

# 老朽化原発は稼働延長に 耐えられるか？

井野博満

2015年4月9日

衆議院第一議員会館

I 40年を超えての運転延長を  
目論む高浜原発1・2号機

# 日本の原発の運転開始時期

1970年代: 20基

1980年代: 16基

1990年代: 15基

2000年以降: 5基

- 浜岡1・2号、福島第一1-4号の6基(いずれも1970年代建設の老朽化原発)はすでに廃炉

# 1970年代運転開始の原発は危険

- 設計が悪い

マーク I 型をはじめ、検査がしにくい圧力容器の構造

- 圧力容器の製造方法が古い:

鍛造でなく、圧延した板を曲げて作っていたので、溶接線が多い

- 材質が悪い:

圧力容器鋼材に不純物(銅やリンなど)が多い開発初期のため、鋼材が不均質である疑いが大きい。

(例)ドイツのグンドレミンゲン原発(BWR、1966年運転開始、1977年廃炉)で廃炉後圧力容器を切り出したら異常脆化が見つかった。炉内監視試験片では分からず

# 廃炉へ向かう老朽化原発

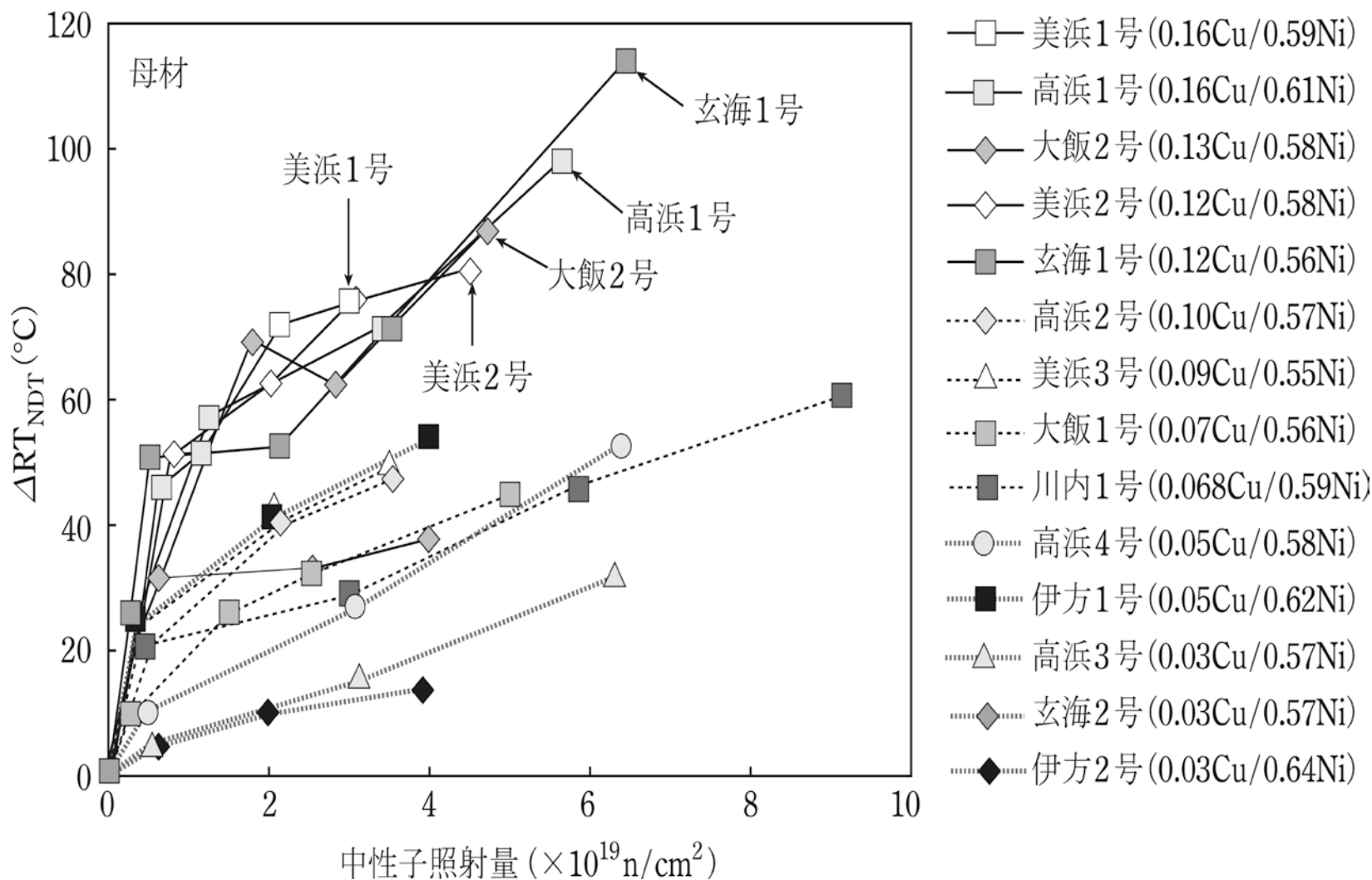
- 今年3月、廃炉が決まった原発
- 敦賀1号機(1970運転開始)
- 美浜1号機(1970)、2号機(1972)
- 島根1号機(1974)
- 玄海1号機(1975)
  
- 40年超延長を目論んでいる原発
- 高浜1号機(1974)、2号機(1975)、美浜3号機(1976)

# 高浜1号圧力容器はもっとも危険

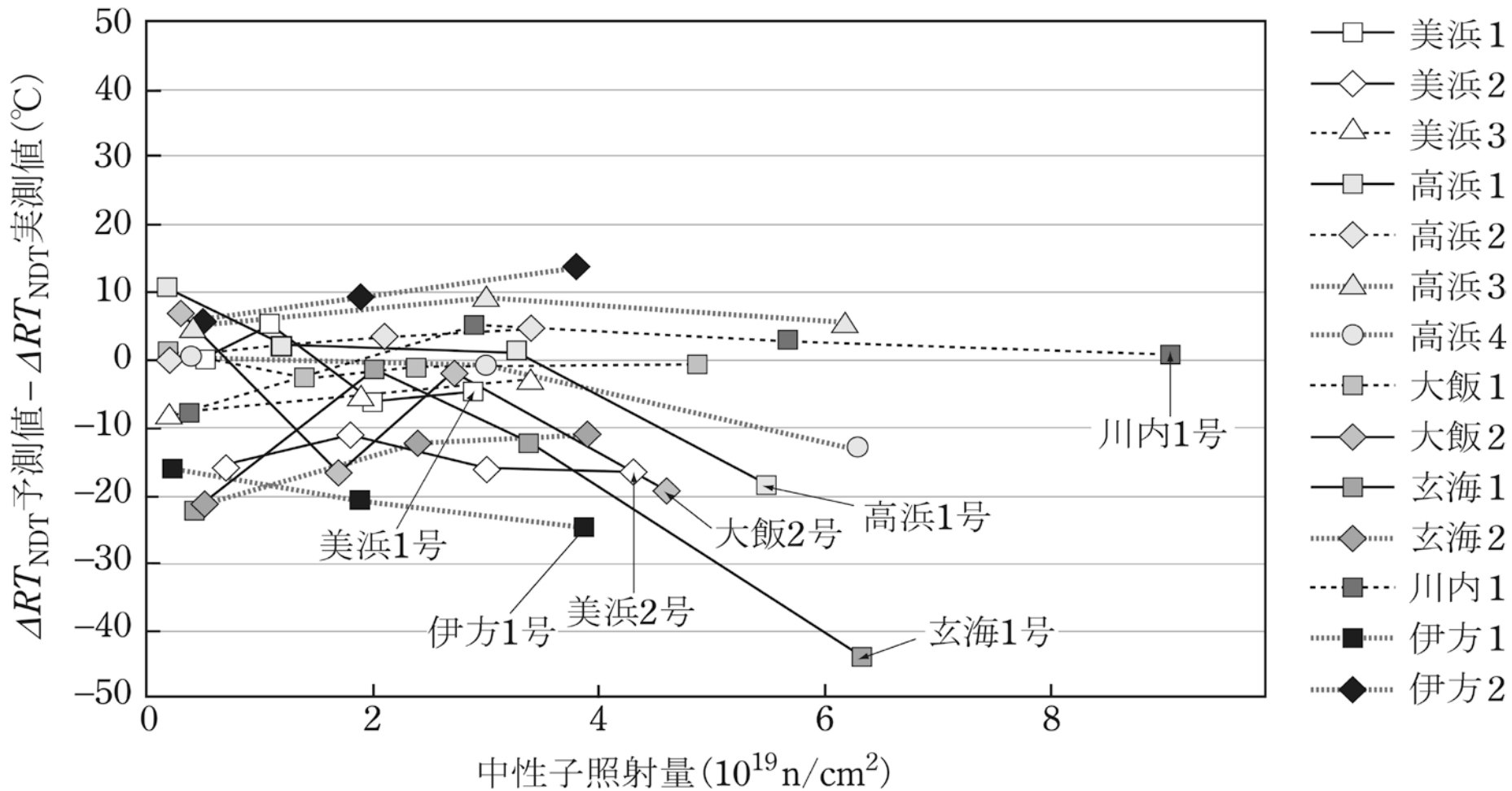
- 高浜1号機・・・99°C
- 福島第一1号機・・・50°C×
- この原発を寿命延長とは！
- 高浜2号機・・・44°C
- 玄海1号機・・・98°C×
- 高浜4号機・・・41°C(←59°C)
- 美浜2号機・・・86°C×
- 川内1号機・・・36°C
- 美浜1号機・・・81°C×
- 川内2号機・・・31°C
- 大飯2号機・・・70°C
- 伊方1号機・・・30°C
- 敦賀1号機・・・51°C×
- 美浜3号機・・・30°C

