

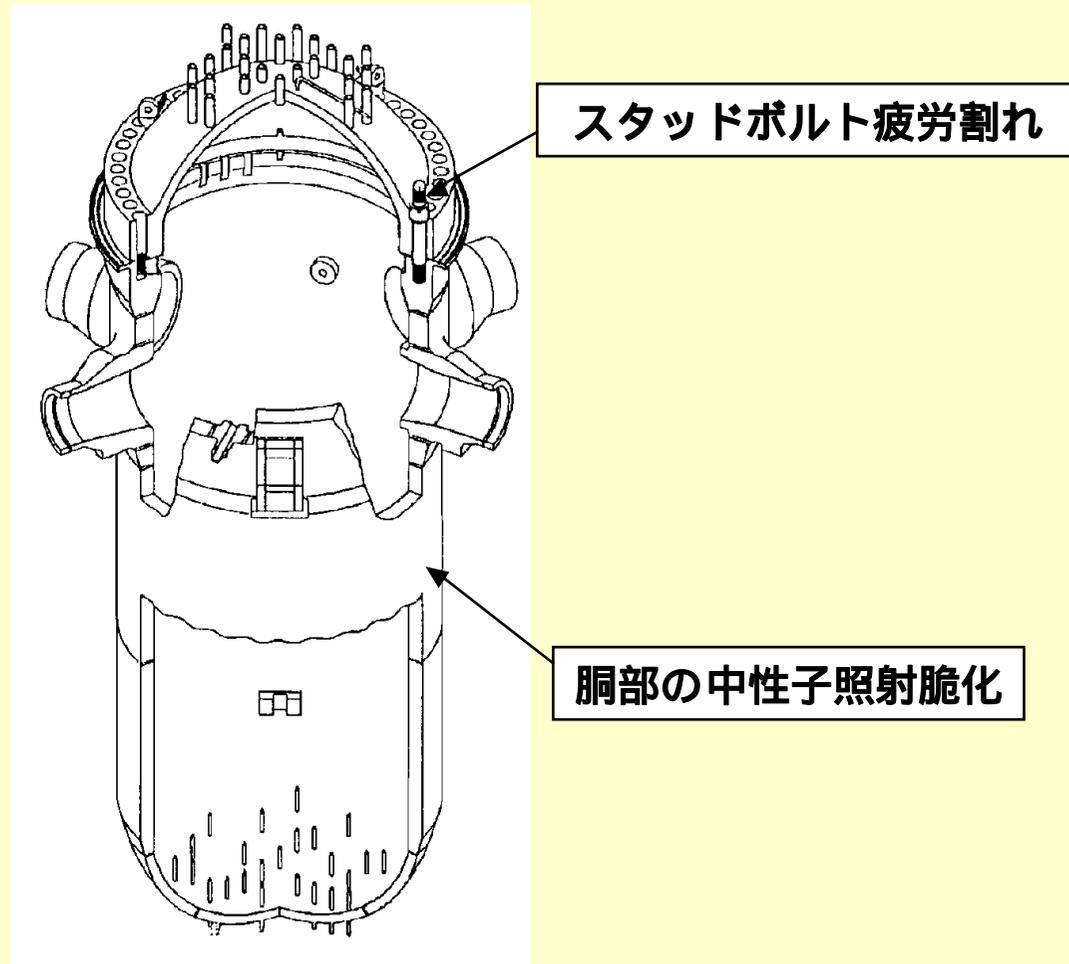
運転開始以降に実施した主な改善(1/2)

