

# 福島第一原子力発電所 3号機 高経年化対策について (補足説明資料)

平成22年7月12日  
東京電力株式会社

# 質問 1

## <設計と高経年化対策関連>

当初の設計と比較して高経年化している現状でも安全性は問題ないのか。

### (回答)

高経年化対策は、供用期間の長さにかかわらず、プラントの安全性において一定の水準を維持することを目的としています。このため、高経年化技術評価等では、新たに得られた知見等により随時改定されている基準や指針を使って適宜評価を実施し、必要に応じて対処することとしています。このような活動により、建設時期、供用期間等の異なるプラントであっても、同一の判断基準が適用され、一定の水準が確保されます。具体的には以下の考え方で高経年化対策を進めています。

定期検査における分解点検や検査等の日常の保全活動の中で劣化傾向を早期に検知・把握し、修理、取替を適切に行っていくことで設計時の健全性は維持できると考えています。

また、運転開始30年以降、10年毎に60年間の運転を仮定した高経年化技術評価を実施し、その後の10年間に追加すべき保全策を抽出します。それらを確実に実施していくことにより、想定される経年劣化事象の早期検知と対応・評価が可能であり、設備の健全性は維持できると評価しています。

なお、日常の保全活動により設計時の健全性は維持され、耐震安全性も同様に確保できると考えています。高経年化技術評価での耐震安全性評価は、想定される経年劣化事象の60年運転時点での劣化状況を仮定した上で評価しているものであり、日常点検の結果によっては、対策やその実施時期の検討の一助としています。

## 質問2

### <中性子照射脆化関連>

- ①全体的にもっとわかりやすい資料とすること。
- ②脆性遷移温度上昇と温度管理の関係を明確にすること。
- ③脆性遷移温度上昇予測と試験片データの位置付け（保守性等を言いたいの  
か否か）を明確にすること。

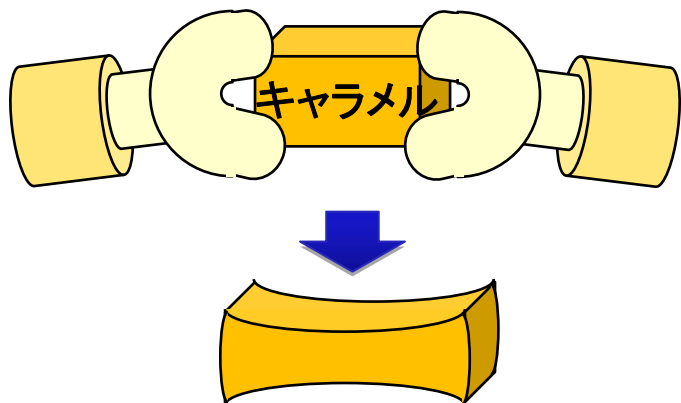
### （回答）

- ①中性子照射脆化に関して、作成した説明資料を次ページ以降に示します。
- ②脆性遷移温度と温度管理の関係をP8～P16を中心に記載しました。
- ③5月31日に技術連絡会でもご説明したように、保守性についての説明  
であることを資料中P10に追記しました。

# 鋼の特性 ①延性と脆性

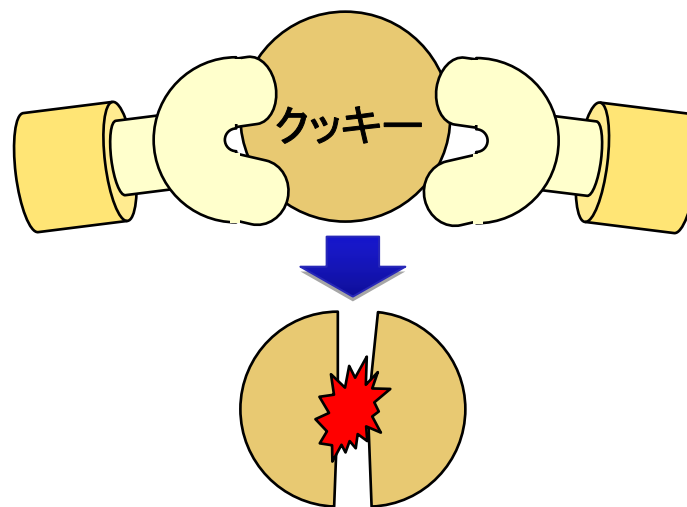
延性

力が加わってもすぐに壊れず伸びる性質



脆性

力が加わると急に壊れる性質

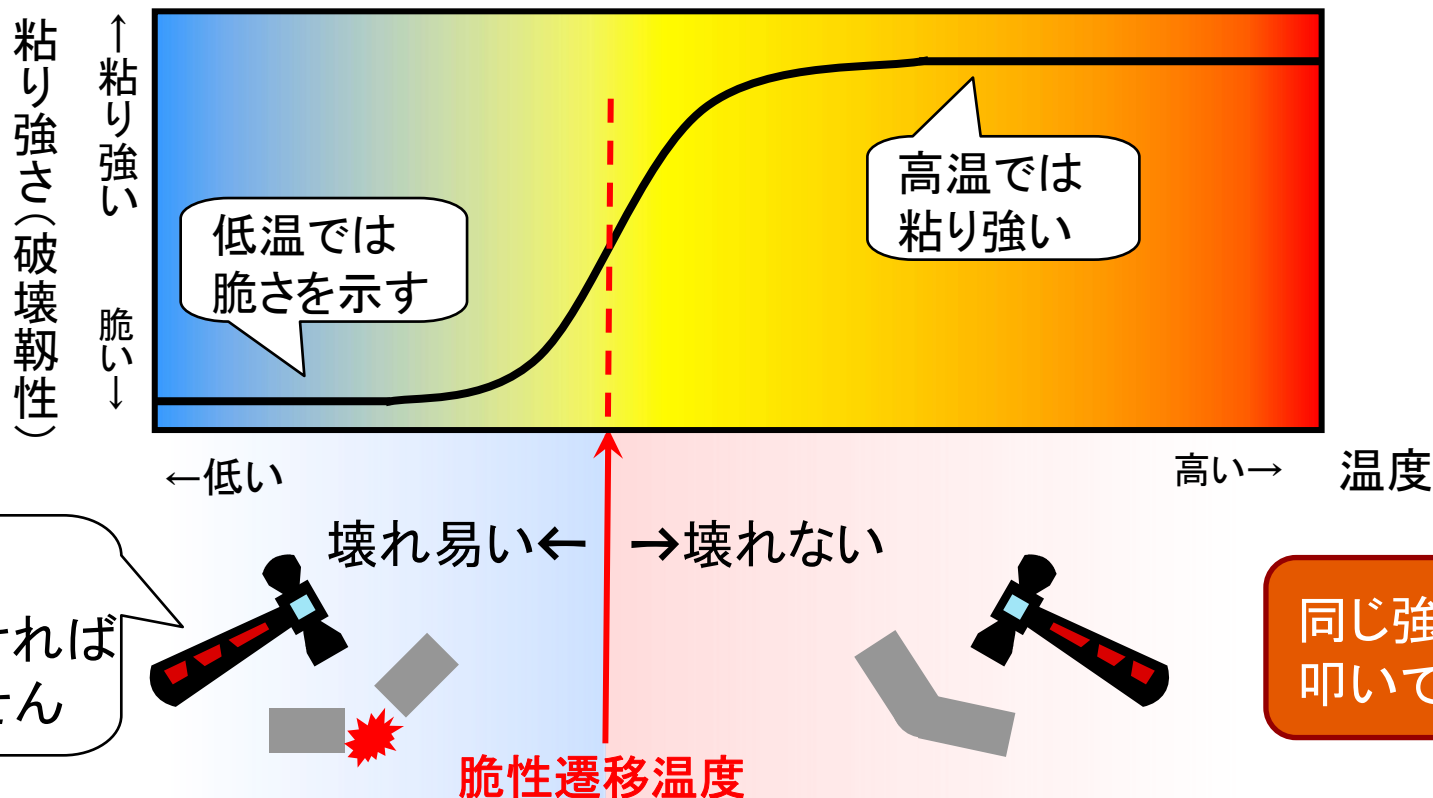


身の回りにおける金属性の製品の多くは、この**延性**という性質を利用して加工・成型することで製作されている。(例：自動車)

# 鋼の特性 ②温度による変化

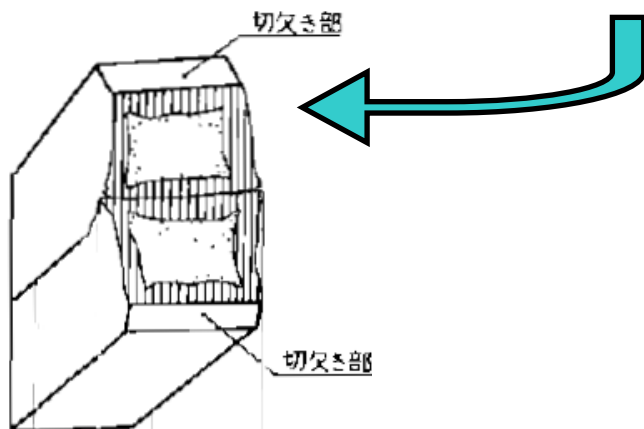
原子炉圧力容器に使用している材料の延性は、温度により以下の通り特性が変化することが知られている。