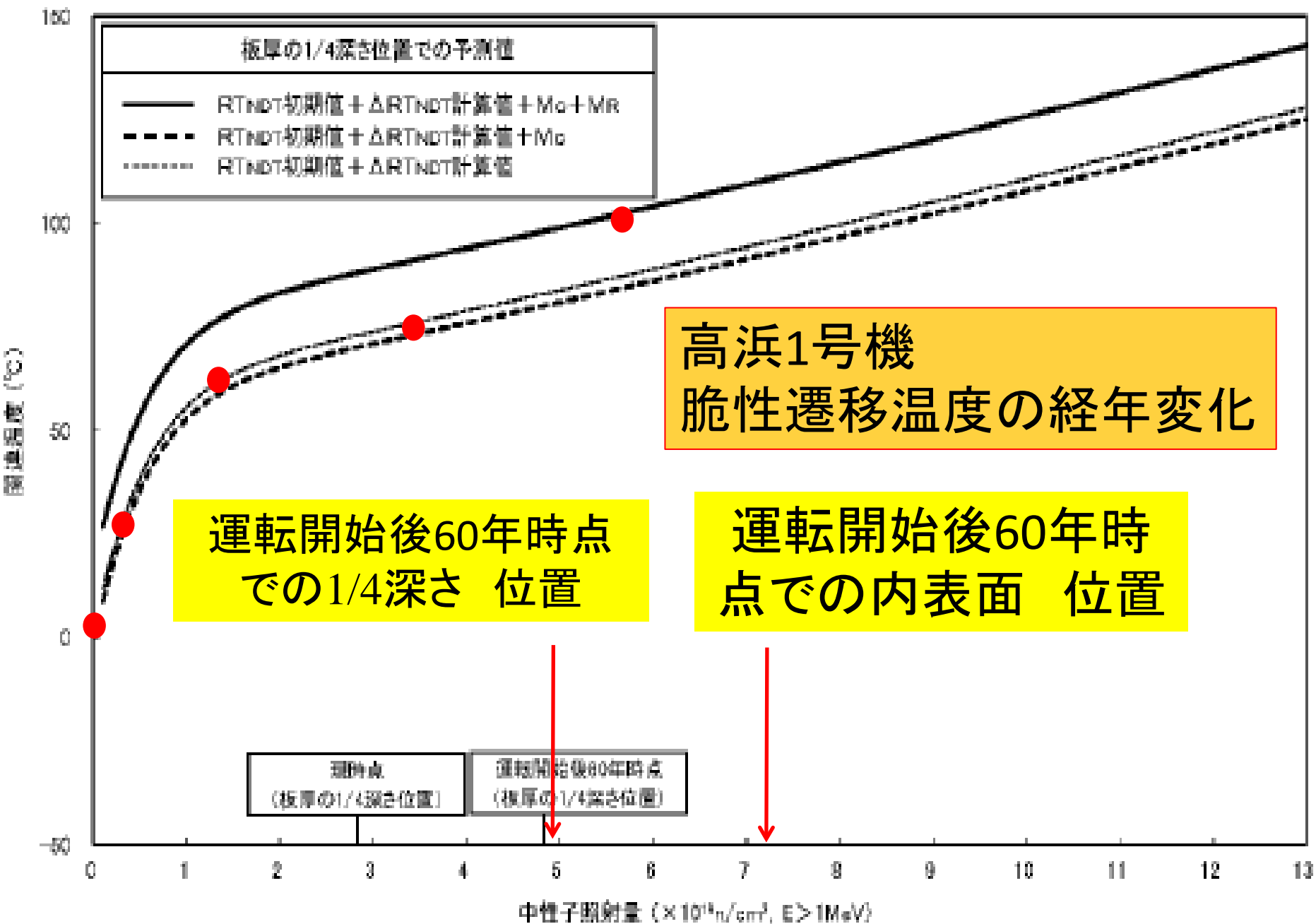
黒字×は、廃炉決定

# 脆性遷移温度上昇量 $\Delta T_{NDT}$



# 予測値と実測値のずれ





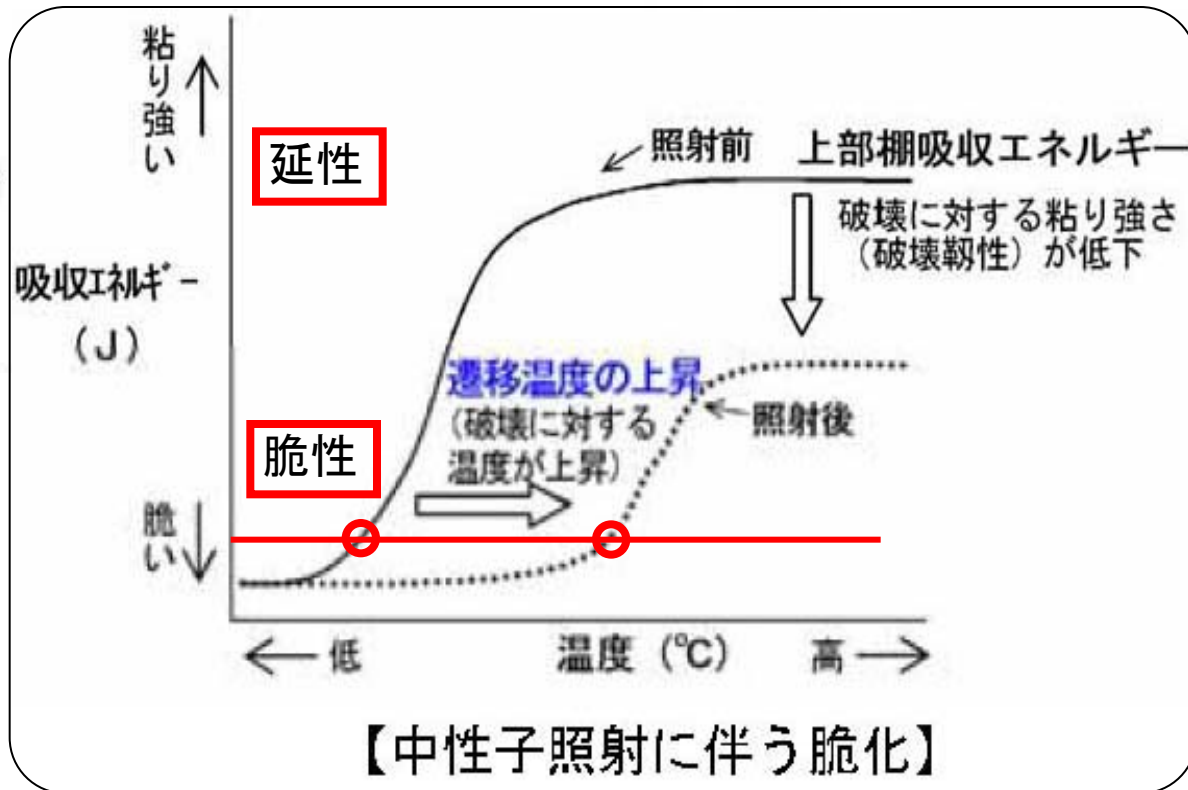
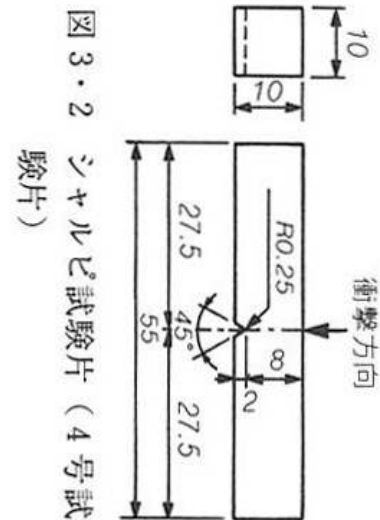
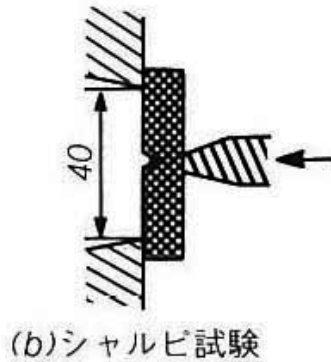
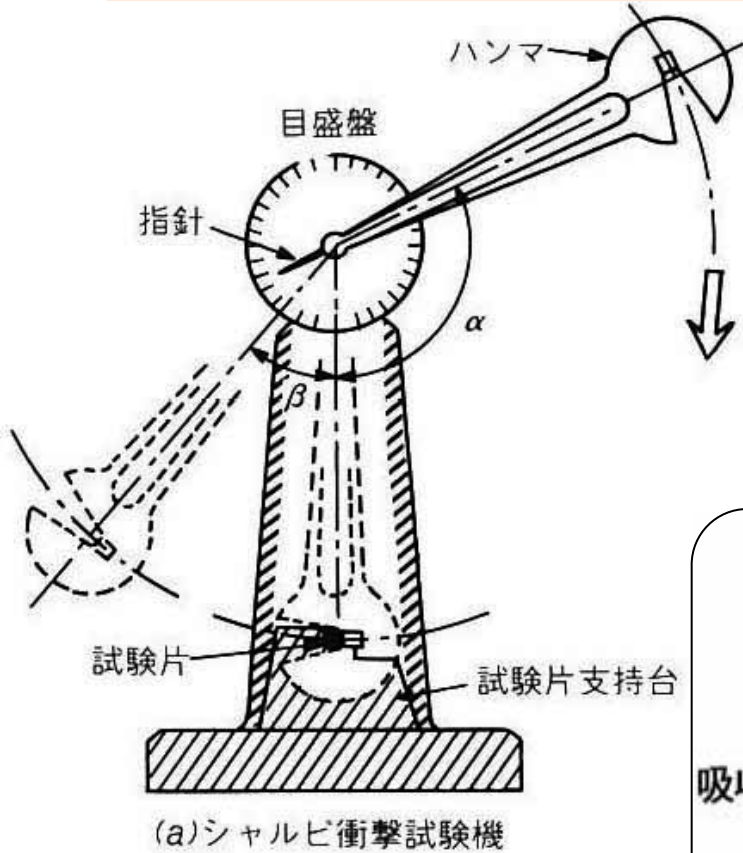
## Ⅱ 圧力容器の脆化予測法

# 圧力容器の脆化の監視①

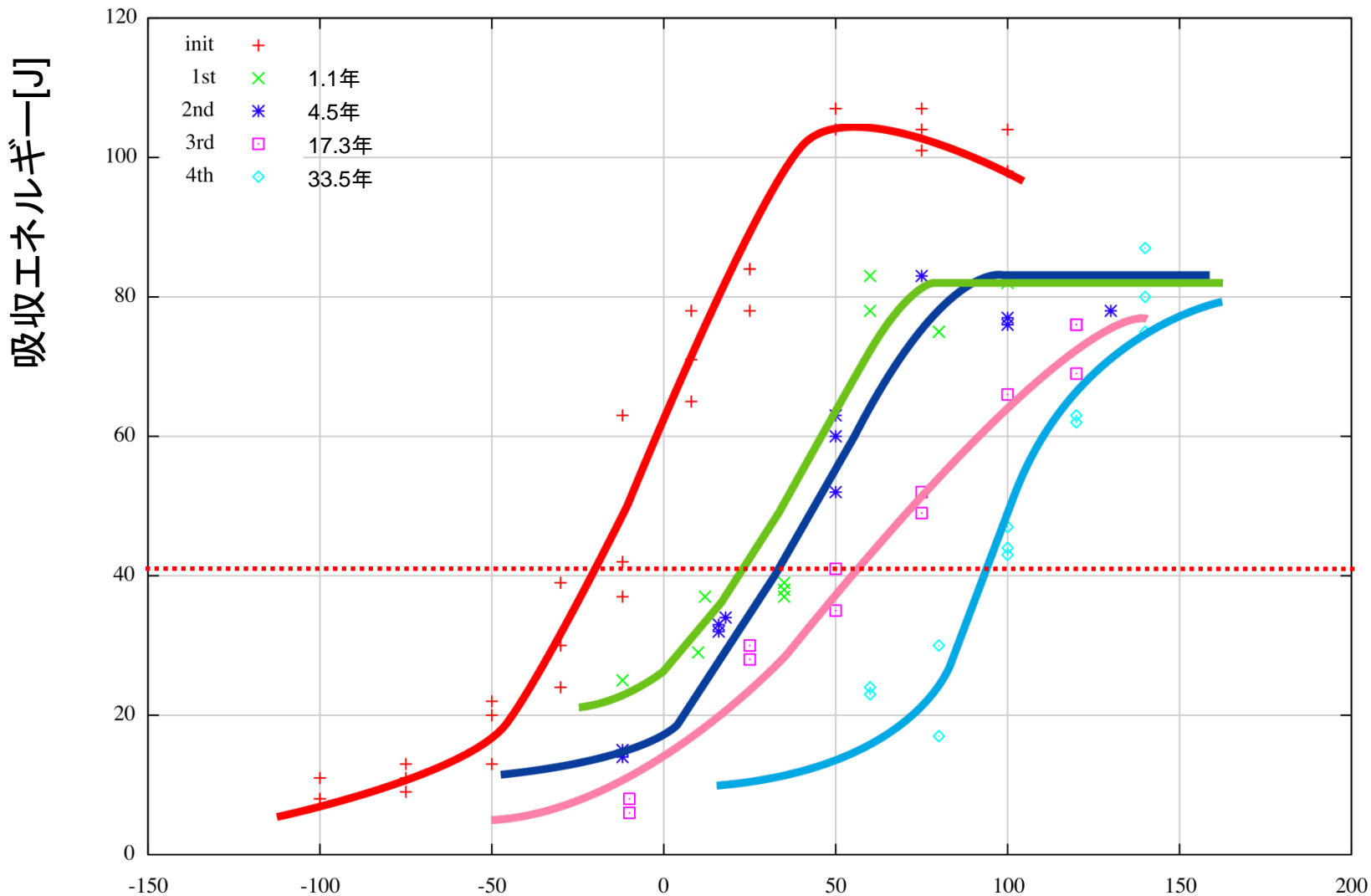
- 原子炉内に監視試験片を入れておく  
試験片・・・シャルピー、破壊靱性、引張用
- 定められた期間後に取出し、シャルピー試験で脆性遷移温度を調べる
- 脆化予測式と比較して、脆化予測をおこなう