| 事 象 | 実施事項 | 改善対象 | 実施時期 |
|------------------|-------------------------------------|--|---|
| 応力腐食割れ (SCC), 摩耗 | 蒸気発生器取替 | 伝熱管振止め金具部摩耗減肉及び管板拡管部SCC対策 (材料: ニッケル基合金) | 第17回定期検査時 (1997~1998年度) |
| 応力腐食割れ (SCC) | 低圧タービンロータ取替 | 円板翼溝部のSCC対策 | 第17回定期検査時 (1997~1998年度) |
| | 1次系配管取替 | 酸素型SCC(海外事例)及び塩化物SCC対策 (材料: ステンレス鋼) | 第18回定期検査時 (1999年度) ~ 第23回定期検査時 (2005年度) |
| | 原子炉容器上部ふた取替 | 管台部PWSCC(海外事例)対策 (材料: ニッケル基合金) | 第19回定期検査時 (2000年度) |
| | 炉内構造物取替 | バッフルフォーマボルト照射誘起型SCC(海外事例)対策 (材料: ステンレス鋼) | 第22回定期検査時 (2004年度) |
| | 炉内計装筒母材部等のレーザーピーニング | インコネル600合金溶接部PWSCC(海外事例)対策 (材料: ニッケル基合金) | 第22回定期検査時 (2004年度) |
| | 冷却材出口管台と冷却材出口管台セーフエンドとの溶接継手内面クラッキング | インコネル600合金溶接部PWSCC(海外事例)対策 (材料: ニッケル基合金) | 第22回定期検査時 (2004年度) |
| | 加圧器サージ用管台のスプールピース取替 | インコネル600合金溶接部PWSCC(海外事例)対策 (材料: ニッケル基合金) | 第23回定期検査時 (2005~2006年度) |

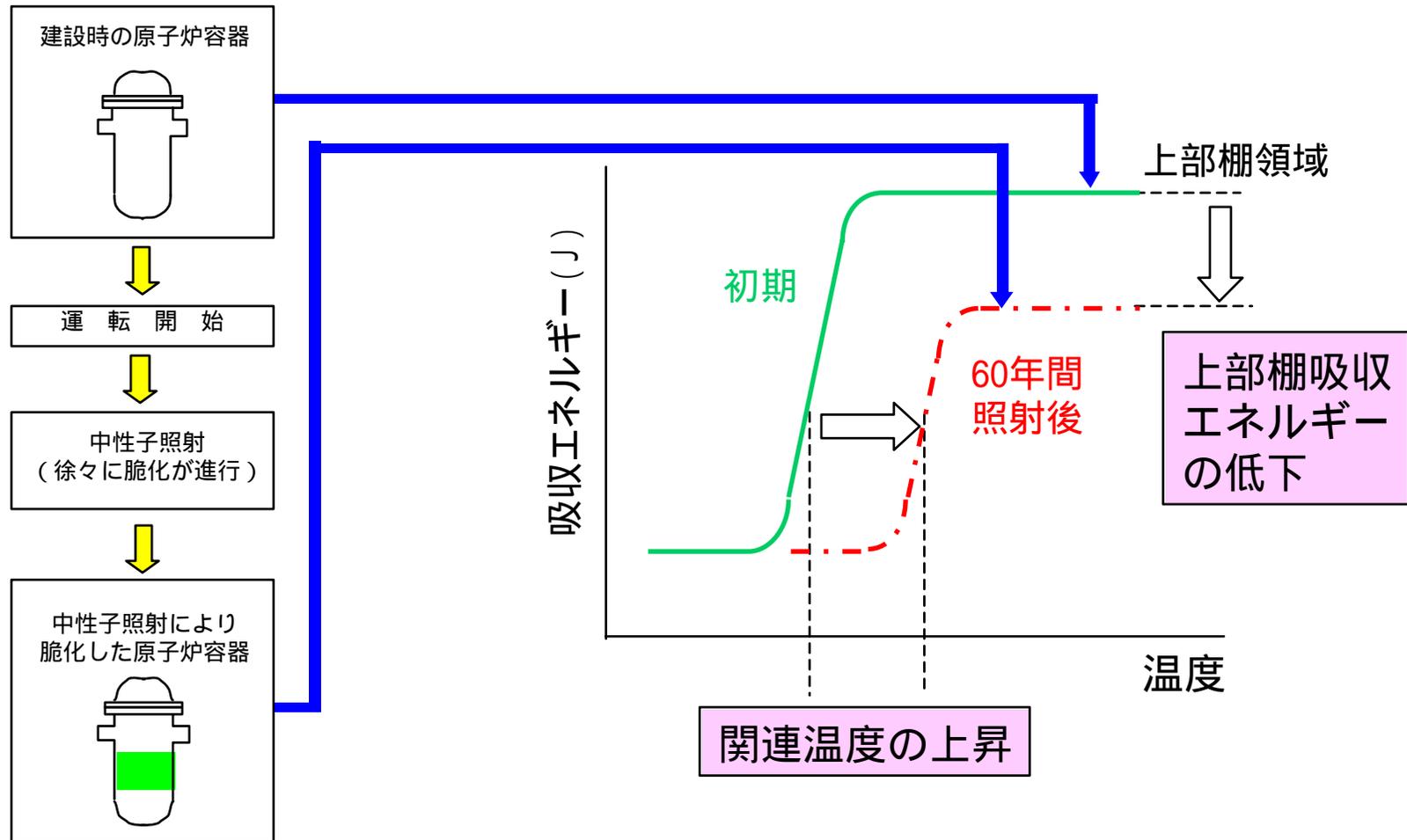
運転開始以降に実施した主な改善(2/2)

