

# 沸騰水型原子炉圧力容器材の 異常照射脆化について

2006年9月18日

井野博満・上澤千尋・伊東良徳

原発老朽化問題研究会

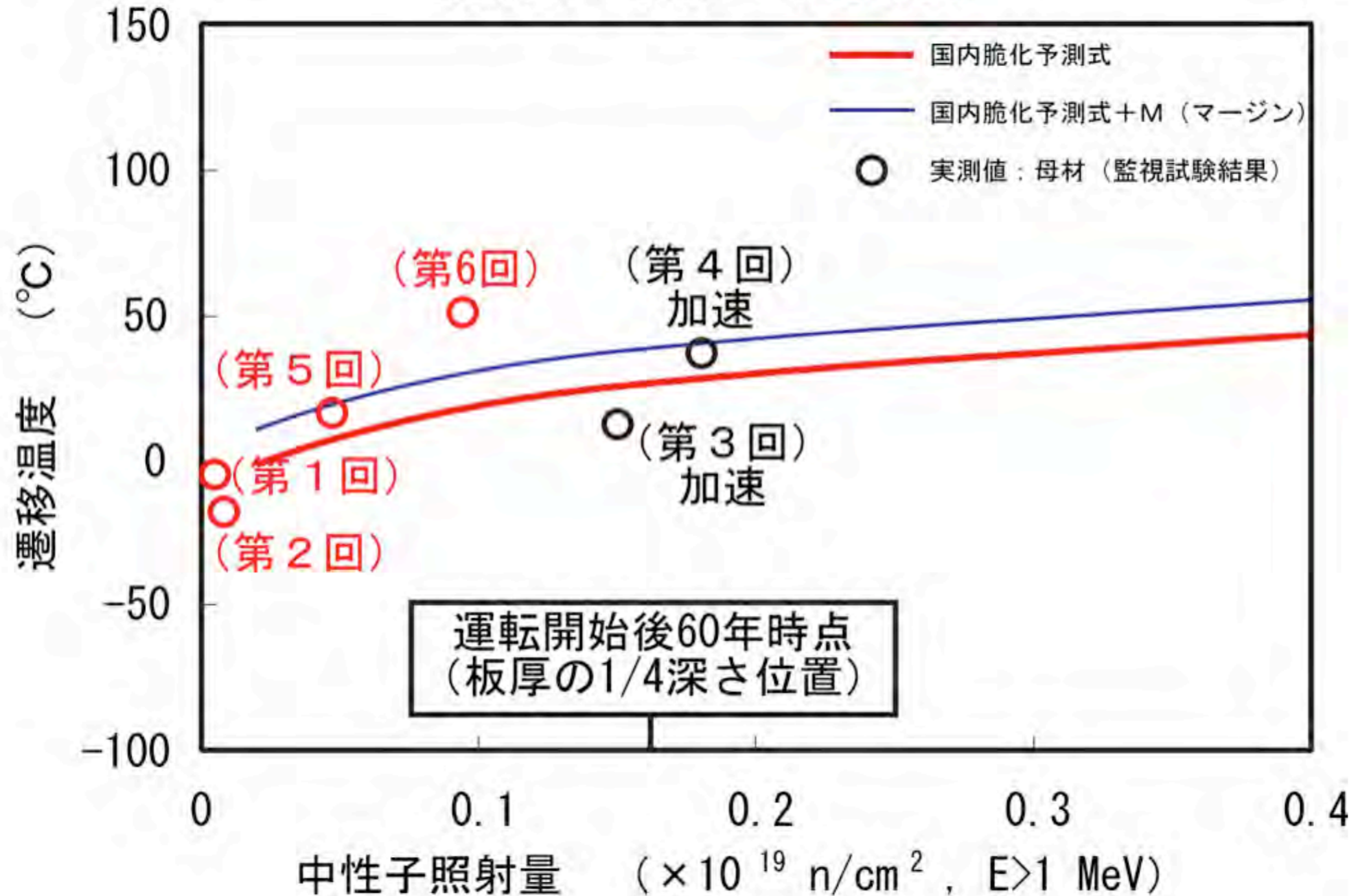
# 研究目的

- 国内沸騰水型原子炉（BWR）圧力容器の監視試験片データを解析・評価し、国内照射脆化予測式の妥当性を検討する。
- 特に、BWRの異常脆化に着目する。これは照射速度依存性によるのではないか。