# シャルピー衝撃試験

衝撃に対する強さをエネルギーで評価

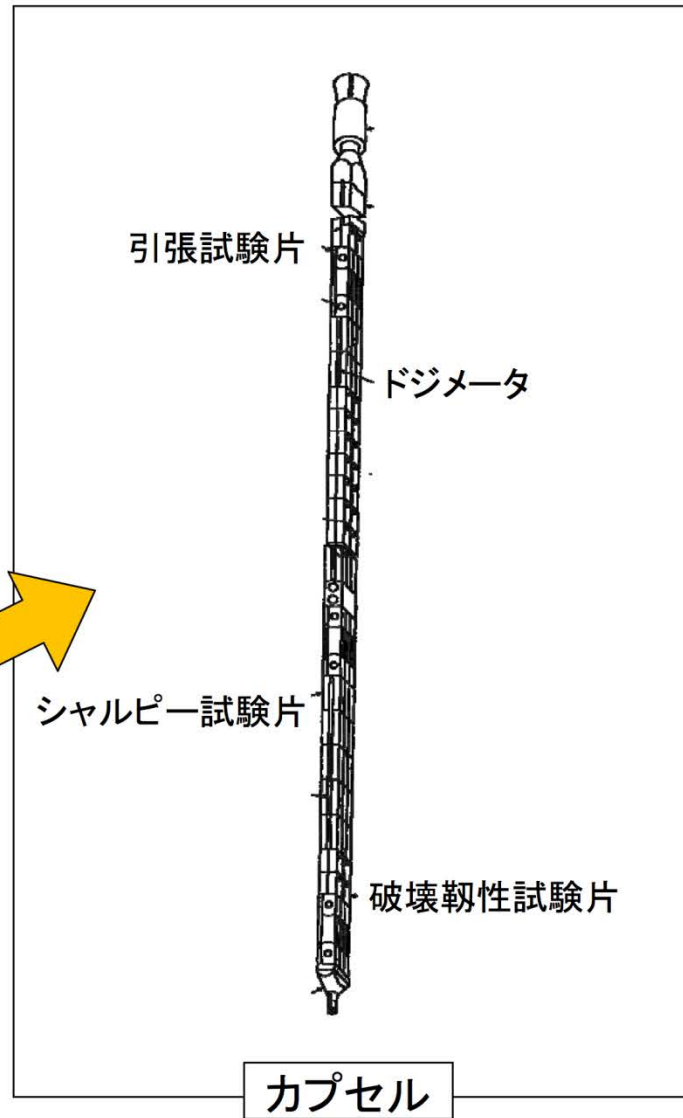
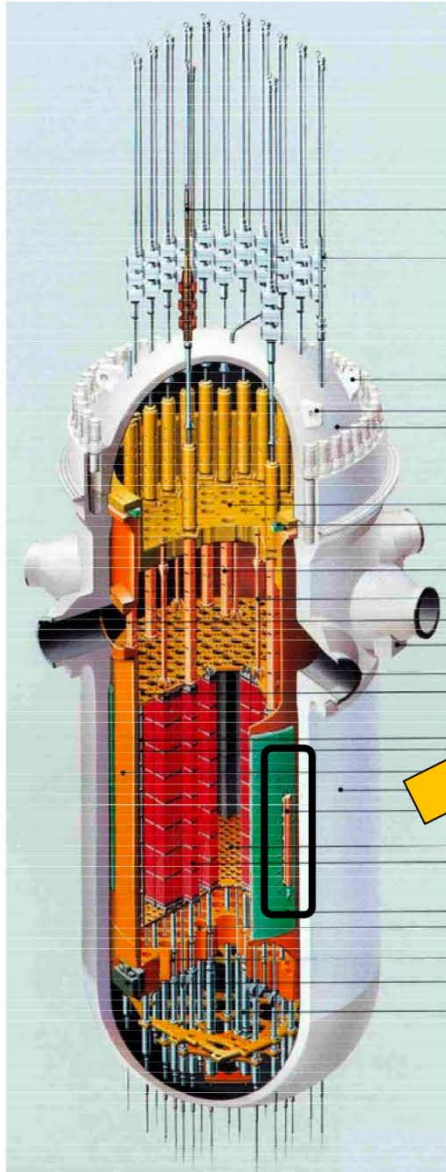