| 事象 | 実施事項 | 改善対象 | 実施時期 |
|------|-------------|--|---|
| 腐食 | 2次系熱交換器取替 | 第5 高圧給水加熱器，湿分分離加熱器及び第3 低圧給水加熱器細管 他の腐食対策 | 第22回定期検査時 (2004年度) 第23回定期検査時 (2005～2006年度) |
| | 2次系配管取替 | 腐食対策 (材料:炭素鋼，低合金鋼) | 毎定期検査 |
| 絶縁低下 | 発電機固定子コイル更新 | 残存耐電圧低下対策 | 第22回定期検査時 (2004年度) |

技術評価：原子炉容器の着目すべき経年劣化事象の例



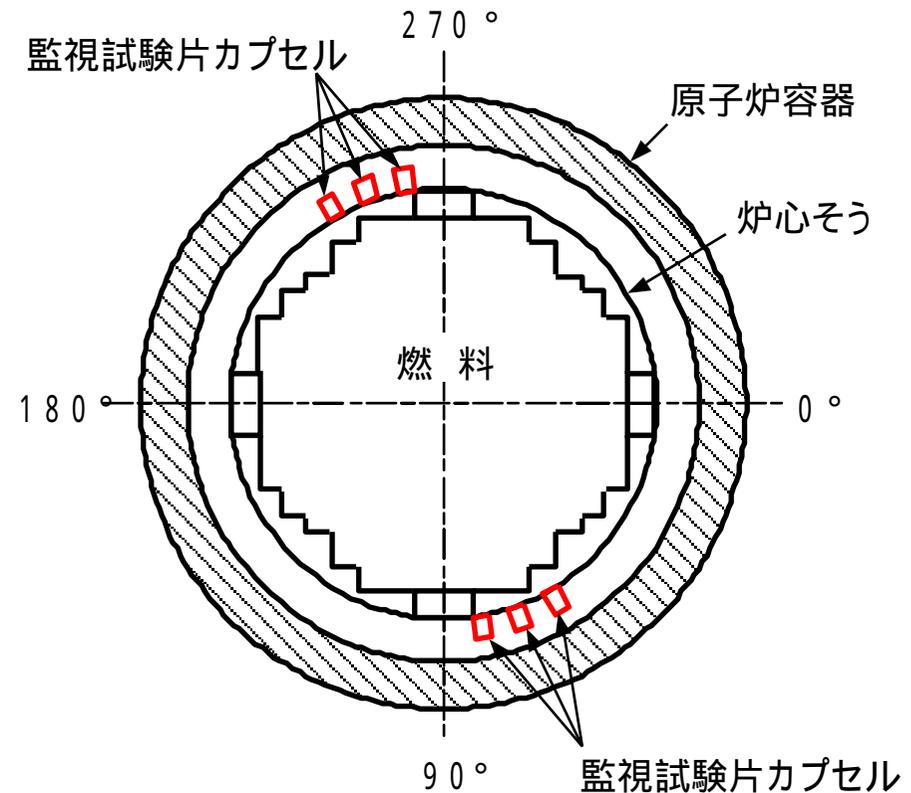
技術評価例(1):原子炉容器胴部の中性子照射脆化(1/5)