# 敦賀1号機の監視試験片データ（母材）

（経済産業省高経年化対策委資料2005年6月）

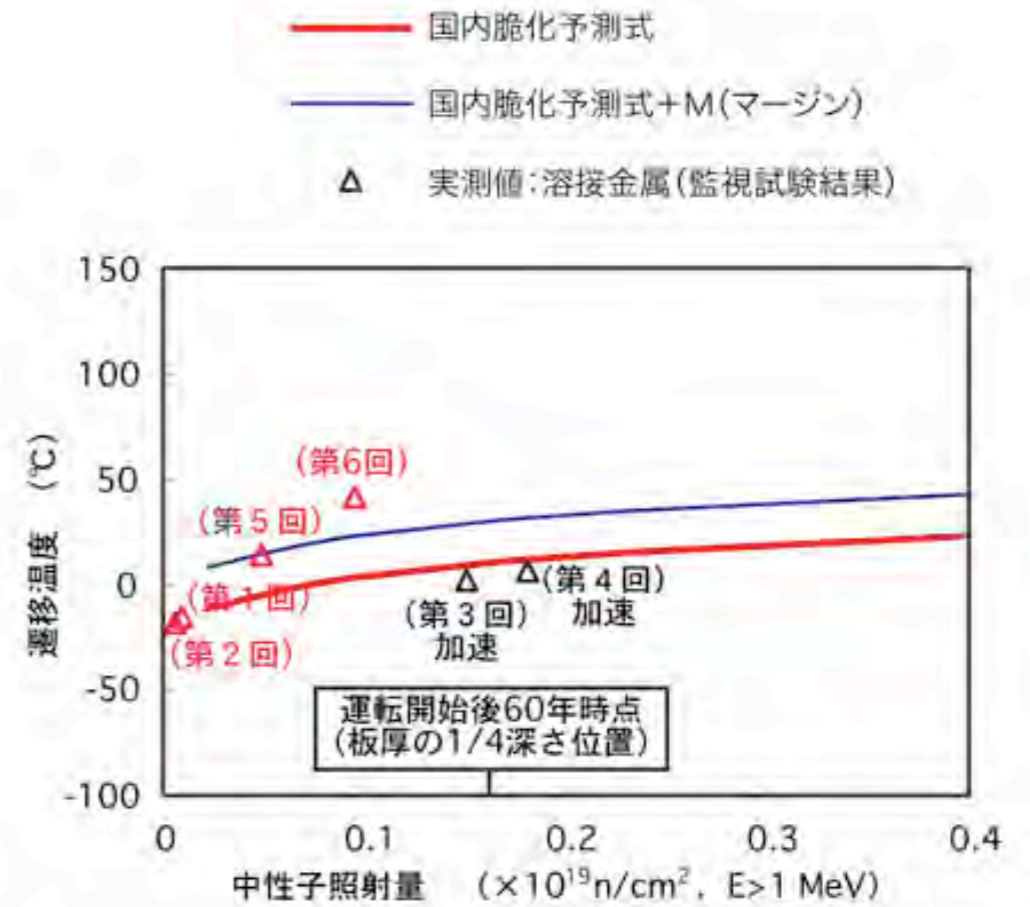
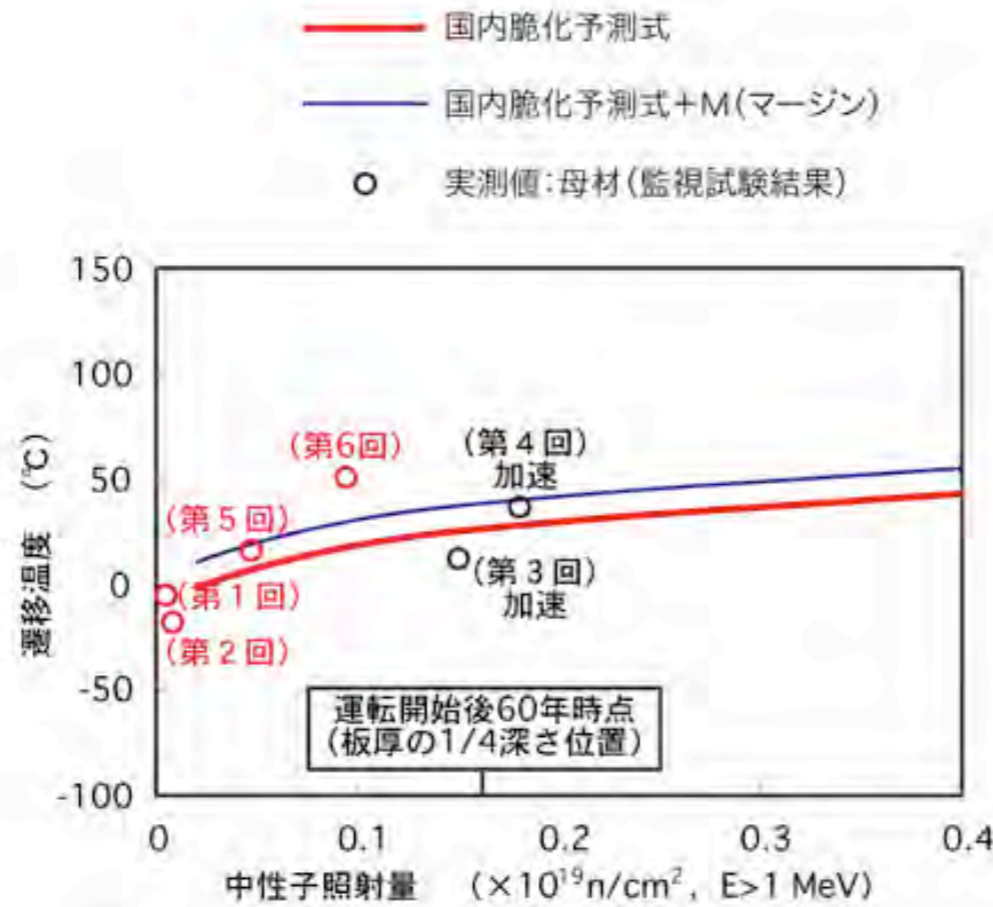
## 敦賀1号炉（母材）