- ・高温では粘りがあるが、低温では脆くなる。
- ・材料の延性/脆性の度合いは**ある温度(脆性遷移温度)**を境に急に変化する。

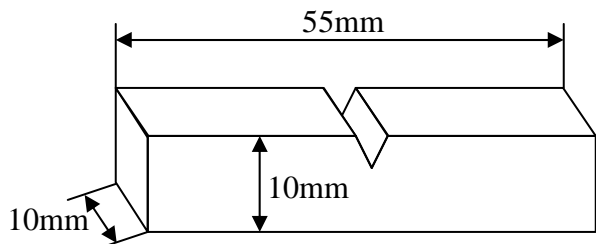


# 脆性遷移温度の確認試験方法

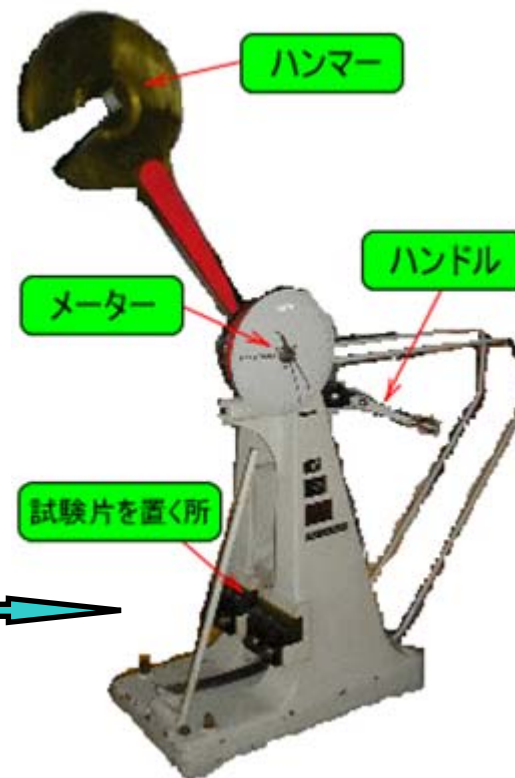
- ▶ 切欠きを入れた試験片にハンマーを振り下ろして打撃することで試験片を破壊し、その試験片が吸収するエネルギーや粘り強さを調べる試験機
- ▶ 試験片が破壊したときの破面を調査し、脆く破壊しているか、延性的に粘りをもって破壊しているか、その**程度を把握**する。



破断状態図



試験片形状



# 脆性破壊の要因と原子炉圧力容器の温度管理

低い温度  
材料の温度が  
脆性遷移温度以下



大きい応力  
容器の圧力を上昇する  
ことで大きな応力が発生



脆性破壊

原子炉圧力容器が脆性破壊を起こさないためには、**温度と応力**を脆性破壊が起こらない範囲(**材料が粘り強さの特性を持つ範囲**)で管理する必要がある。

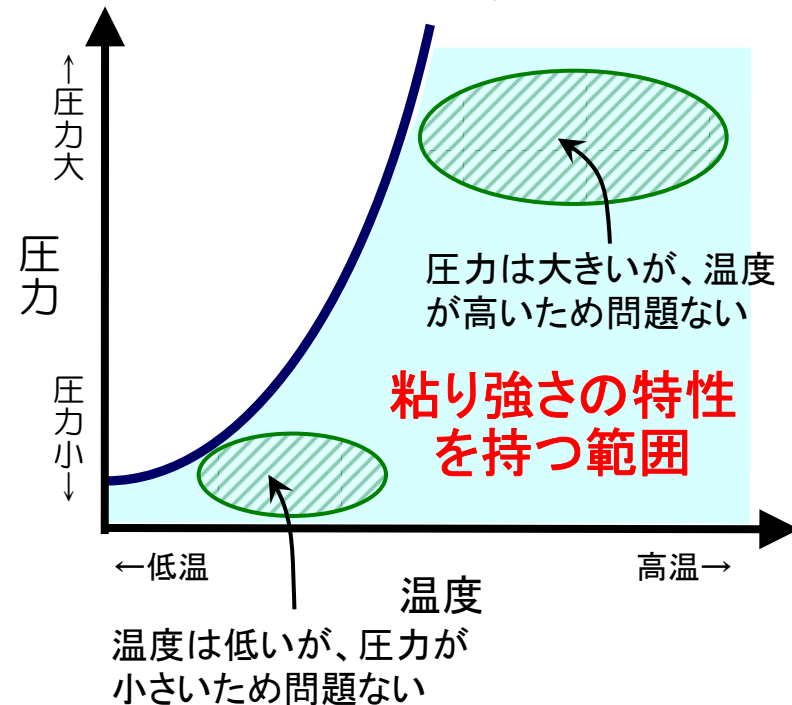


脆性遷移温度から、破壊力学評価(仮想欠陥を想定し、どの程度の力が欠陥に加わったら破壊するかを評価)に基づき、粘り強さの特性を持つ範囲の温度/圧力を計算。



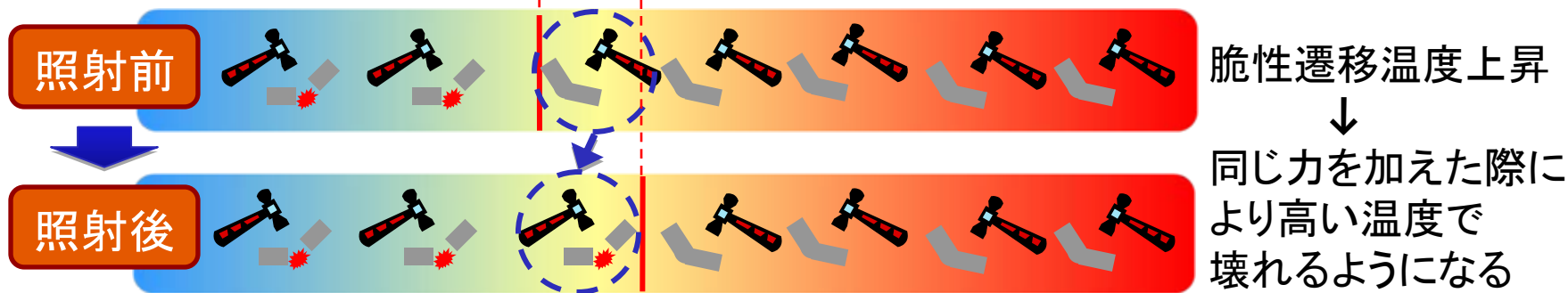
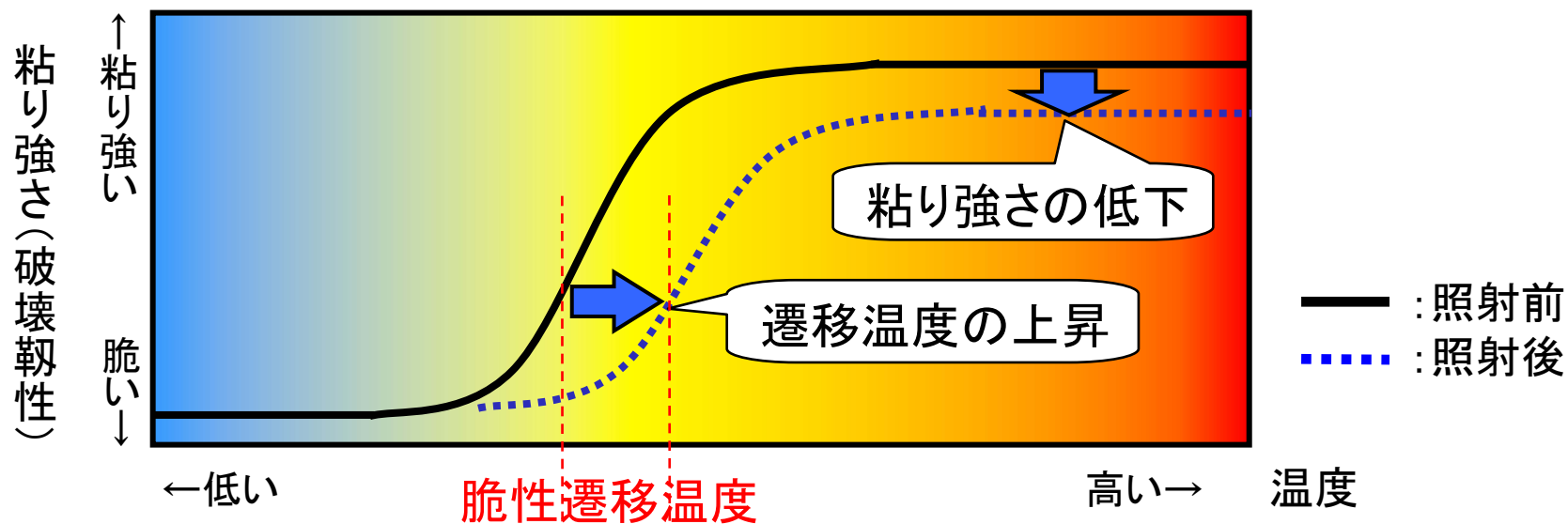
原子炉圧力容器に圧力を加える場合は、温度を高め、原子炉圧力容器の状態を**粘り強さの特性を持つ範囲**で管理。