技術評価例(1):原子炉容器胴部の中性子照射脆化(2/5)

関連温度の上昇

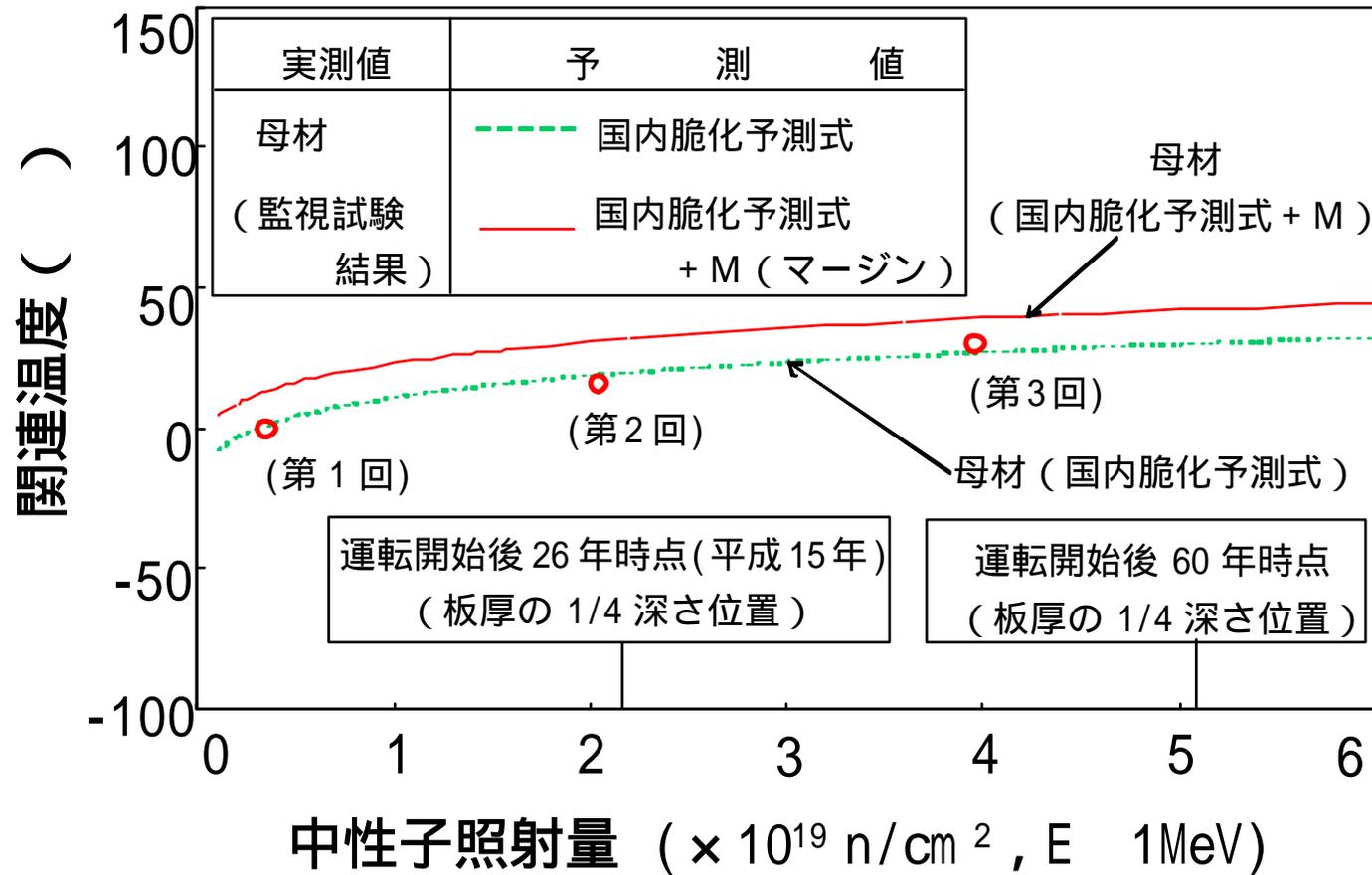
- ・ 監視試験片は原子炉容器内表面より燃料に近い位置にあり、原子炉容器内表面の2～3倍程度の中性子照射を受けているため、監視試験片により原子炉容器の将来を予測することができる。
- ・ 原子炉容器内に全部で6カプセル挿入
- ・ 関連温度の予測は、国内原子力発電所用鋼材の試験結果を統計処理して求められた予測式を用いて実施。



