

経年劣化した原子炉と規制のさまざまな問題点

井野博満（原発老朽化問題研究会）

20230722、FoE オンラインウェビナー第2回

話しの順序

- (1) 主要6事象の管理では抜け落ちる劣化事象がある
- (2) 「監視規程の古さ」も問題にすべきだ
- (3) 暦年ではなく、中性子照射量に応じて監視試験をおこなうという管理計画は妥当か。運転停止期間は除外できるのか
- (4) BWRの加速照射監視試験データは使えるのか
- (5) PWRの監視試験データは先読みに使えるのか
- (6) 監視試験片が足りないという問題

(1) 主要6事象の管理では抜け落ちる劣化事象がある

高経年化対策上抽出すべき主要6事象

- 低サイクル疲労
 - 中性子照射脆化
 - 照射誘起型応力腐食割れ
 - 2相ステンレス鋼の熱時効
 - 電気・計装品の絶縁低下
 - コンクリート構造物に係る強度低下及び遮蔽能力低下
- これで十分なのか？

施工ミス＋経年劣化による事故の危険性

経年劣化事象を主要6事象に限定して捉えたのでは、零れ落ちる劣化事象がある

2023年1月に高浜4号機で発生した制御棒落下事故。施工時のミスで格納容器貫通部のケーブルに荷重がかかっていたため、ケーブル接続部の半田がはがれたためという。

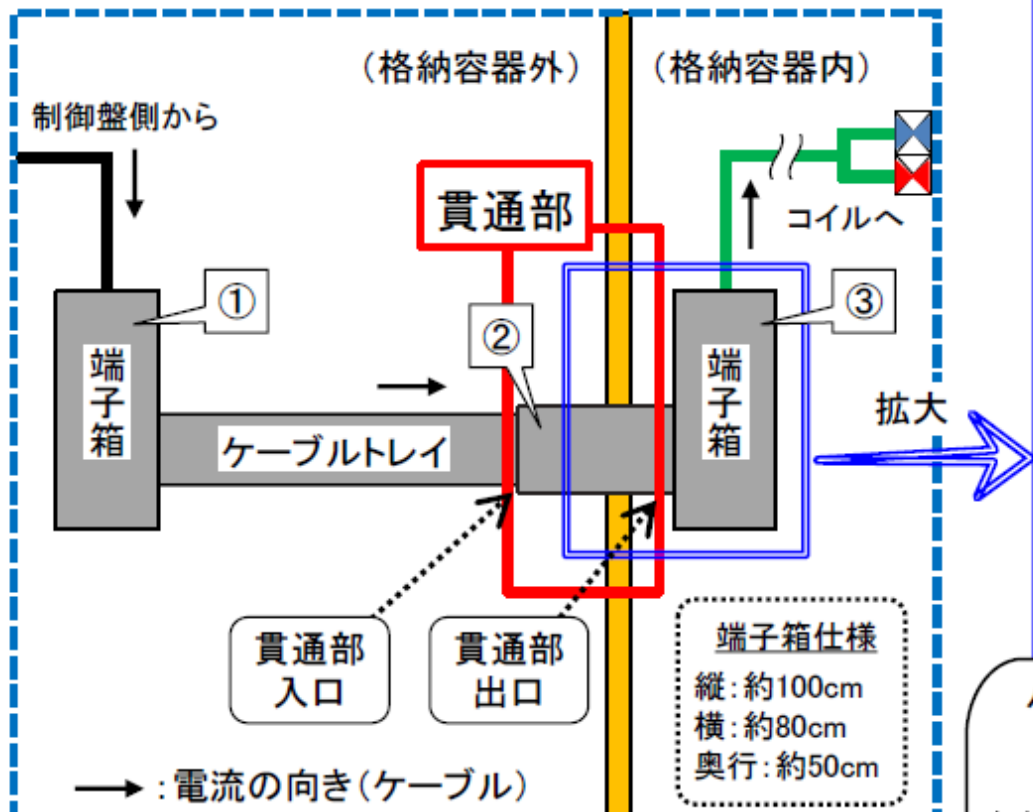
1992年に美浜2号炉で起こった伝熱管破損事故も触れ止め金具の不具合と経年劣化による固着が組み合わさって生じた疲労によるものであった。

規制委員会や事業者は、これらの事故は経年劣化によるとは見なしていない

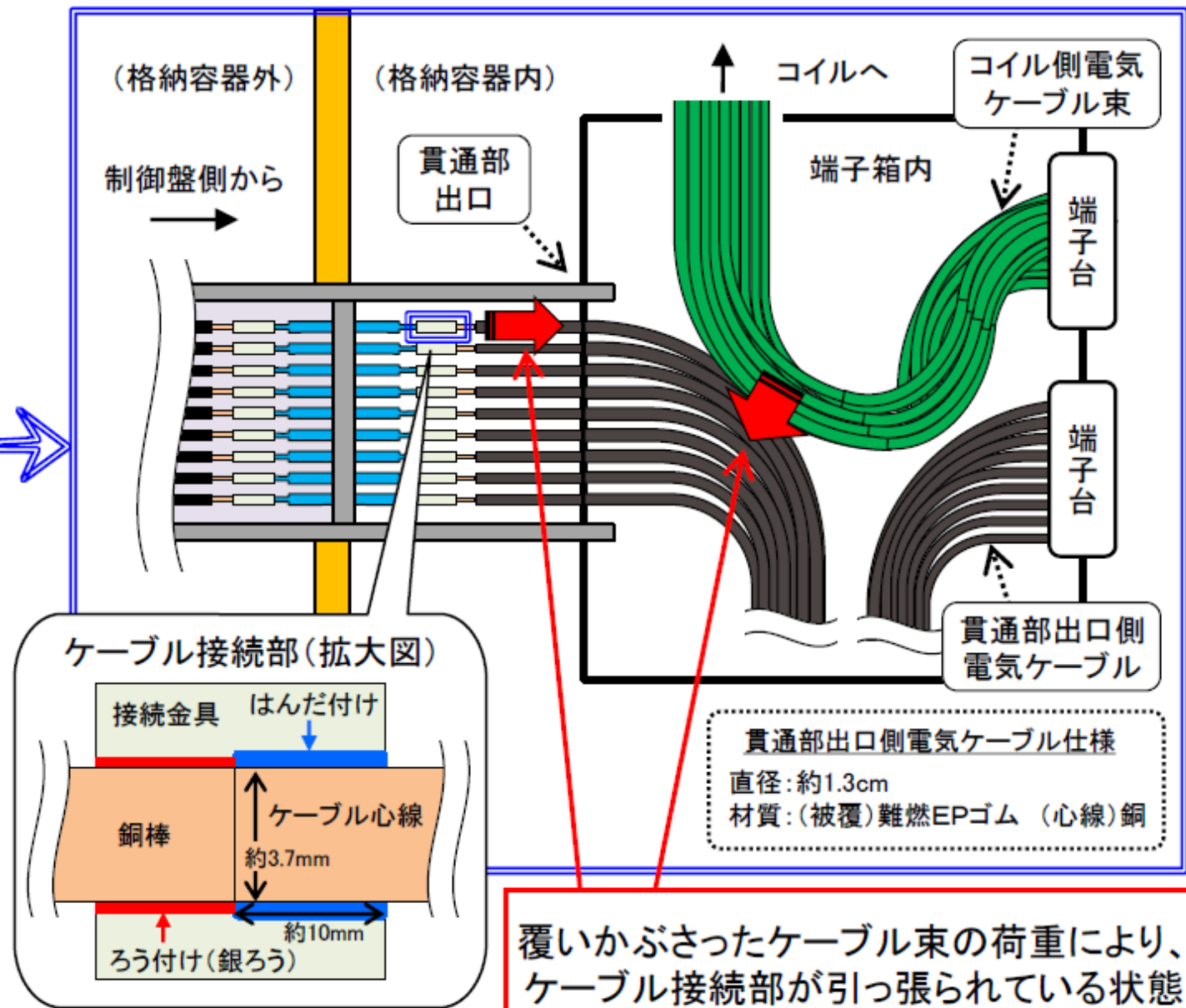
(原子炉格納容器貫通部の端子箱間の点検)

