

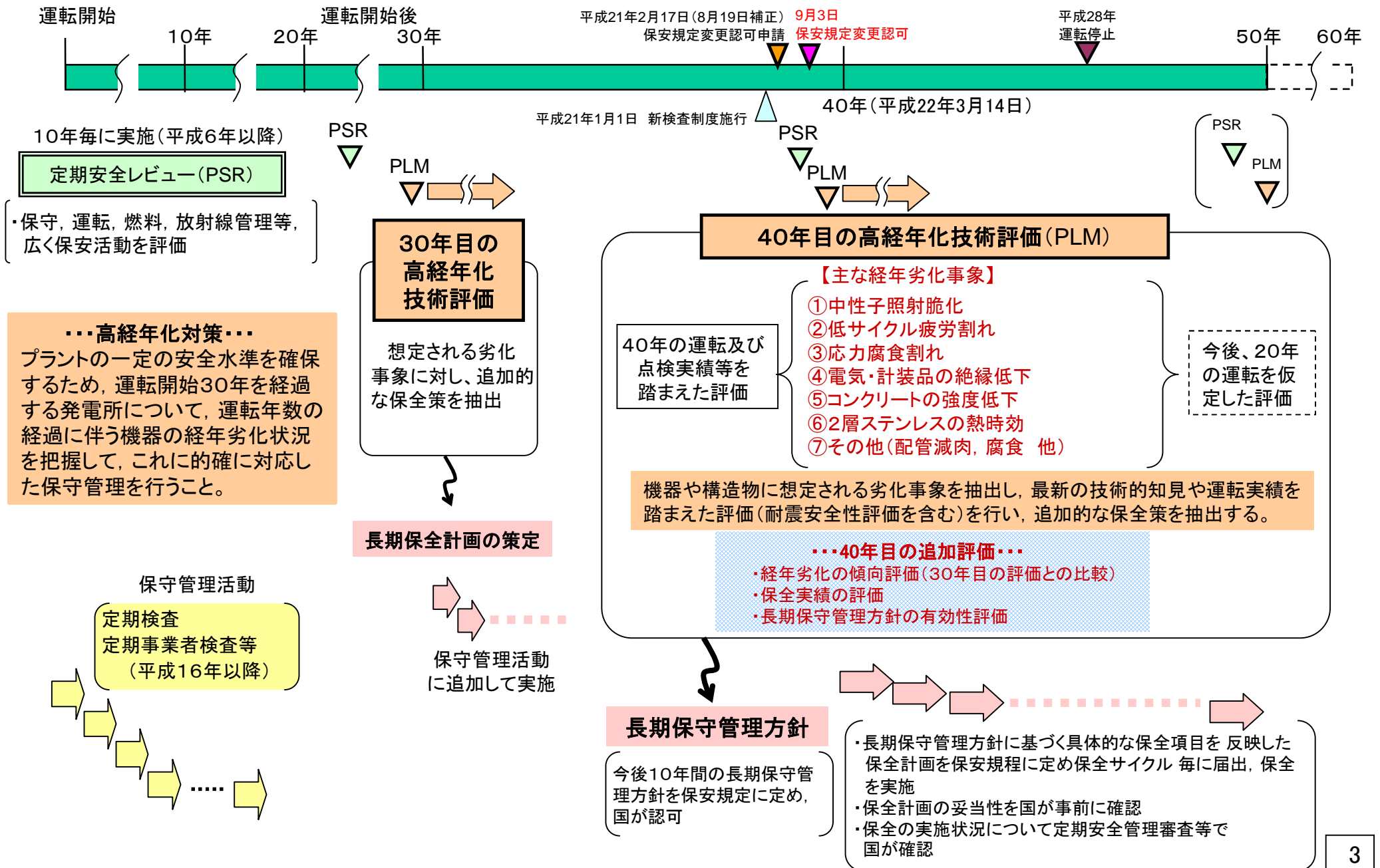
敦賀発電所1号機
高経年化技術評価書(40年目)について
(第52回原子力安全専門委員会の補足説明)

平成21年10月30日
日本原子力発電株式会社

1. 敦賀1号機の高経年化技術評価(40年目)の経緯と概要

2. 前回(平成21年6月)の安全専門委員会でのコメント

1. 敦賀1号機の高経年化技術評価(40年目)の経緯と概要



敦賀1号機 高経年化技術評価と長期保守管理方針の概要(40年目)

①原子炉圧力容器の中性子照射脆化

【技術評価】

脆化を考慮した温度管理と、非破壊検査の継続実施で健全性確保は可能

【長期保守管理方針】

- ・次回監視試験計画の策定 (実施時期:短期)
- ・劣化傾向(中性子照射脆化)把握のため使用済み監視試験片の再装荷を検討 (実施時期:中長期)

②原子炉圧力容器の疲労割れ

【技術評価】

過去10年間の運転実績を反映した過渡回数(起動停止回数等)で評価した結果、60年時点での健全性を確認、今後も運転実績に基づき評価

審査結果を反映

⑦海水配管の腐食

【技術評価】

海水が滞留する部位等について、計画的な点検を行うことで健全性確保が可能

【長期保守管理方針】

海水が滞留する部位の点検を実施 (評価実施時期:中長期)

④原子炉格納容器電線管貫通部の気密性低下

【技術評価】

電線管貫通部の一部で60年時点での健全性評価ができていないが、気密性低下は漏えい率試験で把握可能

【長期保守管理方針】

一部の電線管貫通部の計画的な取替を実施 (取替実施時期:短期)

⑤コンクリート構造物の強度低下

【技術評価】

熱等の影響による強度低下が考えられるが、通常運転時の温度、放射線量では強度低下は小さく、これまでの測定結果から定期的な強度試験等の継続で健全性は確保可能

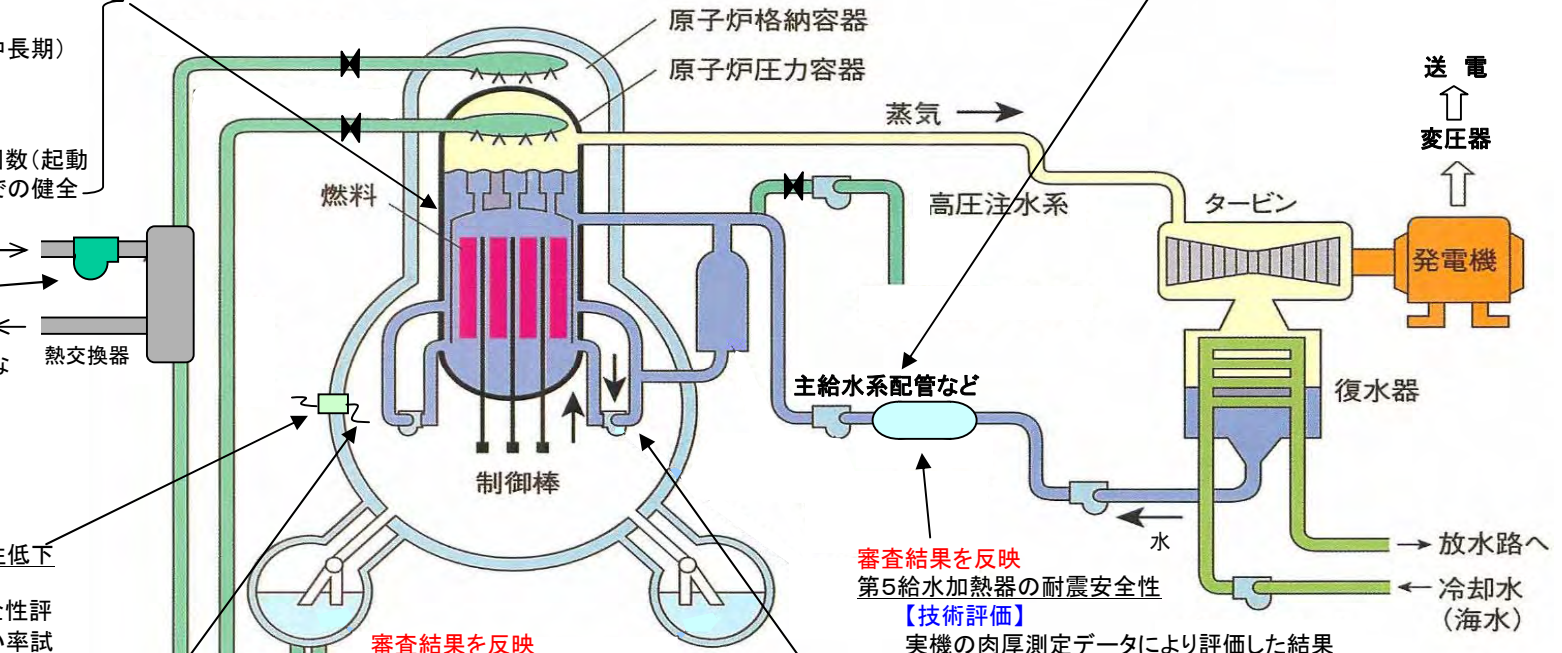
⑦炭素鋼配管の腐食、減肉

【技術評価】

肉厚測定等による管理の適切な実施で、健全性確保が可能

【長期保守管理方針】

計画的な肉厚測定継続、データの蓄積・知見の拡充を行い、適切な時期に配管取替を実施 (取替実施時期:中長期)



