.E. Taylor, F.J. Loss : J. Nucl. Mat. Vol. 96 (1981) p.261

- 46) J.A. Williams, L.A. James : ORNL-4855 (1973) p.17
- 47) A.A. Astafév, S.I. Markov, G.S. Kark : Atomnaya Energiya 42 (1977)
No.3, p.187

付 録：「原子炉圧力容器用鋼の照射脆化」に関する文献リスト

ま え が き

原子炉圧力容器用鋼の照射脆化に関する文献のリストを示す。これらの文献は項目別に分類されている。各項目の内容を以下に示す。

1. 照射脆化のメカニズム

照射による脆化機構に関する基礎的な研究論文および電子顕微鏡等によって、金属組織的な方面から脆化のメカニズムを調べた研究論文等を含む。

2. 照射による材料諸特性の変化

照射によるシャルピー衝撃値および種々の機械的性質の変化に関する論文を含む。2.1 化学成分の影響, 2.2 照射条件の影響, 2.3 照射後焼鈍の効果, に分け, これらの項目の2つあるいは3つを同時に含む論文は, 2.4 種々の因子の影響, に入れた。また, 照射材の疲労特性については 2.5 その他, に含まれている。

3. 照射材の破壊靱性値

破壊力学的手法に基づいた照射材の靱性評価に関する論文を含む。

4. 実機への適用

Regulatory Guide 等の guideline の妥当性を評価, 検討した論文, および実プラントでの照射脆化に対する対応等に関する論文を含む。

5. Surveillance test の現状

Surveillance test の方案および結果に関する論文, および, 現在各国で行なわれている surveillance test のステータスに関する論文を含む。

6. その他

各国での照射脆化に関する研究全般のステータスについてまとめた論文, および国際会議のレビュー等を含む。

目 次

1. 照射脆化のメカニズム	74
2. 照射による材料諸特性の変化	76
2.1 鋼材の化学成分の影響	76
2.2 照射条件の影響	78
2.3 照射後焼鈍の効果	80
2.4 種々の因子の影響	81
2.5 その他	85
3. 照射材の破壊靱性値	87
4. 実機への適用	90
5. Surveillance Test の現状	94
6. その他	101

1. 照射脆化のメカニズム

- 1) Investigations of Radiation Damage in Steel Samples Using the Small Angle Scattering of Neutrons.

F. Frisius, M. Naraghi: Technical Meeting on Radiation Exposure and Damage of Reactor Components outside the Reactor Core.

Stuttgart, Germany, 23 Sep. 1976/AED-CONF-76-556-014 27P. 1976

- 2) Damage Model and Neutron Spectrometry Applied in Reactor Steel Irradiation Programmes.

L. Weise: Technical Meeting on Radiation Exposure and Damage of Reactor Components outside the Reactor Core. Stuttgart, Germany,

23 Sep. 1976/AED-CONF-76-556-008 13P. 1976

- 3) Electron-Microscopic Investigation of a Pressure Vessel Steel after Neutron Irradiation.

H.J. Klaar: INIS-MF-3863 107P. 30 Sep. 1975

- 4) Electron-Microscopy Investigation of a Pressure Vessel Steel after Neutron Irradiation

H.J. Klaar: Schweissen Schneiden Vol.30(3) P.97~98 1978

- 5) Auger Electron Spectroscopy Analysis of the Fracture Surfaces of Irradiated Pressure Vessel Steels

F.A. Smidt, D.F. Stein, A. Joshi: NRL Report 7660 Dec. 1973

- 6) Apparent Embrittlement Saturation and Radiation Mechanism of Reactor Pressure Vessel Steels.

D. Pachure: ASTM 10th International Symposium on the Effect of Radiation on Materials, 1980/ASTM STP 725 P.5-19, 1981

- 7) On the Radiation Hardening Mechanism in Fe-C-Mn Type Alloys.

M. Brumovsky: "Effects of Radiation on Substructure and Mechanical Properties of Metals and Alloys", ASTM STP529,

P.46-62, 1973.

- 8) The Role of Some Alloying Elements on Radiation Hardening in Pressure Vessel Steels.

N. Igata, K. Watanabe, S. Sato: "Effects of Radiation on Substructure and Mechanical Properties of Metals and Alloys". ASTM STP 529, P.63 - 74, 1973.

- 9) Property Changes Resulting from Impurity-Defect Interactions in Iron and Pressure Vessel Steel Alloys.

F.A. Smidt, J.A. Sprague: "Effects of Radiation on Substructure and Mechanical Properties of Metals and Alloys". ASTM STP 529 P.78 - 91, 1973.

- 10) A Review of Correlation Data in Reactor Structural Material Investigations./Caprice 79: Correlation Accuracy in Pressure Vessel Steel as Reactor Component Investigation of Change of Material Properties with Exposure Data

L. Weise, W. Schneider: Meeting on Accuracies in Correlation between Property Change and Exposure Data from Reactor Pressure Vessel Steel Radiation. Juelich, Germany, 24 - 27 Sep. 1979/ JUEL-CONF-37, 484P. P.334 - 346, May, 1980.

2. 照射による材料諸特性の変化

2.1 鋼材の化学成分の影響

- 1) Statistical Analysis of a Combined Effect of Nickel, Copper and Phosphorus on Irradiation Embrittlement of Pearlite Steels

A.A. Astaf'en, S.I. Markov, G.S. Kark: At. Energy. Vol.42(3)
P.187~190 Mar. 1977/For English Translation, The J. Sov. At.
Energy.