粘り強さの特性を持つ範囲の温度と圧力の計算結果



# 中性子照射脆化とは

原子炉圧力容器の中性子照射脆化とは、材料に中性子が照射されることにより、下図のように、金属の粘り強さが低下するとともに、脆性遷移温度が高温側に上昇する現象。





# 中性子照射を考慮した原子炉圧力容器の温度管理

①金属は中性子照射を受けることで脆性遷移温度が上昇

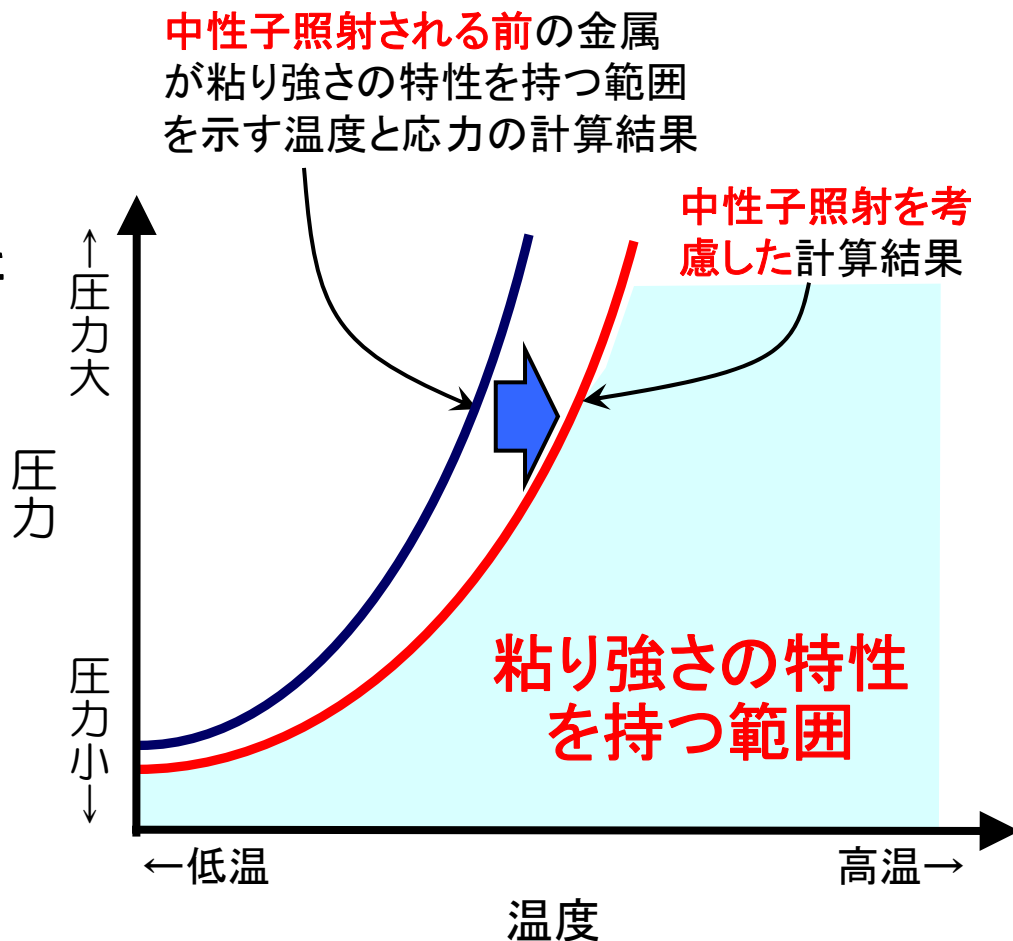


②中性子照射の影響を考慮した粘り強さの特性を持つ範囲の温度/応力を再計算



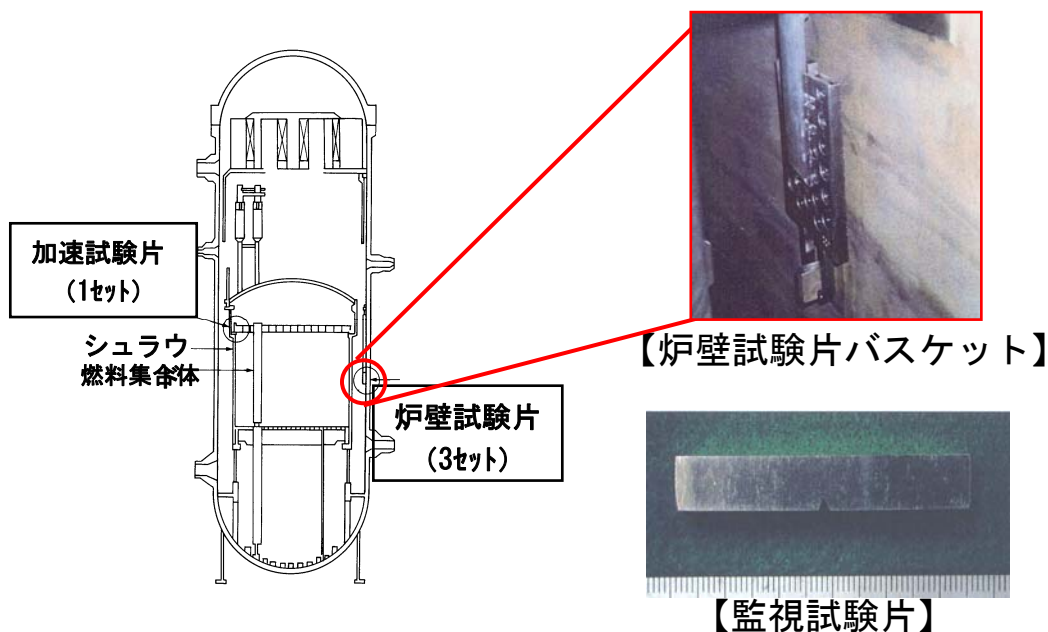
原子炉圧力容器の温度管理は、

- ・中性子照射による脆性遷移温度の変化を把握すること。
- ・②の再計算に基づく範囲内で原子炉圧力容器の状態を管理すること。

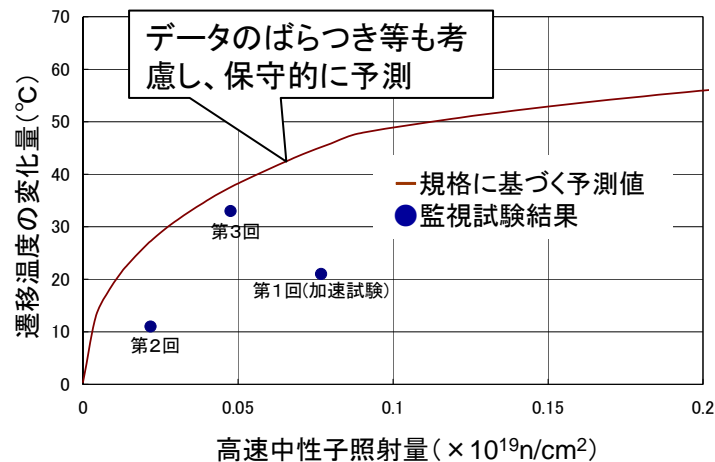


# 原子炉圧力容器の脆性遷移温度変化の管理

- 原子炉圧力容器は、中性子照射によって材料特性が変化すること(中性子照射脆化)について設計段階より考慮されている。
- 原子炉圧力容器の脆性遷移温度の変化については、日本電気協会の規定に基づき、データのばらつきも考慮し**保守的に予測**している。
- また、運転当初より原子炉内に監視試験片を装荷し、計画的に監視試験片を取り出し、**試験により直接的に変化の程度を確認**している。