審査結果を反映

④ポンプモータの絶縁特性低下

【技術評価】

60年の通常運転及び事故時雰囲気において絶縁性能を維持可能

【長期保守管理方針】

今後、事故時雰囲気による劣化を考慮し再評価を実施 (評価実施時期:中長期)

審査結果を反映

第5给水加熱器の耐震安全性

【技術評価】

実機の肉厚測定データにより評価した結果、60年時点では耐震安全性の許容値を下回る

【長期保守管理方針】

今後の肉厚測定データを反映し再評価を実施 (評価実施時期:中長期)

③原子炉再循環系配管等の応力腐食割れ

【技術評価】

残留応力低減措置や水素注入により応力腐食割れの感受性は低下、計画的な点検で健全性確保が可能

【長期保守管理方針】

今後、応力腐食割れの研究成果が得られた場合は、必要に応じて点検計画に反映 (点検計画反映実施時期:中長期)

④ケーブルの絶縁特性低下

【技術評価】

長期健全性試験の結果、急激な絶縁特性低下の可能性は小さく、絶縁測定等の継続で健全性確保が可能

【長期保守管理方針】

今後、劣化の研究成果を踏まえて再評価を計画 (評価実施時期:中長期)

丸数字は、前頁の劣化事象の項目を示す。

(短期:平成22年3月14日から5年間 中長期:平成22年3月14日から10年間)

2. 前回(平成21年6月)の安全専門委員会でのコメント

(1) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化について

原子炉圧力容器の中性子照射脆化の関連温度移行量予測の妥当性について説明すること。

(2) 40年目を迎えた敦賀1号機に対する保全活動について

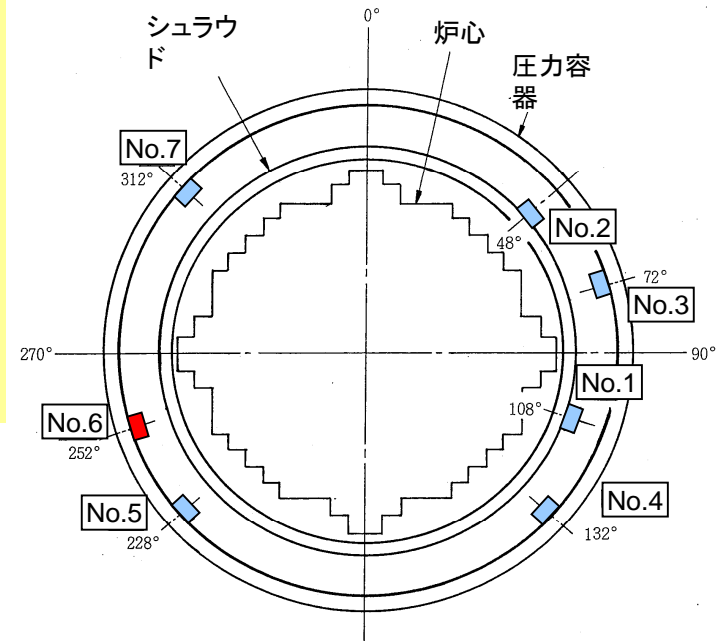
40年目を迎えた敦賀1号機に対する保全活動の取組み状況について説明すること。

2. (1). 原子炉压力容器の中性子照射脆化について

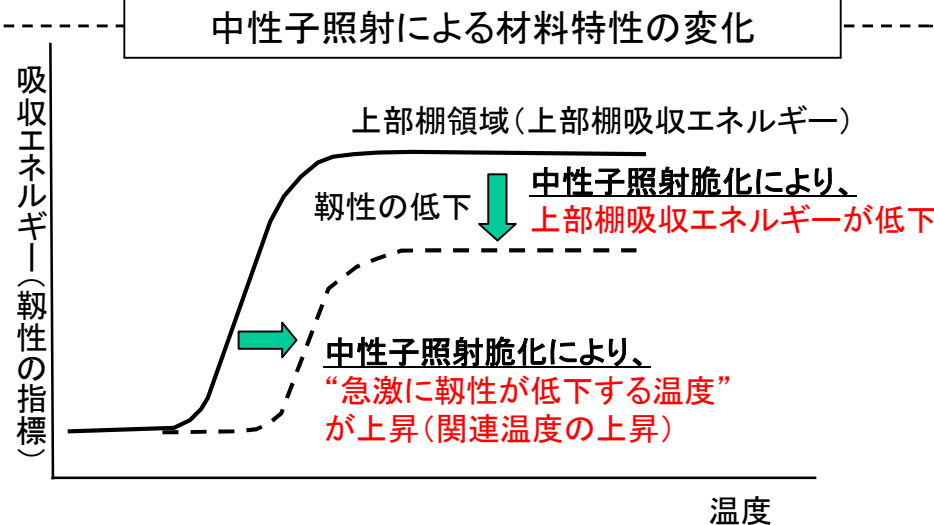
中性子照射脆化と監視試験片について

- ・金属材料は、高温状態では高い靱性を示すが、温度を低くしていくと、急激に靱性が低下する傾向を示す。
- ・中性子照射により、
 - “急激に靱性が低下する温度(関連温度)”が上昇※
 - 上部棚吸収エネルギーが低下
 が発生する。これを中性子照射脆化という。
- ※: 温度上昇幅を関連温度移行量(ΔRT_{NDT})という。
- ・中性子照射脆化の傾向を監視するため、実機には監視試験片を装荷している。

照射試験片の装荷位置



取出時期	No.	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$) ($E > 1$ MeV、括弧内はリードファクター)
1970.10	3	0.0045 (1.6)
1971.10	4	0.0079 (1.2)
1972.10	1	0.15 (14.0)
1974. 5	2	0.18 (10.6)
1980. 4	5	0.047 (1.3)
2003. 6	7	0.094 (0.8)
32EFPY 目途	6	—