技術評価例(1):原子炉容器胴部の中性子照射脆化(3/5)

関連温度の上昇

(注) M (マージン) = 標準偏差 = 1.2 (母材)



- ・ 運転期間の経過に伴う関連温度の上昇は緩やかである。

技術評価例(1):原子炉容器胴部の中性子照射脆化(4/5)

上部棚吸収エネルギーの低下

- 上部棚吸収エネルギーの予測は、国内原子力発電所用鋼材の試験結果を統計処理して求められた予測式を用いて実施。

| 評価時期 | 母材の上部棚吸収エネルギー - (J) * |
|-------------------------|-----------------------|
| 初期値 | 209 |
| 運転開始後26年時点 (平成15年時点) | 179 |
| 運転開始後60年時点 | 174 |

* : 原子炉容器内表面から板厚1/4深さにおける値

- 上部棚吸収エネルギーの予測値は、JEAC4206((社)日本電気協会 電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」) で要求している **68J** 以上を満足している。

技術評価例(1):原子炉容器胴部の中性子照射脆化(5/5)

原子炉容器の脆性破壊に対して最も厳しい条件であるPTS事象に対する評価

加圧熱衝撃 (PTS : Pressurized Thermal Shock)

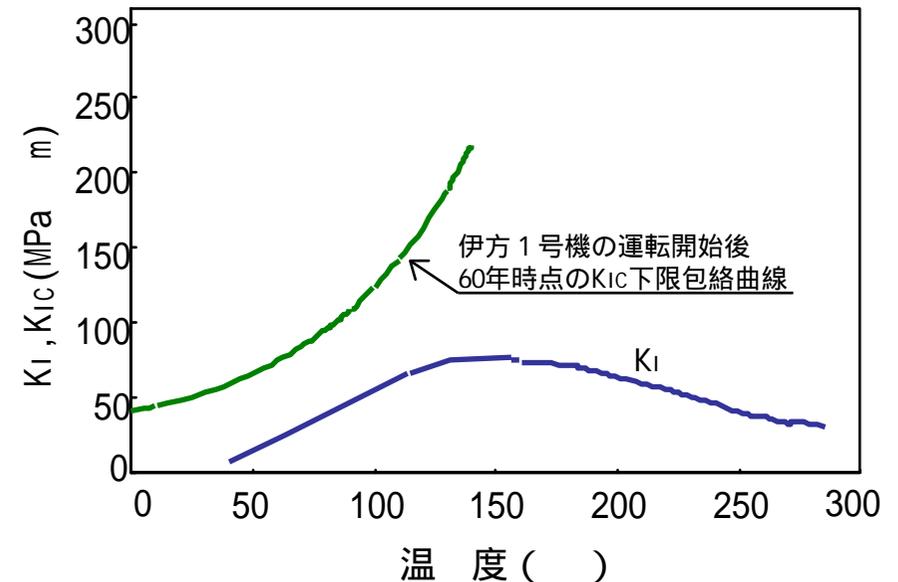
事象とは、

運転中の原子炉容器内に、冷却材喪失事故等により非常用炉心冷却水が注入され原子炉容器内の急激な冷却が起こると、原子炉容器内外間の温度差による熱応力と内圧による応力により、原子炉容器内面に大きな引張応力が発生する現象。