- 2) A Study of the Irradiation-Induced Embrittlement of Pressure Vessel Steels of the A 508 Cl.3 and A 533 B Cl.1 Types and of the Influence of Chemical Composition./Reliability Problems of Reactor Pressure Components. Proceedings of a Symposium on Application of Reliability Technology to Nuclear Power Plants Organized by the IAEA and Held in Vienna, 10-13 Oct. 1977

P. Petrequin, P. Soulat: Symposium on Application of Reliability
Technology to Nuclear Power Plants. Vienna, Austria. 10-13 Oct.
1977/Proceeding Series IAEA-SM-218/21 Vol.1 P.347~378 IAEA 1978

- 3) Effect of Manganese and Carbon Content on Irradiation Response of a Low-Alloy Steel./Reliability Problems of Reactor Pressure Components. Proceeding of a Symposium on Application of Reliability Technology to Nuclear Power Plants Organized by the IAEA and Held in Vienna, 10-13 October 1977

M. Vacek, J.A. Karim: Symposium on Application of Reliability
Technoloty to Nuclear Power Plants. Vienna, Austria. 10-13
Oct. 1977/Proceeding Series IAEA-SM-218/44 Vol.1 P. 379~392
IAEA 1978

- 4) Alloying Element Effect on Irradiation Embrittlement in a Tempered Ferritic-Pearitic Steel

V.I. Badanin, V.A. Nikolaev: Metalloved. Term. Obrab. Met.

(No. 9), P.21 - 22 Sep. 1979/For English, The J. Met. Sci. and Heat Treatment.

- 5) Variability of Mechanical Properties of Nuclear Pressure Vessel Steels./ Caprice 79: Correlation Accuracy in Pressure Vessel Steel As Reactor Component Investigation of Change of Material Properties with Exposure Data.

P. Petrequin, P. Soulat, W. Schneider: Meeting on Accuracies in Correlation between Property Change and Exposure Data From Reactor Pressure Vessel Steel Radiation. Juelich, Germany, 24 - 27 Sep. 1979/JUEL-CONF-37 484P. P.30 - 56 May 1980

- 6) Effect of Residual Elements and Nickel on the Sensitivity to Irradiation Embrittlement of SA 508 Cl.3 Pressure Vessel Steel and Weld.

P. Petrequin, P. Soulat, B. Houssin: Specialists' Meeting on Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels, Vienna, Austria. 26, Feb.-1, Mar. 1979/IWGRRPC-79/3 228P. P.18-27 Dec. 1979.

- 7) Irradiation Embrittlement of a Variety of RPV Steel Plates and Weldments.

L.M. Davies, J.H. Venables, T.J. Williams: Specialists' Meeting on Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels, Vienna, Austria. 26 Feb.-1 Mar. 1979/IWG RRPC-79/3

- 8) Significance of Copper, Phosphorus and Sulfur Content to Radiation Sensitivity and Postirradiation Heat Treatment of A 302-B Steel.

J.R. Hawthorne: NUREG/CR-0327, NRL Report 8264, April 1979

- 9) Evaluation of Commercial Production A 533-B Steel Plates and Weld Deposits with Extra-Low Copper Content for Radiation Resistance.
J.R. Howthorne et.al.: NRL Report 8136 Oct. 1977/ASTM STP 683 P.235 1979
- 10) Further Observations on A 533 B Steel Plate Tailored for Improved Radiation Embrittlement Resistance
J.R. Howthorne: NRL Report 7917 Sep. 1975
- 11) Evaluation of Commercial Production A 533-B Plates and Weld Deposits Tailored for Improved Radiation Embrittlement Resistance
J.R. Howthorne et.al.: 7th International Symposium/ASTM STP570 P.83 1976
- 12) Demonstration of Improved Radiation Embrittlement Resistance of A 533-B Steel through Control of Selected Residual Elements.
J.R. Howthorne: ASTM STP 484 P.96-126 1970.
- 13) Radiation Embrittlement of a PWR Vessel Steel: Effect of Impurities and Nickel Content.
C. Guionnet, Y. Robin, C. Flavier, A. Lefort, D. Gros,
R. Perdrew: ASTM 10th International Symposium on the Effect of Radiation on Materials, 1980/ASTM STP 725 P.20 - 37, 1981

2.2 照射条件の影響

- 1) Experimental Studies of Neutron Irradiation on a Pressure Vessel Steel for Light Water Reactors.
F.J. Schmitt: GKSS-76/E/61, 8P. 1976. Also Published in Z. Werkstofftech., Vol.7 1976 P.241 - 247
- 2) Monitoring of Irradiation Effects on the Pressure Vessel Steels of Calder, Chapelcross and Windscale Advanced Gas Cooled Reactor (WAGR) Nuclear Reactors./Forth International Conference on Pressure Vessel Technology. Vol.2, Design, Analysis, Components, Fabrication and Inspection.

F. Turner: London, Mechanical Engineering Pubs. LTD., For the Institution of Mechanical Engineers 428P. P.361 - 368 1980. /4th International Conference on Pressure Vessel Technology. London, UK, 19 - 23 May 1980.

- 3) Behavior of Neutron Irradiation Embrittlement of Mn-Mo-Ni Steels for LWR Pressure Vessel Ranging from Low to High Fluence./Caprice 79: Correlation Accuracy in Pressure Vessel Steel as Reactor Component Investigation of Change of Material Properties with Exposure Data.

K. Kodaira, S. Miyazono, K. Ishimoto, N. Nakajima, T. Ohtsuka, W. Schneider: Meeting on Accuracies in Correlation between Property Change and Exposure Data from Reactor Pressure Vessel Steel Radiation. Juelich, Germany, 24 - 27 Sep. 1979./JUEL-CONF-37, 484P. P.389 - 410 May 1980.

- 4) Experience with Damage to Activation Ratios./Caprice 79: Correlation Accuracy in Pressure Vessel Steel as Reactor Component Investigation of Change of Material Properties with Exposure Data.

W.L. Zijp, H.J. Nolthenivs, W. Schneider: Meeting on Accuracies in Correlation between Property Change and Exposure Data from Reactor Pressure Vessel Steel Radiation. Juelich, Germany 24 - 27 Sep. 1979/JUEL-CONF-37 484P. P.175-191 May 1980/Also Published in ECN-79-131.

- 5) Notch Ductility Degradation of Low Alloy Steels with Low-to-Intermediate Neutron Fluence Exposure.