原子炉圧力容器の中性子照射脆化

JEAC4201-2004に基づく関連温度移行量の予測について

・JEAC4201-2004では、関連温度移行量の予測値は、

$$\Delta RT_{NDT} \text{ 予測値} = [CF_C] \cdot [FF_R] + \text{マージン}$$

[CF_C]: 監視試験結果により決まる係数

[FF_R]: 中性子照射量により決まる係数

マージン: 母材の場合12°C。監視試験結果を含まない場合、包含するようマージンを設定で計算される。

・2個以上の監視試験結果を有する敦賀1号では、以下のとおり算出。

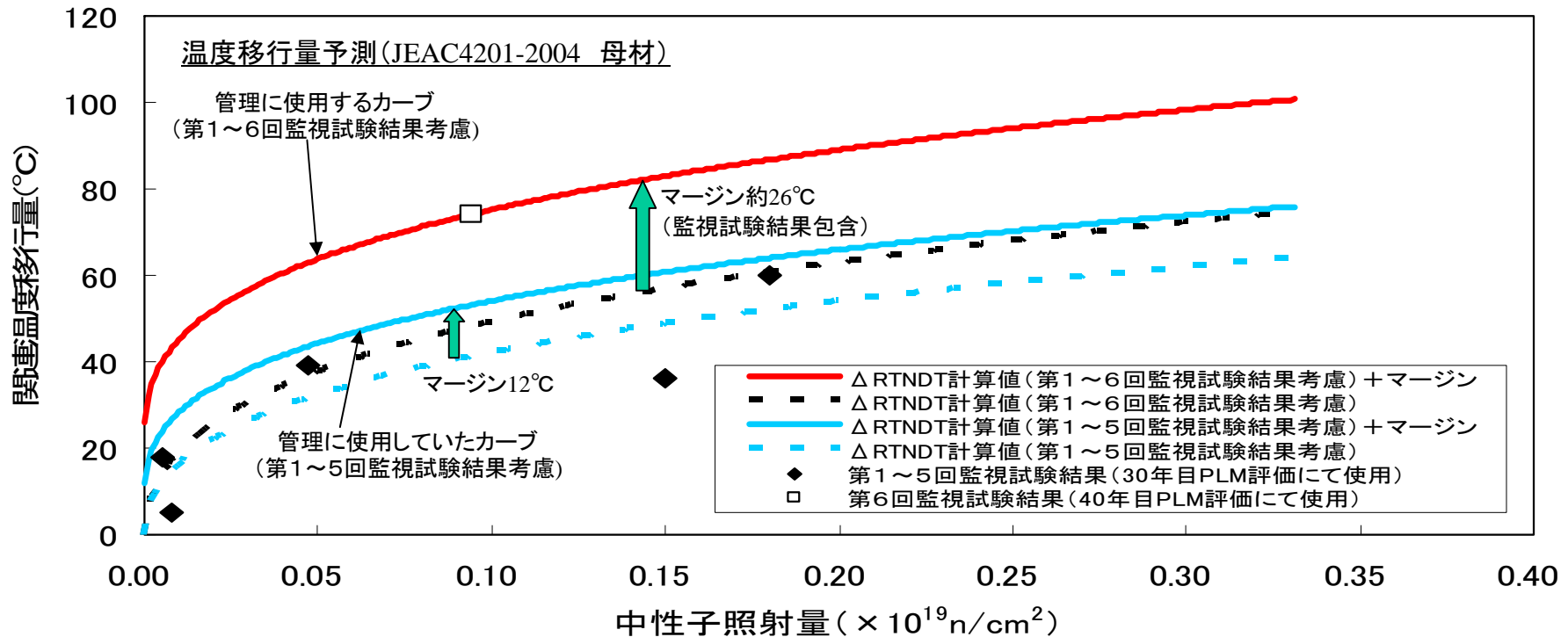
① 監視試験結果に基づき[CF_C]を算出

② 算出した[CF_C]を用いて、中性子照射量を変数とした

$$\Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} = [CF_C] \cdot [FF_R]$$

のカーブ(下図点線)を作成する。

③ 監視試験結果を包含するようにマージンを加え、運転管理に使用する ΔRT_{NDT} 予測値のカーブ(下図実線)を作成する。



原子炉圧力容器の中性子照射脆化

JEAC4201-2007に基づく関連温度移行量の予測について

(1) 関連温度移行量の評価に係るJEAC4201-2007の意義

- 関連温度移行量(ΔRT_{NDT})の予測については、JEAC4201-2004では中性子束の大きさによる影響は考慮していなかったが、JEAC4201-2007では中性子束の大きさによる影響も考慮できる。
 - ・BWRのように中性子束が小さいプラントでは、照射量のわりに脆化が早く進む傾向が見られたが、その傾向もトレース可能。
- JEAC4201-2004と異なり、監視試験結果を用いず、 ΔRT_{NDT} 予測値を求めることができる。
 - ・照射脆化のメカニズムを微分方程式によりモデル化。モデル化に当たっては、国内における過去の全監視試験結果を考慮。

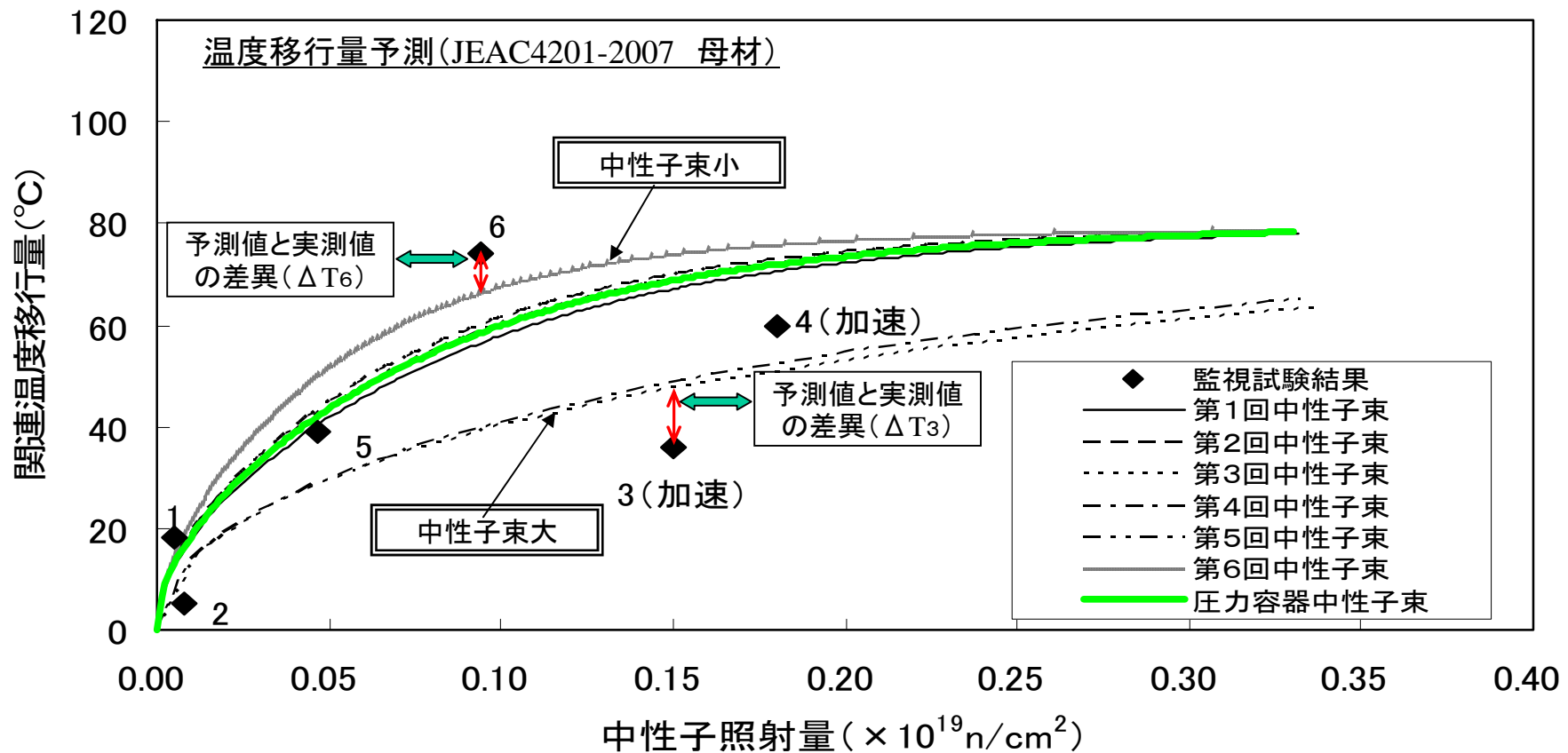
(2) JEAC4201-2007に基づく関連温度移行量予測に必要なパラメータ(JEAC4201-2004との比較)

項目	JEAC4201-2004	JEAC4201-2007
予測に必要なパラメータ	照射量、 化学組成(Cu,P,Si,Ni) 監視試験結果	照射量、中性子束、温度、 化学組成(Cu,Ni)

原子炉压力容器の中性子照射脆化

関連温度移行量 (ΔRT_{NDT}) 計算値 (JEAC4201-2007)