福島第一3号機 遷移温度の変化量の測定値(監視試験結果)と予測値



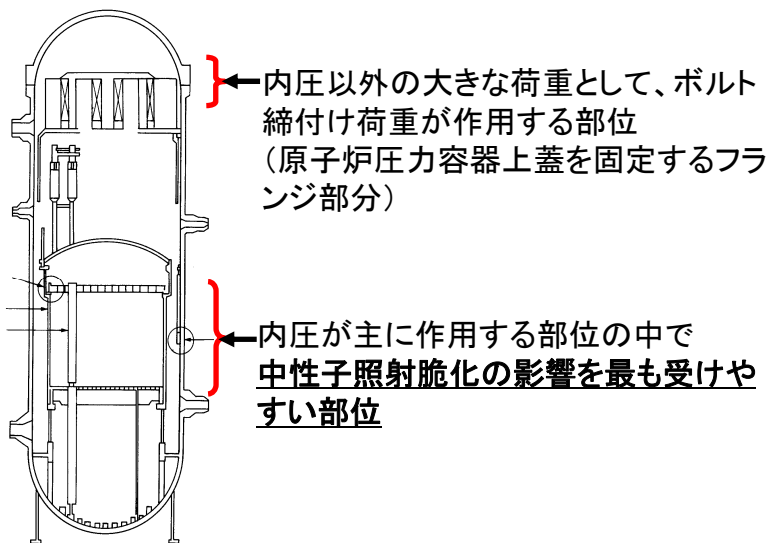
# 原子炉压力容器に対する圧力・温度要求

- 原子炉压力容器の圧力・温度要求については、(社)日本電気協会電気技術規定(JEAC4206-2007)により、下表の通り定められている。

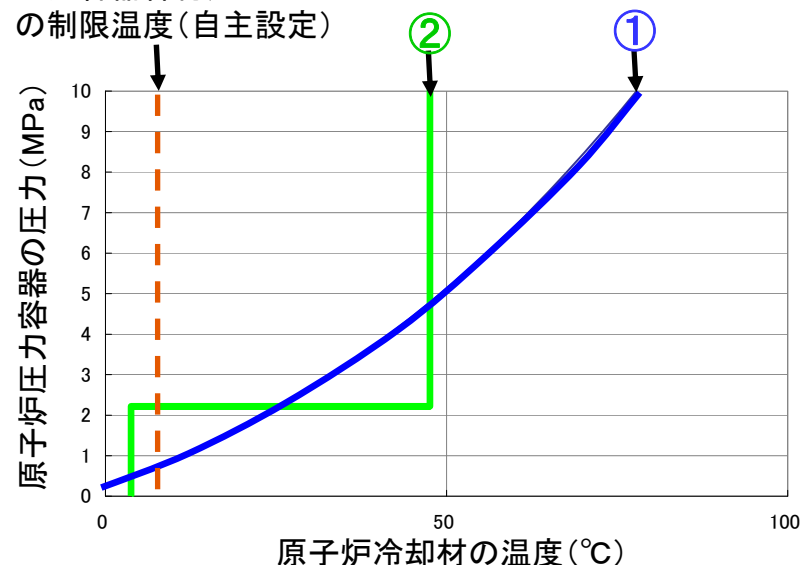
原子炉压力容器の圧力	圧力・温度制限の要求 ①	圧力・最低温度要求 ②
≤水圧試験圧力の20%		内圧以外の大きな荷重が作用する部分の最も高い $RT_{NDT}+33^{\circ}\text{C}$
>水圧試験圧力の20%	脆性遷移温度を考慮した破壊力学評価式から求めた圧力・温度制限	(A) 内圧以外の大きな荷重が作用する部分の最も高い $RT_{NDT}+50^{\circ}\text{C}$ (B) 内圧が主に作用する部分の最も高い $RT_{NDT}$ 上記(A)と(B)を比較して高い方

(注1: 上記水圧試験圧力とは供用前の水圧試験圧力をいう。)

(注2: 表中の $RT_{NDT}$ とは、原子炉压力容器製作時(初期値)の脆性遷移温度に、使用後の照射脆化による温度上昇がある場合はそれを加えたもの。



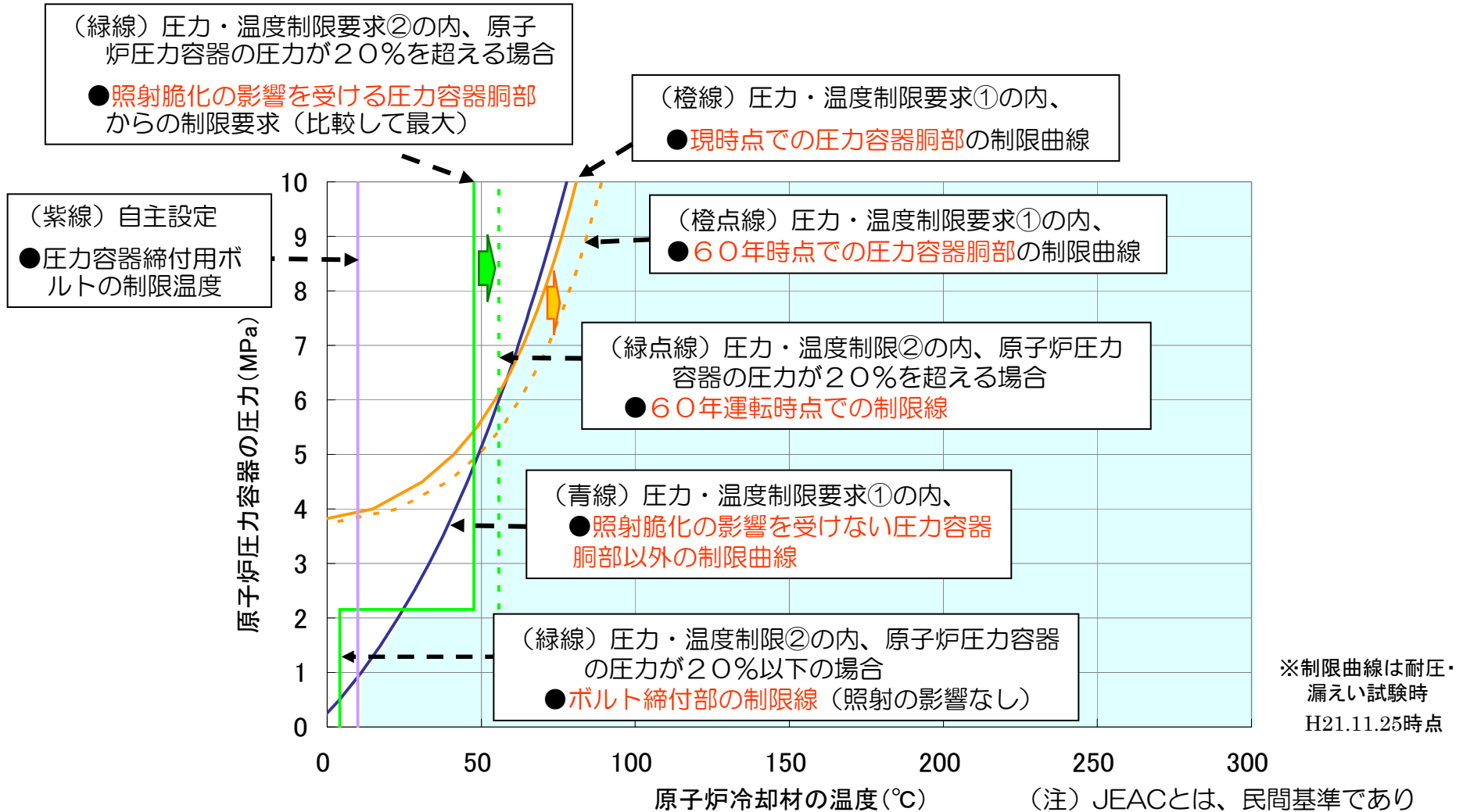
压力容器締付用ボルトの制限温度(自主設定)