J.R. Howthorne: NUREG/CR-1053, NRL Report 8357, Jan. 1980.

- 6) Investigation on the Dependence of Transition Temperature Shift on Irradiation Temperature.

J. Shlf, F.J. Schmitt: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria, 19 - 21 Oct. 1981.

2.3 照射後焼鈍の効果

- 1) New Results on Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steels

D. Pachur, H. Mueller: Technical Meeting on Radiation Exposure and Damage of Reactor Components outside the Reactor Core. Stuttgart, Germany, 23 Sep. 1976/Atomkernenergie Vol.29(2) P.95~98, 1977

- 2) Exploratory Investigations of Cyclic Irradiation and Annealing Effects on Notch Ductility of A533-B Weld Deposits.

J.R. Hawthorne, H.E. Watson, F.J. Loss: Am. Soc. Test. Mater., Spec. Tech. Publ. (No. 683) P.278 - 294, 1979

- 3) Exploratory Investigations of Cyclic Irradiation and Annealing Effects on Notch Ductility of A533-B Weld Deposits.

J.R. Hawthorne, H.E. Watson, F.J. Loss: 9th International Symposium on the Effects of Radiation on Structural Materials. Richland, WA. USA. 11 Jul. 1978/Am. Soc. Test Mater., Spec. Tech. Publ. (No. 683) P.278 - 294, 1979

- 4) Survey of Postirradiation Heat Treatment as a Means to Mitigate Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Steels.

J.R. Hawthorne: NUREG/CR-0486, NRL Report 8287, Feb. 1979

- 5) Notch Ductility Properties of SM-1A Reactor Pressure Vessel Following the In-Place Annealing Operation.

J.R. Hawthorne, C.Z. Serran: Sep. 1968.

- 6) Experimental Investigation of Multicycle Irradiation and Annealing Effects on Notch Ductility of A533-B Weld Deposits.

J.R. Hawthorne, H.E. Watson, F.J. Loss: ASTM. 10th International Symposium on the Effects of Radiation on Materials, 1980/ ASTM STP 725 P.63 - 75, 1981

7) Radiation Damage and Annealing in Cr-Mo-V Steel.

M. Vacek, S. Havel: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement. Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels", Vienna, Austria, 26 Feb.-1 Mar. 1979.

8) Hardness Annealing Behaviour of Short and Long Term Irradiated Reactor Pressure Vessel Steel Specimens.

D. Pachur: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels", Vienna, Austria, 26 Feb. - 1 Mar. 1979.

9) Programme of Post Irradiation Annealing Studies.

K.S. Sivaramakrishnan: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels", Vienna, Austria, 26 Feb. - 1 Mar. 1979.

2.4 種々の因子の影響

1) Irradiation Stability of Welded Joints

M. Brumovsky, M. Vacek: VR 691/76 / Translated from Zvaranie Vol.25(3) 1976 P.87~90, Available from V.E.Rieicansky Technical Translations, Cambridge.

2) Influencing Parameters in Neutron Irradiation of Materials for Reactor Pressure Vessels

G. Nagel: Technical Meeting on Radiation Exposure and Damage of Reactor Components outside the Reactor Core. Stuttgart, Germany 23 Sep. 1976/AED-CONF-76-556-003 49P. 1976.

3) Quantitative Description of the Changes of Hardness during Neutron Irradiation and Annealing for Weldable Quenched and Tempered Steels for Reactor Pressure Vessels.

D. Pachur: Arch. Eisenhuettenwes. Vol.47(8) P.501 - 506
Aug. 1976

- 4) Neutron Irradiation Related Reactor Vessel Material Properties.
G. Nagel: Technical Meeting on Radiation Exposure and Damage of Reactor Components outside the Reactor Core, Stuttgart, Germany, 23 Sep. 1976/ Atomkernenergie Vol.29 (2) P.82 ~ 90. 1977.
- 5) Selecting Samples for Irradiation Programmes in LWRs/Lecture of the 7th Meeting of the Working Group Fracture Processes
T. Varga, D.H. Njo, G. Prantl: Available from ZAED/Dvm
Arbeitskreis: 'Fracture Process', Aachen, Germany 8-10 Oct. 1975
- 6) The Influence of Neutron Irradiation on Nuclear Pressure Vessel Steels/8th International School of Welding. Proceedings of the 8th International School of Welding Held in Tatranska Lomnica (Czech.) 29 Sep. - 10 Oct. 1975, Part II
F. Haramia: 8th International School of Welding, Tatranska Lomnica, Czech. 29 Sep. - 10 Oct. 1975/INIS-MF-4759 P.15 - 22 Sep. 1975
- 7) Developments in Knowledge Relating to Irradiation Embrittlement Aspects. A Summary of Items Reported on 26 - 28 Feb. 1979 at an IAEA Specialists' Meeting in Vienna, Austria./Trends in Reactor Pressure Vessel and Circuit Development.
I.K. Terentiev, R.W. Nichols: IAEA Specialists' Meeting on Trend in Reactor Pressure Vessel and Circuit Development. Madrid, Spain. 5 - 8 Mar. 1979./London Applied Science P.69 ~ 74, 1980.
- 8) Irradiation Technics/Caprice 79: Correlation Accuracy in Pressure Vessel Steel as Reactor Component Investigation of Change of

Material Properties with Exposure Data.

G. Farny, J.P. Genthon, W. Schneider: Meeting on Accuracies in Correlation between Property Change and Exposure Data from Reactor Pressure Vessel Steel Radiation, Juelich, Germany 24 - 27 Sep. 1979/JUEL-CONF-37.

- 9) Review of Steel Embrittlement. Investigation Results with Comments on Data Scatter and Uncertainties./Caprice 79: Correlation Accuracy in Pressure Vessel Steel as Reactor Component Investigation of Change of Material Properties with Exposure Data.