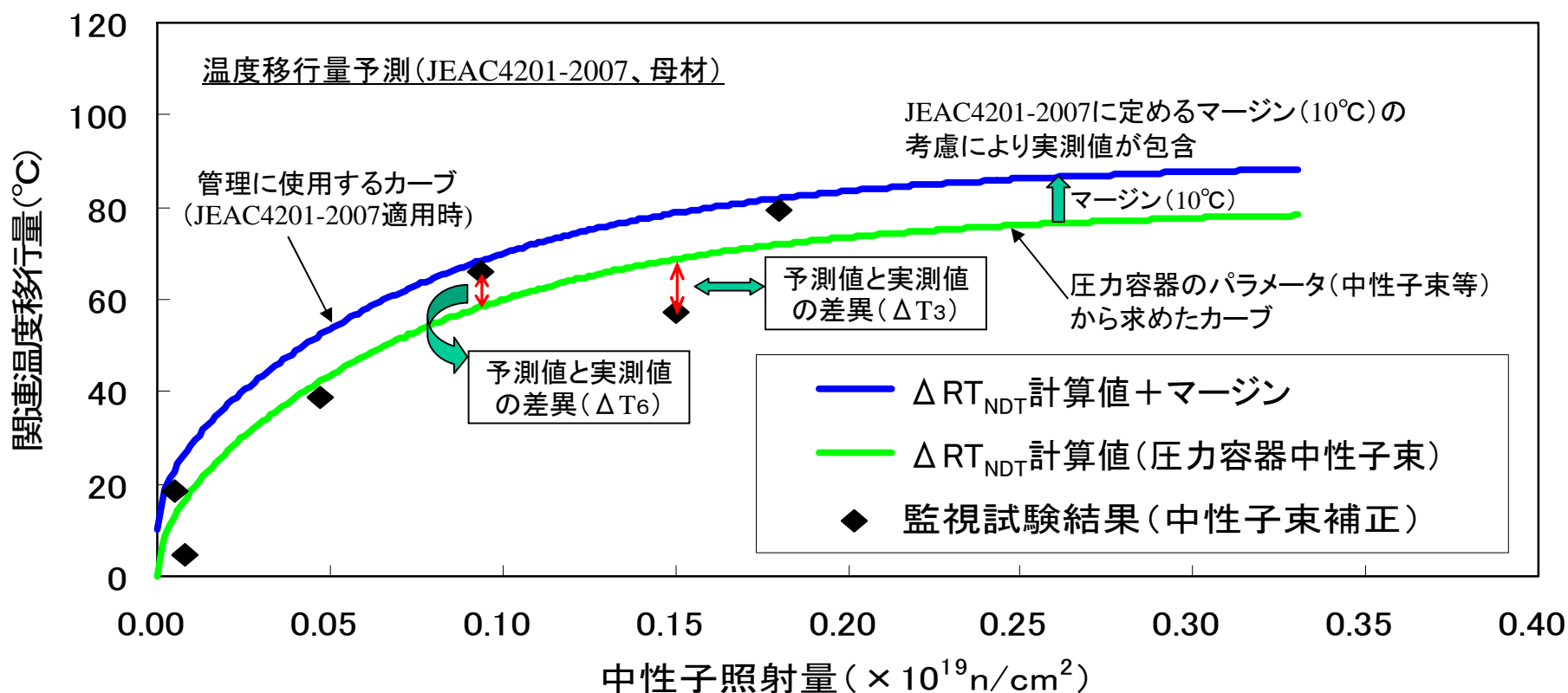
- ・2007年版の関連温度移行量の計算値は、中性子照射量の影響に加え、中性子照射速度(中性子束)の影響も考慮。
- ・中性子照射量が同じであっても、中性子束が異なると温度移行量が異なる。各監視試験片の中性子束は異なるため、それぞれの監視試験片が受けた中性子束毎にカーブ(ΔRT_{NDT} 計算値)が存在する。
- ・このため、カーブ(ΔRT_{NDT} 計算値)と監視試験結果(実測値)との差はカーブ毎に見る必要があるが、JEAC4201-2007の評価では、それぞれの ΔT (ΔT_6 など)は小さく、 ΔRT_{NDT} 計算値と実測値はよくあっている。



原子炉压力容器の中性子照射脆化

ΔRT_{NDT} 計算値と予測値について (JEAC4201-2007)

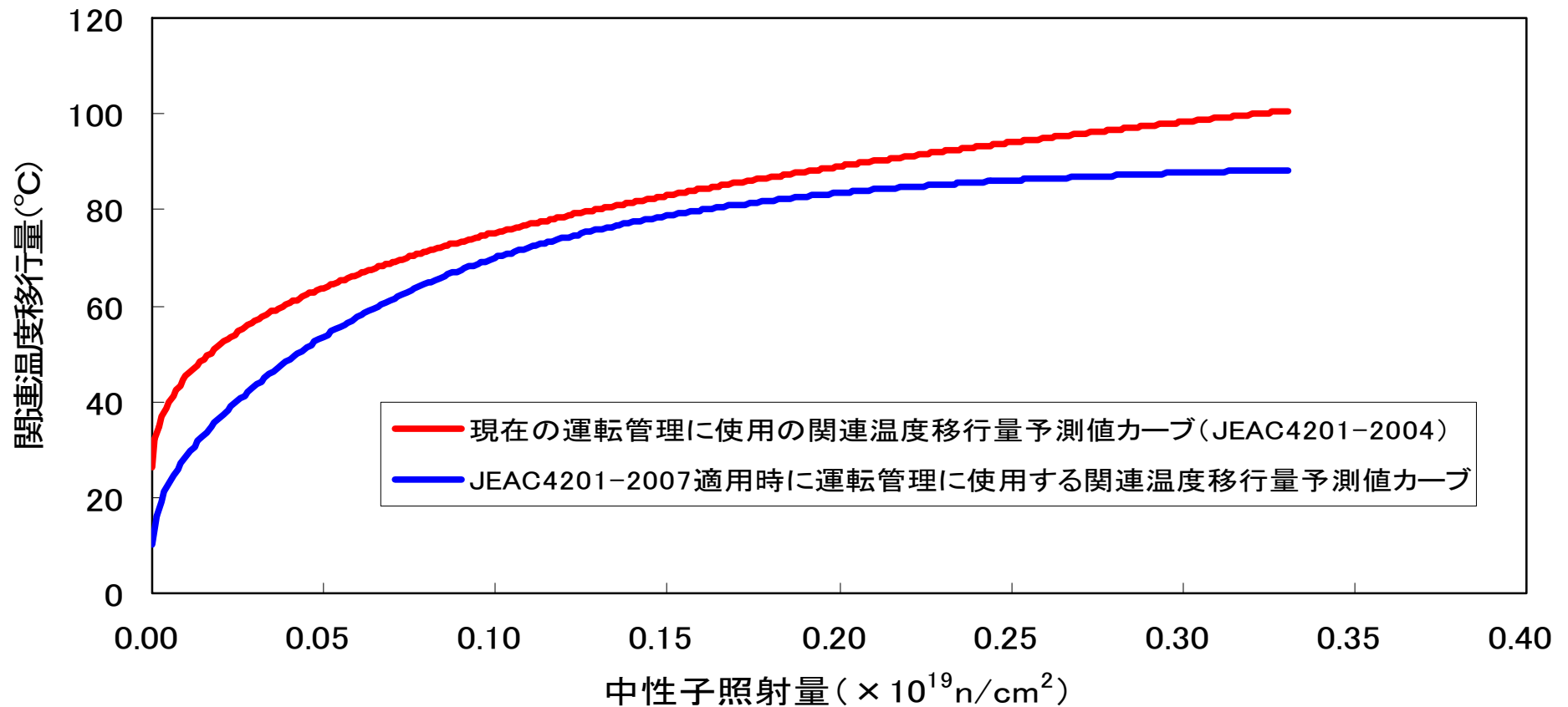
- ・ 压力容器温度移行量 (ΔRT_{NDT} 計算値: 下図緑線) は、压力容器の受ける中性子束を用いて評価。
- ・ ΔRT_{NDT} 計算値 (下図緑線) に、前ページの ΔT (ΔT_6 など) を加えて監視試験結果をプロットする。
(压力容器中性子束を用いた予測と実測の比較をするため)
- ・ ΔRT_{NDT} 予測値 (管理に使用するカーブ) は、監視試験結果によく合う ΔRT_{NDT} 計算値にマージン 10°C を加えて算出。
監視試験結果を包含しない場合、包含するようマージンを設定する。



原子炉压力容器の中性子照射脆化

運転管理に使用する ΔRT_{NDT} 予測値の比較 (JEAC4201-2004と2007の比較)

敦賀1号機を対象としたケーススタディ



まとめ

- ・中性子束の影響の考慮など、最新知見を反映したJEAC4201-2007に基づく関連温度移行量の計算値は、監視試験結果とよく合っており、適切に脆化予測が可能。
- ・現行管理に使用しているJEAC4201-2004に基づく関連温度移行量の予測値は、敦賀1号の場合、JEAC4201-2007の場合より関連温度移行量の予測値が大きい。
- ・よって、現行の関連温度移行量の予測は、保守性を有しており問題はない。