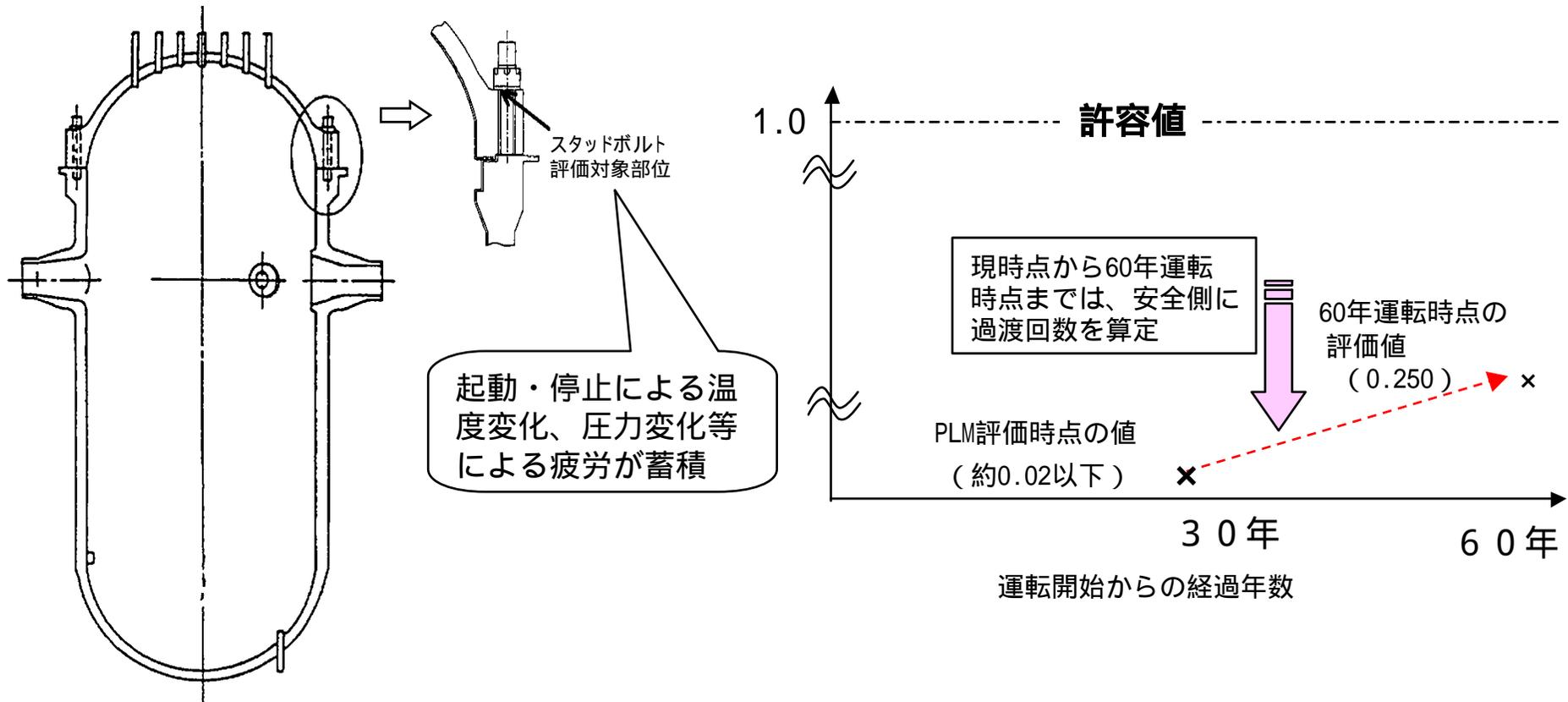
K = 応力拡大係数 : PTS 評価では原子炉容器内面に深さ10mm、長さ60mmの半楕円欠陥を想定し、その想定欠陥先端の応力の強さの程度を示す