M. Brumovsky, W. Schneider: Meeting on Accuracies in Correlation between Property Change and Exposure Data from Reactor Pressure Vessel Steel Radiation. Juelich, Germany 24 - 27 Sep. 1979./JUEL-CONF-37 484P. P.288 May 1980.

- 10) Irradiation Sensitivity of Ferritic Steels

F. Wallner, F.M. Drerhauser: Berg.-Hulttenmaenn. Monatshefte. Vol.120(11) P.515-521 Nov. 1975

- 11) Influence of Irradiation on the Properties of Path a Alloy Weldments/ Alloy Development for Irradiation Performance. Quarterly Progress Report, Jan.-March 1978

F.W. Wiffen, D.P. Edmunds, J.F. King, J.A. Horak: DOE/ET-0058-1 P.86-88 Aug. 1978

- 12) Irradiation Behavior of Nickel-Chromium-Molybdenum Type Weld Metal.

E.N. Klausnitzer, A. Gerscha, C. Leitz: 9th International Symposium on the Effects of Radiation on Structural Materials, Richland, U.S.A. 11 Jul. 1978/Am. Soc. Test. Mater., Spec. Tech. Publ. (No. 683) P.267-277 1978

- 13) Exploratory Investigations of Low Charpy V Upper Shelf Energy Steel with Irradiation.

J.R. Hawthorne: NRL Report 8171 Dec. 1977

- 14) Strength and Notch Ductility of Selected Structural Alloys after High-Fluence, 550F (288°C) Irradiation.

J.R. Hawthorne NRL Report 7813 Dec. 1974

- 15) Irradiation Effects on Reactor Structural Materials. Semi-Annual Progress Report. Feb.-Jul. 1974

T.T. Claudson: HEDL-TME-74-51 Oct. 1974

- 16) Correlation Accuracy in Pressure Vessel Steel as Reactor Component Investigation of Change of Material Properties with Exposure Data.

W. Schneider: Kernforschungsanlage Juelich G.m.b.H. (Germany, F.R.) May 1980 484P.

- 17) Study on the Irradiation Embrittlement of Pressure Vessel Steels for LWR Type Reactor./Reactor Congress, Mannheim, 29.3.-1.4. 1977. Section 4: Fuel Element and Materials.

J. Ahlf, F.J. Schmitt, W. Spalthoff: Reactor Congress 1977. Mannheim, Germany, 29 Mar. 1977/AED-CONF-77-013-139 P.558-561, Eggenstein-Leopoldshafen, Germany, ZAED, 1977

- 18) Correlation between Microhardness, Tensile Properties and Notch Ductility of Irradiated Ferritic Steels.

J.F. Mancuso, J.A. Spitznagel, R.P. Shogan, J.R. Holland: ASTM 10th International Symposium on the Effect of Radiation on Materials, 1980/ASTM STP 725 P.38-48 1981

- 19) Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessels Steels. Influence of Flux and Irradiation Annealing Behaviour.

P. Petrequin, P. Soulat: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels", Vienna, Austria, 26 Feb.-1 Mar. 1979.

2.5 その他

- 1) Hydrogenation and Embrittlement of Low-Alloy Steel under Neutron Irradiation in Contact with Water.
 N.N. Alekseenko, V.A. Nikolaev, Eh. P. Usatov, V.S. Fetison:
 Fiz. Khim. Mekh. Mater. Vol.13(1) P.14-17 Jan.-Feb. 1977/
 For English, The J. Sov. Mater. Sci.
- 2) The Behaviour of Ferritic Steels under Fast Neutron Irradiation
 J. Erler, A. Maillard, G. Brun, J. Lehmann, J.M. Dupouy:
 International Conference on the Irradiation Behaviour of
 Metallic Materials for Fast Reactor Core Components. Ajaccio,
 Corsica, France, June 1979/Dounreay-Trans-841 7P. Jul. 1979
- 3) Influence of Neutron Irradiation on Mechanical Properties of
 Steels under Impulsive Loading
 J. Buchar, Z. Bilek: ASTM 10th International Symposium on
 the Effects of Radiation on Materials, 1980/ASTM STP 725
 P.92-101, 1981
- 4) Elevated Temperature, Cyclic Loadings and Irradiation Effects on
 Fatigue Crack of LMFBR Pressure Vessels.
 B.M. Ma: Am. Soc. Mech. Eng. (Pap.) (79-PVP-59) P.1-10, 1979.
- 5) Fatigue Crack Growth Rates of Irradiated Pressure Vessel Steels in
 Simulated Nuclear Coolant Environment.
 W.H. Cullen, H.E. Watson, R.E. Taylor, F.J. Loss: J. Nucl.
 Mat. Vol.96(3) P.261-268 Feb. 1981
- 6) Fatigue Crack Growth Rates of Irradiated Pressure Vessel Steels in
 Simulated Nuclear Coolant Environment.
 W.H. Cullen, H.E. Watson, R.E. Taylor, K. Torronen: ASTM
 10th International Symposium on the Effects of Radiation on
 Materials, 1980/ASTM STP 725, P.102-111, 1981.

- 7) Effect of Irradiation and Thermal Aging upon Fatigue Crack Growth Behavior of Reactor Pressure Boundary Materials.

L.A. James: IAEA Tehcnical Committee Meeting. Innsbruck, Austria, 20-21 Nov. 1978./HEDL-SA-1663, CONF-781177-1, 35P. Oct. 1978.

3. 照射材の破壊靱性値

- 1) Irradiation and Post-Irradiation Examination Techniques for Reactor Pressure Vessel Steels at GKSS.

J. Ahlf, F.J. Schmitt: Technical Meeting on Radiation Exposure and Damage of Reactor Components outside the Reactor Core. Stuttgart, Germany, 23 Sep. 1976/AED-CONF-76-556-013 11P. 1976./Atomkernenergie Vol. 29(2) P.128-132, 1977./GKSS-77/E/25, 5P., 1977.

- 2) Relationship between Radiation Embrittlement and Allowable Crack Size of Nuclear Pressure Vessel.