原子炉压力容器の圧力・温度制限

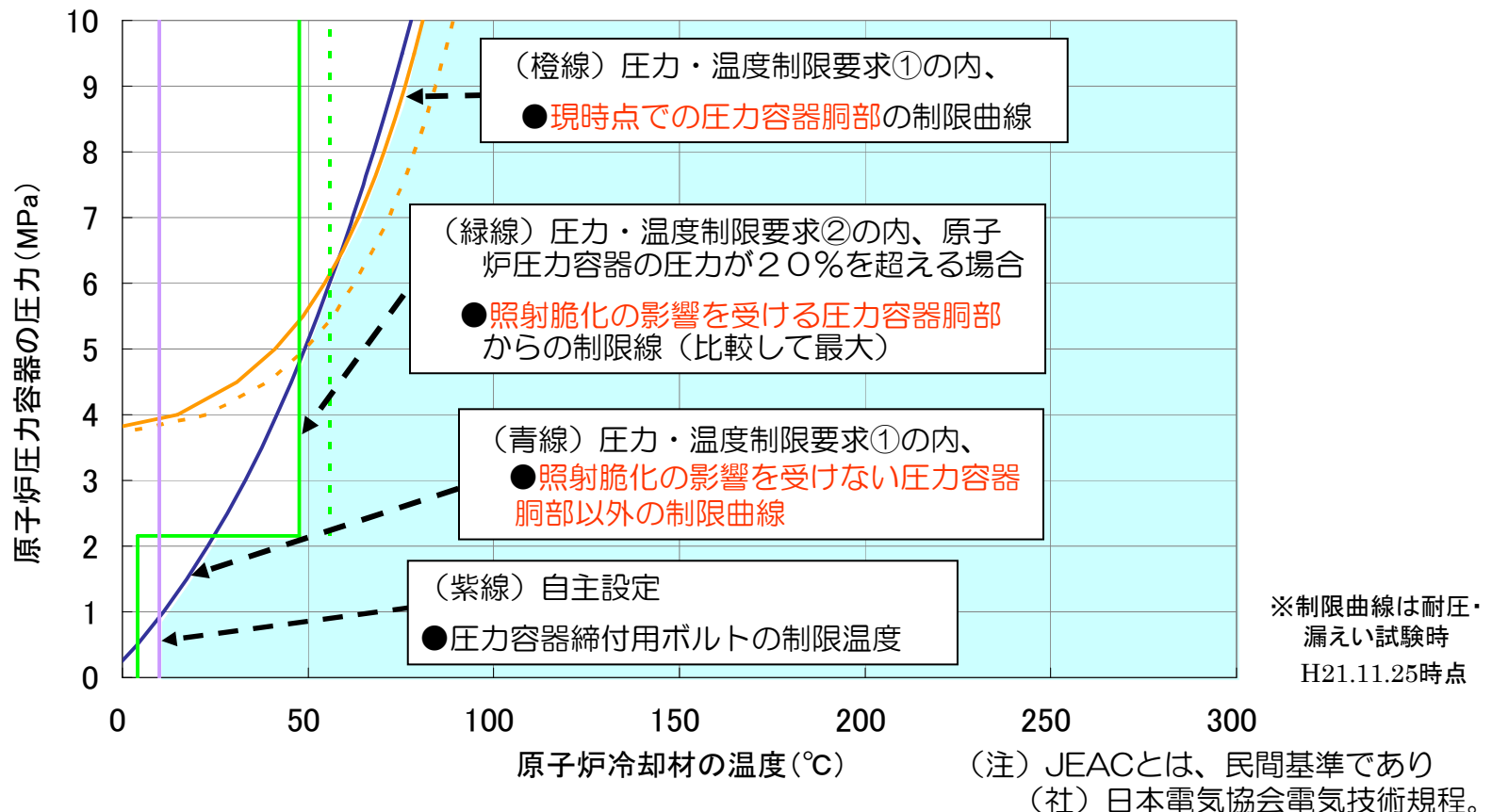
# 実機の温度管理状況（福島第一3号機の例）

- 3号機では、前ページで示した温度・圧力制限要求から、下図に示すような様々な制限曲線等が作成される。



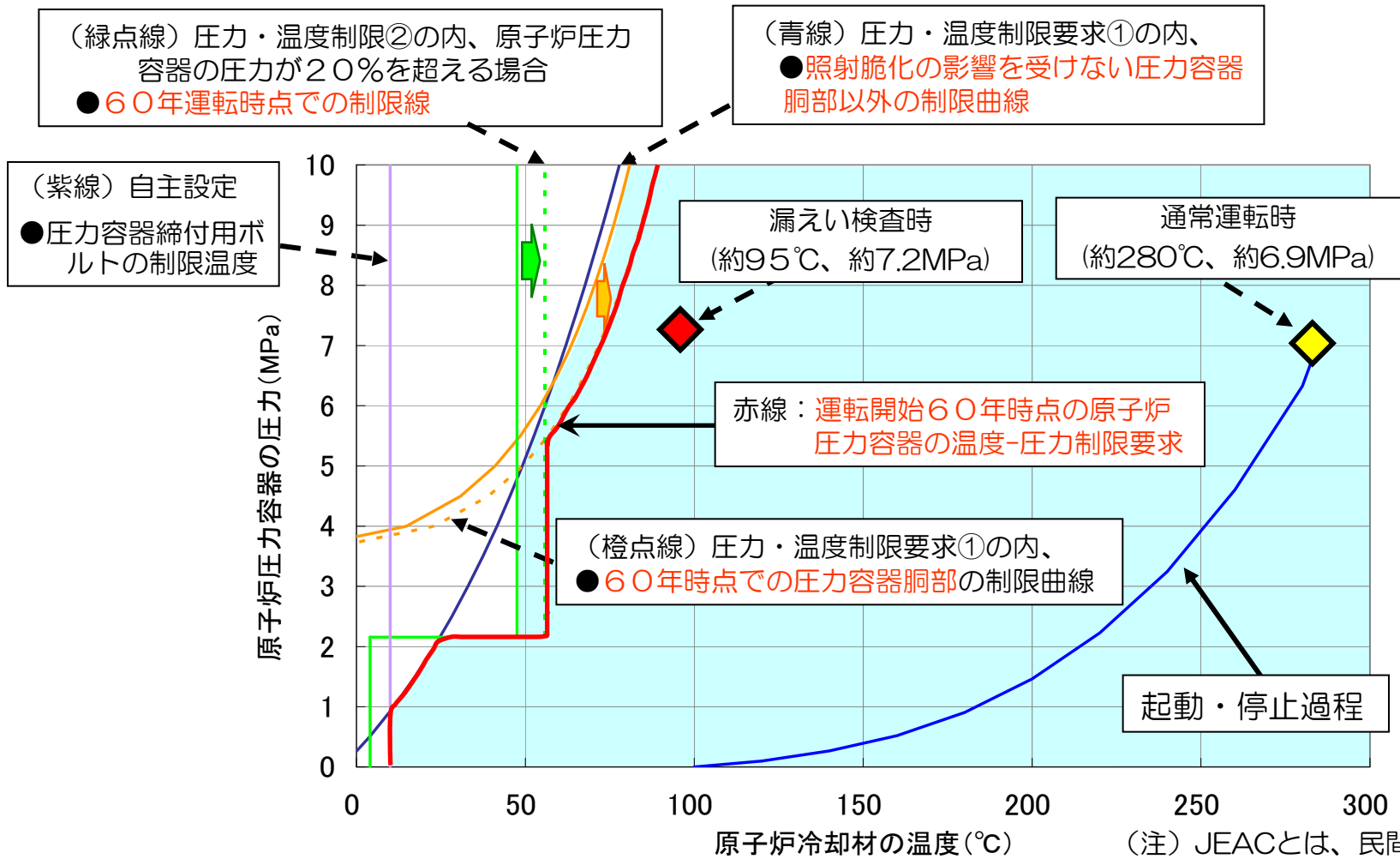
# 実機の温度管理状況（福島第一3号機の例）

- 現時点（H21. 11. 25時点）での温度・圧力制限要求を包絡することで、遵守すべき運転範囲（下図の水色の範囲）が示される。



# 実機の温度管理状況（福島第一3号機の例）

- 運転開始60年時点では、下図に赤線で示すように遵守すべき温度が照射脆化の影響により上昇するが余裕をもった管理が可能。



# 具体的な原子炉圧力容器の温度管理

- 原子炉圧力容器への応力で最も影響の大きい要因は内圧
- そのため、脆性破壊を防止するためには、脆性遷移温度より高い温度で加圧する必要がある。
- プラント運転時の原子炉圧力容器は、脆性遷移温度より十分高い高温状態（BWR: 約280℃）である。
- 通常、プラント停止時の原子炉圧力容器は、大気温度であるが、高い圧力は加わっていない。



原子力発電所の運転の中で原子炉圧力容器の温度と内圧の条件が最も厳しくなるのは、**プラント停止中に高い圧力**（約70気圧）をかけて行う**原子炉圧力容器漏えい検査\***の時

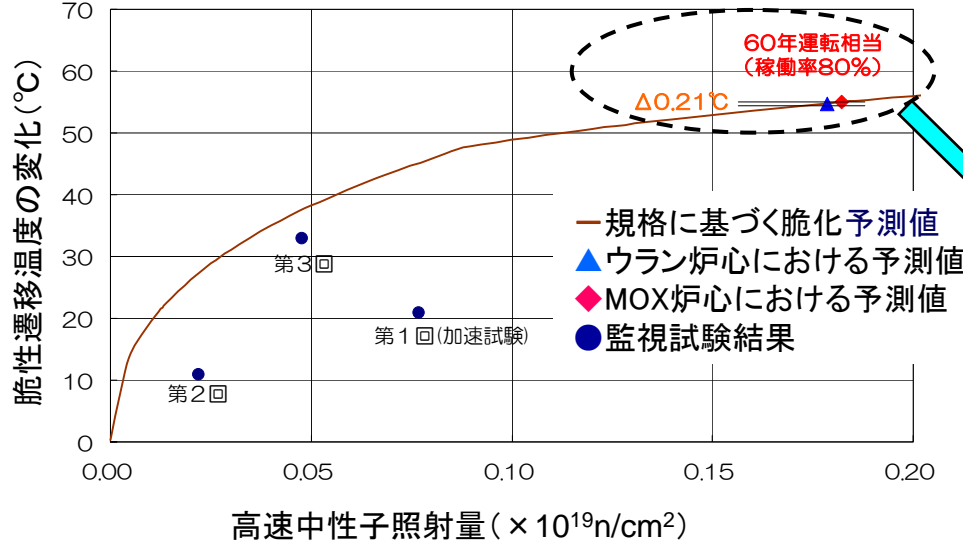


脆性遷移温度（中性子照射脆化も考慮）に余裕を見込んだ**制限温度**を原子炉ごとに算出し、この温度を下回らないような温度（温度と応力の関係も考慮）で検査を行うことが保安規定により定められている。