# 玄海1号炉のシャルピー衝撃試験結果(母材)

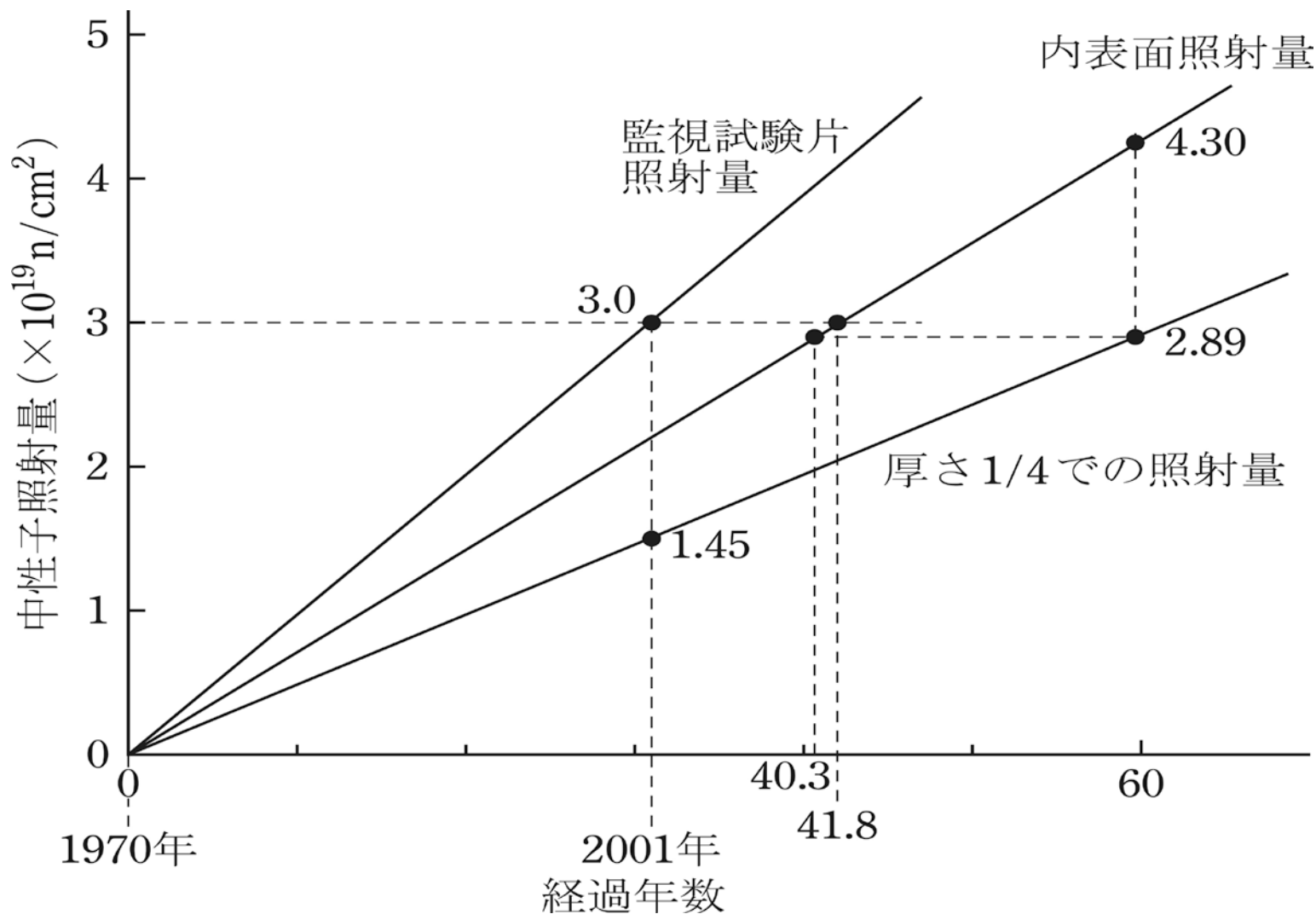


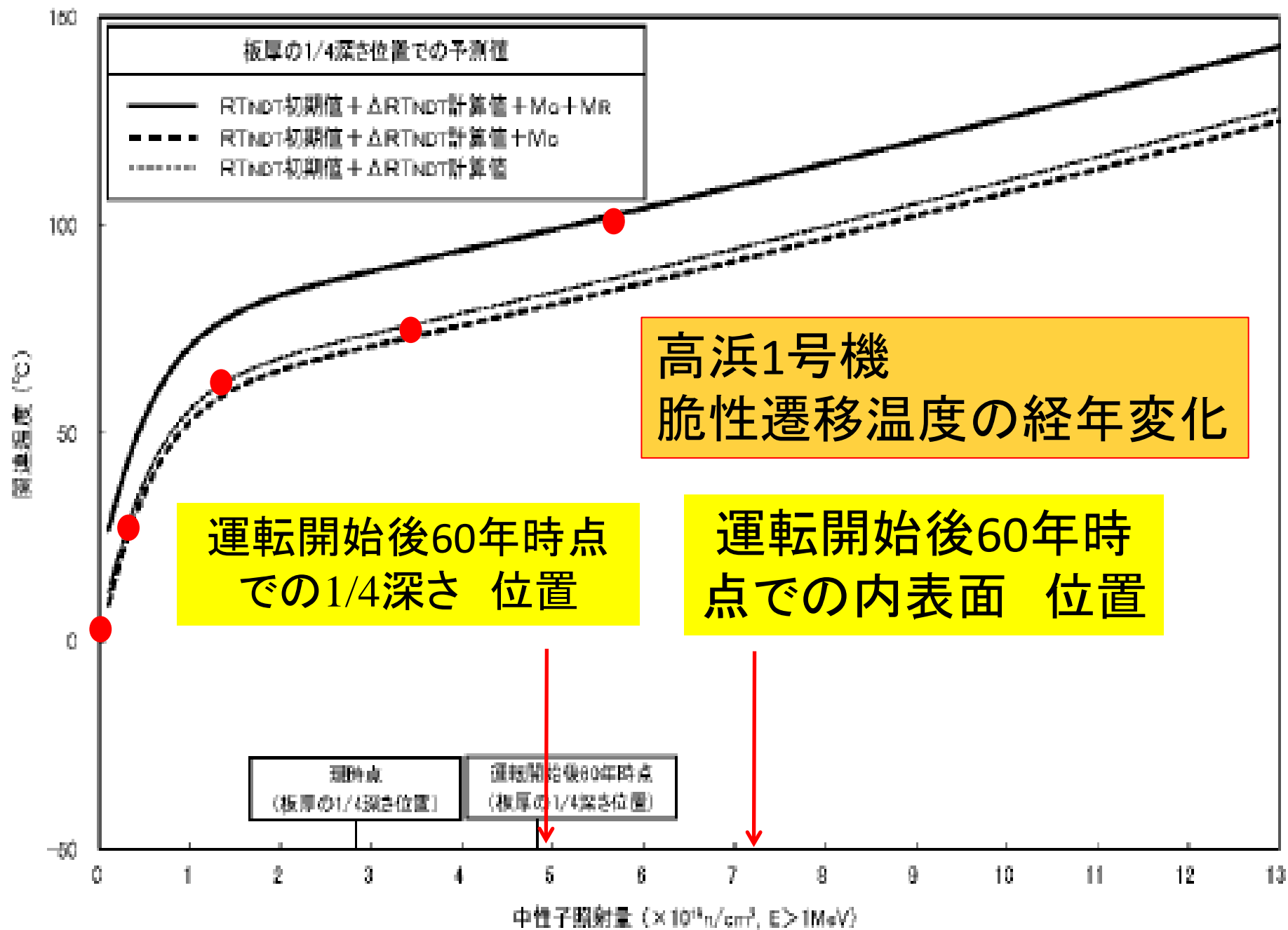
試験温度[°C]

# 監視試験片カプセル装荷位置(関西電力PWRの例)



# 圧力容器自体と監視試験片照射量との関係 (美浜1号機の例)





# 脆性遷移温度は何度まで許されるのか？

## 規程JEAC4206－2007における記述

「新設される原子炉压力容器炉心領域材料の破壊靱性は、以下の要求を満足すること。

「b. 相当運転期間における照射脆化を考慮に入れ、原子炉压力容器の内表面から板厚の1/4位置における $RT_{NDT}$ 調整値は $93^{\circ}\text{C}$  ( $200^{\circ}\text{F}$ )未満、上部吸収エネルギーは68J以上であること。」

- 既設原子炉を生かすため、ダブルスタンダードであることを臆面もなく明記！

## Ⅲ 加圧熱衝撃(PTS)評価

# 圧力容器の脆化の監視②

## 日本電気協会規程「原子力発電所用危機に対する破壊靱性の確認試験法」(JEAC4206-2007)

- 監視試験片の破壊靱性試験データおよび脆性遷移温度の上昇量から、破壊靱性遷移曲線( $K_{Ic}$ 曲線)を定める

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - T_p)]$$

- き裂先端の応力拡大係数 $K_I$ を計算し、PTS状態遷移曲線( $K_I$ 曲線)を求める。
- $K_I < K_{Ic}$ を確認

# 圧力容器はどのようなときに危険か？

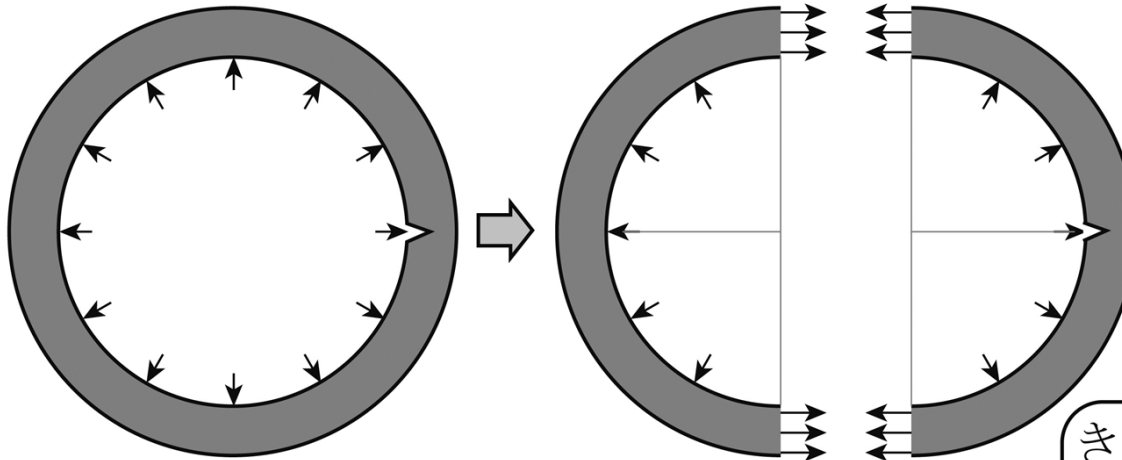
緊急炉心冷却 (Emergency Core Cooling System, ECCS)