K. Urata: Nippon Genshiryoku Gakkai-Shi Vol.18(8) P.509-517 Aug. 1976.

- 3) Neutron Spectral Characterization of the Second Nuclear Regulatory Commission Heavy Section Steel Technology 4T-CT Irradiation Experiment.

F.W. Stallmann, F.B.K. Kam: NUREG/CR-0505 ORNL/NUREG/TM-285, 70P., 17 Nov. 1978

- 4) The Assessment of Embrittlement of Steel by Irradiation from the Attenuation of Stress Waves, Using Small Specimens./Fracture Mechanics and Technology. Vol.1, Proceeding of an International Conference Held at Hong-Kong, 21-25 Mar. 1977.

H.C. Elst, C. Koning, G.C. Sih, C.L. Chow: International Conference on Fracture Mechanics and Technology, Hong-Kong. 21-25 Mar. 1977./P.655-676 Alphen Aan Den Rijn, Netherlands, Sijthoff. 1977.

- 5) Fracture Mechanics Characterization of the Trino Reactor Vessel Material./Irradiation Effects on the Microstructure and Properties of Metals.

T.R. Mager, J. Davidson, M. Gallani, J.B. Wheeler, H.M. Hoersch, E.J. McGlinchey: 8th Symposium of The American Society for Testing and Materials on the Effect of Radiation on Structural Materials. St. Louis, Mo, U.S.A. 4 May 1976/Philadelphia, American Society for Testing and Materials P.387-399, 1976.

- 6) Evaluation of J_{IC} Fracture Toughness of Nuclear reactor Pressure Vessel Steels by Three-Point Bend Specimens.

T. Kodoira, N. Nakajima, M. Matsumoto: Tetsu to Hagane Vol.64(7) P.877-890 Jun. 1978.

- 7) Scale Factor and Irradiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels./Reactor Material Science, Vol.6, Proceedings of Conference on Reactor Material Science.

M. Brumovski: Conference on Reactor Material Science. Alushta, Ukrainian SSR, 29 May-1 Jun. 1978./INIS-MF-4948 P.287-307, 1978.

- 8) Revised Fracture Toughness Reference Curve./Structural Mechanics in Reactor Technology Transactions. Vol.G, Structural Analysis of Steel Reactor Pressure Vessels.

W. Oldfield, T.U. Marston, T.A. Taeger, B.A. Boley: 5th. International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (Smirt-5). 9th International Seminar and 2nd International Seminar on Structural Reliability of Mechanical Components and Subassemblies of Nuclear Power Plants and 2nd International Seminar on Containment of Fast Breeder Reactor (Confabre-2). Berlin, Germany 9-21 Aug. 1979./INKA-CONF-79-321-248, P.G2/7 (1-8) Netherlands, North-Holland Publishing Co. 1979.

- 9) Structural Integrity of Water Reactor Pressure Boundary Components

F.J. Loss, et al.: NRL Memo Report (NUREG/CR) 4400(1783),

4254(1472), 4174(1268), 4064(0943), 4122(1128), 3700, 3600.

- 10) Resolution of the Reactor Vessel Materials Toughness Safety Issue.

Division of Safety Technology: NUREG-0744 Vol.2 FC Sep. 1981

- 11) An Assessment of the Failure Rate for the Beltline Region of PWR Pressure Vessel during Normal Operation and Certain Transient Condition.

R.M. Gamble, J.R. Strosnider: NUREG-0778 June 1981

- 12) Heavy-Section Steel Technology Program. Quarterly Progress Report for Jan.-Mar. 1981

G.D. Whitman, R.H. Bryan: NUREG/CR-2141 Vol.1 July 1981

- 13) J-R Curve Characterization of A533-B Weld Metal with Irradiation and Postirradiation Annealing.

F.J. Loss, B.H. Menke, R.A. Gray, J.R. Howthorne, H.E. Watson: ASTM 10th International Symposium on the Effects of Radiation on Materials, 1980/ASTM STP725 P.76-91, 1981.

- 14) Size Effect in Radiation Damage

M. Brumovsky: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels", Vienna, Austria, 26 Feb.-1 Mar., 1979.

- 15) Effect of Irradiation on Elastoplastic Toughness of Pressure Vessel Steels.

P. Petrequin, P. Soulat, B.Houssin: IAEA Specialists' Meeting on Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels. Vienna, Austria, 19-21 Oct. 1981.

- 16) Neutron Irradiation Effects on Steels in Water-Cooled Power Water

W. Bergemann: Kernenergie Vol.22(6) P.187-192 Jun. 1979

4. 実機への適用

- 1) Calculation of Irradiation Embrittlement for the Design and Operation Control of Pressure Vessels of Pressurized and Boiling Water Reactors.

C. Leitz: Technical Meeting on Radiation Exposure and Damage of Reactor Components outside the Reactor Core. Stuttgart, Germany 23 Sep. 1976./AED-CONF-76-556-009 2P. 1976.

- 2) Experimental Determination of the Neutron Dose of the KRB Pressure Vessel and Its Operational Significance.

N.Eickelpasch, R. Seepolt: Technical Meeting on Radiation Exposure and Damage of Reactor Components outside the Reactor Core. Stuttgart, Germany 23 Sep. 1976./AED-CONF-76-556-006 7P. 1976.

- 3) Research on Structural Integrity of Pressure Boundary in Light Water Reactor Design.

Y. Ando: 4th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology. San Francisco, U.S.A. 15-19. Aug. 1977./Nucl. Eng. Des. Vol. 48(1) P.135-147. Jun. 1978.

- 4) Neutron Fluence Determination and Safety Analysis Aspects of Large Specimen Steel Irradiations./Dosimetry Methods for Fuels, Cladding, and Structural Materials.