制御棒挿入の原因は原子炉格納容器貫通部の端子箱間にあると考え、当該端子箱間のケーブルや端子台を確認。

<貫通部の端子箱間イメージ(横断面図)>



- ① 制御盤側からのケーブルは、格納容器外の端子箱で端子台に接続。
- ② 端子台からのケーブルは、ケーブルトレイを經由し貫通部入口へ敷設。
- ③ 貫通部からのケーブルは、貫通部出口を通り格納容器内の端子箱で端子台に接続。



(2) 「監視規程の古さ」も問題にすべきだ

規制庁は、経年劣化を

1. 物理的経年劣化事象
2. 非物理的劣化事象＝設計の古さ

に分けて説明した（7月18日、規制庁ヒアリング）。

それ以上に問題なのは、

3. 非物理的劣化事象＝監視規程の古さ

ではないか。この古くなった規程で原子炉の監視＝安全性の評価を行えるのか？

日本電気協会のJEAC4201 とJEAC4206

- 「原子炉構造材の監視試験方法」 JEAC4201-2007

原子炉内に装着する監視試験片の数・種類

シャルピー試験や脆化予測式から脆性遷移温度を求める

- 「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」

JEAC4206-2007

破壊靱性試験（CT試験）をもとに破壊靱性遷移曲線を求め、熱衝撃（PTS）遷移曲線と比較して、圧力容器の健全性を評価する

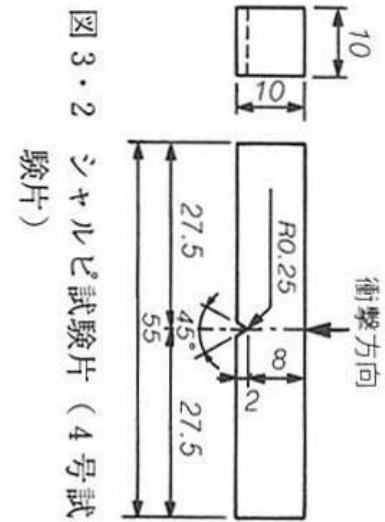
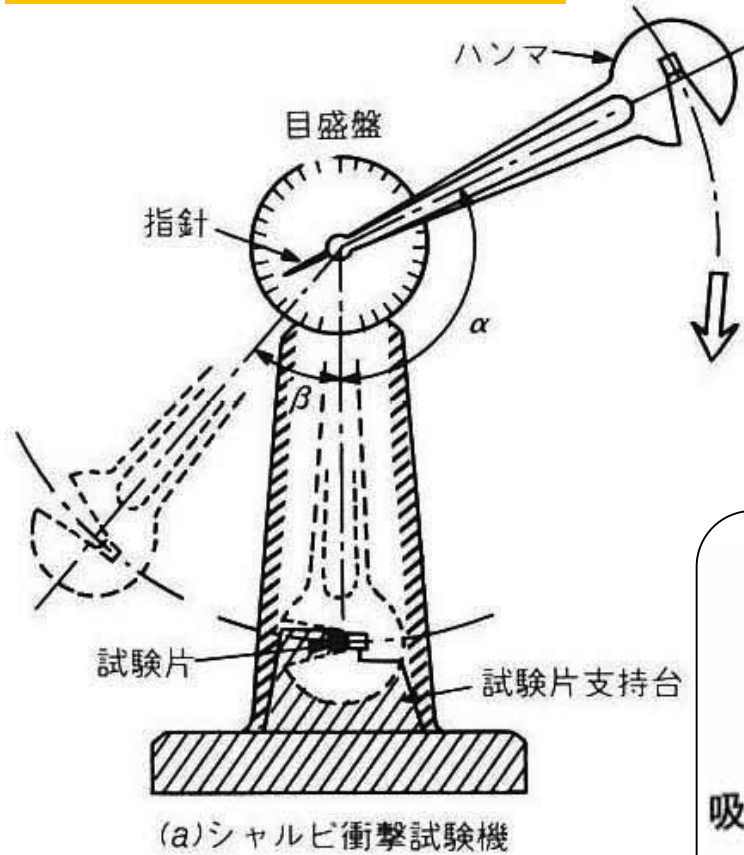
「原子炉構造材の監視試験方法」 JEAC4201-2007