\*原子炉圧力容器漏えい検査とは

原子炉等の健全性を確認するため、原子炉に水圧による内圧をかけ、漏えいが無いことを確認する検査。定期検査毎に行っている。

# 実機の温度管理へのMOX燃料装荷の影響（福島第一3号機の例）

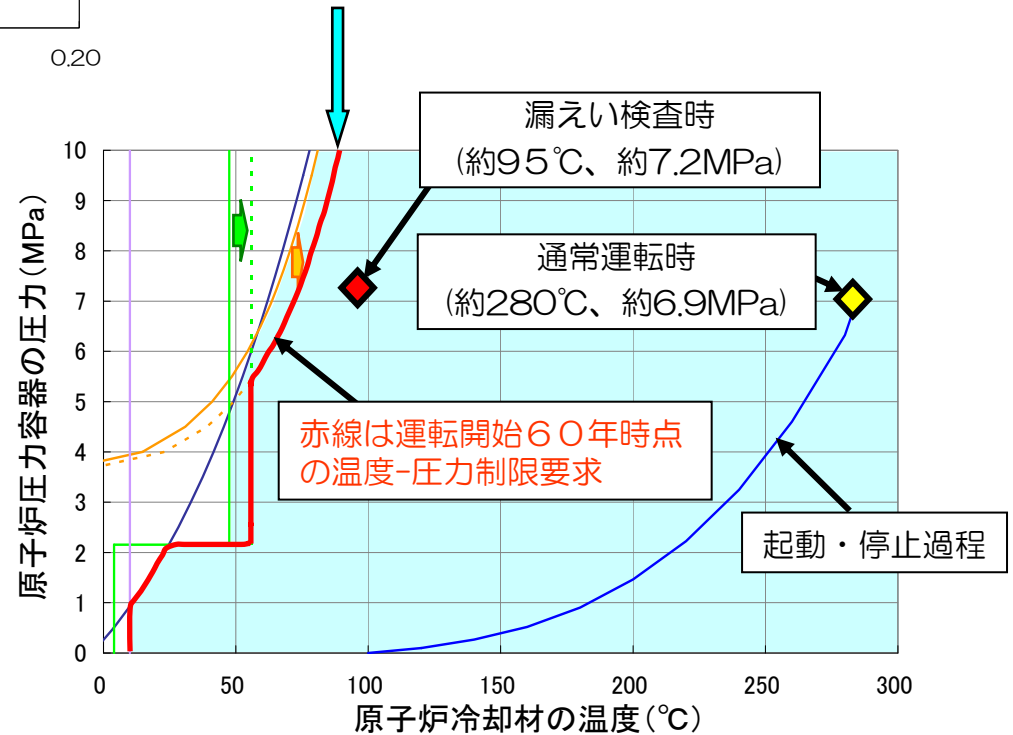


福島第一3号機  
MOX炉心の脆性遷移温度変化量への60年  
運転時点での影響予測

MOX炉心の影響は60年運転時点で約0.3°Cであり、  
60年運転時点のJEACに基づく温度-圧力制限要求の  
一部（下記、赤線の一部）が若干温度上昇側に移行する。

## <まとめ>

- 原子炉圧力容器の状態管理に必要な温度-圧力制限要求に与える影響は60年運転時点でも軽微であること。
  - 適宜、圧力-温度制限に影響を与える脆性遷移温度の変化を把握し、運用に反映していること。
- から、管理上問題になることはないものと考える。





## 質問3

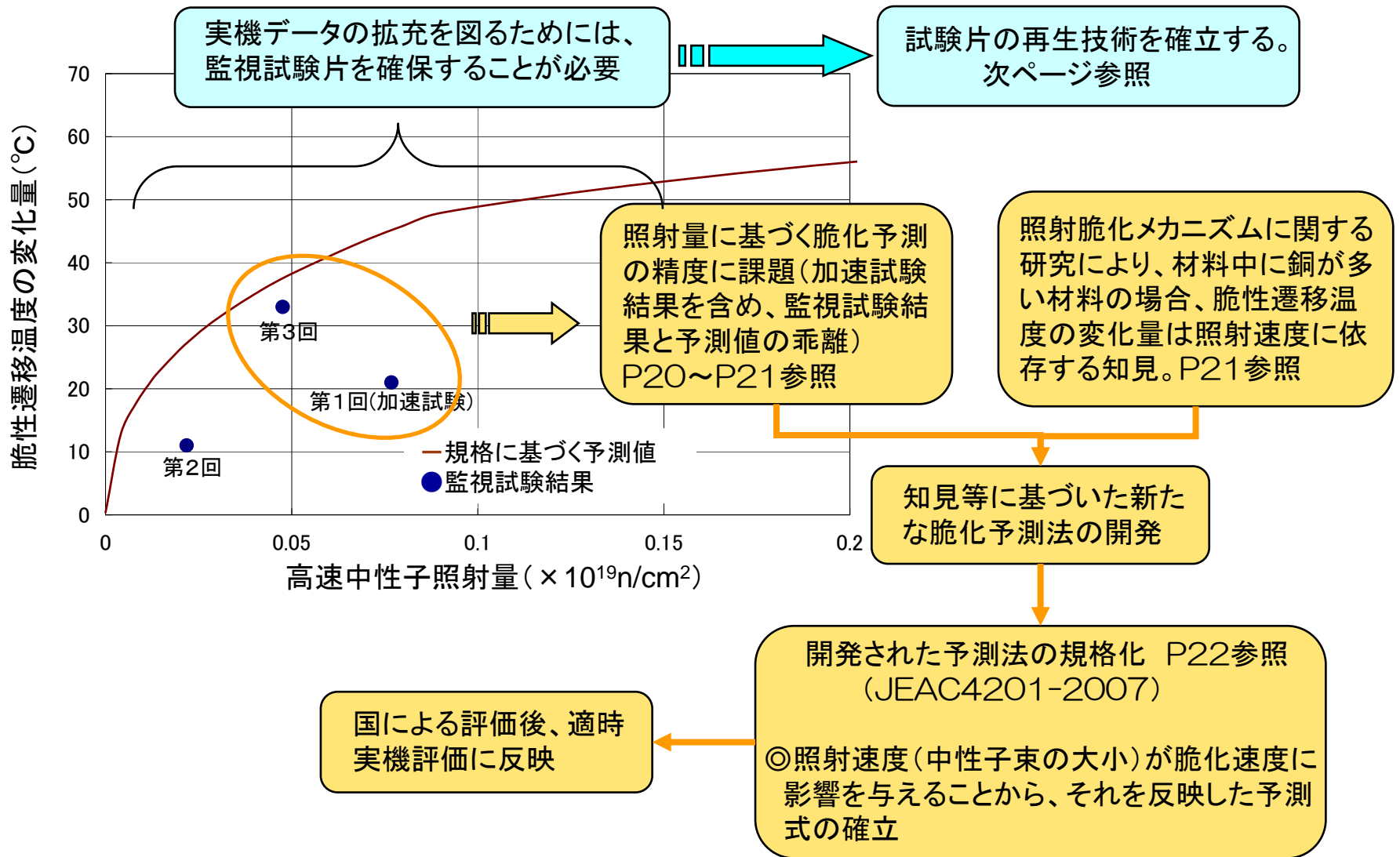
### <中性子照射脆化関連>

- ①脆性遷移温度の予測と把握に関する課題と信頼性向上のための取り組みについて説明すること。また、新たな導入を検討している脆化予測式の概略と1F3への適用の検討状況はどのようになっているのか説明すること。