- ⇒ 圧力容器の外壁と内壁に大きな温度差が発生し、内壁に引張応力がかかる
- ⇒ 小さなひび割れがあると、そこから一気に破断・破裂する恐れがある

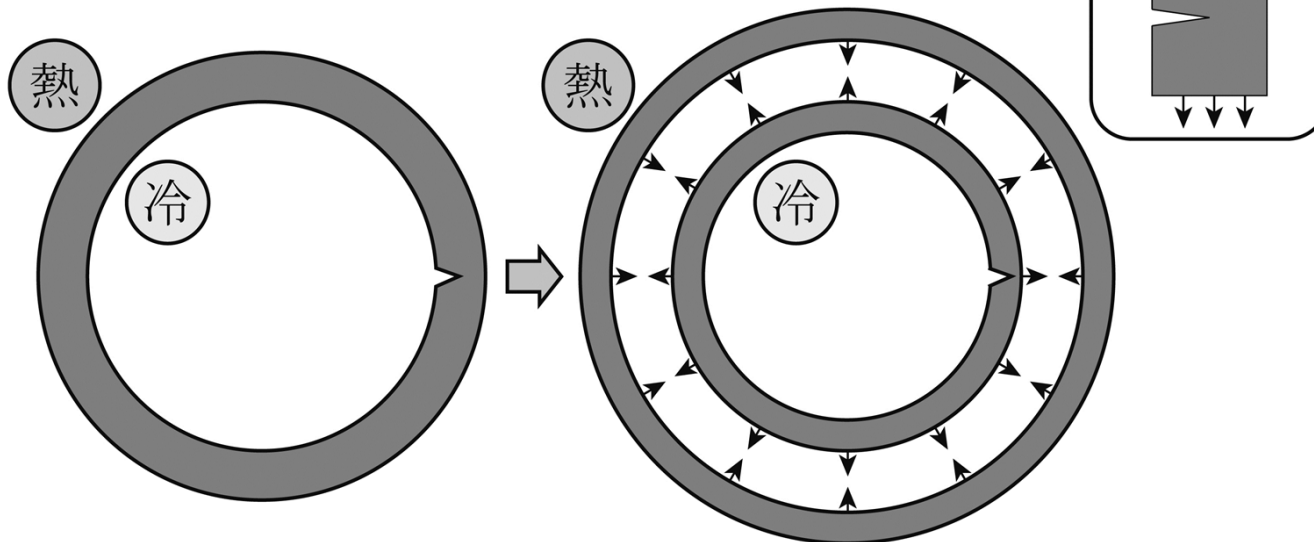
圧力容器が加圧熱衝撃 (PTS) に耐えられるかどうか評価する

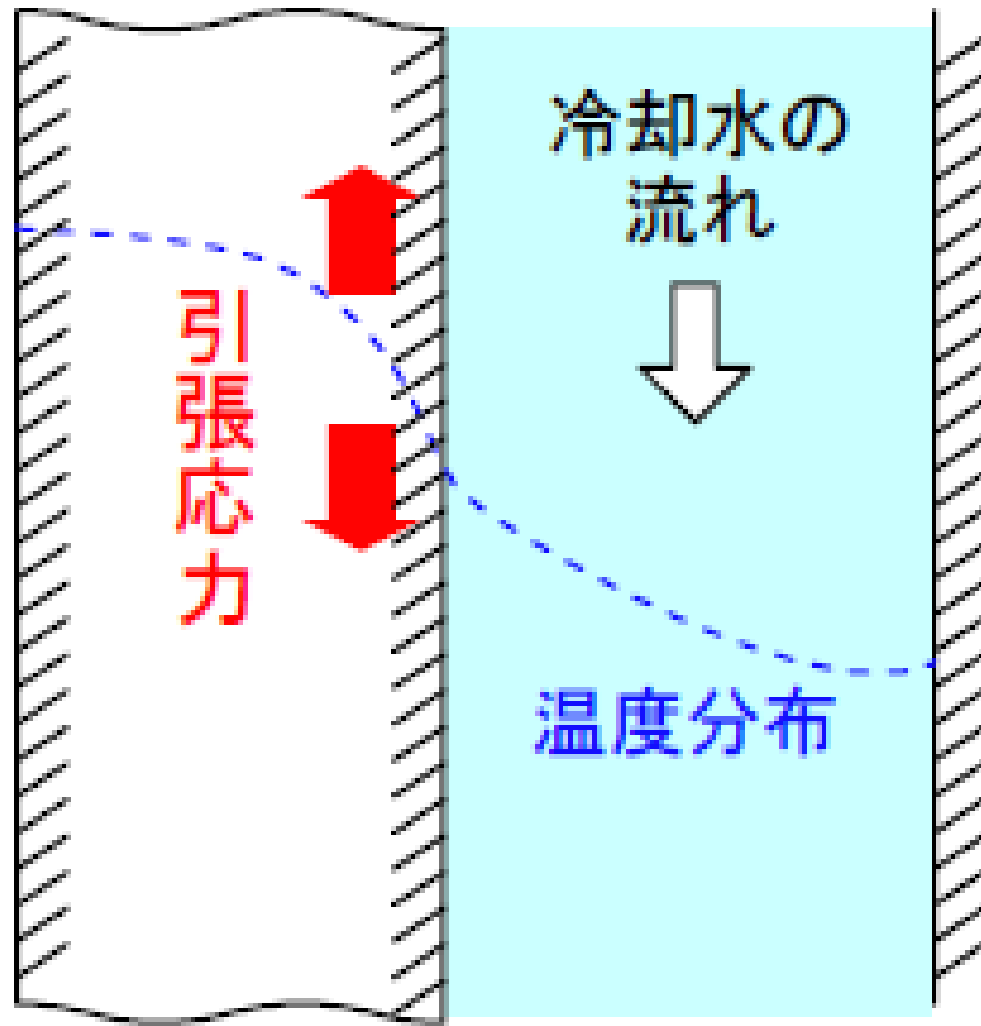
# 压力容器に作用する応力

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





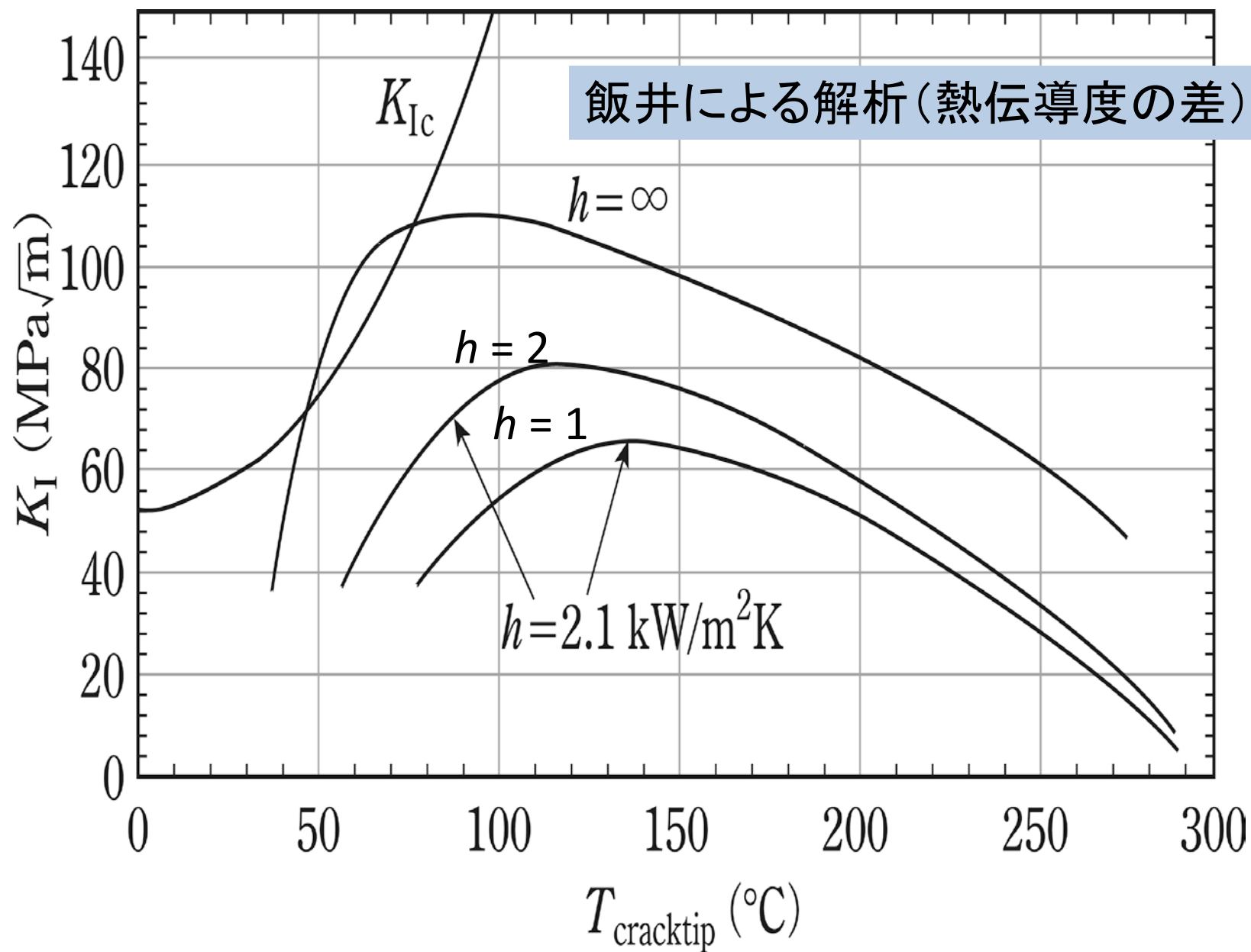
外側

内側

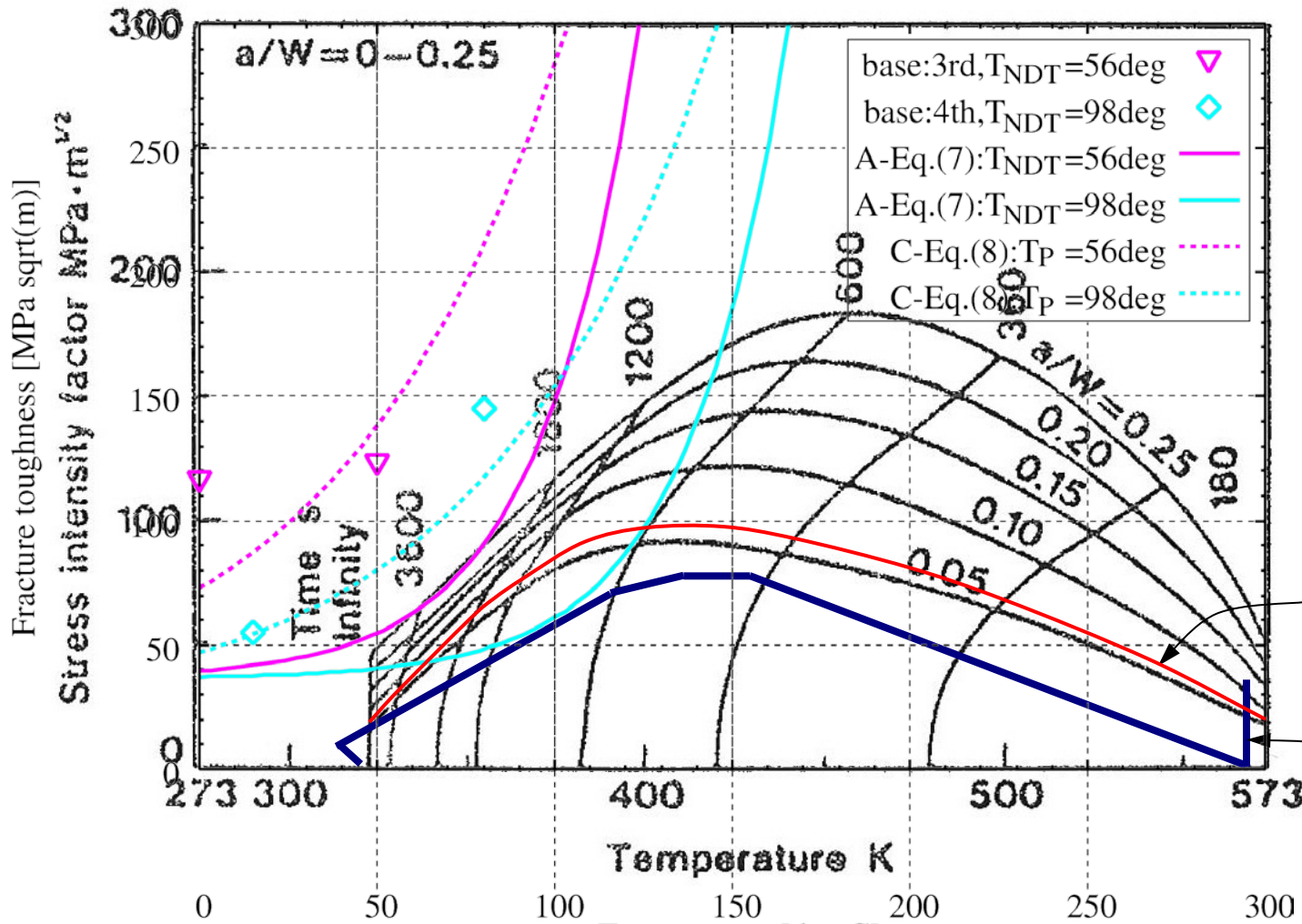
原子炉容器

# 熱応力の時間変化

- 圧力容器鋼材の厚さ方向の温度勾配により、内面(のき裂)に引張の熱応力がかかる
- 時間経過とともに、き裂先端の温度は下がるが、熱応力は大きくなる
- やがて、厚さ方向の温度勾配が小さくなり、熱応力は小さくなる
- 時間変化は、温度変化として表せる(次の図)
- **どのぐらいの熱応力が生じるかは、冷却水の温度、鋼材の熱伝導度、板厚などによって変わる**



# PTS評価: JEAC4206-2007附属書A(7)式と 松原・岡村の状態遷移曲線



JEAC4206-2007が  
想定する  
き裂深さは $a=10\text{mm}$ 、  
 $W=168\text{mm}$ なので  
 $a/W=0.06$   
(表面の長さは $60\text{mm}$ )

九電の示した $K_I$   
(大規模LOCAを  
想定していると  
思われる)

図 6 状態遷移曲線

日本機械学会論文集A編, vol.53, no.488, p.843-847,  
原子炉圧力容器の耐加圧熱衝撃健全性評価手法, 松原雅昭, 岡村弘之, 1987.

# 圧力容器の脆化の監視②

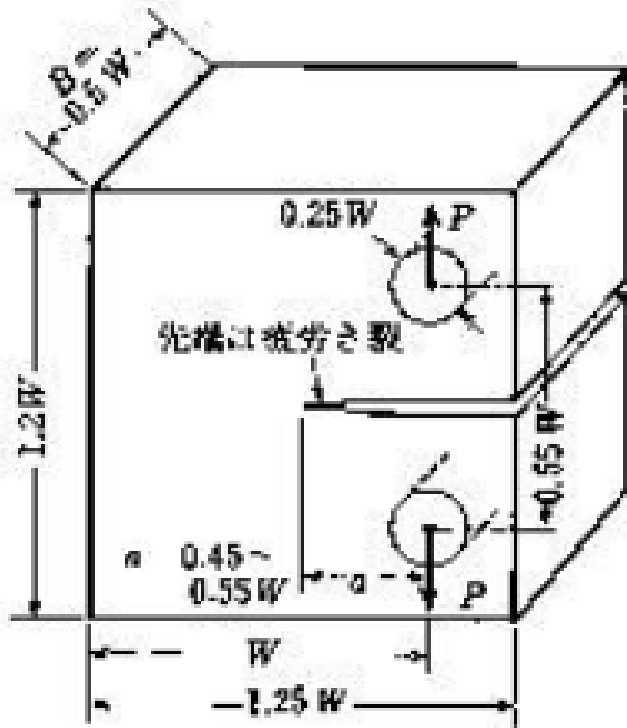
## 日本電気協会規程「原子力発電所用危機に対する破壊靱性の確認試験法」(JEAC4206-2007)