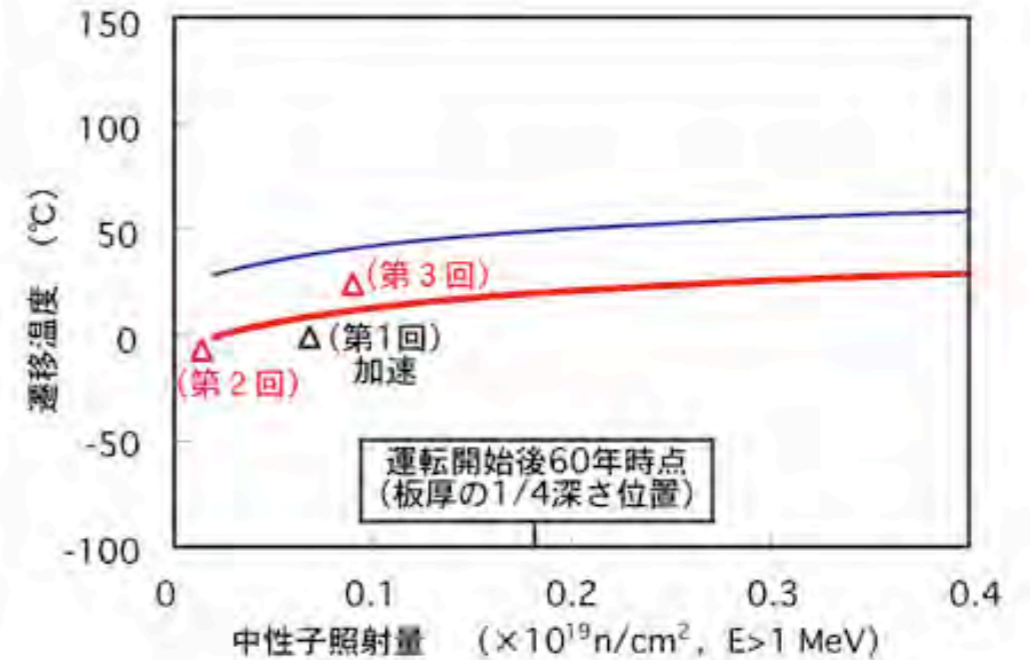
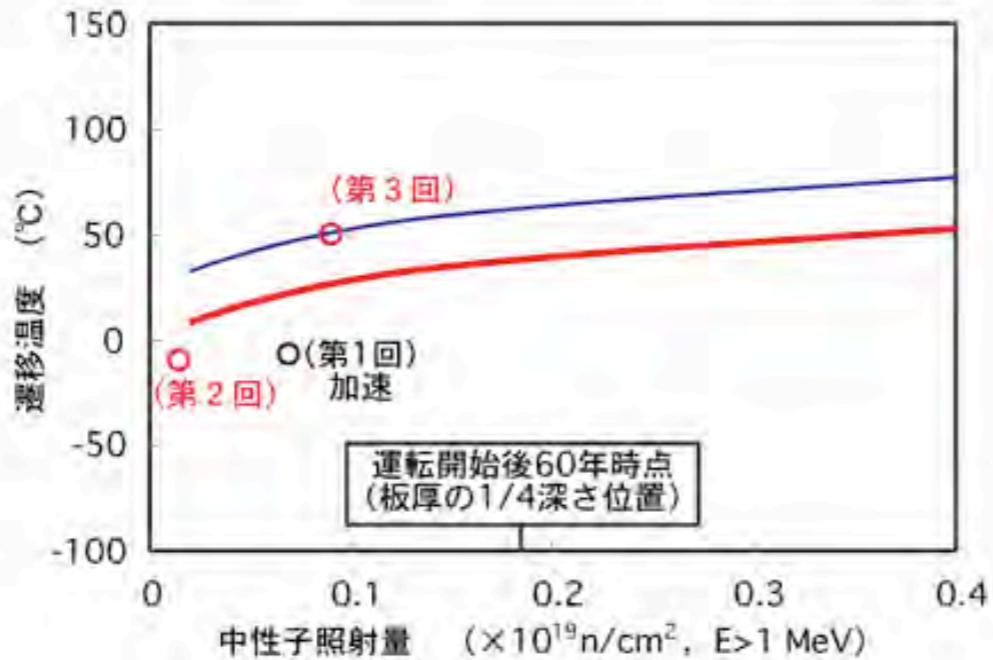
# 敦賀1号機・福島第一1号機(母材・溶接金属)

(経済産業省高経年化対策委資料2005年6月)

敦賀1号炉



福島第一1号炉



# 照射脆化予測式への疑問

## 公認の脆化予測式

(母材・熱影響部)

脆性遷移温度の上昇

$$\Delta RT_{\text{NDT}} = [CF] \cdot f^{0.29-0.04 \log f}$$

↑  
材料因子

[Cu, P などの含有量]

↑  
中性子照射量

[中性子照射速度 × 照射時間]

$$[CF] = -16 + 1210 \cdot P + 215 \cdot Cu + 77 \sqrt{Cu \cdot Ni}$$

(溶接金属)

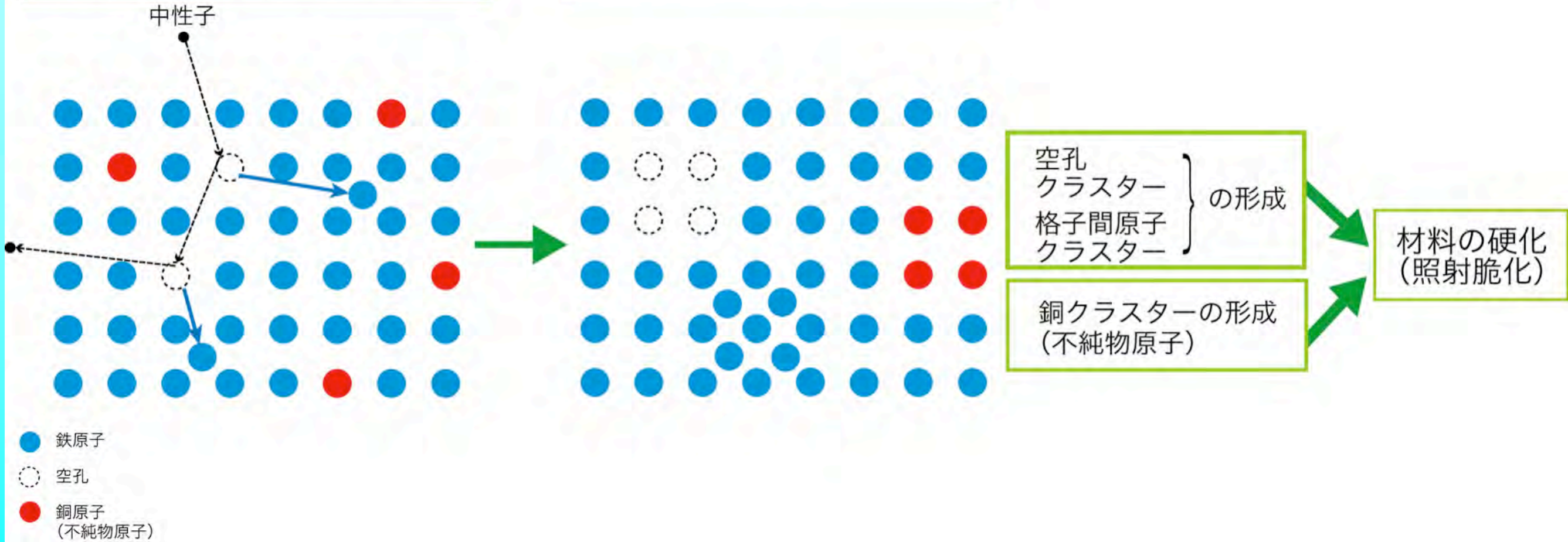
$$\Delta RT_{\text{NDT}} = [CF] \cdot f^{0.25-0.10 \log f}$$

$$[CF] = 26 - 24 \cdot Si - 61 \cdot Ni + 301 \sqrt{Cu \cdot Ni}$$

# 中性子照射による 材料劣化のメカニズム

中性子照射による原子のはじき出し

空孔・格子間原子の拡散（移動）



# 照射脆化予測式への疑問

中性子照射速度はプロセスに  
大きな影響を与えるはず

- 実験およびコンピュータ・シミュレーションで速度依存性を実証（柳田・井野・義家、2000年）
- 実機サーベイランス試験片と材料試験炉（加速照射）試験との比較データ（永井ら2003年）照射速度依存が実機で証明された。