### (回答)

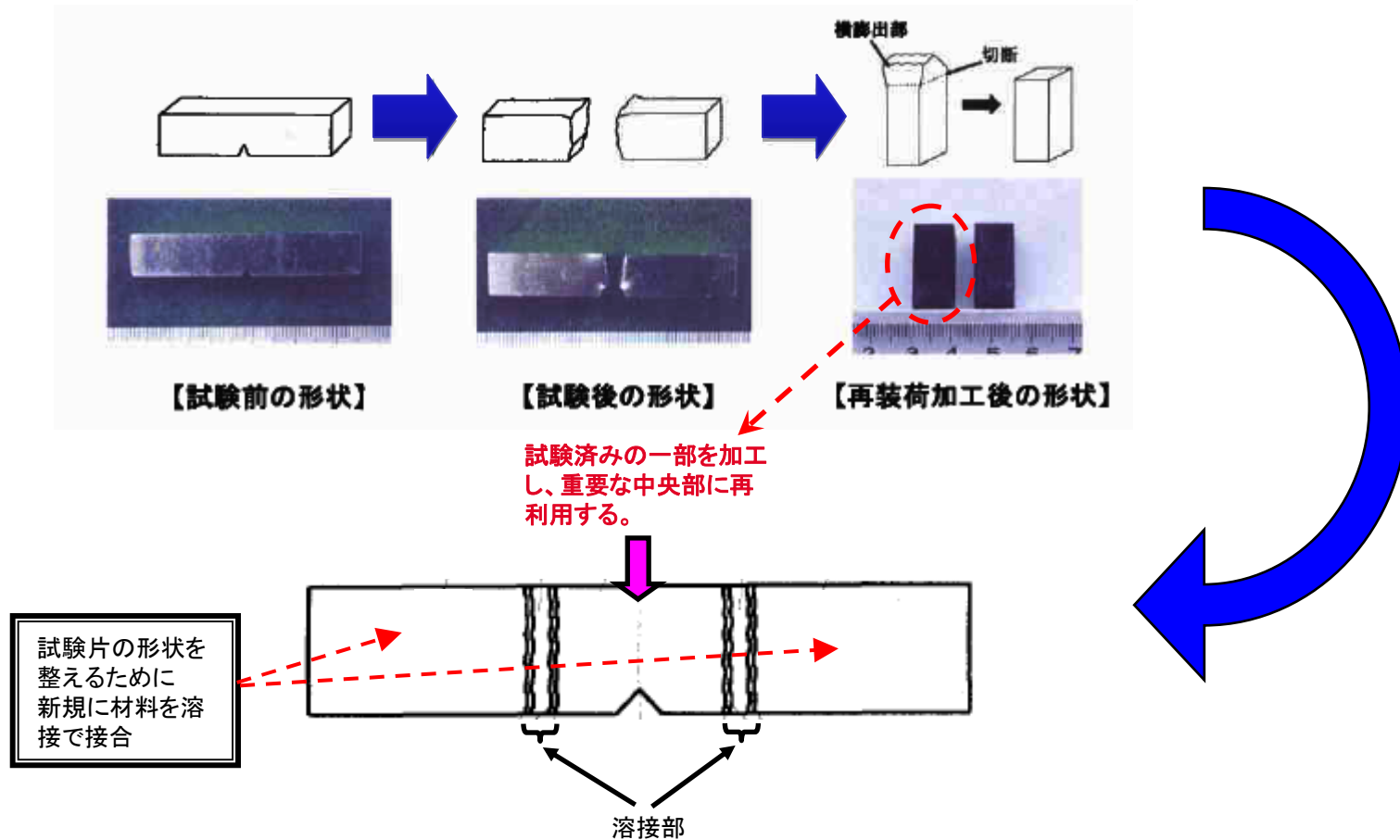
- ①次ページ以降に、脆性遷移温度上昇等に関する信頼性向上のための取り組みについて記載しました。

# 照射脆化予測信頼性向上に関する取り組み



# 監視試験片の再生について

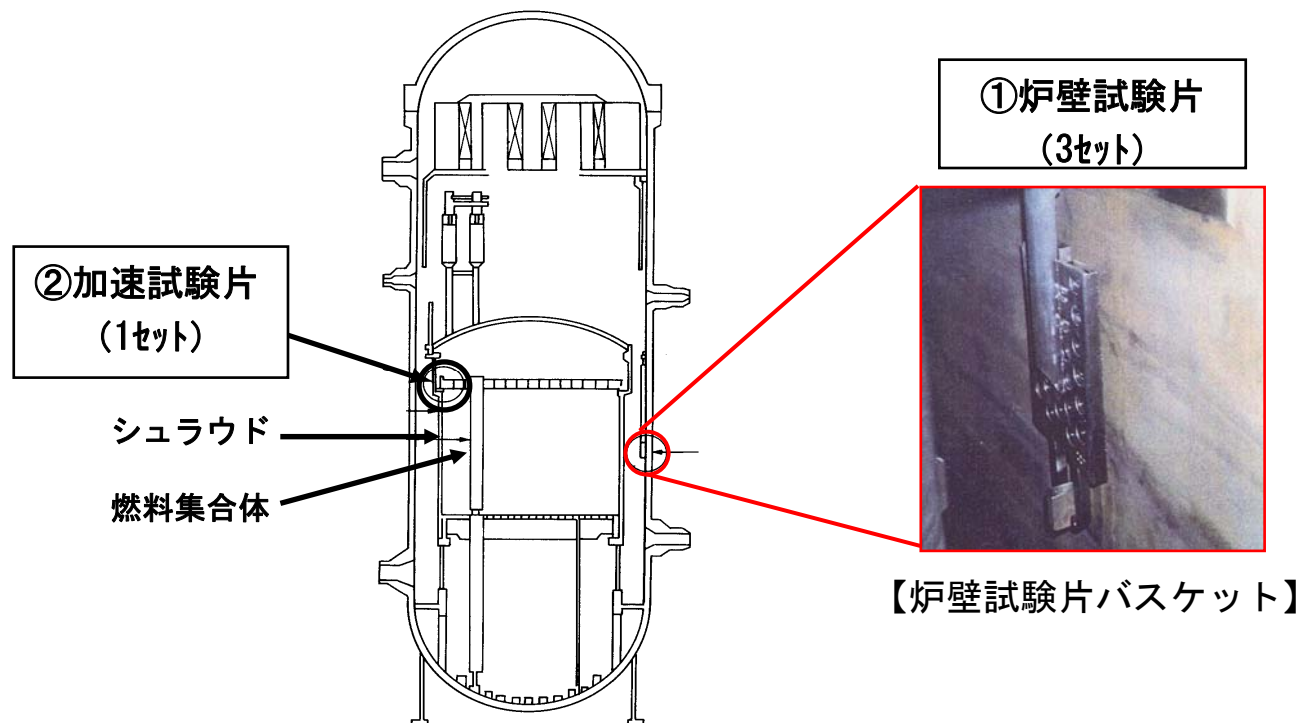
- 試験後の監視試験片の一部を利用して、新たな照射試験片を作成する技術が開発され、必要に応じ、監視試験を追加実施することが可能となった。
- 福島第一 1号機～6号機において、第三回の監視試験片を再装荷中。



Vノッチシャルピー衝撃試験片再生の模式図 (ASTM E1253 より) 図: JEAC4201-2007 解説 より

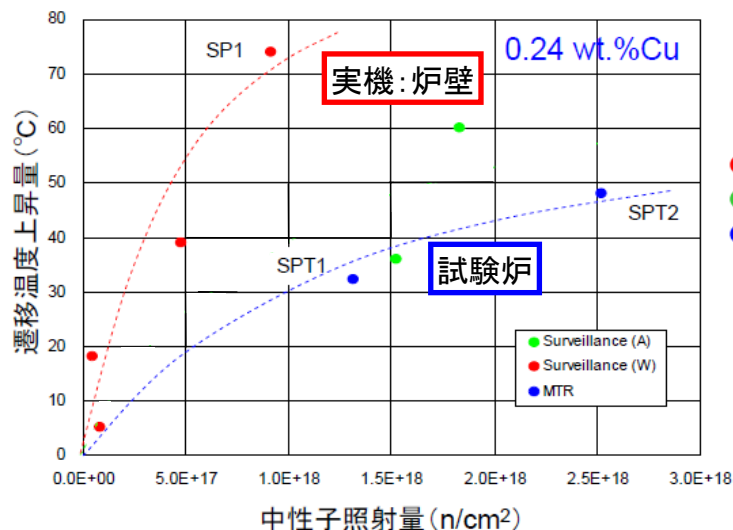
## 照射脆化予測信頼性向上に関する取り組み（予測精度向上に関する知見）

- 中性子照射脆化の問題が懸念されるのは、原子炉压力容器胴体であり、脆化を監視するために試験片が原子炉压力容器胴体の内側（炉壁）に装着されている。（下図①）
- 当初、材料の脆化は中性子照射量に依存すると考えられたことから、炉壁よりも中性子量の多い内側に試験片を設置し、より早く多くの中性子を材料に照射し、脆化の状態を把握することを計画した。（下図②）
- 中性子照射量で単純に脆化を予測した場合、予測精度が悪いことが判明。