- 監視試験片の破壊靱性試験データおよび脆性遷移温度の上昇量から、破壊靱性遷移曲線( $K_{Ic}$ 曲線)を定める

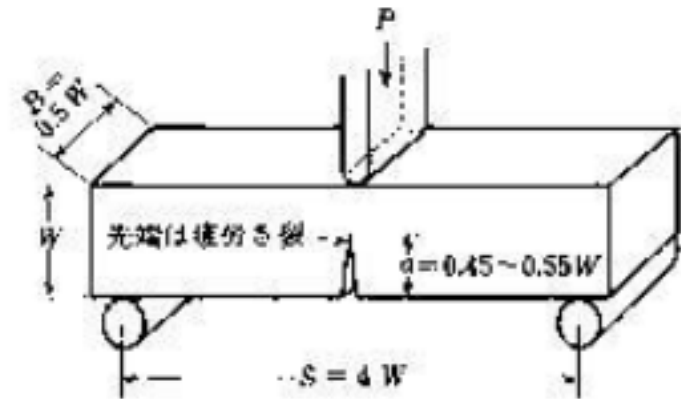
$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - T_p)]$$

- き裂先端の応力拡大係数 $K_I$ を計算し、PTS状態遷移曲線( $K_I$ 曲線)を求める。
- $K_I < K_{Ic}$ を確認

# 破壊靱性試験



コンパクト (CT) 試験片



3点曲げ試験片

$$K_I \geq K_{Ic}$$

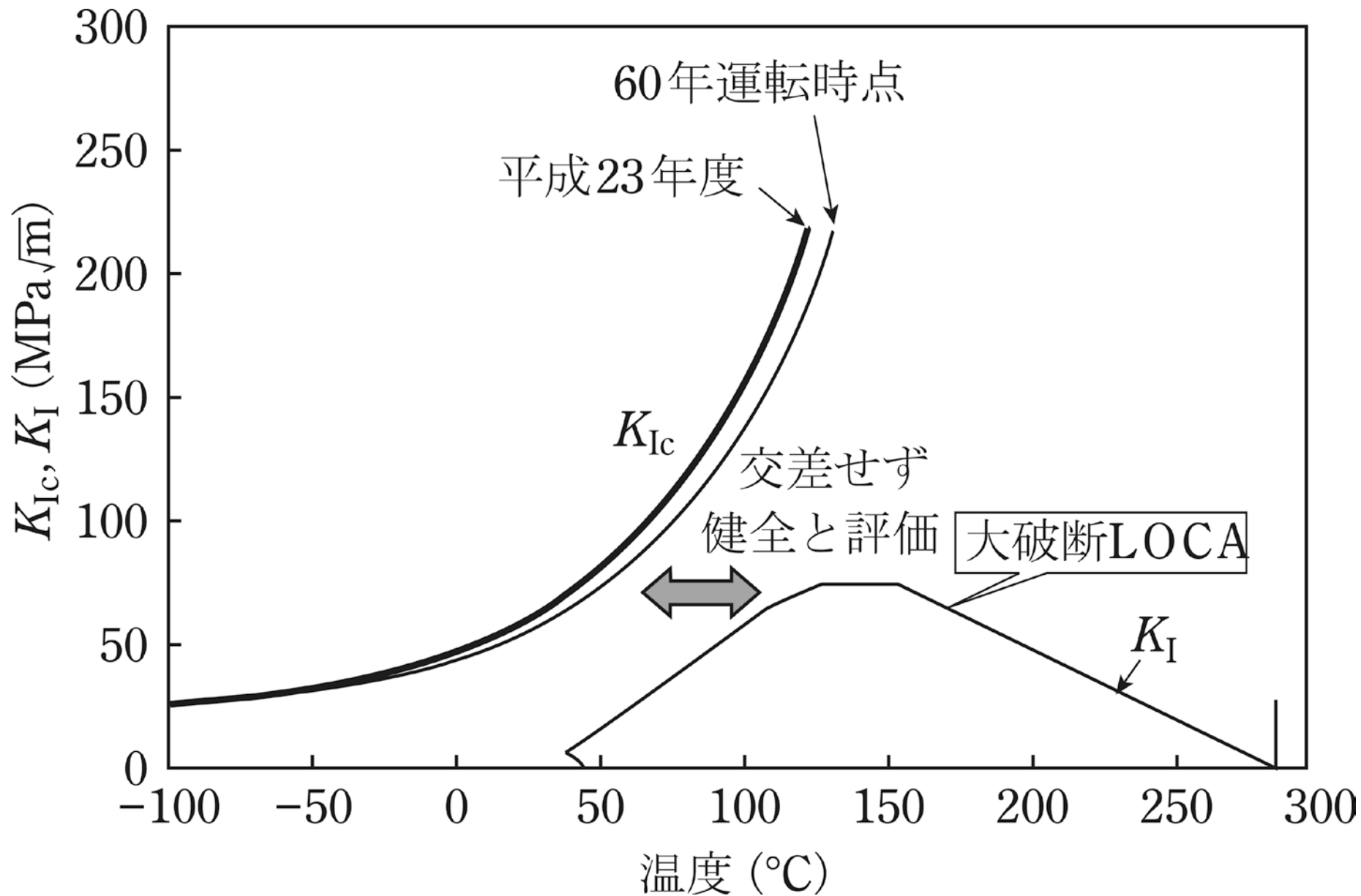
$K_I$  : き裂の応力拡大係数,

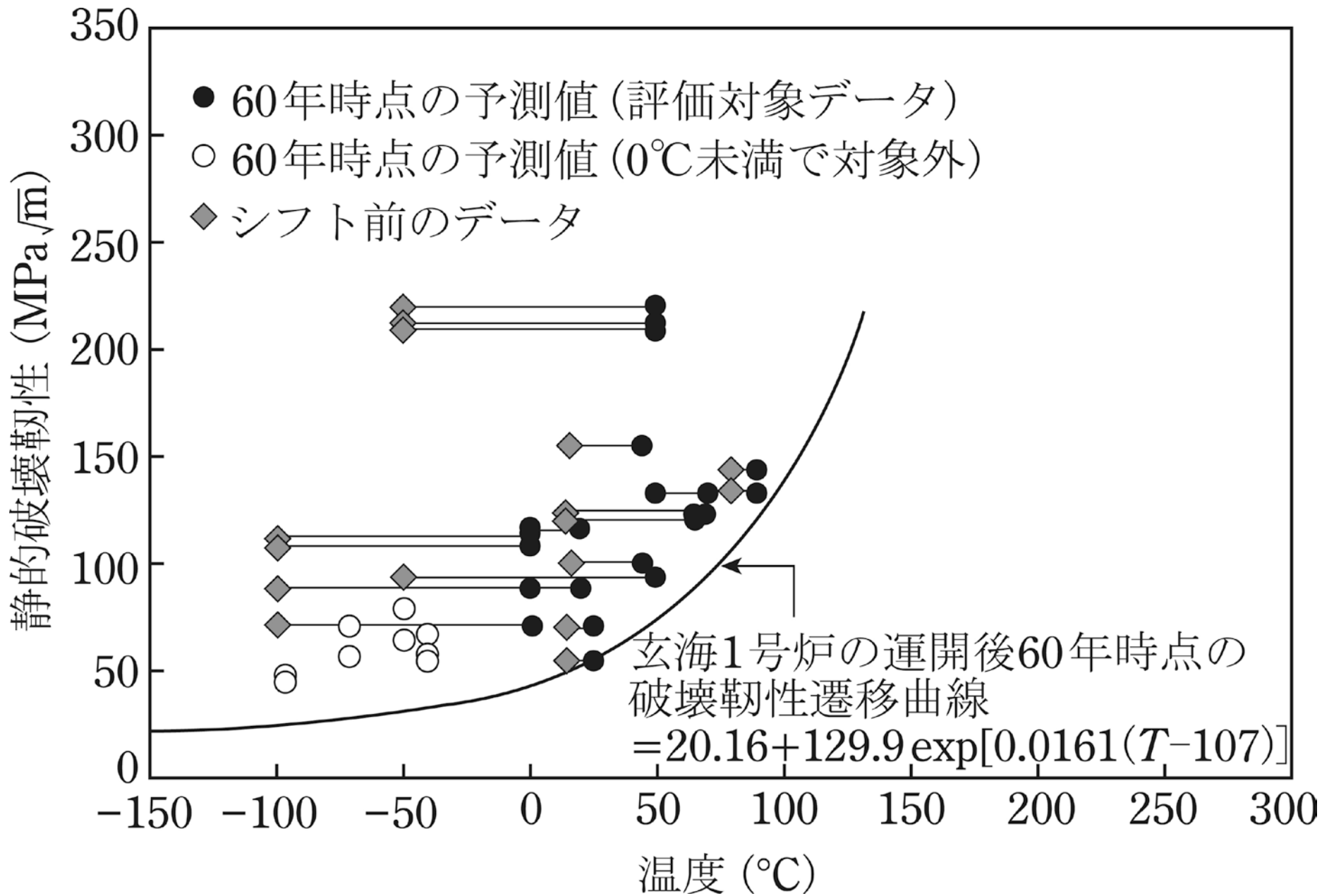
$K_{Ic}$  : 材料の破壊靱性値

# 破壊靱性遷移曲線 ( $K_{Ic}$ 曲線) の求め方

- 破壊靱性値は大きくばらつく(倍・半分)
- 測定値の下限から破壊靱性遷移曲線 ( $K_{Ic}$  曲線) を求める方法 (JEAC4206-2007で採用)
- 測定値の中央値を求め、破壊靱性値の信頼限界を示す方法 (マスターカーブ法で採用)。中央値が  $100\text{MPam}^{1/2}$  となる温度を  $T_0$  と定義する

玄海1号機のPTS評価(九州電力)