BWRの監視試験データの異常  
（2005年経産省報告）

明らかに照射速度依存性にもとづくと考えられる予測を超える硬化が観測された。

# 計算機シミュレーションの結果

(柳田・義家・井野：日本金属学会誌64 (2000) pp115-124)

300°Cで0.001dpa照射

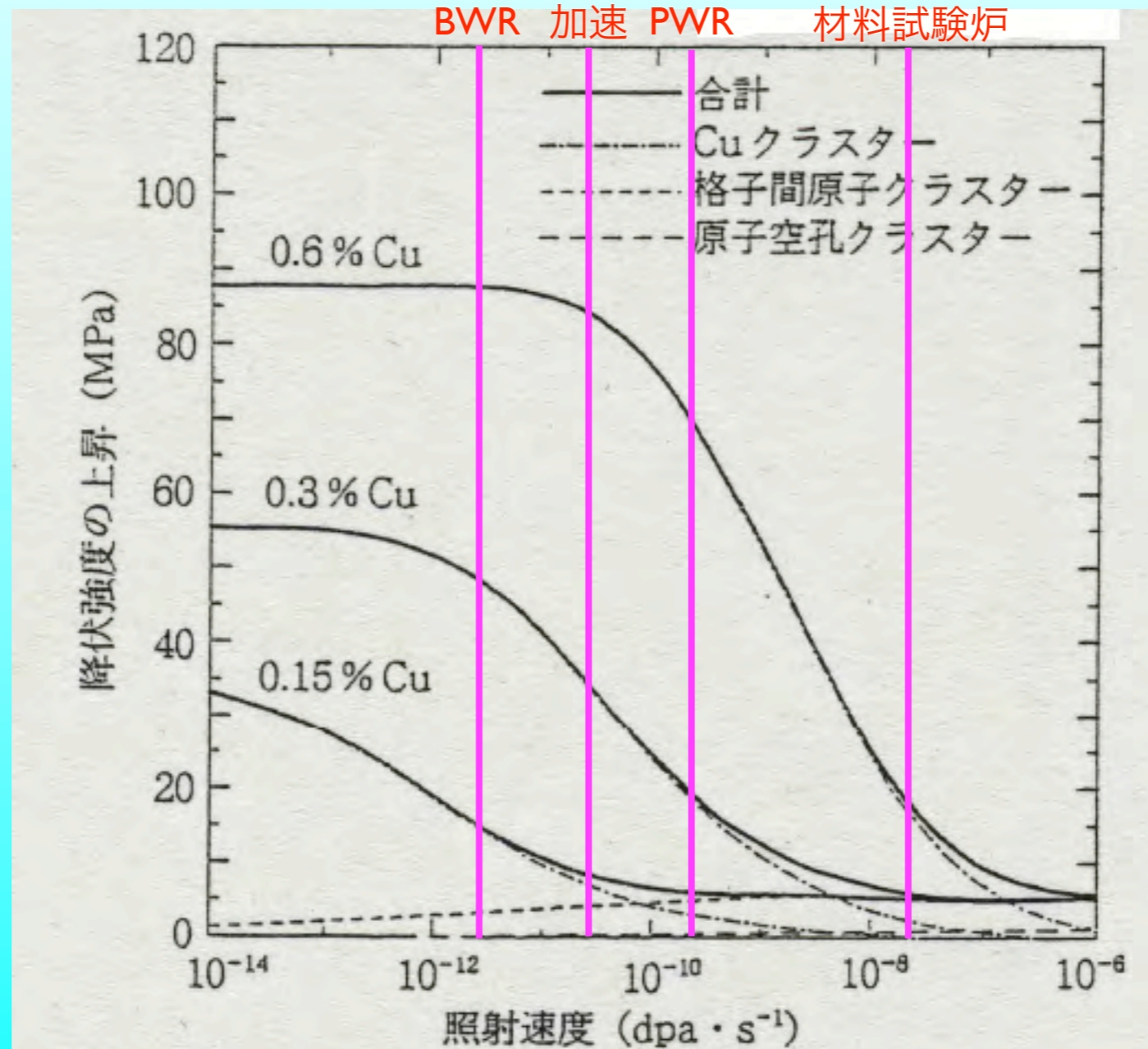


図2 Fe-Cuモデル合金のコンピュータ・シミュレーション. 照射量0.001 dpaの場合を示す.



# サーベイランス試験片とJMTR照射材の比較

(永井ほか：日本金属学会講演概要集 (2004年春) p295)  
(Y. Nagai et al., APPLIED PHYSICS LETTERS 87, 261920 2005)

	照射速度 ( $\text{ncm}^{-2}\text{s}^{-1}$ )	照射量 ( $\text{ncm}^{-2}$ )
A. サーベイランス試験片	$4.2 \times 10^8$	$2.7 \times 10^{17}$
B. JMTR (材料試験炉)	$3.6 \times 10^{12}$	$2.2 \times 10^{18}$

降伏応力の増加 . . . 照射量が1桁違うのに同程度

陽電子消滅 . . . Aではドップラー広がり→Cu析出物

Bでは寿命変化 (176ps)

→空孔との複合体

APFIM . . . AではCu析出物観察 数密度 $10^{17}/\text{cm}^3$

Bでは観察されず

# 監視試験片データ

原子炉圧力容器鋼材の監視試験結果（沸騰水型炉，2006年7月末時点，▲は加速試験）[1/3]