シャルピー試験や脆化予測式から脆性遷移温度を求める

- シャルピー試験（衝撃試験）の方法
- 照射脆化予測式の計算方法
- 原子炉内に装着する監視試験片の数や種類、取出し時期を定めている

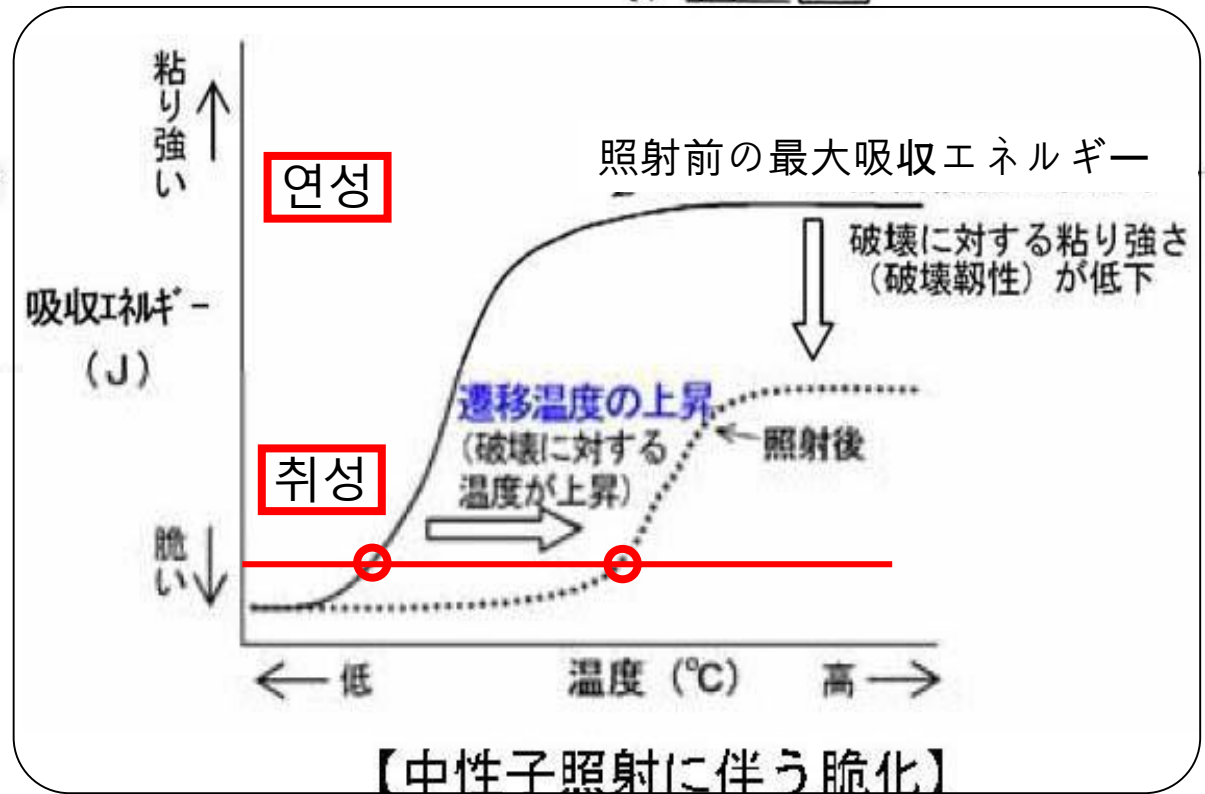
シャルピー試験

脆性遷移温度の測定



『機械材料学』, 日本材料学会, 1991

http://www.kyuden.co.jp/library/pdf/nuclear/nuclear_irradiation110708.pdf



現状は改訂が頓挫

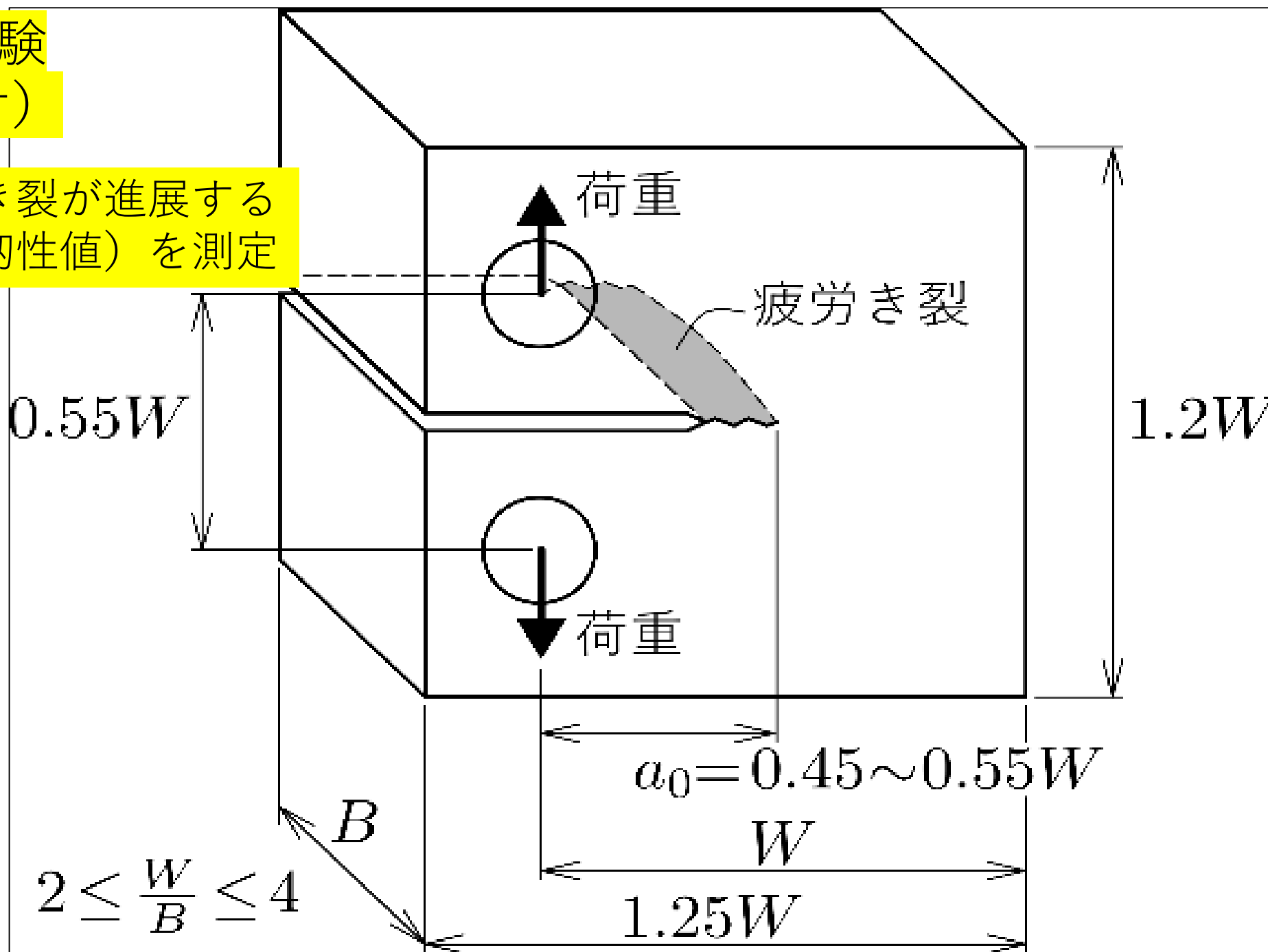
- 2011年の保安院・高経年化意見聴取会で脆化予測式（反応速度式の誤り、次元の不一致）が指摘され、改訂が求められた。
- しかし、日本電気協会は10年以上経ってもJEAC4201-202Xなる改訂案を作れていない。
- 規制委員会は間違った規程のまま圧力容器の安全性審査をおこなっている。

「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」 JEAC4206-2007

破壊靱性試験（CT試験）をもとに破壊靱性遷移曲線を求め、熱衝撃（PTS）遷移曲線と比較して、圧力容器の健全性を評価する

破壊靱性試験 (CT試験片)