# 温度シフト量の決め方

- 破壊靱性値の温度シフト $\Delta T_0$ は脆性遷移温度シフト $\Delta T_{NDT}$ に等しいと仮定している

$$\Delta T_0 = \Delta T_{NDT}$$

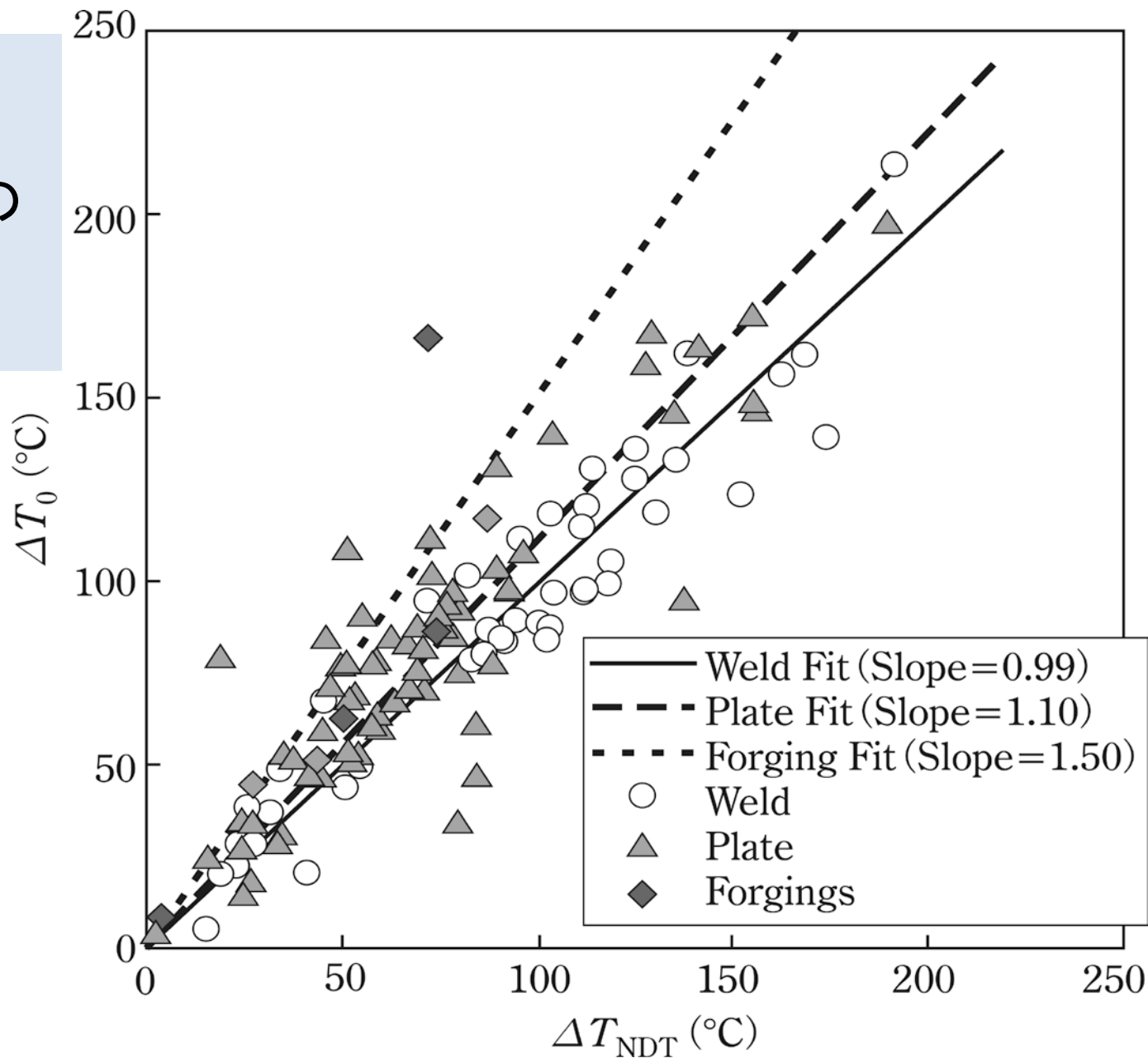
- しかし、最近の実験データでは、

$$\Delta T_0 > \Delta T_{NDT}$$

の傾向がみられる

- $\Delta T_{NDT}$ を使った破壊靱性値の温度シフトは過小評価になる

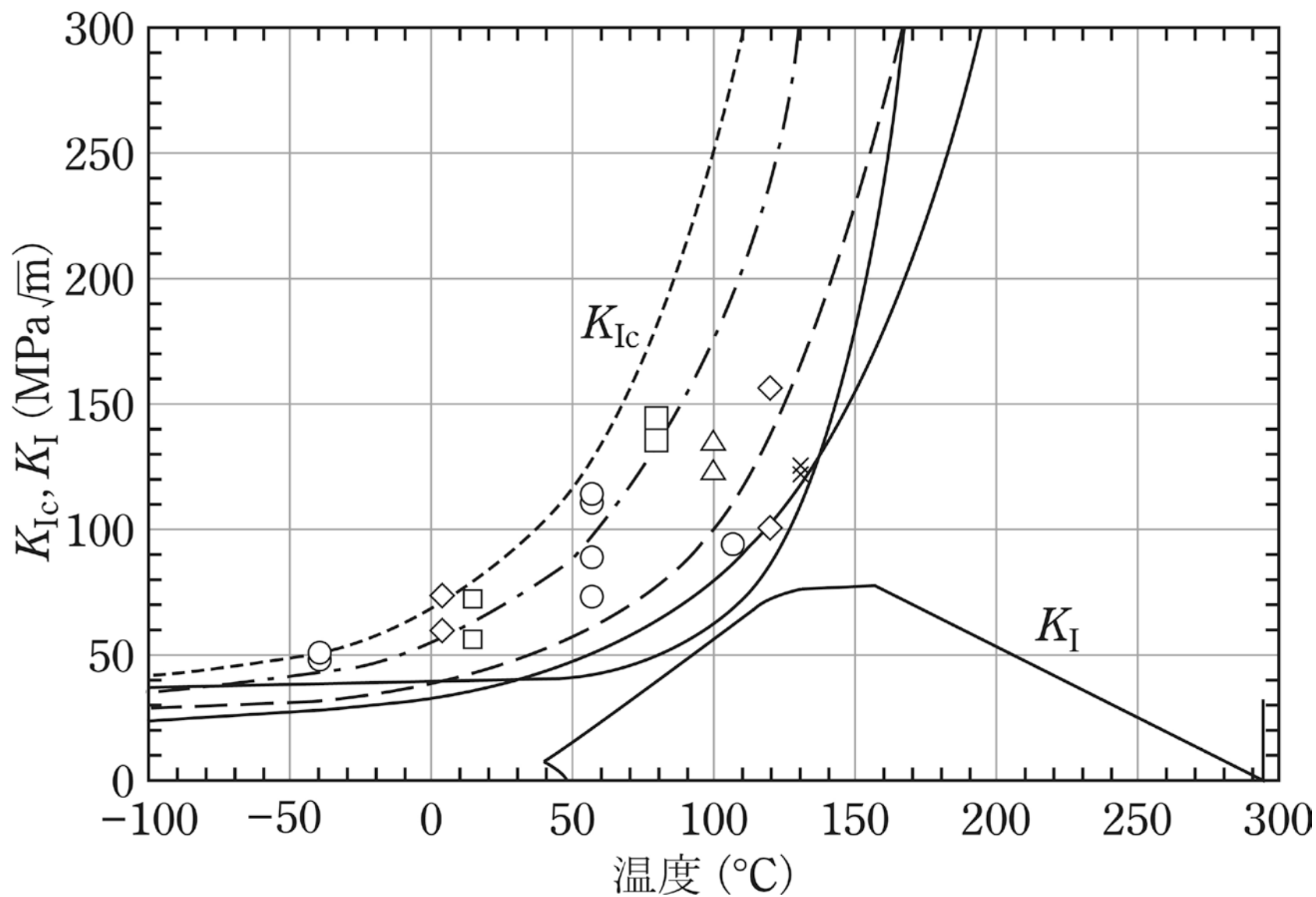
破壊靱性値の  
温度シフトと  
脆性遷移温度の  
シフトとの相関  
(NUREG-1807)



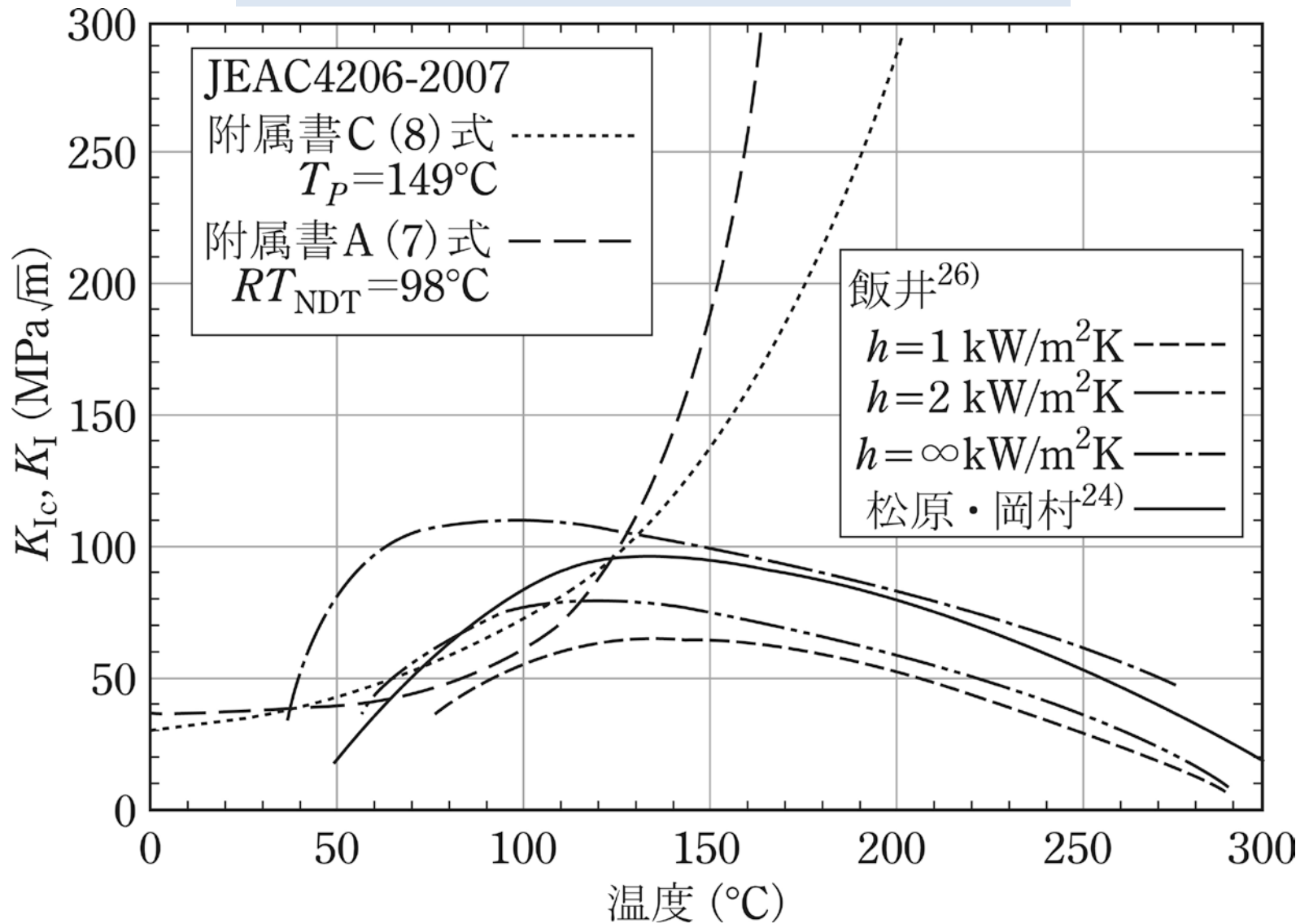
## 玄海1号機圧力容器についての解析結果

|   | 照射前   | 第1回   | 第2回   | 第3回  | 第4回  |
|---|-------|-------|-------|------|------|
| $T_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$        | 16    | 35    | 37    | 56   | 98   |
| $\Delta T_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$ | 114   | 63    | 61    | 42   | 0    |
| $T_0(^{\circ}\text{C})$                   | 97.1  | 55.5  | 43.4  | 11.2 | 60.0 |
| $\Delta T_0(^{\circ}\text{C})$            | 157.1 | 115.5 | 103.4 | 49.9 | 0    |