電力会社	原子炉 (運転開始年月日)		中性子照射温度 (°C)，中性子照射量 (10 <sup>18</sup> n/cm <sup>2</sup> , E>1MeV)							
			初期値	第1回	第2回	第3回	第4回	第5回	第6回	
日本原子力発電	敦賀1号 (1970.03.14) 監視カプセル数：7	取出し時期		1970.10	1971.10	▲1972.10	▲1974.05	1980.04	2003.06	
		照射量	0	0.0045	0.0079	0.15	0.18	0.047	0.094	
		母材	-23	-5	-18	13	37	16	51	
		母材上昇量		18	5	36	60	39	74	
		溶接金属	-23	-16	-15	-4	8	16	43	
		溶接金属上昇量		7	8	27	31	39	66	
		熱影響部	-23	-14	-19	34	22	26	49	
		熱影響部上昇量		9	4	57	45	49	72	
		東海第二 (1978.11.28)	取出し時期		▲1981.09	1986.02	1998.01			
		照射量	0	0.053	0.011	0.026				
		母材	-25	-21	-22	-18				
		母材上昇量		4	3	7				
		溶接金属	-25	-23	-26	-25				
		溶接金属上昇量		2	-1	0				
熱影響部	-25	-14	-16	-5						
熱影響部上昇量		11	9	20						
東北	女川1号 (1984.06.01)	取出し時期		▲1985.05	1991.10					
		照射量	0	0.0795	0.0418					
		母材	-20	-17	-5					
		母材上昇量		3	15					
		溶接金属	-20	-9	-12					
		溶接金属上昇量		11	8					
	女川2号 (1995.07.28)	取出し時期		▲1998.02						
		照射量	0	0.171						
		母材	-40	-21						
		母材上昇量		19						
		溶接金属	-65	-53						
		溶接金属上昇量		12						
女川3号 (2002.01.30)	取出し時期									
	照射量	0								
	母材	-45								
	母材上昇量									
	溶接金属	-70								
	溶接金属上昇量									
東京	福島第一1号 (1971.03.26) 監視カプセル数：4	取出し時期		▲1972.09	1978.10	1999.08				
		照射量	0	0.068	0.014	0.09				
		母材	-12	-7	-10	50				
		母材上昇量		5	2	62				
		溶接金属	-12	-1	-1	24				
		溶接金属上昇量		11	11	36				
	福島第一2号 (1974.07.18) 監視カプセル数：4	取出し時期		▲1975.05	1983.03	2000.09				
		照射量	0	0.066	0.018	0.048				
		母材	-23	-1	-16	-2				
		母材上昇量		22	7	21				
		溶接金属	-23	-5	-9	-4				
		溶接金属上昇量		18	14	19				
	福島第一3号 (1976.03.27) 監視カプセル数：4	取出し時期		▲1977.04	1982.09	1999.10				
		照射量	0	0.077	0.022	0.048				
		母材	1	22	12	34				
		母材上昇量		21	11	33				
		溶接金属	-45	-24	-33	-23				
		溶接金属上昇量		21	12	22				

原子炉圧力容器鋼材の監視試験結果（加圧水型炉，2006年7月末時点）[1/2]