以上に加え、

- ・供用期間中検査において原子炉圧力容器の健全性を確認していること
- ・保安規定に基づき適切に原子炉冷却材の温度管理を行っていること

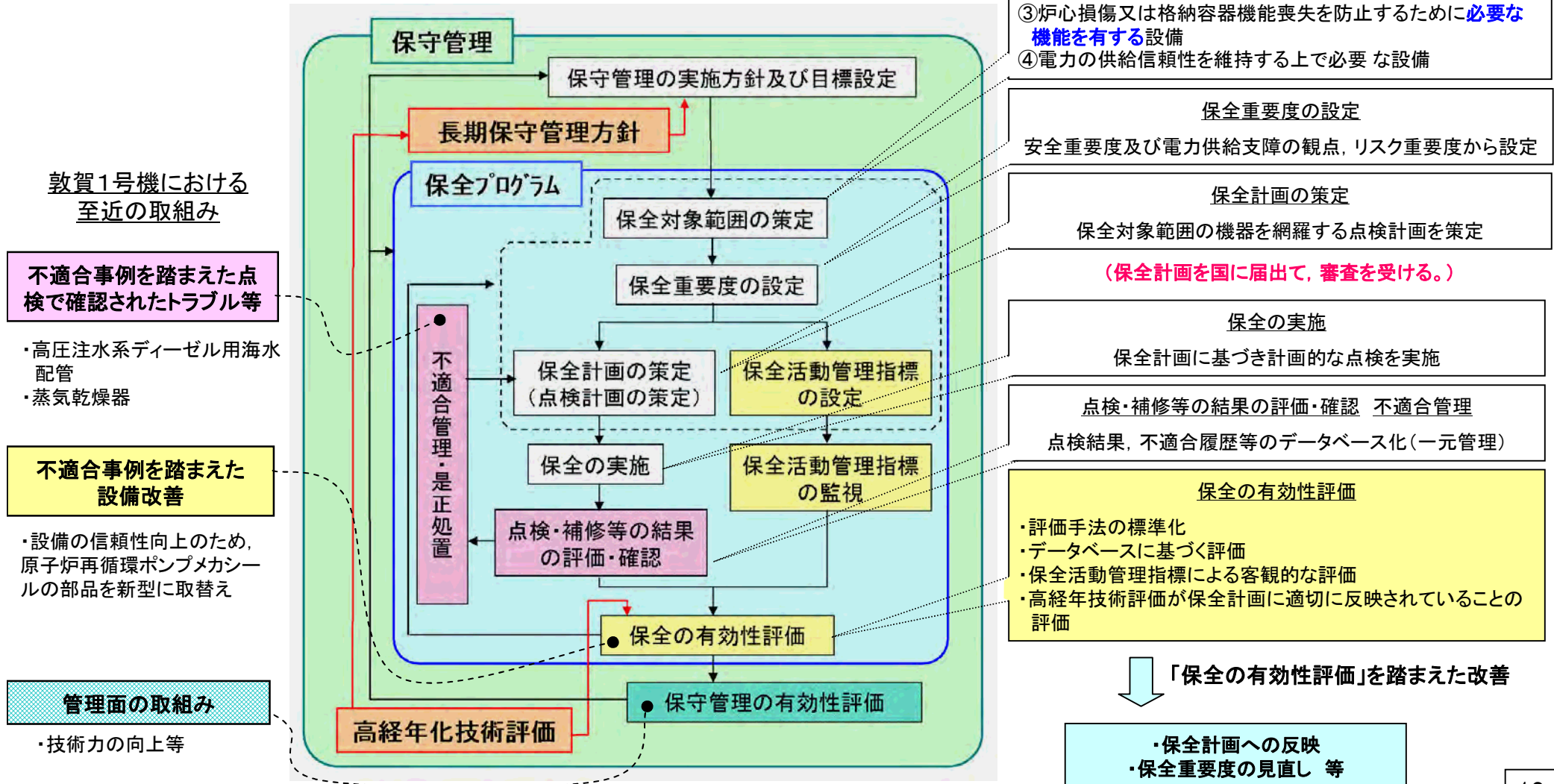
から、**中性子照射脆化を考慮しても原子炉圧力容器の健全性に問題はない。**

2. (2). 40年目を迎えた敦賀1号機に対する保全活動について

保全プログラムと保守管理の継続的改善によって、保全の信頼性を向上させていく。

保守管理の主要な実施フロー

(図のような保守管理の業務を保安規定に定め、国の認可を受け、実施状況について保安検査等により確認を受ける。)



不適合事例を踏まえた点検で確認されたトラブル等

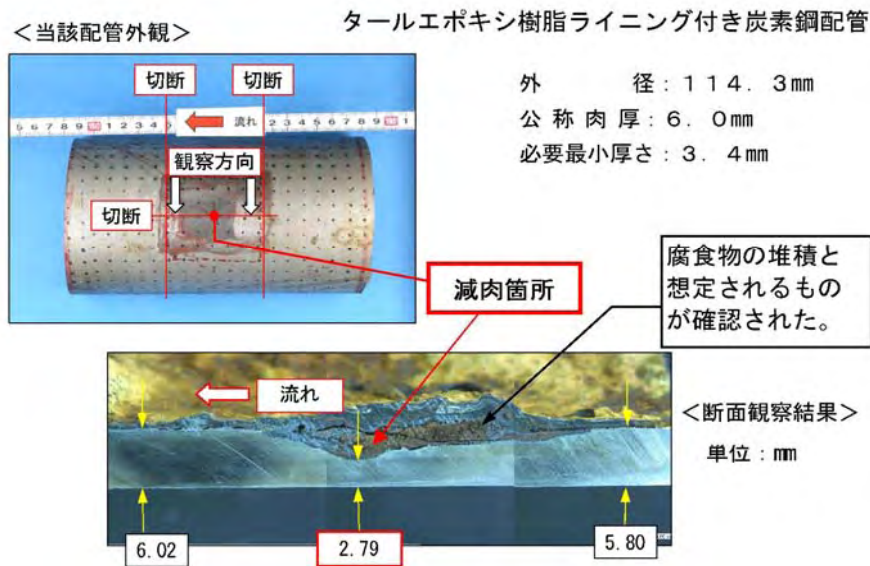
長期保守管理方針を踏まえた点検

高圧注水系ディーゼル冷却用海水配管の減肉について

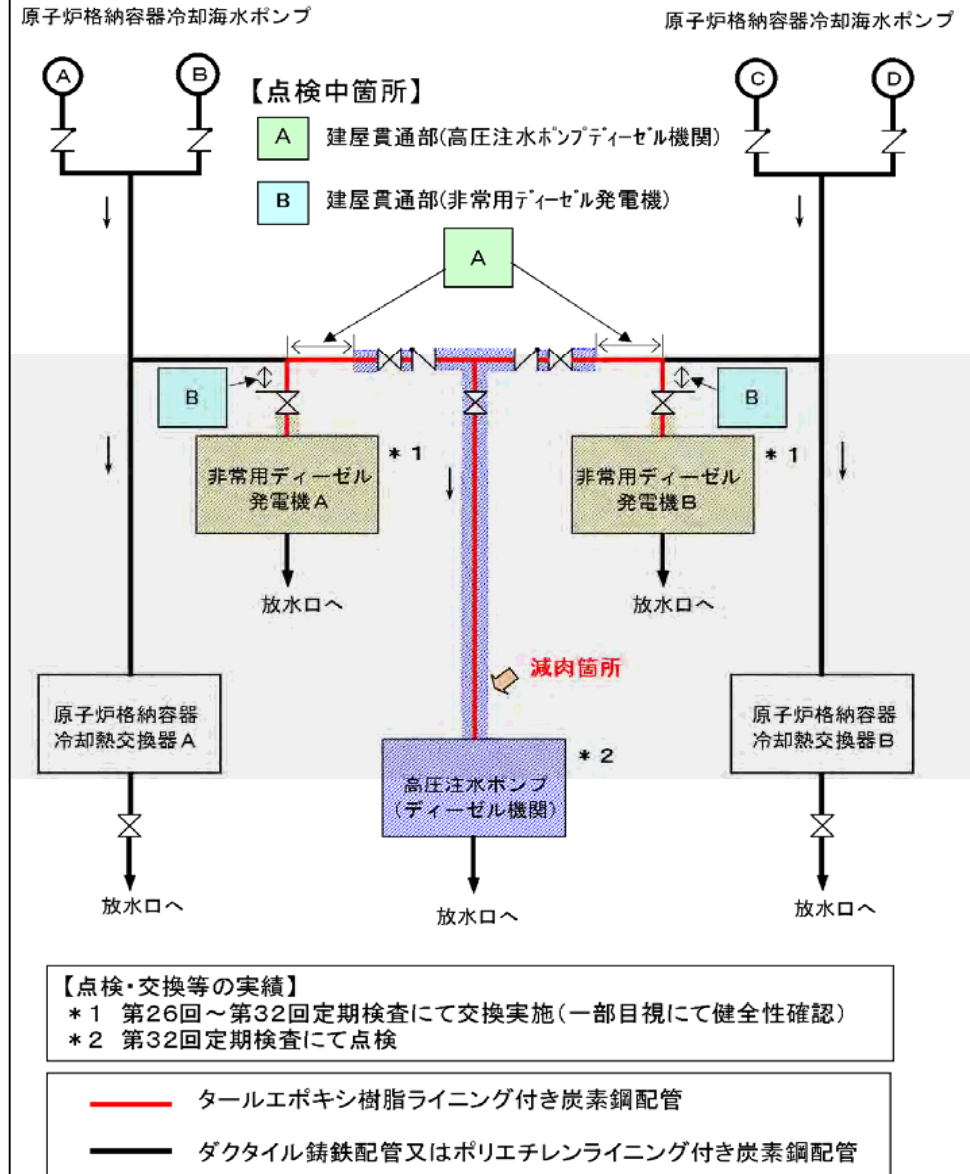
第32回定期検査中、長期保守管理方針を踏まえ海水配管の点検を行っていたところ、タービン建屋1階の高圧注水系ディーゼル室において同ディーゼル機関冷却器入口海水配管※の肉厚測定を実施した結果、必要最小厚さ(3.4mm)を満足しない部位が1箇所が確認されました。なお、当該部以外には、必要最小厚さを下回っている箇所は確認されませんでした。