荷重をかけて、き裂が進展する
限界値 (=破壊靱性値) を測定



破壊靱性遷移曲線とPTS状態遷移曲線

応力強度因子 K_I
破壊靱性値 K_{Ic}

き裂に対する材料の強さ： K_{Ic}

破壊靱性遷移曲線

中性子照射
靱性低下

破壊

デッド・クロス

PTS状態遷移曲線

き裂を進展させる力： K_I

温度 T

加圧熱衝撃（PTS）とは？

■ 過酷事故発生のおそれ

原子炉冷却機能喪失事故が発生

非常用炉心冷却設備（ECCS）が作動
原子炉内に注水（←貯留タンクの冷水）

設計基準事故

- ・ 原子炉冷却材喪失
- ・ 主蒸気管破断
- ・ 蒸気発生器伝熱管破断
- ・ その他

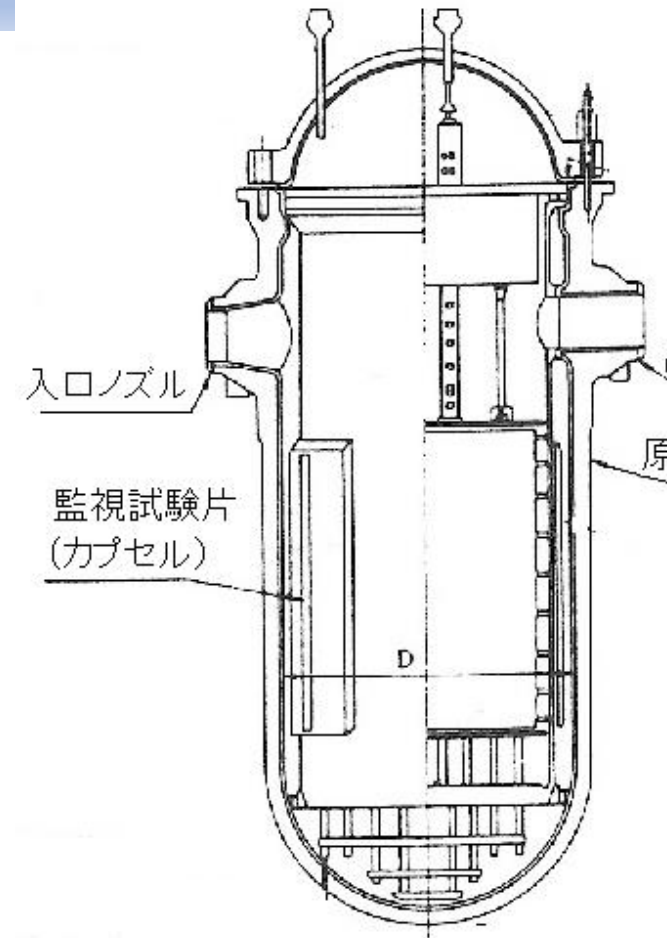
原子炉容器が急冷され、加圧熱衝撃を受ける

脆化した容器内面にひび割れがあると、
ひび割れが急速に拡大し、容器が損壊

損壊部より冷却水が流出、炉心冷却不全に

炉心が損傷し過酷事故が発生

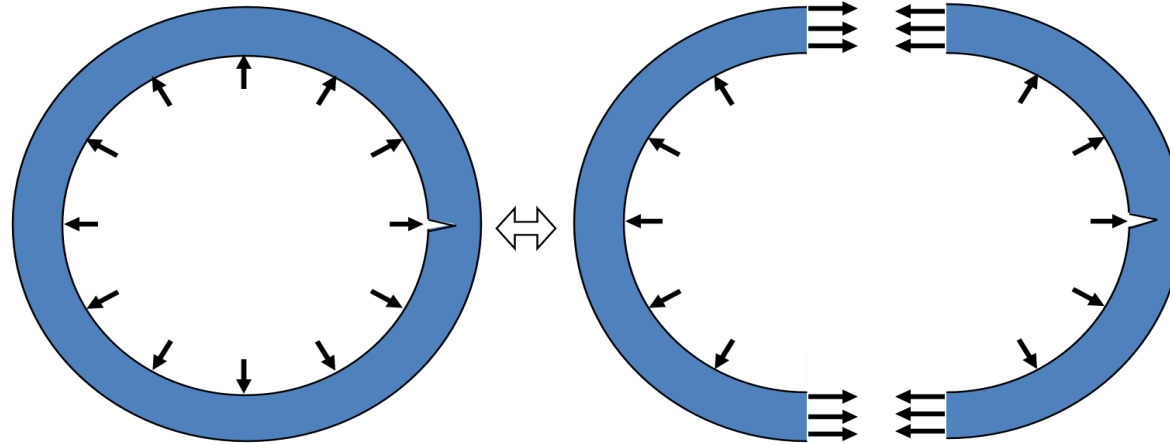
安全設備の
正常作動が
過酷事故を
招く！



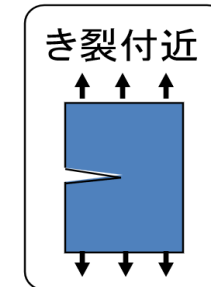
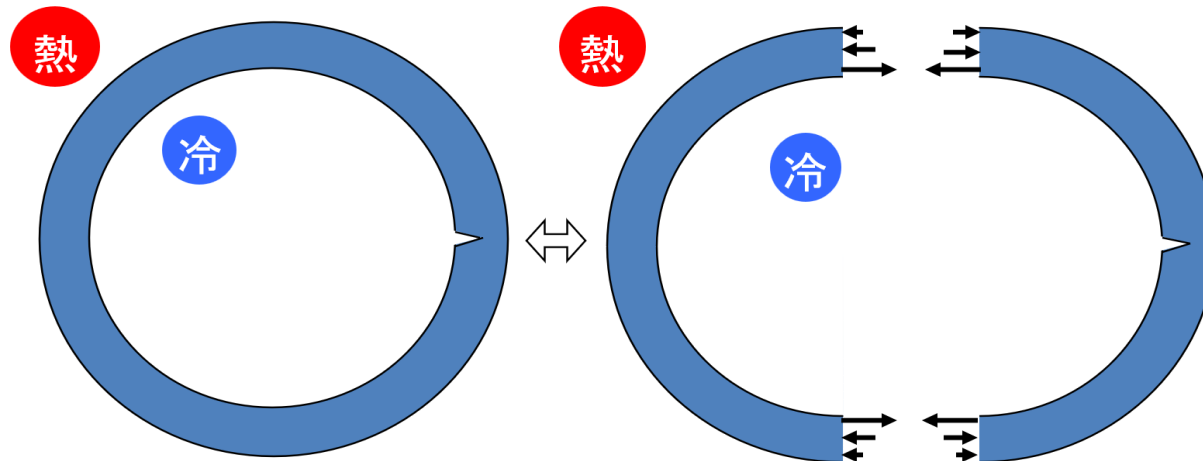
原子炉容器構造概念図
(PWR)

圧力容器に作用する応力

内圧：断面に引張応力



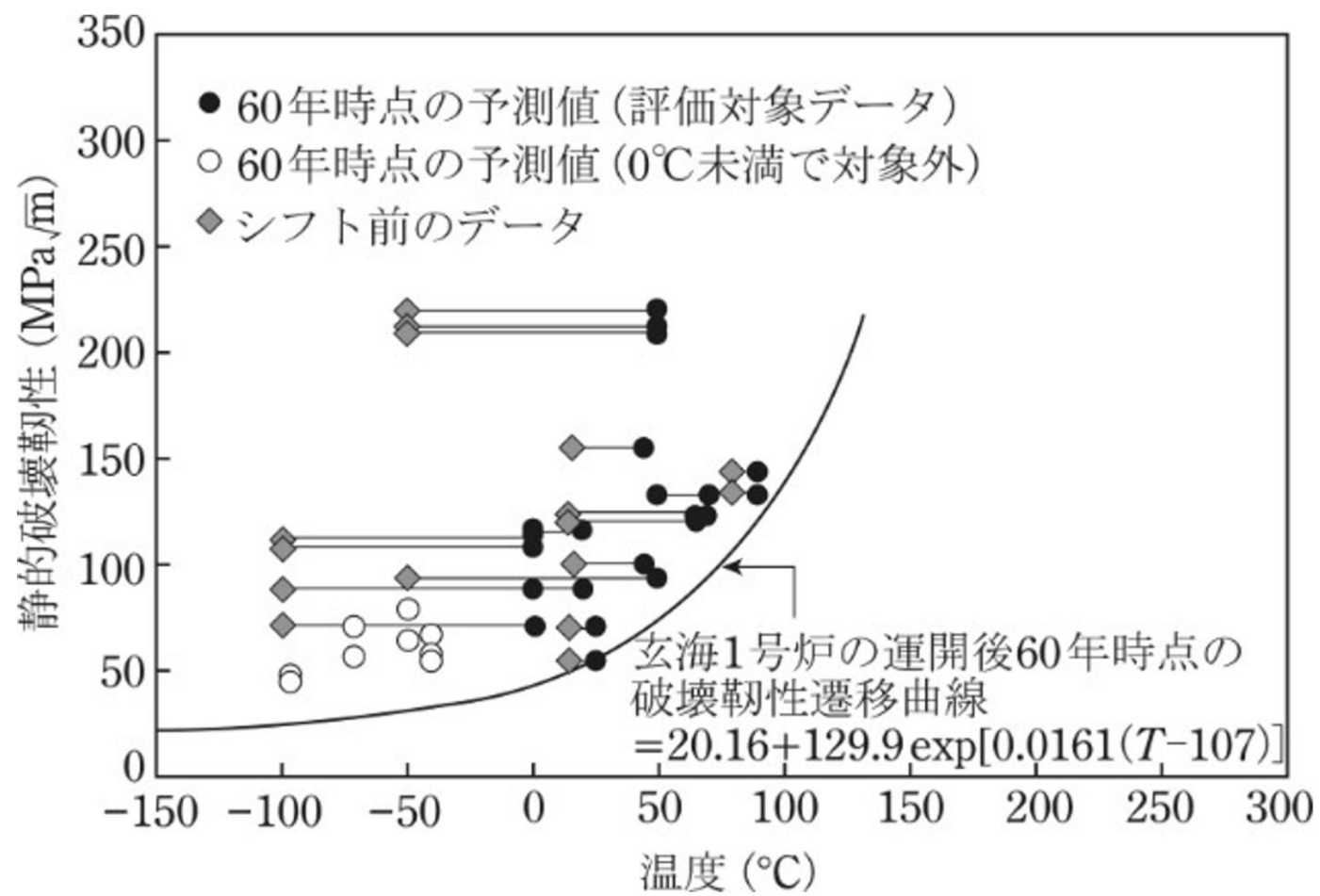
温度差：内側が冷えると断面内壁近くで引張応力



破壊靱性曲線導出の問題点

破壊靱性試験の数が少ない。照射量の違う条件のデータを温度シフトして使う「裏技」を使っている。

- 裏技とは・・・シャルピー試験で求まる脆性遷移温度のシフト量が、破壊靱性試験でも同じだろうとして温度シフトする方法



1. 高浜1号機

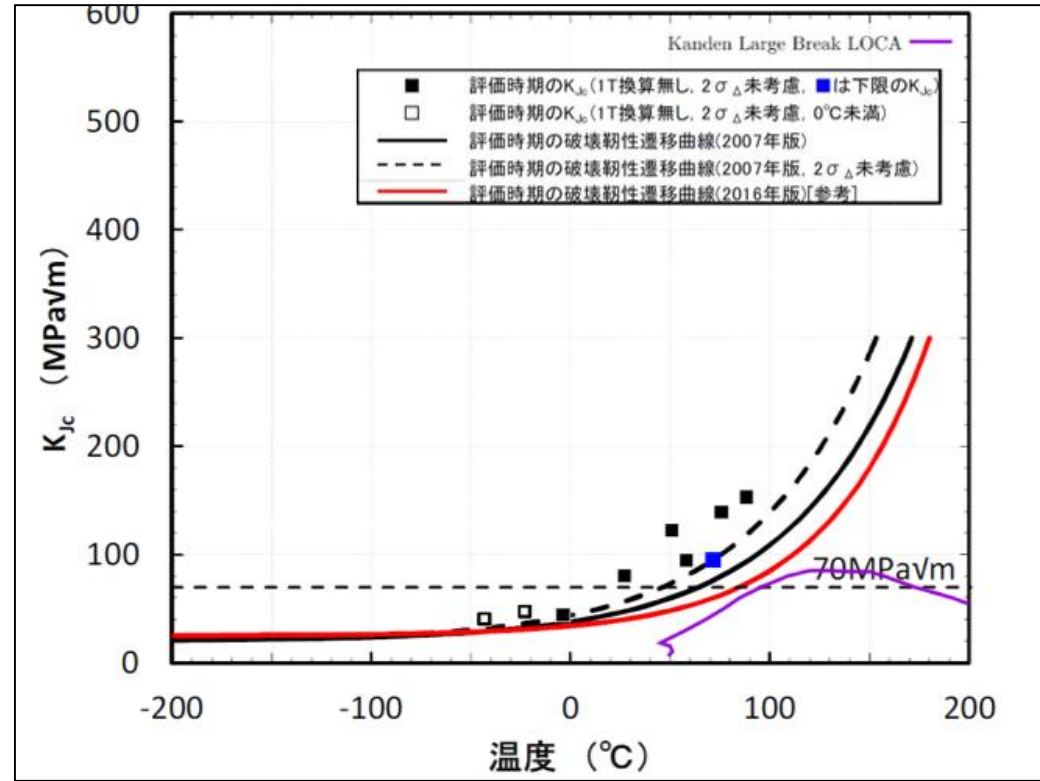
監視試験 回次	区分	試験温度 (℃)	適切なデータが得られなかった理由
1	母材	288	①延性破壊
		100	①延性破壊
		19	適切なデータが得られた
		-100	適切なデータが得られた
2	溶接金属	288	①延性破壊
		150	①延性破壊
		24	適切なデータが得られた
		-50	適切なデータが得られた
3	母材	288	①延性破壊
		80	適切なデータが得られた
		50	適切なデータが得られた
		19	適切なデータが得られた
4	溶接金属	288	①延性破壊
		200	①延性破壊
		75	適切なデータが得られた
		0	適切なデータが得られた