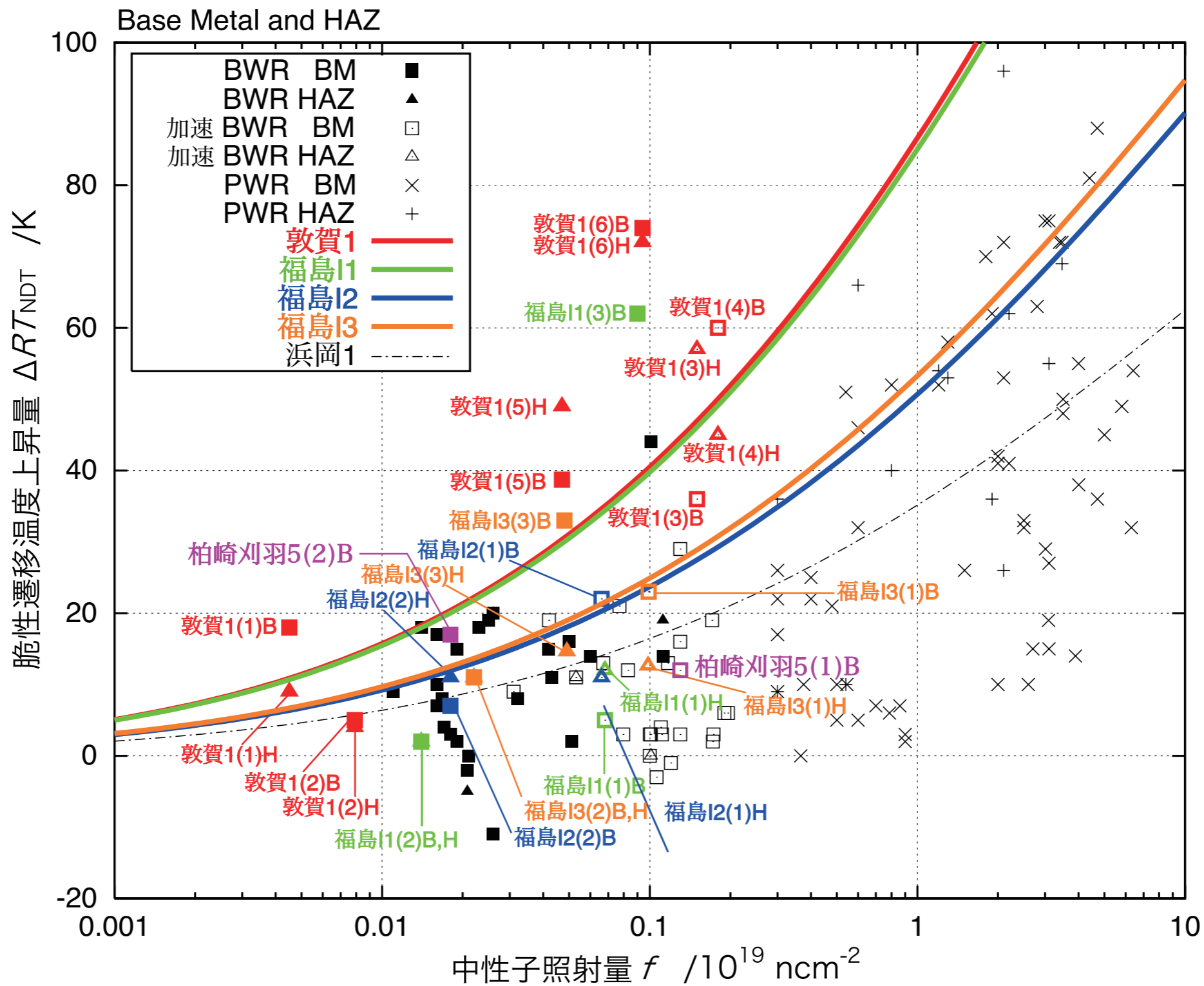
電力会社	原子炉 (運転開始年月日)		中性子照射温度 (°C)，中性子照射量 (10 <sup>18</sup> n/cm <sup>2</sup> , E>1MeV)				
			初期値	第1回	第2回	第3回	
日本原子力発電	敦賀2号 (1987.02.17)	取出し時期		1989.04	1998.09		
		照射量	0	0.62	3.09		
		母材	-45	-29	-26		
		母材上昇量		16	19		
		溶接金属	なし	なし	なし		
		熱影響部					
北海道	泊1号 (1989.06.22)	取出し時期		1990.05			
		照射量	0	0.376			
		母材	-30	-20			
		母材上昇量		10			
		溶接金属	なし	なし			
		熱影響部					
北海道	泊2号 (1991.04.12)	取出し時期		1992.05			
		照射量	0	0.367			
		母材	-30	-30			
		母材上昇量		0			
		溶接金属	なし	なし			
		熱影響部					
関西	美浜1号 (1970.11.28) 監視カプセル数：6	取出し時期		1973.03	1981.06	1993.04	2001.05
		照射量	0	0.6	1.2	2.1	3
		母材	-1	45	51	71	74
		母材上昇量		46	52	72	75
		溶接金属	-50	54	64	76	81
		溶接金属上昇量		104	114	126	131
	美浜2号 (1972.07.25) 監視カプセル数：6	取出し時期		1975.02	1980.12	1991.04	2003.09
		照射量	0	0.8	1.9	3.1	4.4
		母材	-3	49	59	72	78
		母材上昇量		52	62	75	81
		溶接金属	-47	-3	17	31	30
		溶接金属上昇量		44	64	78	77
	美浜3号 (1976.12.01)	取出し時期		1977.1	1987.01	2002.01	
		照射量	0	0.3	2	3.5	
		母材	-20	2	22	30	
		母材上昇量		22	42	50	
		溶接金属	-62	-60	-27	-26	
		溶接金属上昇量		2	35	36	
	高浜1号 (1974.11.14) 監視カプセル数：8	取出し時期		1976.04	1984.02	2002.11	
		照射量	0	0.3	1.3	3.4	
		母材	-4	22	54	68	
		母材上昇量		26	58	72	
		溶接金属	-53	-20	3	24	
		溶接金属上昇量		33	56	77	
高浜2号 (1975.11.14) 監視カプセル数：8	取出し時期		1976.11	1986.04	2003.08		
	照射量	0	0.3	2.2	3.5		
	母材	-30	-13	11	18		
	母材上昇量		17	41	48		
	溶接金属	-53	-33	4	8		
	溶接金属上昇量		20	57	61		

# 監視試験片データ (敦賀1号炉)

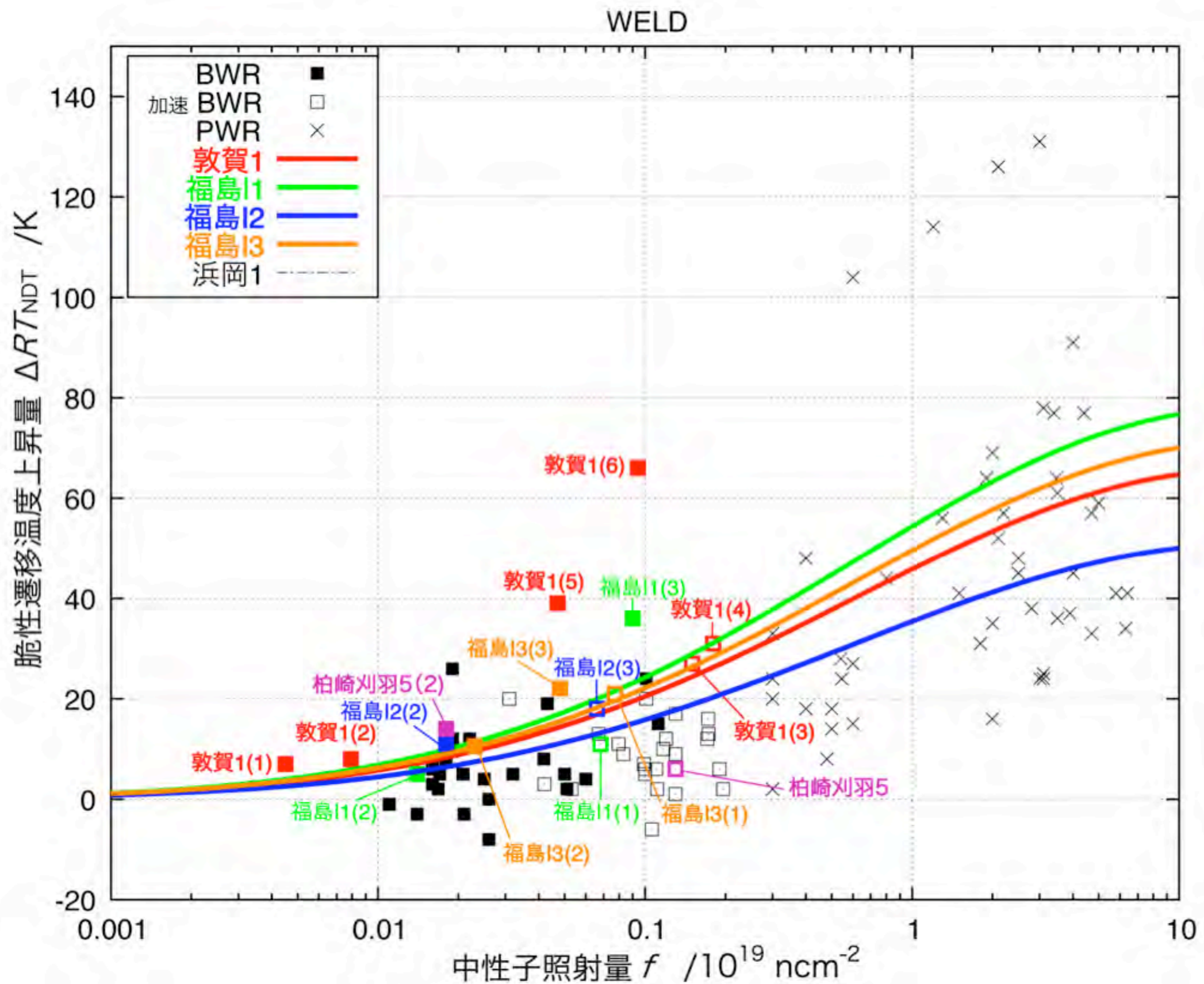
原子炉压力容器鋼材の監視試験結果（沸騰水型炉，2006年7月末時点，▲は加速試験）[1/3]