# 適正な温度シフトによるデータ点の再評価 (玄海1号機)



# 評価法の違いによるPTS曲線の違い



# 高浜1号機のPTS評価

- 「高経年化技術評価書(40年)」には、「冷温停止状態が維持されることを前提とした評価」とあり、PTS評価は記されていない
- 「高経年化技術評価書(30年)」(2003年12月)でのPTS評価(次のスライド)は、2009年の脆性遷移温度データ99°Cは反映されていない。データも公開されていない

# 高浜1号機PTS評価(30年)

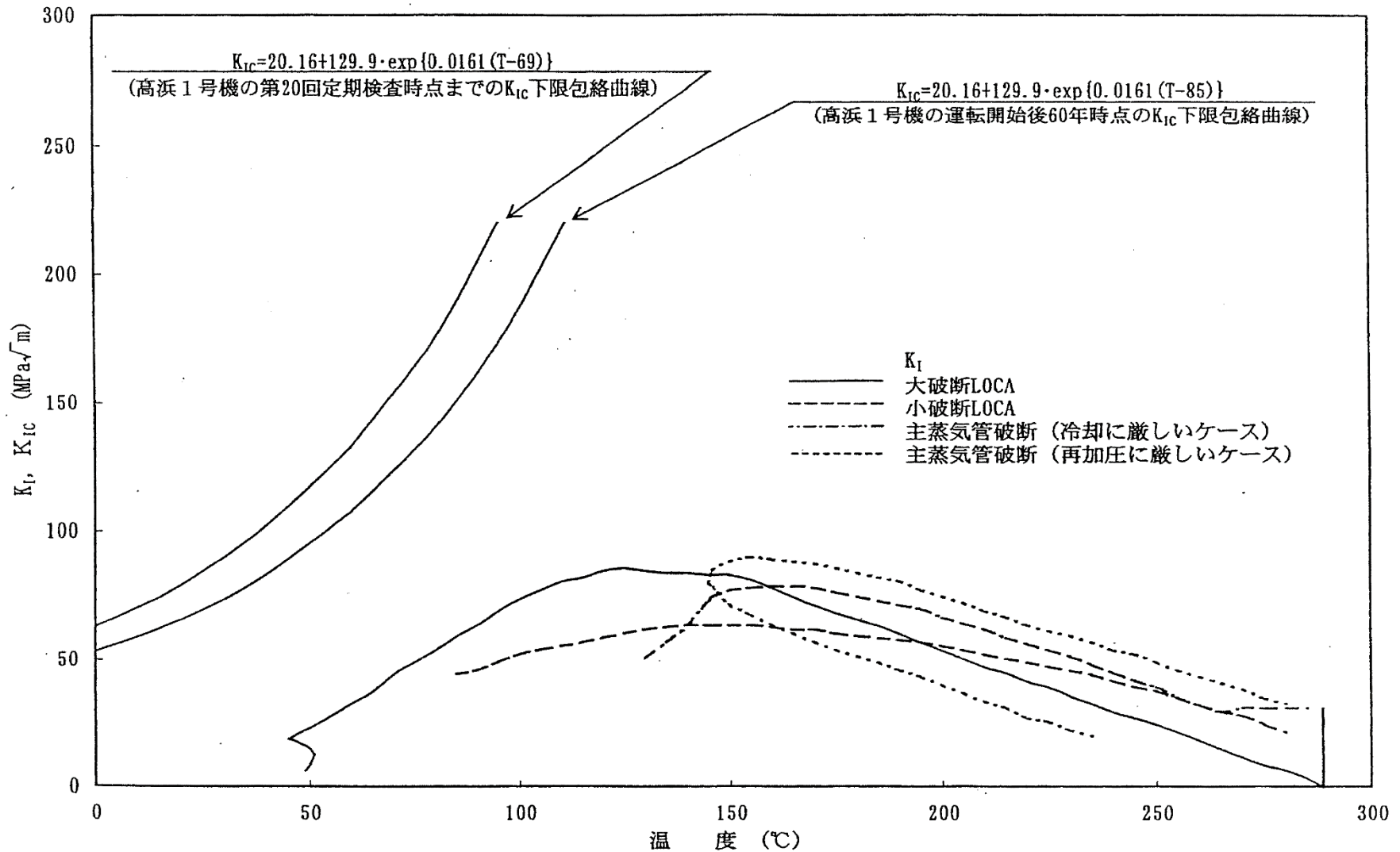


図2.3-4 高浜1号機 原子炉容器胴部(炉心領域部)中性子照射脆化に対するPTS評価結果

# PTS評価の問題点

- 破壊靱性試験には大きな不確実性(倍・半分)が含まれている。破壊靱性値の温度シフトも過小評価になっている。よって、破壊靱性遷移曲線( $K_{Ic}$ 曲線)はより厳しく設定せねばならない
- PTS状態遷移曲線( $K_I$ 曲線)の求め方にも任意性が入る
- JEAC4206(決定論)での判定は疑問。米国ではマスターカーブ法に依拠して信頼性区間を示す方法がとられている

## IV 原発の寿命延長

# 米国の原発寿命（運転認可期間）

- 「米国原子力法」(Atomic Energy Act of 1954)・・・**原発の運転ライセンスは40年と定められた**
- 「連邦行政規則集」(Code of Federal Regulations ; CFR)の第10巻(10CFR)Part54「原子力発電運転認可更新規則」(REQUIREMENTS FOR RENEWAL OF OPERATING LICENSES FOR NUCLEAR POWER PLANTS)・・・**最長20年運転延長可(1995年)**

# 現在の法的枠組み

## 原子炉等規制法(2012年6月27日改正)

- 第43条3の32:「・・・運転期間は設置検査に合格した日から**40年**」、「・・・満了に際し、**一回に限り延長できる**」、「**20年を超えない期間**」

## 実用炉設置・運転規則(2014年2月28日最終改正)

- 第82条:「運転開始30年までに経年劣化に関する技術評価を行い、10年間の保守管理方針を策定」
- 第113条:「**満了前1年以上1年3か月以内に申請書を提出**」「**設備劣化状況に関する点検結果を添付**」

## 特別点検の内容

### (1) PWRプラントの特別点検の対象設備・部位、点検方法

| 対象設備      | 対象部位   | 点検方法   | 現在の点検方法                      |
|-----------|--|--|------------------------------|
| 原子炉容器     | ・母材及び溶接部（炉心領域100%）   | ・超音波探傷検査（UT）による欠陥の有無の確認  | ・溶接部のみ UT を実施                |
|           | ・一次冷却材ノズルコーナー部（最も疲労損傷係数が高い部位）                              | ・表面検査又は渦流探傷試験による割れの有無の確認   | ・UT 検査実施                     |
|           | ・炉内計装筒（BMI）（全数）等   | ・MVT-1 <sup>*1</sup> による当該溶接部の割れの有無の確認及び BMI 内表面の表面検査又は渦流探傷試験による欠陥の有無の確認 | ・漏えい試験及びペアメタル検査実施            |
| 原子炉格納容器   | ・原子炉格納容器鋼板（接近できる全検査可能範囲）<br>・プレストレスコンクリート製原子炉格納容器          | ・目視による塗膜状態の確認<br><br>・コアサンプリングによる強度、中性化、塩分浸透の確認                          | ・漏えい率試験等<br><br>・目視及び非破壊検査実施 |
| コンクリート構造物 | ・原子炉設備の安全性を確保するための機能 <sup>*2</sup> を有するコンクリート構造物（一次遮へい壁 等） | ・コアサンプリングによる強度、中性化、塩分浸透の確認   | ・目視及び非破壊検査実施                 |

\* 1 : MVT-1 (0.025mm 幅のワイヤの識別ができるカメラによる目視検査)

\* 2 : 支持機能、遮へい機能、漏えい防止機能等

## (2) BWRプラントの特別点検の対象設備・部位、点検方法

| 対象設備      | 対象部位  | 点検方法  | 現在の点検方法                    |
|-----------|---|---|----------------------------|
| 原子炉圧力容器   | ・母材及び溶接部（炉心領域、接近できる全検査可能範囲）   | ・ UT による欠陥の有無の確認                                    | ・ 溶接部の一部の UT を実施           |
|           | ・ 一次冷却材ノズルコーナ一部（最も疲労損傷係数が高い部位）  | ・ 表面検査又は渦流探傷試験による割れの有無の確認                           | ・ UT 検査実施                  |
|           | ・ 制御棒駆動機構（CRD）スタブチューブ、炉内計装設備  | ・ MVT-1* <sup>1</sup> による当該溶接部の割れの有無の確認及びハウジング      | ・ 漏えい試験実施                  |
| 原子炉圧力容器   | （ICM）ハウジング（全数）等   | 内表面の表面検査又は渦流探傷試験による欠陥の有無の確認                         |                            |
|           | ・ 基礎ボルト（全数）   | ・ UT によるボルト内部に異常がないことの確認                            | ・ 外観目視検査実施                 |
| 原子炉格納容器   | ・ サプレッションチャンバベント管及びベント管ベローズ（Mark I、Mark I 改）                                  | ・ MVT-1* <sup>1</sup> による当該全面の表面検査による有害な欠陥や亀裂の有無の確認 | ・ 外観目視検査実施                 |
|           | ・ 原子炉格納容器鋼板（接近できる全検査可能範囲）<br>・ 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器                               | ・ 目視による塗膜状態の確認<br>・ コアサンプリングによる強度、中性化、塩分浸透の確認       | ・ 漏えい率試験等<br>・ 目視及び非破壊検査実施 |
| コンクリート構造物 | ・ 原子炉設備の安全性を確保するための機能* <sup>2</sup> を有するコンクリート構造物（原子炉圧力容器ペDESTAL又はこれに準ずる部位 等） | ・ コアサンプリングによる強度、中性化、塩分浸透の確認                         | ・ 目視及び非破壊検査実施              |

# ベルギー炉でのひび割れ問題

- 全世界で435基運転中。平均年数28.5年(2014年半ばで)、30年以上170基、40年以上39基
- ベルギーの**ドール原発3号機**(1982年-)と**チアンジェ原発2号機**(1983年-)で圧力容器に多数のひび割れが見つかり運転停止中(2012年夏、2014年3月-)。製造時の水素フレークと照射が原因か。
- 他の国は大丈夫か？日本は溶接線以外の内面は検査してこなかったのを見つかりようがない

# 規制委員会への要求

- **日本電気協会**は、民間規格を作成する資格があるのか？

新設炉のみ93°Cの上限を設けたことは、  
事業者に配慮したダブルスタンダード

- **高浜1号機・2号機の寿命延長審査に当たり、関西電力に、①監視試験生データをすべて公開すること、②PTS評価プロセスを追跡できるように計算に用いた数値を公開することを求める**

# 参考文献

- 井野博満、「原発の経年劣化—中性子照射脆化を中心に—」、
- 前篇：『金属』, Vol.83 (2013), No.2, pp.141-148
- 中篇：『金属』, Vol.83 (2013), No.3, pp.251-260
- 後篇：『金属』, Vol.83 (2013), No.4, pp.343-350
-

ご清聴ありがとうございました