K_c = 破壊靱性値 : 材料の脆性破壊抵抗を表す

- PTS 評価の結果、運転開始後60年時点でも $K < K_c$ であり、原子炉容器の健全性は保たれることを確認した。

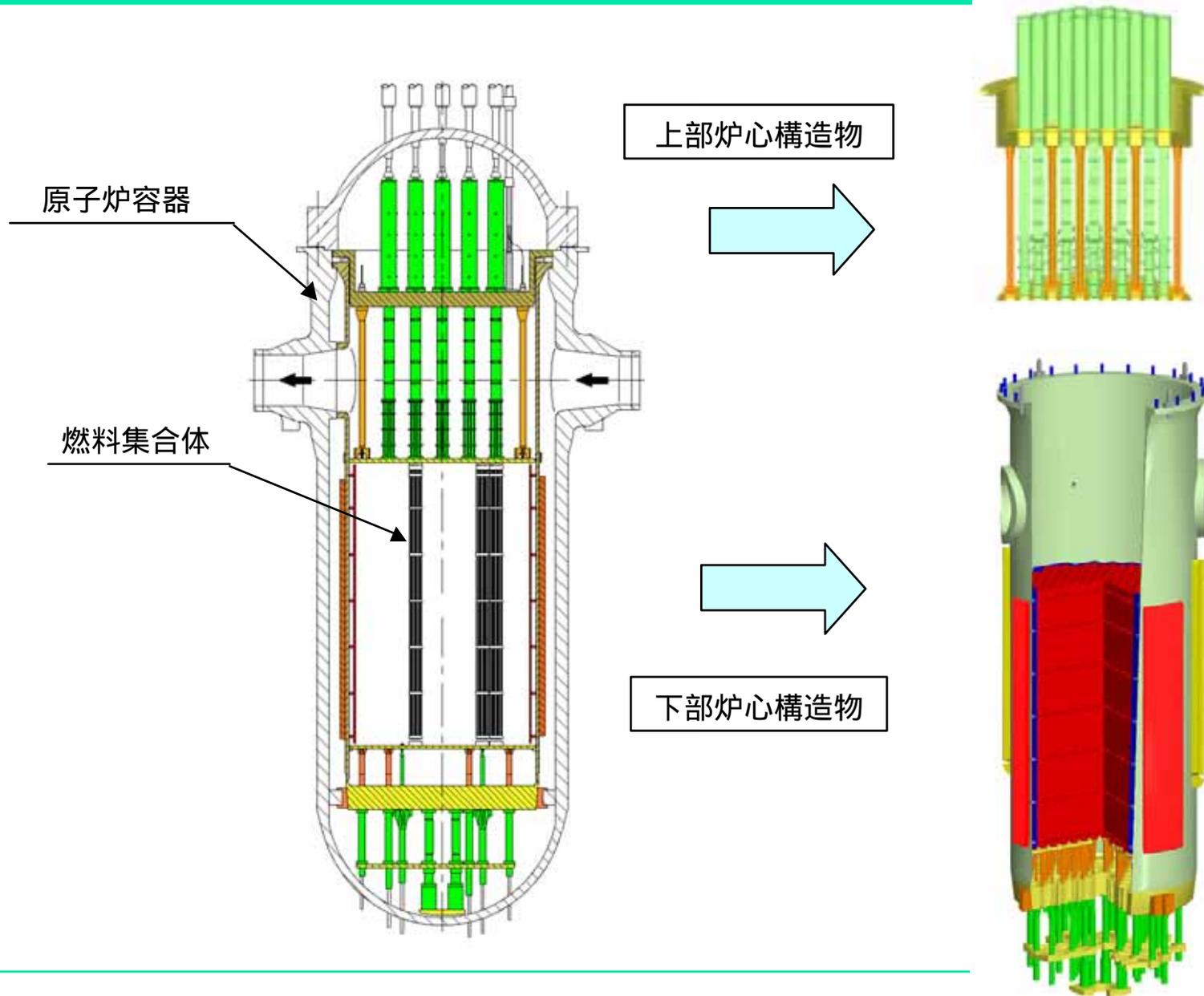


技術評価例(2):原子炉容器スタッドボルトの疲労割れ



- ・ 運転実績に基づく疲労評価を行い、60年の運転を仮定しても十分に許容値を下回ることを確認

炉内构造物



1次冷却材ポンプ