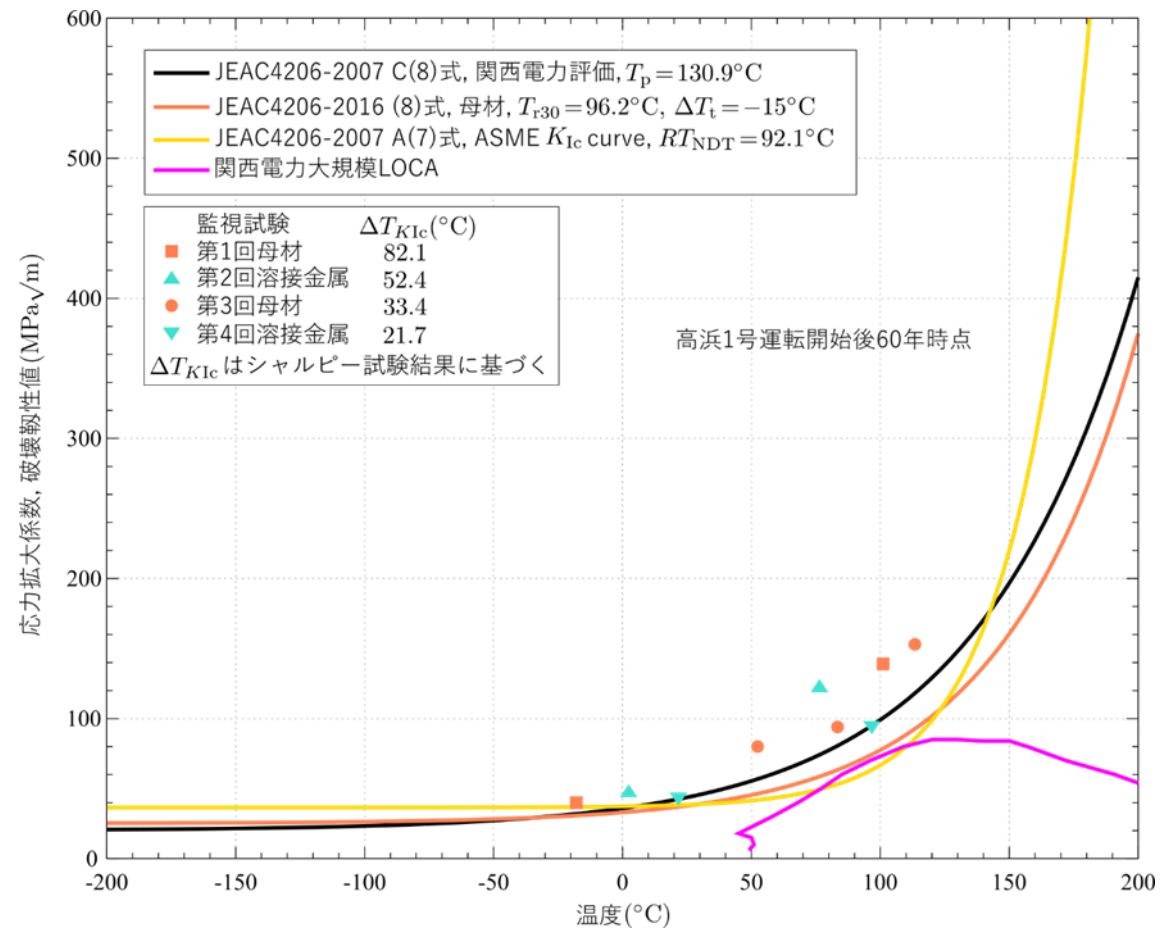
2. 高浜2号機

監視試験 回次	区分	試験温度 (℃)	適切なデータが得られなかった理由
1	母材	288	①延性破壊
		100	①延性破壊
		14	適切なデータが得られた
		-100	適切なデータが得られた
2	溶接金属	100	①延性破壊
		60	②試験装置の故障
		14	適切なデータが得られた
		-30	適切なデータが得られた
3	母材	288	①延性破壊
		20	適切なデータが得られた
		-10	適切なデータが得られた
		-40	適切なデータが得られた
4	溶接金属	288	①延性破壊
		-10	適切なデータが得られた
		-45	適切なデータが得られた
		-80	適切なデータが得られた

表1.2 高浜1号機の60年時点におけるTp算出結果
 (深さ10mmの想定き裂を用いた評価)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	K _{Ic} (MPa√m)	T _p (°C)	評価
5K980-1-1	1	19	101	139.0	106.6	
5K980-1-1	1	-100	-18	40.0	98.8	
5K980-1-1	3	80	113	153.0	112.0	
5K980-1-1	3	50	83	94.0	118.5	
5K980-1-1	3	19	52	80.0	100.5	
W-501-2	2	24	76	122.0	91.5	
W-501-2	2	-50	2	47.0	100.3	
W-501-2	4	75	97	95.0	130.9	○
W-501-2	4	0	22	44.0	127.0	