電力会社	原子炉 (運転開始年月日)		脆性遷移温度 (°C) , 中性子照射量 ( $10^{19}$ n/cm <sup>2</sup> , E>1MeV)						
			初期値	第1回	第2回	第3回	第4回	第5回	第6回
日本原子力発電	敦賀1号 (1970.03.14) 装荷カプセル数：7	取出し時期		1970.10	1971.10	▲1972.10	▲1974.05	1980.04	2003.06
		照射量	0	0.0045	0.0079	0.15	0.18	0.047	0.094
		母材	-23	-5	-18	13	37	16	51
		母材上昇量		18	5	36	60	39	74
		溶接金属	-23	-16	-15	4	8	16	43
		溶接金属上昇量		7	8	27	31	39	66
		熱影響部	-23	-14	-19	34	22	26	49
		熱影響部上昇量		9	4	57	45	49	72
	東海第二 (1978.11.28)	取出し時期		▲1981.09	1986.02	1998.01			
		照射量	0	0.053	0.011	0.026			
		母材	-25	-21	-22	-18			
		母材上昇量		4	3	7			
		溶接金属	-25	-23	-26	-25			
		溶接金属上昇量		2	-1	0			
		熱影響部	-25	-14	-16	-5			
熱影響部上昇量		11	9	20					

# 脆性遷移温度上昇量 $\Delta RT_{NDT}$ vs 照射量 $f$ (母材と熱影響部)



# 脆性遷移溫度上昇量 $\Delta RT_{NDT}$ vs 照射量 $f$ (溶接金属)



(母材・熱影響部)

$$\Delta RT_{\text{NDT}} = [CF] \cdot f^{0.29-0.04 \log f}$$



$$\frac{\Delta RT_{\text{NDT}}}{f^{0.29-0.04 \log f}} = [CF]$$

(溶接金属)

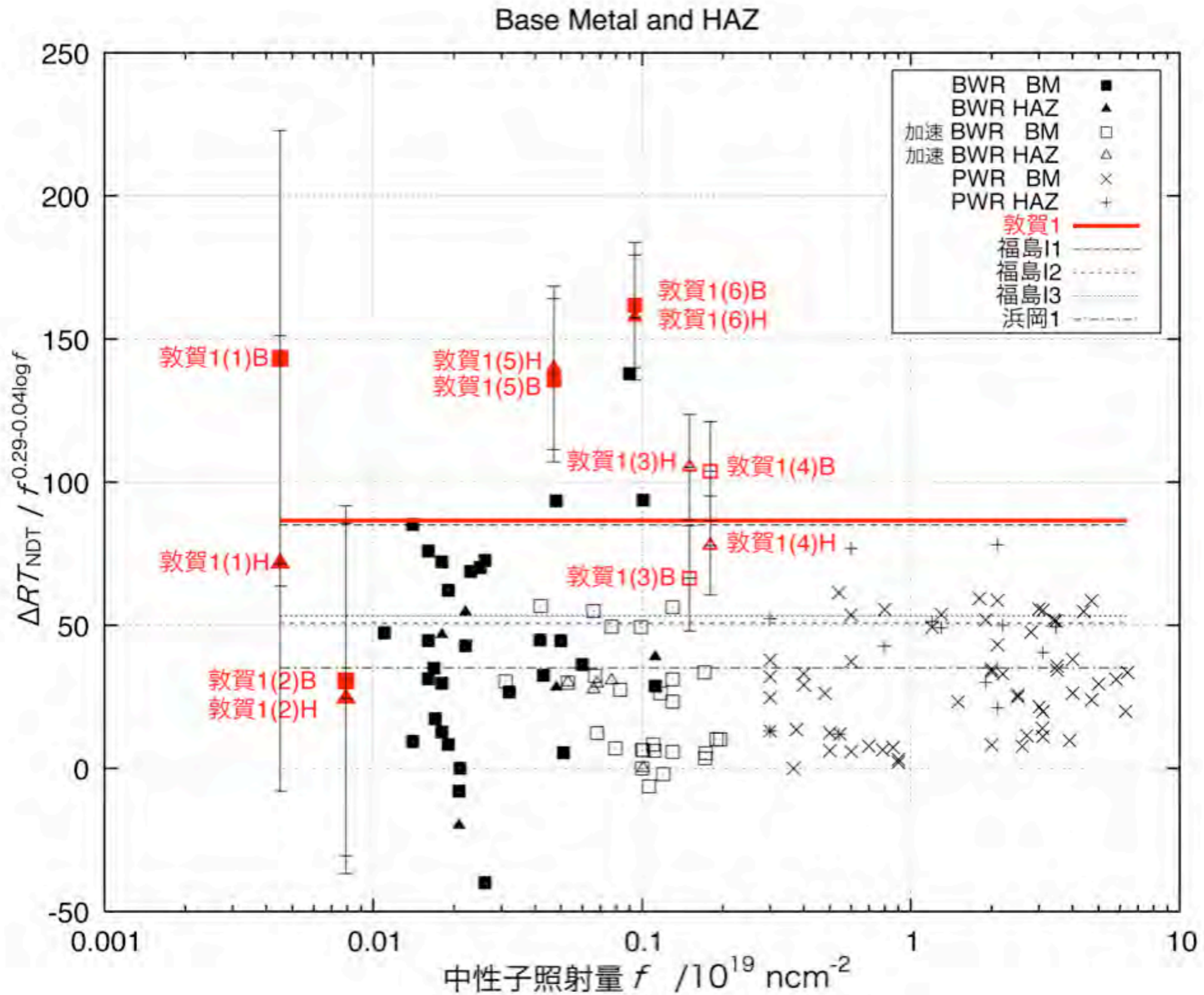
$$\Delta RT_{\text{NDT}} = [CF] \cdot f^{0.25-0.10 \log f}$$