※:「高圧注水系」は、原子炉水位が低下した場合、原子炉内に冷却水を注入するためのシステムであり、この水を注入するためのポンプをディーゼル機関で駆動している。「海水配管」は、このディーゼル機関の冷却水を冷却する冷却器を海水にて冷やすために設けられている。

減肉箇所調査状況



原子炉格納容器冷却海水配管の点検状況



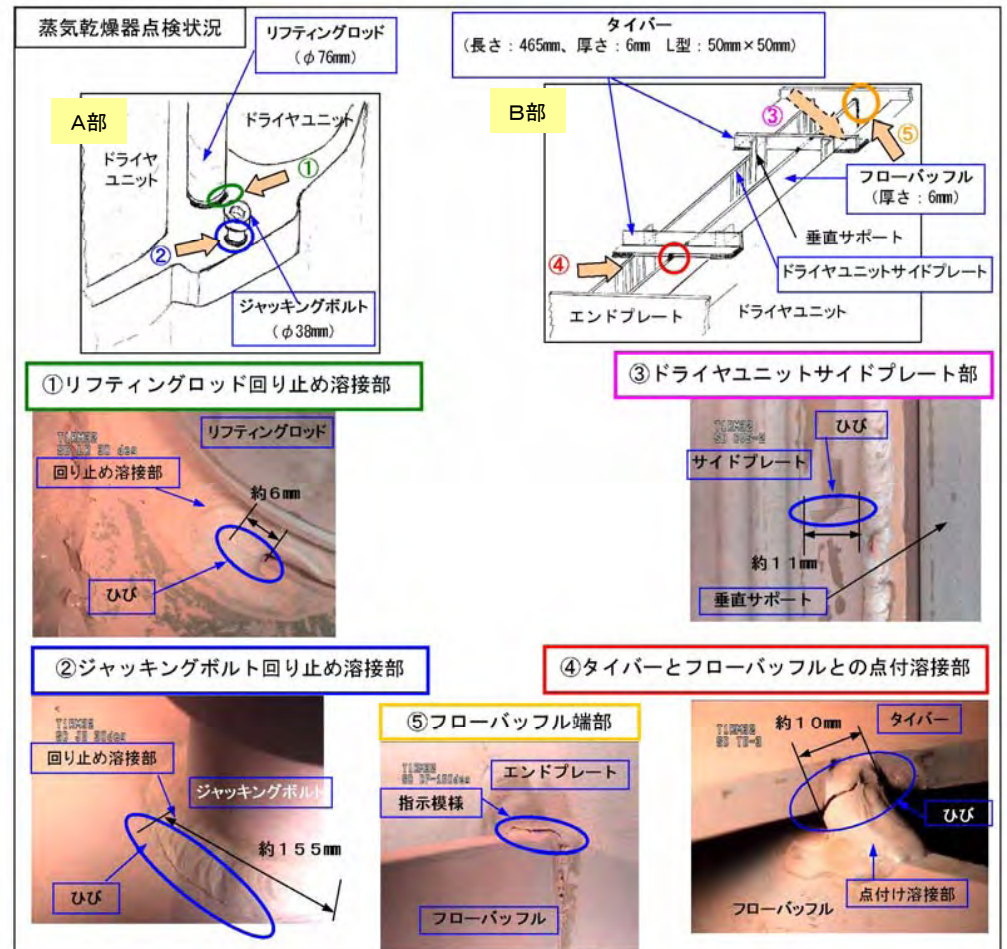
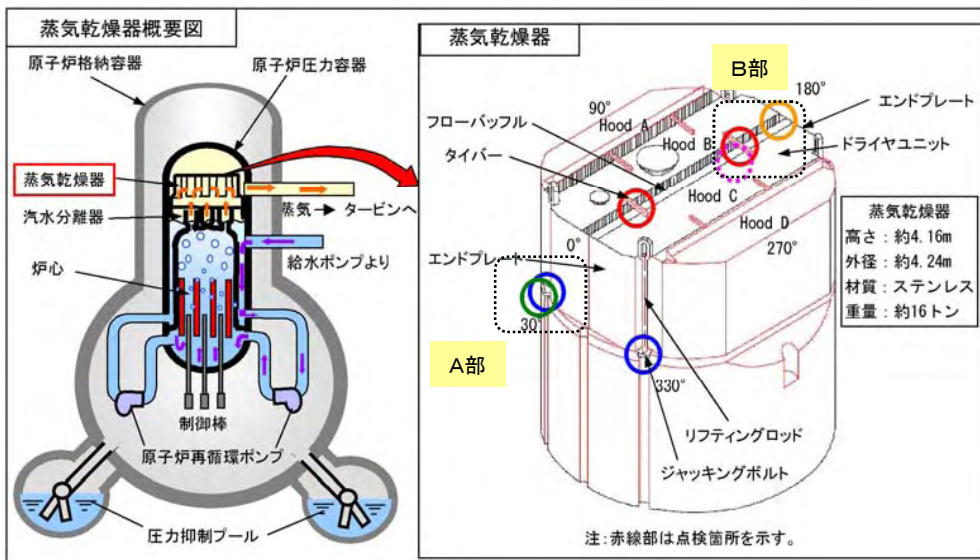
不適合事例を踏まえた点検で確認されたトラブル等

蒸気乾燥器の点検結果について

第32回定期検査中の敦賀1号機において、東海第二発電所の原子炉内構造物の蒸気乾燥器の外観点検にて溶接部等にひび状の指示模様が確認されたことを受け、蒸気乾燥器の点検を行ったところ、溶接部等計12箇所にてひびが確認されました。その他、指示模様が1箇所確認されましたが、この部分は部品の密着部(隙間)でした。ひびの健全性を評価した結果、蒸気乾燥器の機能や構造健全性に影響はなく、運転に支障はないものと判断しました。なお、次回定期検査において当該部の目視点検を行います。

[ひびが確認された箇所]	
①リフティングロッドの回り止め溶接部※1	3箇所
②ジャッキングボルトの回り止め溶接部※2	3箇所
③ドライヤユニットサイドプレート部※3	3箇所
④タイバーとフローバツフルの点付溶接部※4	3箇所
[指示模様が確認された箇所]	
⑤フローバツフル端部※5	1箇所

- ※1: 蒸気乾燥器を吊り上げ、移動させる際に使用する棒
- ※2: 蒸気乾燥器の水平レベルを建設時に現地にて最終微調整するためのボルト
- ※3: 蒸気の仕切り及び整流するための板
- ※4: 蒸気乾燥器の上部囲いを連結支持し、上部囲いの倒れを防止するもの
- ※5: 蒸気乾燥器内の湿分を除去するための波板の最外周の板