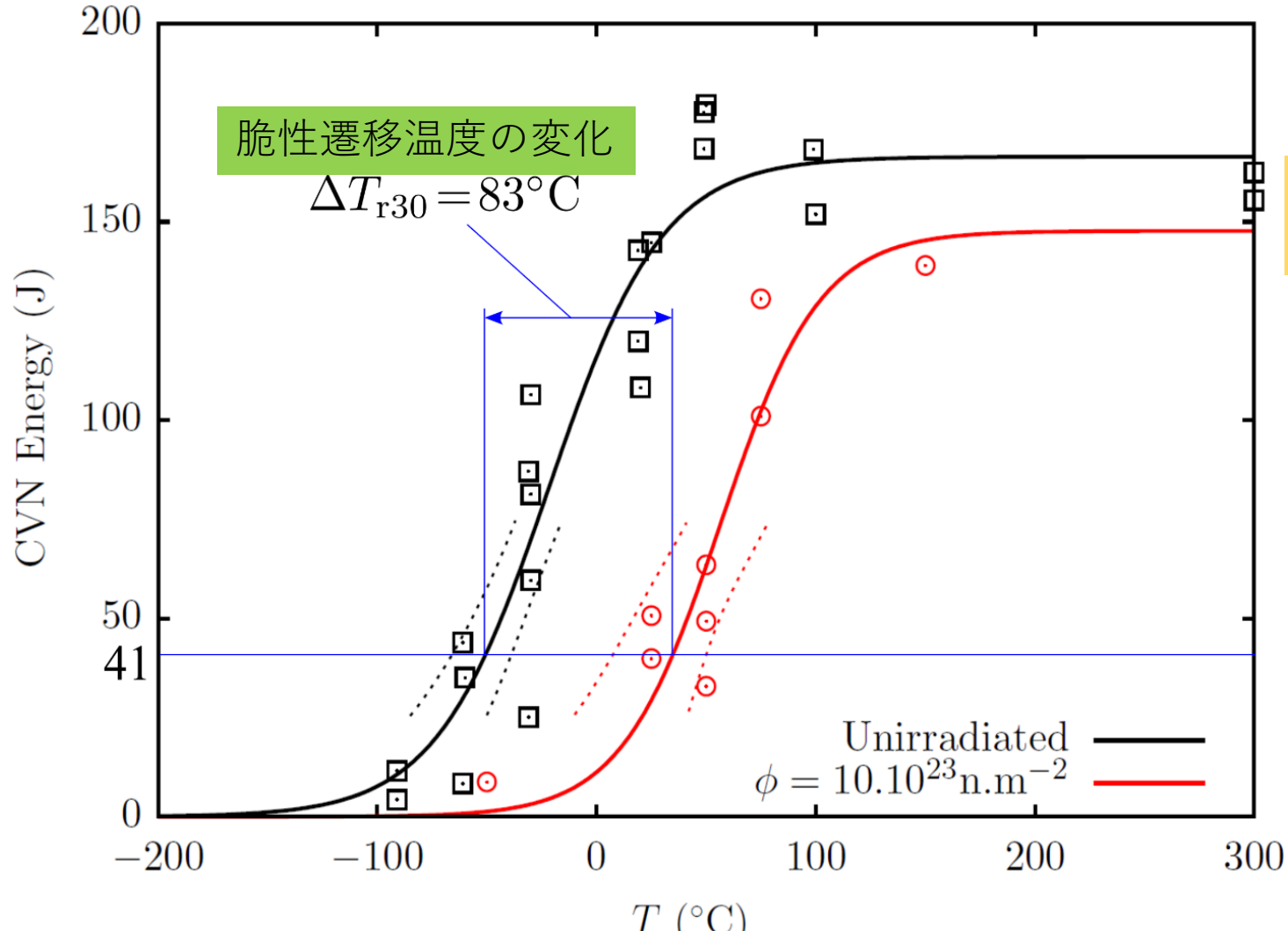


「裏技」は間違い

- 「裏技」が間違いであることが分かってきた。シフト量は等しくない
 - Hure et al. の2015年の論文
 - 廣田らの論文(2021): 日本の原発のデータベースを解析
温度補正が必要なことを示した

照射による脆性遷移温度の変化

靱性

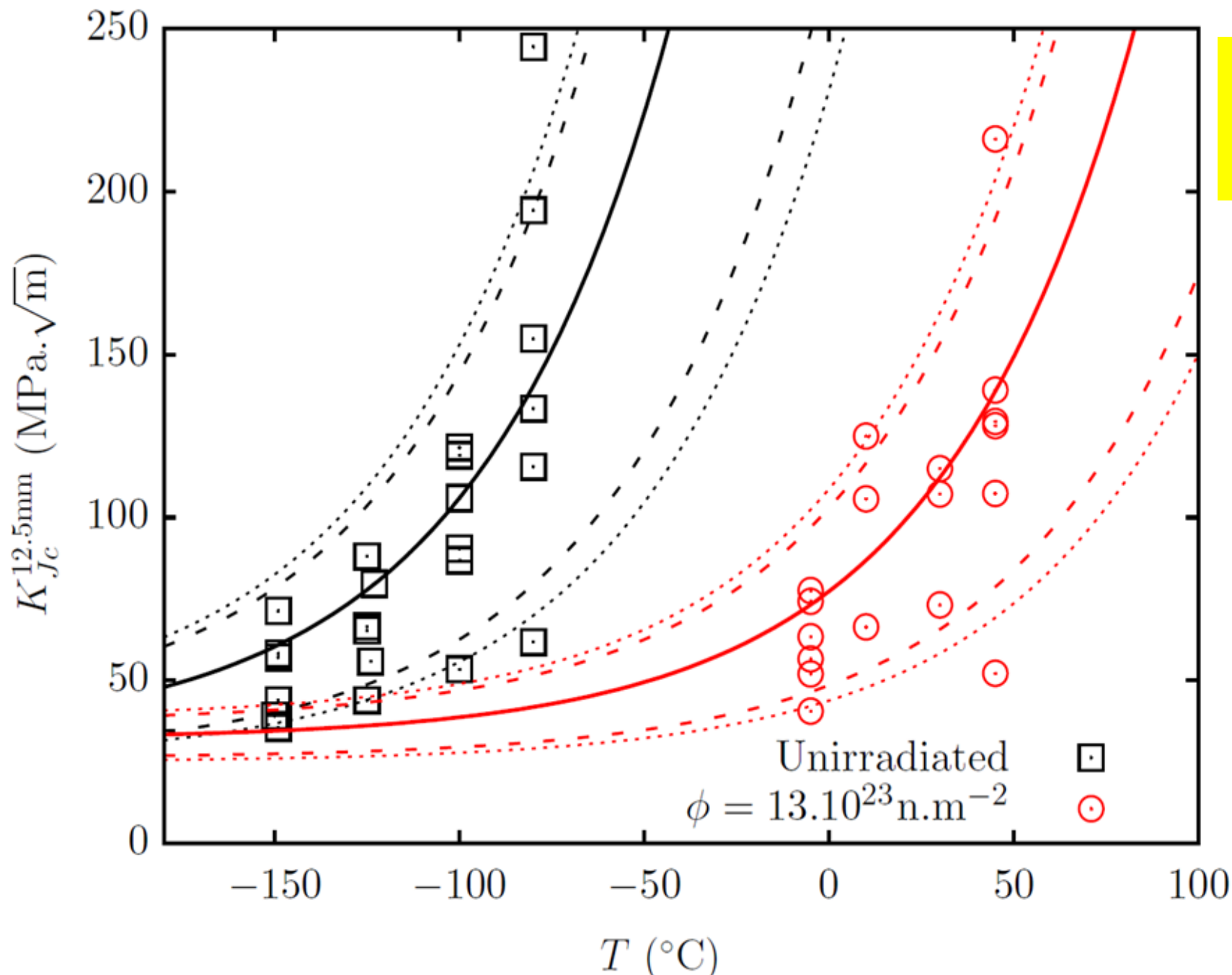


材料試験炉で加速照射
PWR60年運転に相当

Hure et al. (2015)

脆性

照射による破壊靱性値の変化



材料試験炉で加速照射
PWR60年運転に相当

Hure et al. (2015)

監視規程JEAC4206-2007 の問題点のまとめ

- 照射による脆性遷移温度の上昇量を破壊靱性値の温度シフト量に使うという「裏技」は正しくない。
- この「裏技」は、30年以上前の国プロ（「溶接部等熱影響部信頼性実証試験調査報告書、発電設備技術検査協会、1992）の実験が根拠になっているが、その後の研究（NRCやHure et al.）が反映されていない。（規程の経年劣化）
- 日本電気協会は、マスターカーブ法を取り入れた改訂版JEAC4206-2016を作成したが、十分な信頼性がないとして原子力規制委員会はその採用を見送った。したがって、問題の多い2007年版がそのまま審査に使われている。

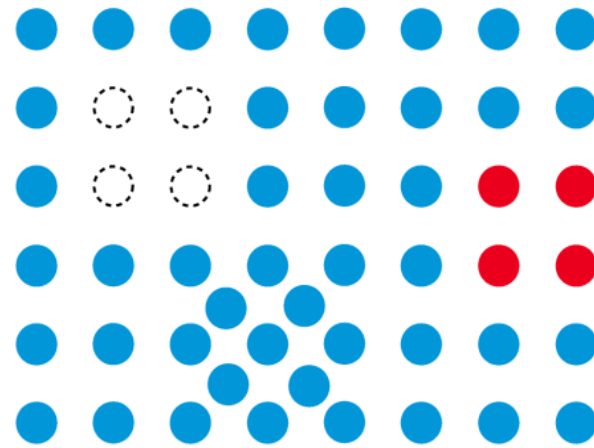
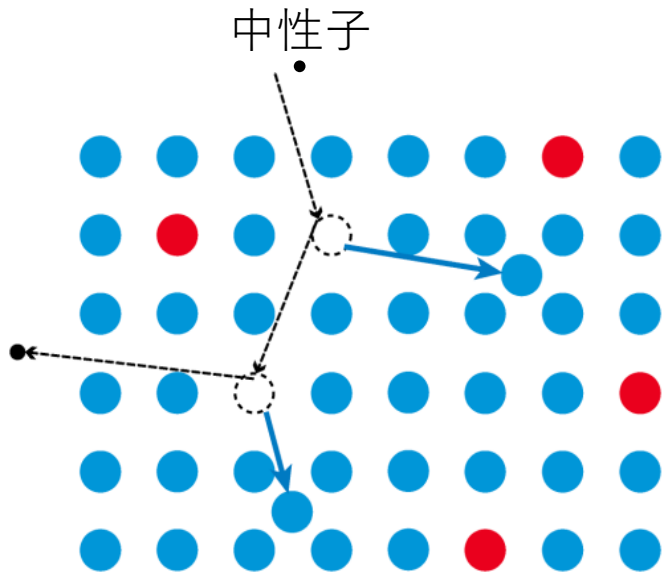
(3) 暦年ではなく中性子照射量に応じて監視試験をおこなうのは妥当か。運転停止期間は除外できるのか