G. Bartholome, J.M Cerles, C. Leitz, G. Nagel, W. Schneider.
P. Soulat: 2nd ASTM-Euratom Symposium on Reactor Dosimetry: Dosimetry Methods for Fuels, Cladding and Structural Materials. Palo Alto. CA. U.S.A. 2-7 Oct. 1977/NUREG/CP-0004 (Vol.1) P.285-297 1977.

- 5) Influence of Irradiation Properties and Lay-Out of LWR Pressure Vessels./Proceedings of the Indo-German Seminar on Radiation

Damage. Kalpakkam, 14-16 Nov. 1977.

C. Leitz: Indo-German Seminar on Radiation Damage. Kalpakkam, India. 14-16 Nov. 1977./Bombay Department of Atomic Energy P.444-475.

- 6) CRBRP Reactor System Shield Design and Impact of New Materials Irradiation Damage Data.

G.N. Wright: ANS Topical Meeting on 1980 Advances in Reactor Physics and Shielding. Sun Valley, U.S.A. 14-17 Sep. 1980/ CONF-800942-1 7P. Jan. 1980.

- 7) Correlation Methodology for Predicting In-Service Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessels/Assuring Structural Integrity of Steel Reactor Pressure Vessels.

G.R. Odette, L.E. Steele, K.E. Stahlkopf: 1st. International Seminar on Assuring Structural Integrity of Steel Reactor Pressure Vessels, Berlin. Germany. 20-21 Aug. 1979/227P. P.123-128 London. Applied Science. 1980.

- 8) Reactor Safety Research Programs. Quarterly Report Oct.-Dec. 1980.

S.K. Edler: NUREG/CR-1454, PNL-3380-4 Vol. 4 April. 1981.

- 9) Loca-Simulation Thermal-Shock Test of Sliding-Link Thermal Blocks. Independent Verification Testing Program, Independent Verification Test-1.

L.L. Bonzon, W.H. Buckalew, F.V. Thome, et al.: NUREG/CR-1952 SAND 81-0151, May 1981.

- 10) Fabrication Procedure and Material Characteristics of A533 B cl.1 Steel Weld for Nuclear Reactor Pressure Vessel Welding./Analysis of the Behaviour of Advanced Reactor Pressure Vessel Steels under Neutron Irradiation. IAEA Co-ordinated Research Programme.

- : 2nd. Research Co-ordinated Meeting on Analysis of the Behaviour of Advanced Reactor Pressure Vessel Steels under Neutron Irradiation. Vienna, Austria. 1-2 Mar. 1979./ IWG-RRPC 79/4 177P. P.114-127 Dec. 1979.
- 11) Welded Joint for IAEA Programme. Fabrication and Monitoring Procedure, Test Results and In-Depth Sampling./Analysis of the Behaviour of Advanced Reactor Pressure Vessel Steels under Neutron Irradiation. IAEA Co-ordinated Research Programme.
- B. Lis: 2nd Research Co-ordination Meeting on Analysis of the Behaviour of Advanced Reactor Pressure Vessel Steels under Neutron Irradiation. Vienna, Austria. 1-2 Mar. 1979./IWG-RRPC-79/4 177P. P.144-149. Dec. 1979.
- 12) Regulatory Aspects of Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Steels
- P.N. Randall: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels", Vienna, Austria, 26 Feb.-1 Mar. 1979.
- (not for Publication)
- 13) A Comprehensive Approach to Radiation Embrittlement Analysis
- K.E. Stahlkopf, T.U. Marston: IAEA Specialists' Meeting on Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels" Vienna, Austria, 26 Feb.-1 Mar. 1979.
- 14) The Status of Trend Curves and Surveillance Results in U.S. NRC Regulatory Activities.
- P.N. Randall: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria. 19-21 Oct. 1981.

- 15) SA 508 cl.3 steels for IAEA Program. Fabrication Procedure, Test Results and In-Depth Sampling./Analysis of the Behaviour of Advanced Reactor Pressure Vessel Steels under Neutron Irradiation. IAEA Co-ordinated Research Programme.

A. Tetevide: 2nd Research Co-ordination Meeting on Analysis of the Behaviour of Advanced Reactor Pressure Vessel Steel under Neutron Irradiation. Vienna, Austria, 1-2 Mar.1979/ IWG-RRPC-79/4 177P. P.128-134 Dec.1979.

5. Surveillance Test の現状

- 1) Material Surveillance Program of Pressure Vessel Steels in India./
Reactor Pressure Vessel Surveillance. Proceeding of a Technical
Committee Meeting Organized by the International Atomic Energy Agency
within the Framework of the International Working Group on Reliability
of Reactor Pressure Components (IWG-RRPC) Held in Plzen, Czecho.
17-18 May 1976

K.S. Sivaramakrishnan: Technical Committee Meeting on Reactor
Pressure Vessel Surveillance. Plzen, Czecho. 17-18 May 1976/
IAEA-202 P.39-46, 1977.
- 2) New Method for Determining Radiation Embrittlement in Reactor Vessel
Surveillance./Reactor Pressure Vessel Surveillance. Proceeding of
a Technical Committee Meeting Organized by the International
Atomic Energy Agency within the Framework of the International
Working Group on Reliability of Reactor Pressure Components
(IWG-RRPC) Held in Plzen, Czecho, 17-18 May 1976.

R.A. Wullaert: Technical Committee Meeting on Reactor Pressure
Vessel Surveillance. Plzen, Czecho. 17-18 May 1976./IAEA-202
P.173-192, 1977
- 3) Scope and Results of the Reactor Vessel Radiation Surveillance
Program of the Nuclear Power Plant Beznau I/Reactor Pressure
Vessel Surveillance. Proceedings of a Technical Committee Meeting
Organized by the International Atomic Energy Agency within the
Framework of the International Working Group on Reliability of
Reactor Pressure Components (IWG-RRPC) Held in Plzen. Czecho.
17-18 May 1976./IAEA-202 P.125-138, 1977.

- 4) PCA-PSF Pressure Vessel Surveillance Program. Accuracy Requirements and Uncertainty Analysis./Caprice 79. Correlation Accuracy in pressure Vessel Steel as Reactor Component Investigation of Change of Material Properties with Exposure Data.