評価

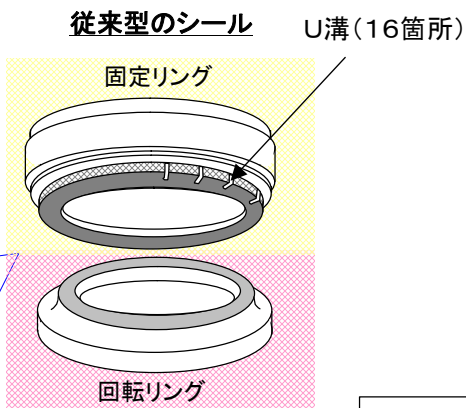
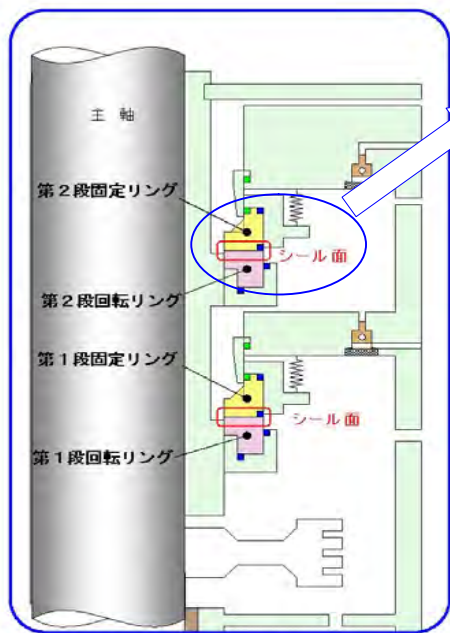
- ①及び② 回り止め機能は維持されている。
- ③溶接金属には達しておらず、(SCC)進展は抑制されている。
- ④当該部は組立時の位置決め溶接(仮溶接)であり、この部分が溶接されていない状態でも、フローバツフルとエンドプレート溶接部に損傷は生じない。
- ※: なお、海外プラントにおいても、蒸気乾燥器のひび割れの健全性を評価し、運転を継続している。

原子炉再循環ポンプメカシール信頼性向上対策

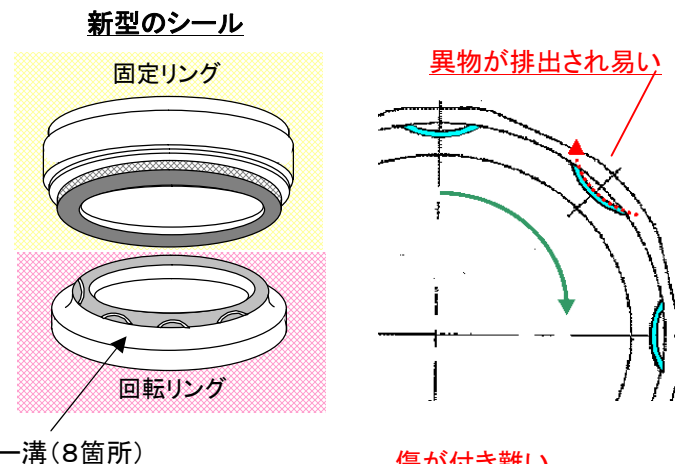
[至近のポンプメカシール点検に伴う原子炉手動停止事例]

- ・H18年7月 Bポンプ
- ・H19年9月 Aポンプ
- ・H20年5月 Cポンプ
- ・H20年7月 Cポンプ

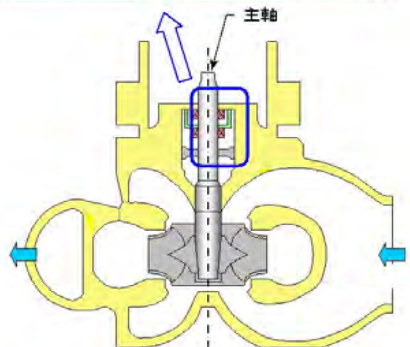
●従来型のシールは、炉水中のクラッドが固定リングのU溝先端へ流入することにより傷を発生させ、傷を起点とした浸食が進行しシールリーク量が増加した。



固定・回転リングの取替え



- 新型のシール(マイヤー溝型Nシール)は従来型と比べると、以下の特徴がある。
- ・固定リング(カーボン)に溝が無く平坦であり、カーボンと比較し硬い材質(タングステンカーバイト)の回転リングに溝(マイヤー溝)が付いているため、シールリークの起点が出来にくい。(傷が付き難い)
 - ・溝のカーブの半径が大きいため、異物が溝に入った場合でも停滞することなく流れと一緒に排出され易い。



部品/項目		従来型のシール	新型のシール
固定リング	材料	カーボン	カーボン
	特徴	U溝 (16箇所)	平坦 (溝なし)
回転リング	材料	WC (タングステンカーバイト)	WC (タングステンカーバイト)
	特徴	平坦 (溝なし)	マイヤー溝 (8箇所)

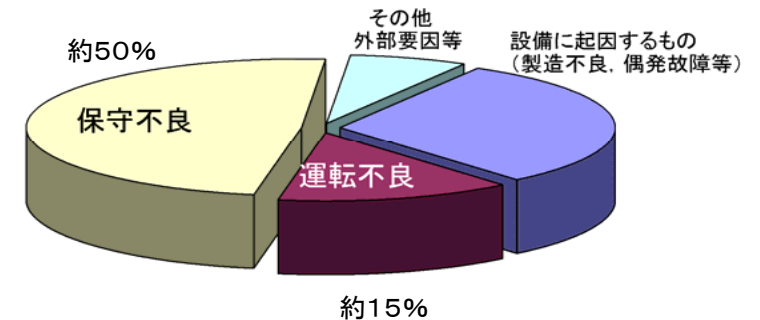
新型のシール(マイヤー溝型Nシール)は、国外においてBWRプラントで2基、PWRプラントで6基の使用実績があり、また、採用に当たっては敦賀1号機を想定した条件(主軸径5インチ)での耐圧試験、動的試験及び定常運転試験、並びに耐異物混入試験を行い、問題のないことを確認した。

管理面の取り組み

敦賀発電所における過去5年のトラブル事象(約90件)の発生原因を分析



主要要因に対して、以下の取り組みを実施



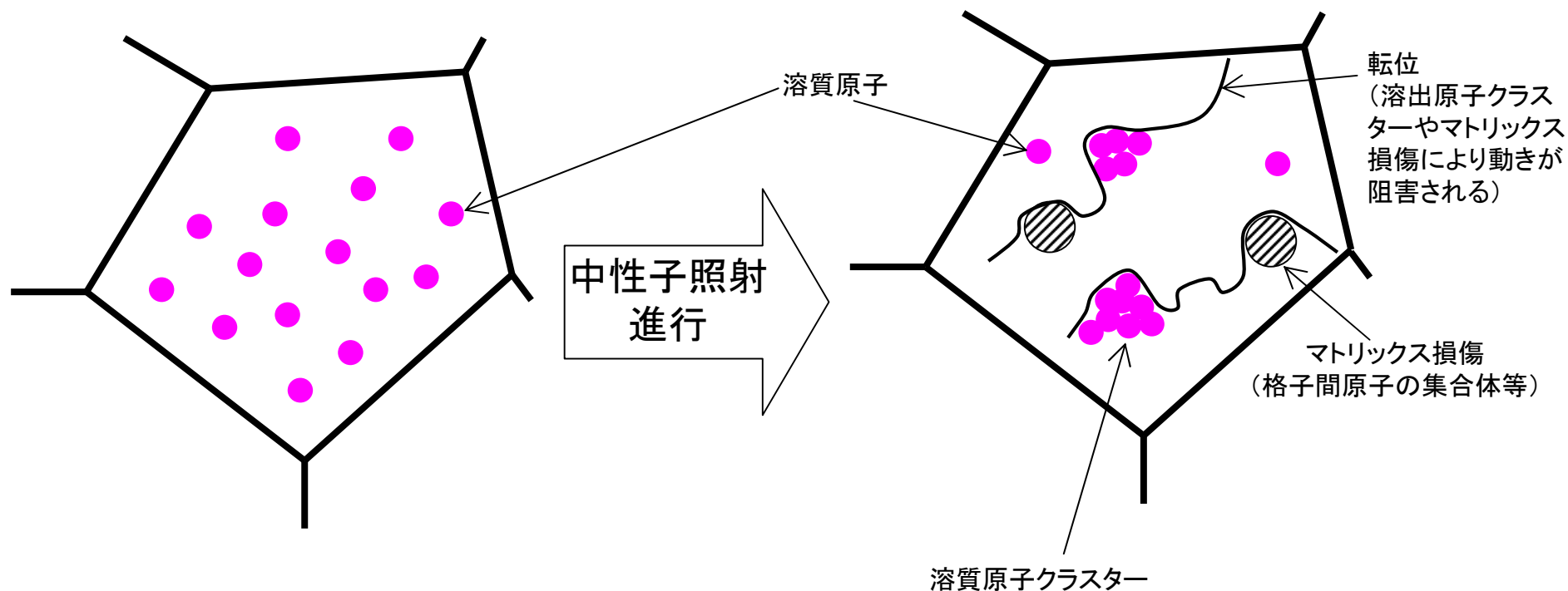
要因	項目	取り組み
保守不良	予見,見識の技術力の向上	①自社トラブルについて所員への勉強会を実施する。 ②若手社員に対し、ベテラン社員による現場での技術伝承を行っていく。
	適切な保守計画の立案	①過去の工事報告書の改善提案について、適切な対応が行われていることを確認する。 ②保全プログラムで記録管理の改善, 工事結果の反映, 設備データベース化等の強化を図り, PDCAを確実なものにする。
運転不良	運転管理の向上	①ヒューマンファクタ活動推進委員会の活動を強化する。また, 重要なHE事象については根本原因分析を行う。 ②実際に発生したトラブル事例について現場に当該事象の概要を表示し, 運転員が実際の機器を見ながら学習会を行う。 ③発電長経験者が研修運転直員に同行し, 現場の機器の歴史, 特性, 運転体験等の運転技術の伝承及び基本動作の指導を行う。