- 中性子照射による鋼材の脆化は、連続する二つのプロセス：
 - ①照射による格子欠陥（空孔など）の生成、
 - ②その欠陥が結晶中を動いてクラスターなどの塑性変形の障害物を作る過程によって起こると考えられる。
- 運転停止によって①の過程が止まっても、②の進行がまったく起こらないという保証はない。
- モデルでは考慮されていない低温でも動きやすい小さな炭素原子なども多数存在していて、空孔などと相互作用する可能性もある

■ 中性子照射により金属が脆化するメカニズム

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）



空孔
クラスター
格子間原子
クラスター } の形成

銅クラスターの形成
(不純物原子)

材料の硬化
(照射脆化)

- 鉄原子
- 空孔
- 銅原子(不純物原子)

「高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する検討チーム」第3回会合（2023年3月23日）に原子力エネルギー協議会が提出した資料1

- 「安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取り組み」における経年劣化影響に関するガイドライン及び米国EPRIによるレビューの結果や、技術レポートに纏められている通り、RPVにおいては、「運転中のような燃料の核分裂反応が起こらないプラントの停止期間中には、中性子の照射による劣化の進展・進行を考慮する必要はない」ことは明らかであり、原子力規制委員会も同様の見解を発出されていると認識している。

本当にそうか？その事実を示す実験的な証拠はないのではないか。

3. 実用炉規則第113条第1項第6号 発電用原子炉施設の劣化を管理するために必要な措置（中性子の照射による脆化の影響を確認するため、中性子照射量に応じ、監視試験片（技術基準規則第22条に定める監視試験片をいう。）を用いて長期施設管理計画の期間中に実施する必要がある試験（以下「監視試験」という。）に関する措置を含む。）

- ① 劣化管理のために必要な措置について、施設管理の項目の内容に応じて実施する時期が定められていること。
- ② 運転を想定する期間における技術評価で抽出されたすべての追加保全策がその実施時期とともに実施方針として示されており、そのうち長期施設管理計画の期

表1 JEAC 4201-2007 の標準監視試験計画における
最少カプセル数及び取り出し時期

		原子炉圧力容器内面の関連温度移行量の予測値 (ΔRT_{NDT} 予測値) (°C)			
		$\Delta RT_{NDT} \leq 28$	$28 < \Delta RT_{NDT} \leq 56$	$56 < \Delta RT_{NDT} \leq 111$	$111 < \Delta RT_{NDT}$
最小カプセル数(個)		3		4	5
取り出し時期 (EF PY) (注7)	第1カプセル	12 (注1)	6 (注2)	3 (注2)	1.5 (注2)
	第2カプセル	24 (注3)	15 (注3)	6 (注4)	3 (注5)
	第3カプセル	相当運転期間 (注6)	相当運転期間 (注6)	15 (注3)	6 (注4)
	第4カプセル	—	—	相当運転期間 (注6)	15 (注3)
	第5カプセル	—	—	—	相当運転期間 (注6)

(4) BWRの加速照射監視試験データは使えるのか

結論：加速照射データは、圧力容器の脆化を低く見積もるので使ってはならない

- また、BWRプラントで想定される照射量はPWRに比べて 10^2 程度小さく、想定される運転期間における照射量の領域において十分なデータが取得されている。

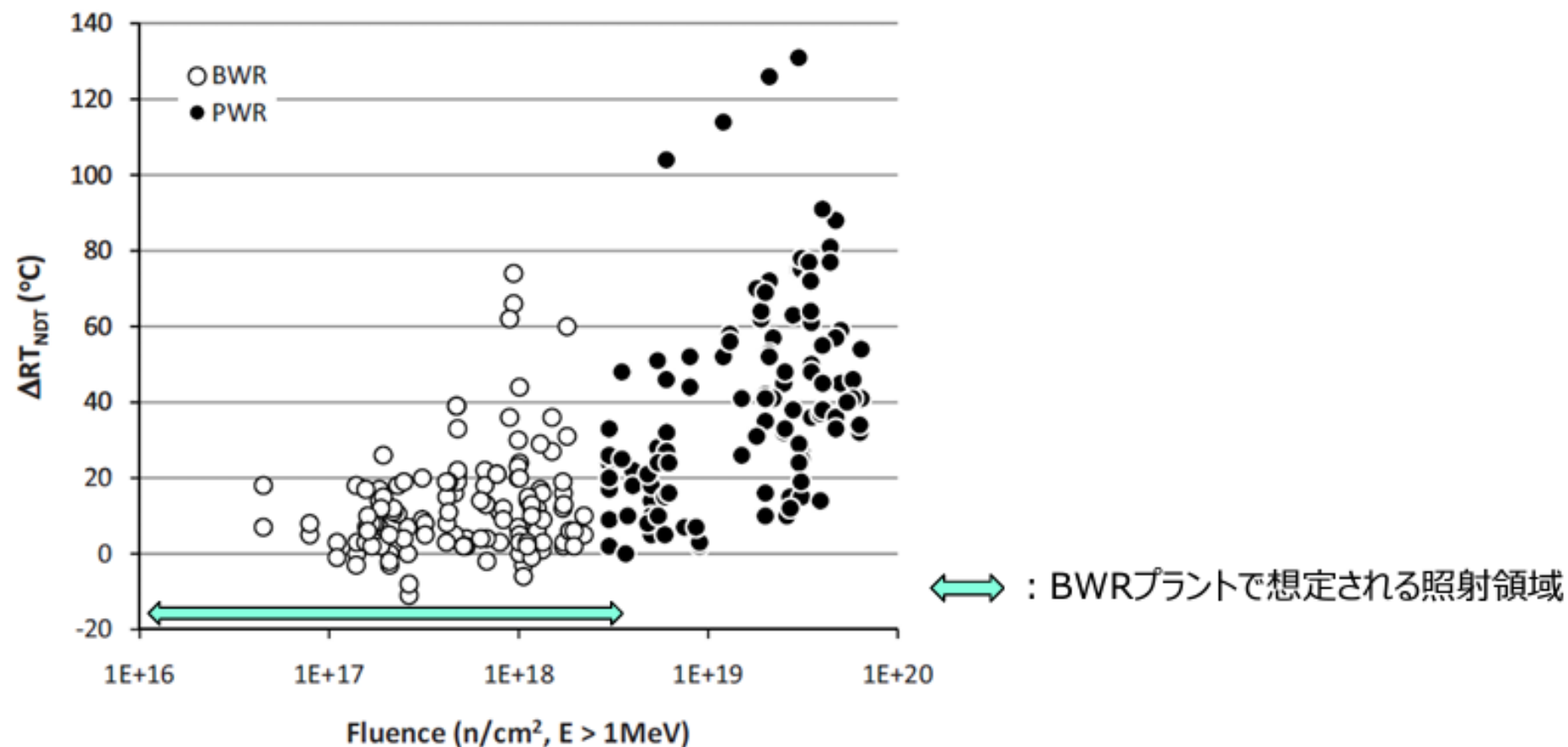
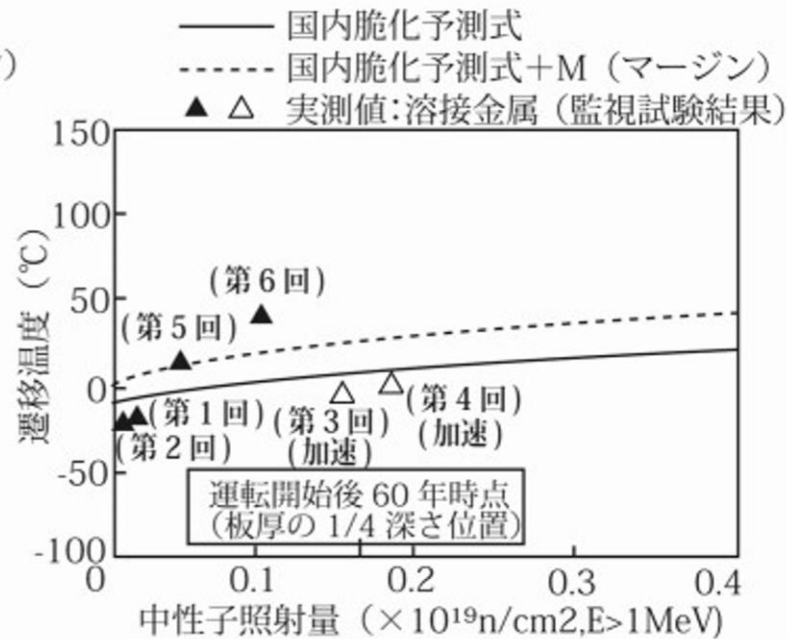
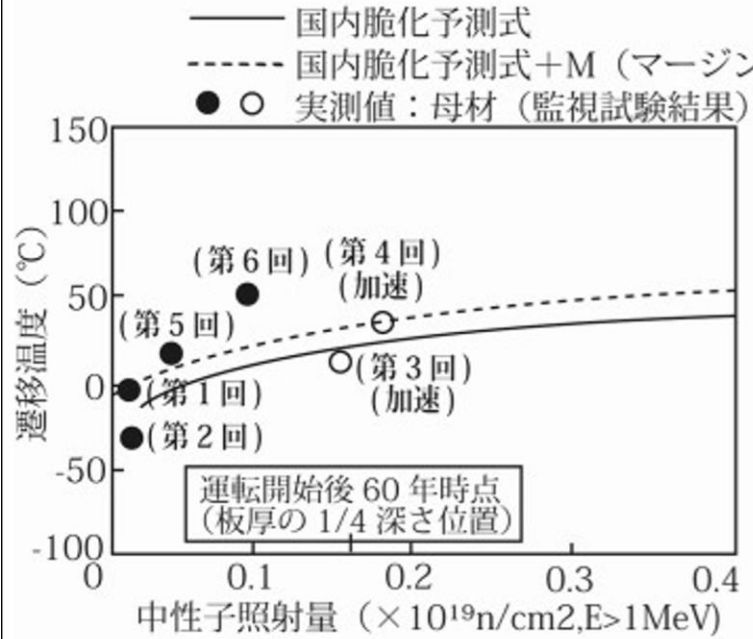