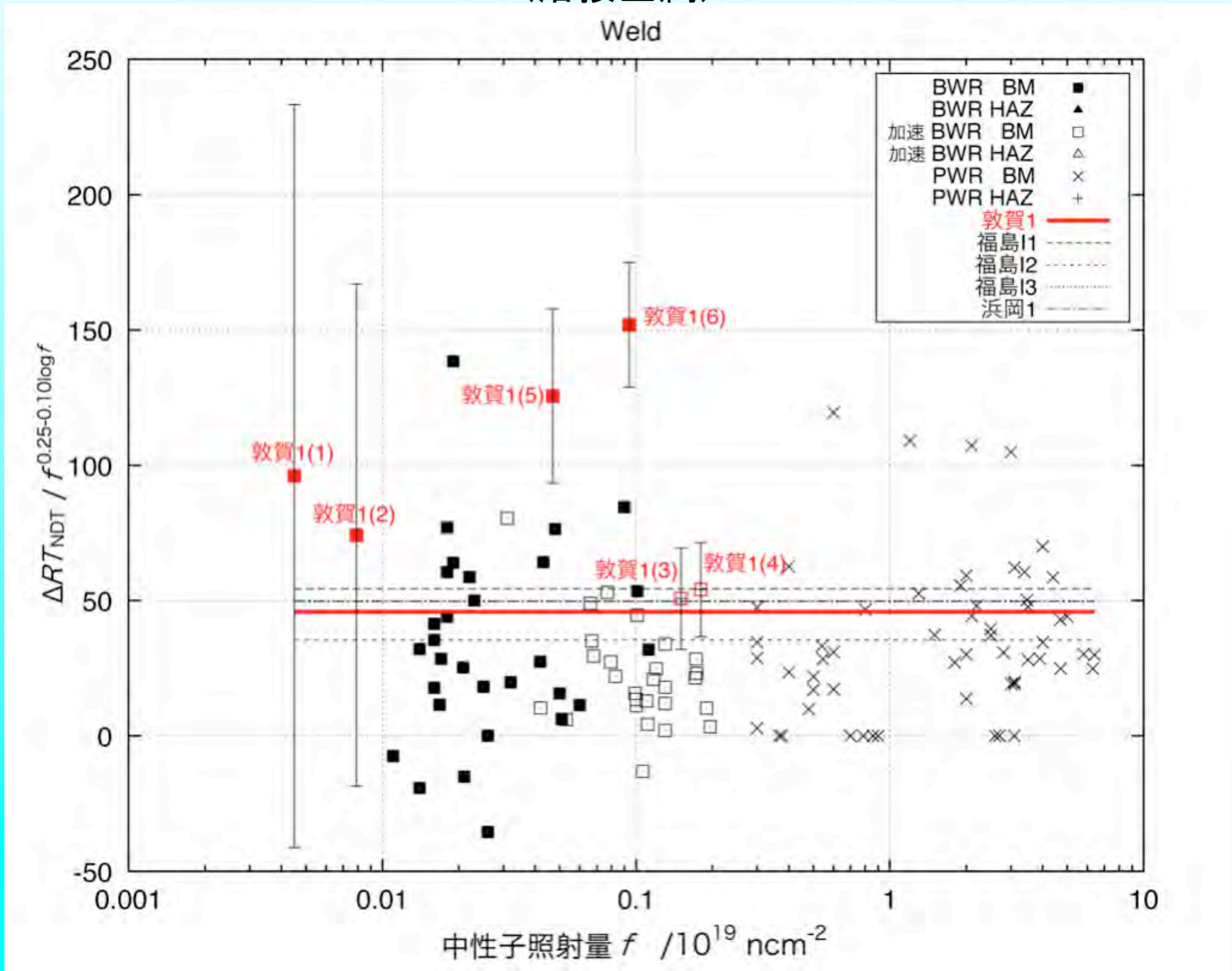
$$\frac{\Delta RT_{\text{NDT}}}{f^{0.25-0.10 \log f}} = [CF]$$

# $\Delta RT_{\text{NDT}} / f^{0.29-0.04\log f}$ vs 照射量 $f$

## (母材と熱影響部)



# $\Delta RT_{\text{NDT}} / f^{0.25-0.10 \log f}$ vs 照射量 $f$ (溶接金属)





# 結論

(1) BWR監視試験データは、国内脆化予測式から大きく外れる異常照射脆化を示していることが解った。これは、脆化予測式が照射量のみを考慮し、照射速度を無視したためと考えられる。

(2) 最近の研究から、照射速度が遅い場合はCuなどの不純物クラスターの形成によって脆化が進み、しかも、照射脆化率が高いことが示されている。国内BWRで観測された事実はまさにこの状況を表していると考えられる。

(3) 国内監視試験データを審議した高経年化対策検討委員会は、予測式からの系統的偏りを「ばらつき」とし、60年運転時の健全性を確認した。しかし、国内BWRの圧力容器は、予測式以上に急激に脆化する危険性があり、脆化予測と安全性に関する根本的な見直しが必要である。