全社的な取り組み

社長を委員長とした「発電所トラブル低減委員会」を立ち上げ, 更なる低減対策を図っていく。

原子炉圧力容器の中性子照射脆化

照射脆化のメカニズム(1/2)

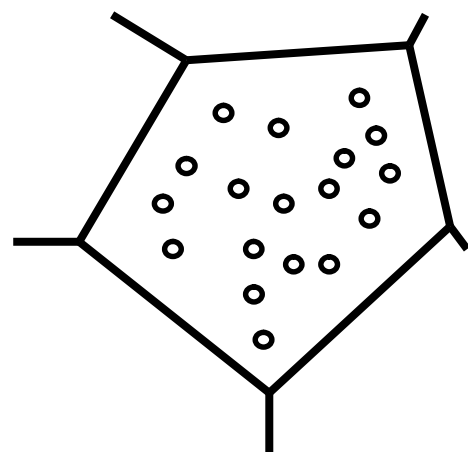


- 中性子照射による金属原子のはじき出しにより格子欠陥が生成し、やがて、溶質原子が集まった“溶質原子クラスター”や格子間原子の集合体などのような“マトリックス損傷”が形成される。
- 金属は転位が動くことで変形するが、溶質原子クラスターやマトリックス損傷が転位の動きを阻害し、変形しにくくなる(脆化する)。

原子炉圧力容器の中性子照射脆化

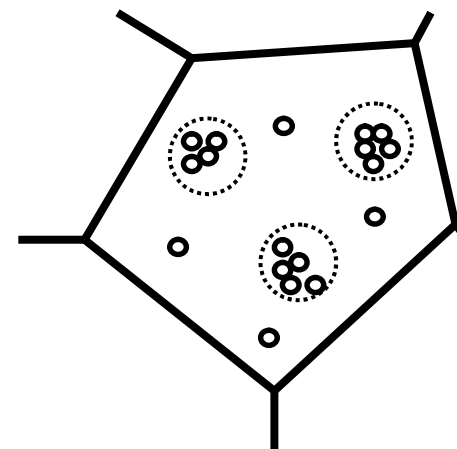
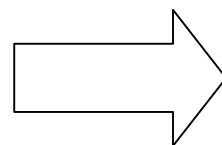
照射脆化のメカニズム(2/2)

- ・銅含有率が多い場合、照射脆化の支配的要因は、銅原子クラスターの形成。
- ・形成速度は、まだクラスターを形成していない銅の量が多ければ大きく、少なければ小さくなる。
- ・このため、照射脆化の傾向は、飽和傾向を示す。



<初期>

銅原子クラスター: 少
 クラスター未形成銅原子: 多
 銅原子クラスター形成速度: 大

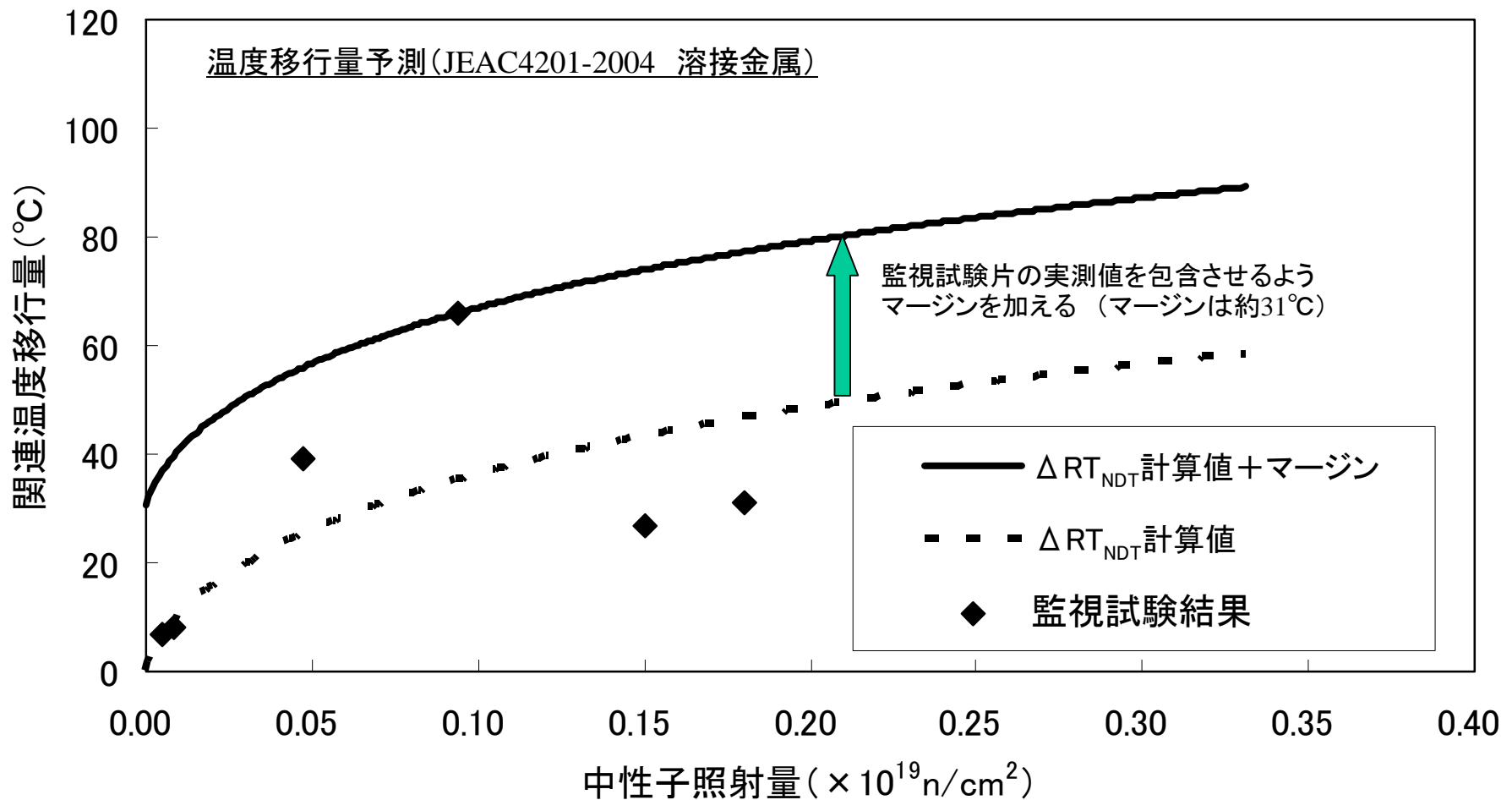


<中性子照射進行>

銅原子クラスター: 多
 クラスター未形成銅原子: 少
 銅原子クラスター形成速度: 小

脆化傾向は飽和

ΔRT_{NDT} 予測値 (JEAC4201-2004)



関連温度移行量 (ΔRT_{NDT}) 計算値 (JEAC4201-2007) (監視試験片の中性子束毎)