Fig. 5 Transition temperature shifts of BWR and PWR plants with neutron fluence ※1

母材

溶接金属

敦賀1号炉



●印と▲印は通常照射(炉壁に近い位置に置かれた監視試験片)によるデータ
 ○印と△印は加速照射(炉心に近づけて置かれた試験片)によるデータ
 曲線はJEAC4201-2004にもとづく脆化予測曲線。実線は計算式、破線は+マージン

(5) PWRの監視試験データは先読みに使えるのか

- 原子力規制委員会山中伸介委員長は、60年を超える照射脆化のデータが既にあると辻元清美議員への答弁で述べた。川内原発の監視試験データが念頭にあったと思われる
- 九州電力「川内原発1, 2号炉の劣化状況評価（中性子照射脆化）」（2022年12月23日）によると、川内1号炉の第5回監視試験結果（2019年8月）での中性子照射量が $12.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ で、内面から板厚1/4位置深さに換算すると114EFPY（Effective Full Power Year）に該当するとしている。（2号炉についてもほぼ同様。）
- この時点での圧力容器の照射量は、 $3.0 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ なので、4倍以上の加速照射の結果とみることが出来る。しかし、加速照射が過小評価になることは、敦賀1号炉などで明らかになっており、「60年を超える運転において圧力容器が受ける照射量に相当する監視試験データが既に得られている」などということとはできない

(6) 監視試験片が足りないという問題

原発の運転期間を40年と想定して設計していたので、それ以上の試験片は装着していない

⇒再生試験片で補う

- ・溶接熱影響部（HAZ）の試験片作製が困難
- ・ミニCT試験片は低温領域での試験しかできない

CT試験片はサイズが大きく、カプセル内に入れていた本数が少なかった

⇒破壊靱性曲線の信頼性が低い

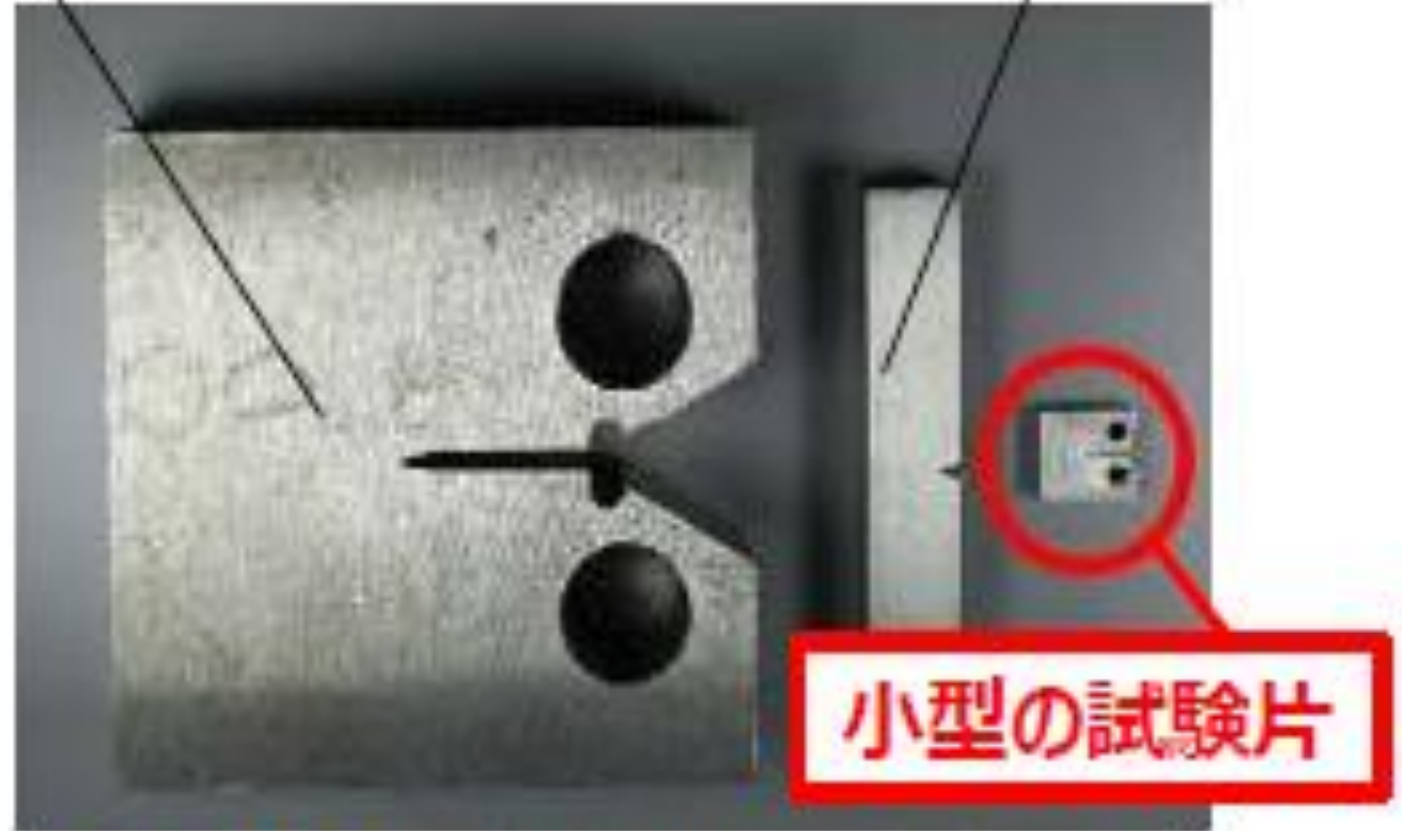
試験片
(破壊靱性試験片)

試験片
(シャルピー衝撃試験片)

シャルピー試験片：
10mm角棒×長さ55mm

破壊靱性（CT）試験片：
板厚25mm×60mm×62.5mm

ミニCT試験片：
板厚4mm×10mm×9.6mm
板厚が薄いので塑性変形
を起こしやすい



試験片を加工し、複数の小型の試験片を製作