F.W. Stallmann, W. Schneider: Meeting on Accuracies in Correlation between Property Change and Exposure Data from Reactor Pressure Vessel Steel Radiation. Juelich, Germany. 24-27, Sep. 1979/JUEL-CONF-37, 484P. P.131-139. May. 1980.

- 5) Basic Considerations in the Irradiation Surveillance Program in Switzerland./Caprice 79: Correlation Accuracy in Pressure Vessel Steel as Reactor Component Investigation of Change of Material Properties with Exposure Data.

D.H. Njo, T. Varga, G. Ullrich, W. Schneider: Meeting on Accuracies in Correlation between Property Change and Exposure Data from Reactor Pressure Vessel Steel Radiation. Juelich, Germany, 24-27. Sep. 1979./JUEL-CONF-37 484P. P.386-388, May. 1980.

- 6) Surveillance Irradiation and Reactor Pressure Vessel Safety./Caprice 79: Correlation Accuracy in Pressure Vessel Steel as Reactor Component Investigation of Change of Material Properties with Exposure Data.

G. Nagel, W. Schneider: Meeting on Accuracies in Correlation between Property Change and Exposure Data from Reactor Pressure Vessel Steel Radiation. Juelich Germany. 24-27 Sep. 1979./JUEL-CONF-37, 484P. P.439-472, May. 1980.

- 7) Pressure Vessel Surveillance Specimen Evaluation Techniques./Post-Irradiation Examination. Proceedings of the Conference Held in Grange-Over-Sands on 13-16 May 1980.

J. Van De Velde, A.C. Demildt: British Nuclear Energy Society Conference. Grange-Over-Sands, UK. 13-16 May 1980./366P.

P.343-346. London British Nuclear Energy Society, 1981.

- 8) Evaluation of the Maine Yankee Reactor Beltline Materials./Reactor Pressure Vessel Surveillance. Proceedings of a Technical Committee Meeting Organized by IAEA IWG-RRPC Held in Plzen, Czecho. 17-18 May 1976.

R.A. Wullaeri, J.W. Shekheru, R.W. Smith: International Committee Meeting on Reactor Pressure Vessel Surveillance, Plzen, Czecho. May 1976./IAEA-202. P.193-216. 1977.

- 9) Reactor Vessel Material Surveillance Program./Reactor Pressure Vessel Surveillance. Proceeding of a Technical Committee Meeting Organized by IAEA IWG-RRPC Held in Plzen, Czecho. May. 1976.

: Technical Committee Meeting on Reactor Pressure Vessel Surveillance. Plzen, Czecho. 17-18 May. 1976./IAEA-202 P.99-110, 1977.

- 10) Possibility of Use of Small Size Specimens for Toughness Evaluation of Pressure Vessel Steels in Surveillance Programmes.

P. Petrequin, P. Soulat: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels", Vienna, Austria, 26 Feb-1 March 1979. 13P.

- 11) Irradiation Surveillance Program as Applied in Switzerland.

D.H. Njo, T. Varga: ASTM 10th International Symposium on the Effects of Radiation on Materials, 1980/ASTM STP725 P.49-62, 1981.

- 12) Present Status of Reactor Pressure Vessel Steels Surveillance in Japan

S. Miyazono, T. Kodaira: IAEA Specialists' Meeting on"

Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria, 26 Feb.-1 Mar. 1979.

- 13) Utility Experience with Reactor Vessel Surveillance.

S. Rothstein: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria, 26 Feb.-1 May. 1979.

- 14) Current Technical Aspects Concerning PWR Reactor Vessel Surveillance Program.

C. Buchalet: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria, 26 Feb.-1 Mar. 1979.

- 15) A. Belgian Operating Experience in Pressure Vessel Surveillance Programme.

Ph. Van. Asbroeck, P. Gubel, H. Touwe, J. Van. De Velde: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria, 26 Feb.-1 Mar. 1979.

- 16) Results of the Steel Surveillance Program for the Pressure Vessel of the Dutch 50 MWe Dodewaard BWR.

L.B. Dufour, E. Lijbrink, W.L. Zijp: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria 26 Feb.-1 Mar. 1979.

- 17) Recent Experiences and Problems in Conducting Pressure Vessel Surveillance Examinations.

J.S. Perrin: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria. 26 Feb.-1 Mar. 1979.

- 18) The Assets and Limitations of the Charpy V-Notch Approach to Pressure Vessel Safety in the Surveillance Programmes. A Proposal for Modification.
S. Rao: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria, 26 Feb.-1 Mar. 1979.
- 19) The Analysis of Reactor Vessel Surveillance Program Data.
E.B. Norris: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria. 26 Feb.-1 Mar. 1976.
- 20) Development and Testing of Standardized Procedures and Reference Data for LWR Surveillance.
W.N. McElroy, R. Gold, G.L. Guthrie, L.S. Kellogg, E.P. Lippincott: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria. 26 Feb.-1 Mar. 1979.
- 21) Characterization of the Neutron Environment for Commercial LWR Pressure Vessel Surveillance Programs.
S.L. Anderson: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria. 26 Feb.-1 Mar. 1979.
- 22) Radiation Experiment in the Testing Nuclear Power Plant VAK.
J. Fohl, C.H. Leitz, D. Anders: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria. 19-21 Oct. 1981.
- 23) Status of USA Reactor Vessel Surveillance Programs.
L.E. Steele: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels". Vienna, Austria. 19-21 Oct. 1981.

- 24) Use of the Energy Criterion for Surveillance
F. Gillemot, A. Kapitany: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria. 19-21 Oct. 1981.
- 25) Assessing Steady State Neutron Exposure Effects through Analysis of Reactor Vessel Surveillance Data.
T.R. Mager, T.U. Marston, S.E. Yanichko: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria. 19-21 Oct. 1981.
- 26) A Service Laboratory's View of the Status and Direction of Reactor Vessel Surveillance.
E.B. Norris: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels." Vienna, Austria. 19-21 Oct. 1981.
- 27) Evaluation of the Maine Yankee Reactor Beltline Materials/Irradiation Effects on the Microstructure and Properties of Metals
R.A. Wullaert, J.W. Sheckherd, R.W. Smith, et al.: 8th Symposium of the ASTM on the Effect of Radiation on Structural Materials. St. Louis, Mo, USA. 4 May 1976/Philadelphia ASTM 1976 p.400-417.
- 28) Irradiation of Steel for Nuclear Reactor Vessels in Triton Reactor
Laporte, Faure, Poinssot, Alberman: 25th. Meeting of the Euratom Irradiation Devices Working Group. Petten, Netherlands 18-19 May 1978/CEA-CONF-4512 30P. 1978.
- 29) Experience from Materials Test Irradiations of Reactor Pressure Vessel Steels in Dido, Pluto and Herald./Caprice 79: Correlation Accuracy in Pressure Vessel Steel as Reactor Component Investigation of Change of Material Properties with Exposure Data.

M. Austin, W. Schneider: Meeting on Accuracies in Correlation between Property Change and Exposure Data from Reactor Pressure Vessel Steel Radiation, Juelich, Germany 24-27 Sep. 1979. / JUEL-CONF-37, 484P. P.107-129 May 1980.

6. その他

- 1) A Review on Activities in France on Irradiation Embrittlement Pressure Vessel Steels.

P. Petrequin: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels."
Vienna, Austria. 19-21 Oct. 1981.

- 2) Status of Knowledge of Radiation Embrittlement in USA Reactor Pressure Vessel Steels.

J.R. Hawthorne: IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels."
Vienna, Austria. 19-21 Oct. 1981.

- 3) Review of IAEA Specialists' Meeting on Irradiation Embrittlement, Thermal Annealing and Surveillance of Reactor Pressure Vessel, Vienna, Austria, 26-28 Feb. 1979/Dosimetry Methods for Fuels, Cladding and Structural Materials. Proceeding of the 3. ASTM-Euratom Symposium, ISPRA, 1-5 October 1979

L.E. Steele, H. Roettger: 3th ASTM-EURATON Symposium on Reactor Dosimetry, Ispra, Italy 1-5 Oct. 1979/EUR-6813 (Vol.1) 694P. P 476-481 1980.

[追加]

2. 照射による材料諸特性の変化

2.1 鋼材の化学成分の影響

- 14) Significance of Nickel and Copper Content to Radiation Sensitivity and Postirradiation Heat Treatment Recovery of Reactor Vessel Steels

J.R. Hawthorne: ASTM STP 782, P.375 ~ 391, 1982.

- 15) Radiation Embrittlement of PWR Reactor Vessel Weld Metals: Nickel and Copper Synergism Effects

C. Guionnet, B. Houssin, D. Brasseur, A. Lefort, D. Gros,

R. Perdreau: ASTM STP 782, P.392 ~ 411, 1982.

- 16) Comparative Irradiation Study of Reactor Pressure Vessel Steel Weld Metals

C. Leitz, A. Gerscha, G. Hofmann, H.J. Strobel: ASTM STP 782, p.412 ~ 432, 1982.

2.3 照射後焼鈍の効果

- 10) Significance of Nickel and Copper Content to Radiation Sensitivity and Postirradiation Heat Treatment Recovery of Reactor Vessel Steels

J.R. Hawthorne: ASTM STP 782, P.375 ~ 391, 1982

- 11) Kinetics of Annealing of Irradiated Surveillance Pressure Vessel Steel

D.J. Harvey, M.S. Wechsler: ASTM STP 782, P. 505 ~ 519, 1982 .

2.4 種々の因子の影響

- 20) The Influence of Neutron Exposure, Chemical Composition and Metallurgical Condition on the Irradiation Shift of Reactor Pressure

[追加]

Vessel Steels.

T.J. Williams, A.F. Thomas, R.A. Berrisford, M. Austin,
R.L. Squires, J.H. Venables: ASTM STP 782, P.343 ~ 374, 1982.

- 21) Analytic Predictions of Embrittlement of SA 533B Pressure Vessel Steels

B.L. Shriver, A.P. Main, D.C. Hicks: ASTM STP 782, P.492 ~ 504,
1982.

2.5 その他

- 8) Analysis of Fracture Surface of Reactor Pressure Vessel Steels

O.C. deHodgins, B.L. Shriver: ASTM STP 782, P.464 ~ 474, 1982.

- 9) Effects of Neutron Irradiation and Temperature on High Strain Rate Behavior of Reactor Pressure Vessel Steel

J. Buchar, Z. Bilek, F. Dusek: ASTM STP 782, P.550 ~ 562,
1982.

3. 照射材の破壊靱性

- 17) The Effect of Accelerated Irradiation on Fracture Behaviour

R.H. Priest, W. Charnock, A.T. Stewart: ASTM STP 782, P.475 ~
491, 1982.

- 18) A. Single Specimen Method for Determining Upper Shelf Fracture Toughness Shifts using Pre-cracked Charpy Specimens.

W.A. Pavinich, R.J. Futato, B.K. Neals, A.L. Lowe, W.A. Van,
Der Sluya: ASTM STP 782, P.563 ~ 581, 1982.

[追加]

5. Surveillance Test の現状

- 30) Evaluation of Advanced Reactor Pressure Vessel Steels under Neutron Irradiation

L.M. Davies, T. Ingham, R.L. Squires: ASTM STP 782, P.433 ~ 463, 1982.

- 31) Preparation of Reconstituted Charpy V-notch Impact Specimens for Generating Pressure Vessel Steel Fracture Toughness Data.

J.S. Perrin, E.O. Fromm, W.L. Server, P.E. McConnell: ASTM STP 782, P.582 ~ 593, 1982.