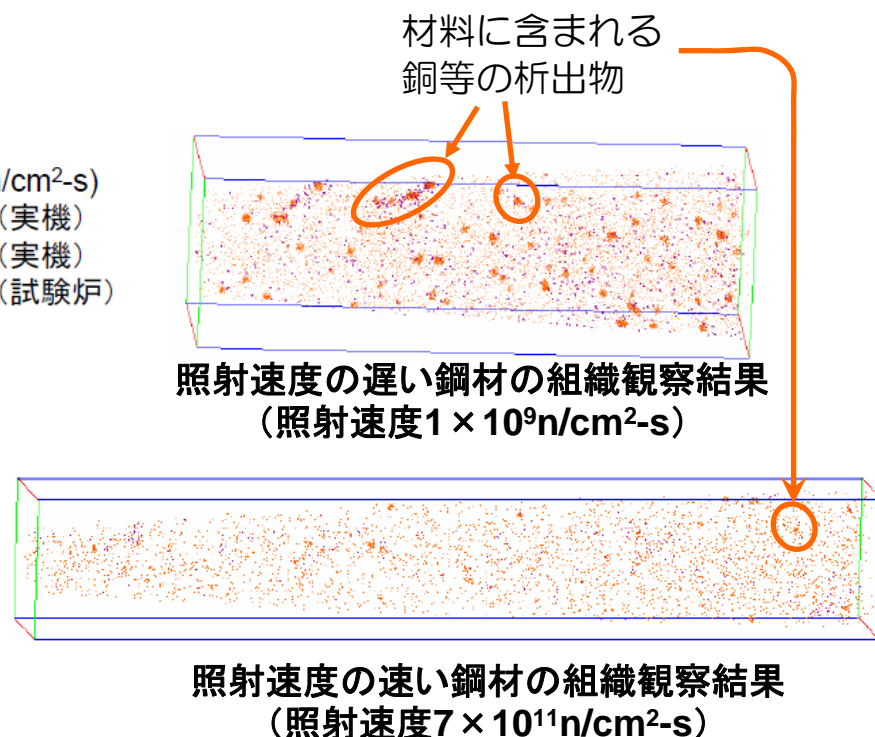


# 照射脆化予測信頼性向上に関する取り組み（予測精度向上に関する知見）

- 前ページの①と②では温度条件が異なることから、試験炉で炉壁と同じ温度条件で加速照射した材料の脆化状態を確認したところ、炉壁で照射された鋼材の方が温度上昇が高いこと（＝脆化が進行していること）を確認。
- 銅の含有量が多い場合は、加速試験よりも炉壁で照射された鋼材の方が析出物の量が多く（脆化が進んでいる）、同レベルの中性子照射量では照射速度が遅い方が脆化が進行しやすいことを確認。



同一温度条件による脆化量比較結果



出展: 電力中央研究所報告 軽水炉圧力容器鋼材の照射脆化予測法の式化に関する研究  
 -照射脆化予測法の開発- (平成19年4月 財団法人 電力中央研究所)  
 脆化機構のモデル化と脆化予測 財団法人 電力中央研究所 曾根田 直樹 (平成20年2月26日  
 原子力発電システムの安全確保に向けた高経年化対策と保全高度化に関するシンポジウム)

# 原子炉圧力容器の照射脆化予測式について

## ■ 現行の照射脆化予測式（JEAC4201 2004年版）

- 開発時点（1991年に規格化）における実機監視試験データと、それを補う材料試験炉データをベースに、統計的手法で設定。化学成分の影響を考慮。

$$\text{【脆化量】} = \text{【材料特性項(化学成分)】} \times \text{【照射量項(中性子照射量)】}$$

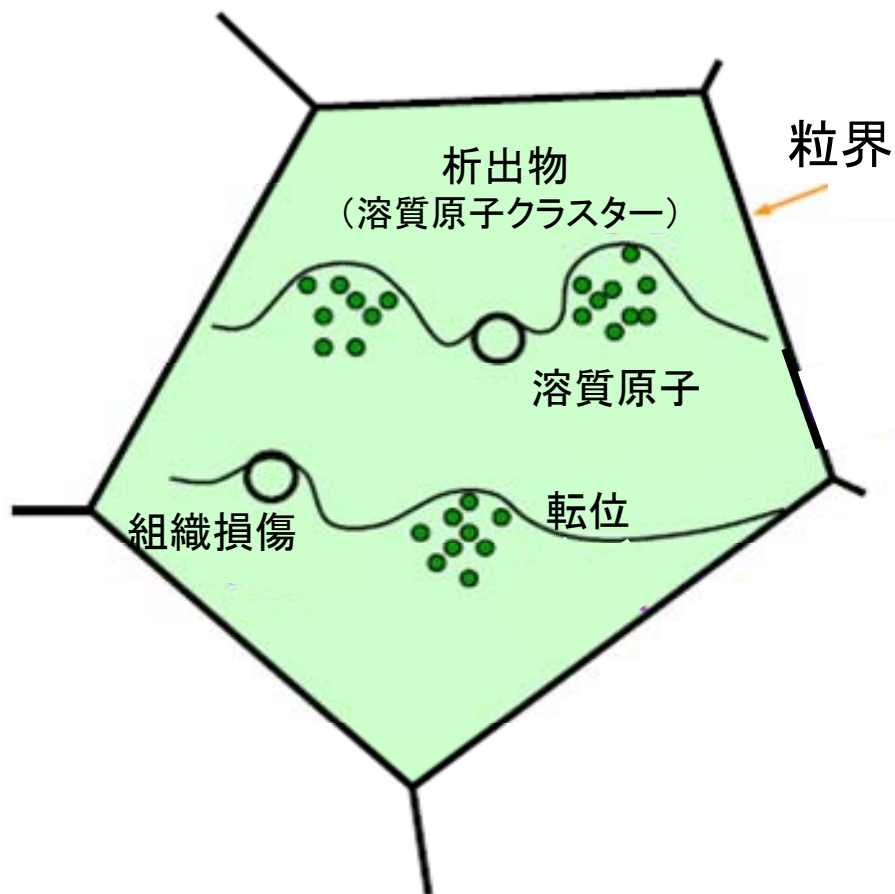
## ■ 最新知見を反映した照射脆化予測式（JEAC4201 2007年版）

- 実機の監視試験データの追加
- 化学成分の影響に加え、照射速度（中性子束）の影響も考慮。反応速度論ベース。脆化メカニズムを考慮。
- 現在、国による評価を実施中。
- 国による評価がされ次第、適時実機の評価へ反映していく。

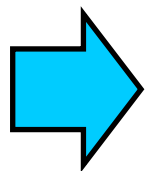
$$\text{【脆化量】} = \sqrt{\left[ \text{中性子照射に伴う析出物形成による遷移温度上昇} \right]^2 + \left[ \text{中性子照射に伴う組織損傷による遷移温度上昇} \right]^2}$$

照射による鋼材のミクロな組織変化を計算  
⇒ミクロ組織に応じた遷移温度上昇を計算  
(照射脆化に係わる変数：化学成分、中性子照射量、中性子束、照射温度)

# 脆化メカニズム（析出物形成）



● 中性子照射に伴う析出物の形成

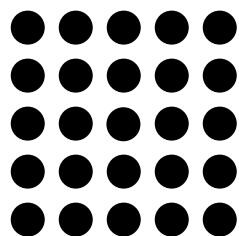


● 脆性遷移温度の上昇  
● 硬さが増して材料の粘り強さ（破壊靱性）の低下

# 脆化メカニズム（組織損傷）

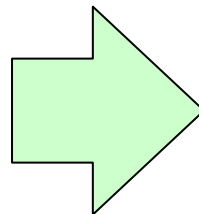
- 中性子が鋼材中の鉄原子に衝突  
⇒ 不規則な原子配列（格子欠陥）を生成

照射前

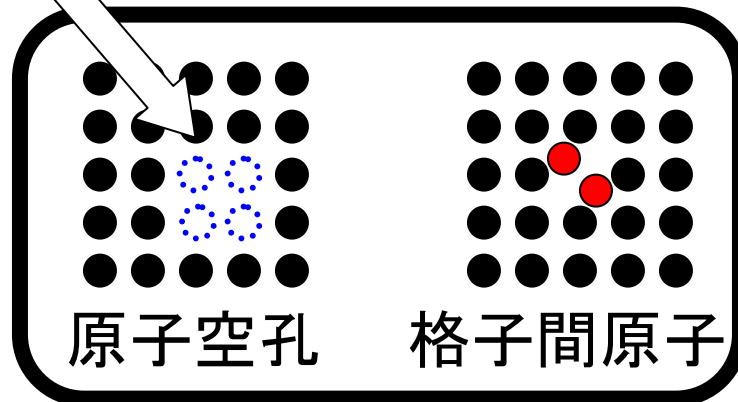


均質な原子配列

中性子



照射後



原子空孔

格子間原子

- 脆性遷移温度の上昇
- 硬さが増して材料の粘り強さ（破壊靱性）の低下



## 質問4

<中性子照射脆化関連>

①圧力容器の照射脆化に関して、前回資料のP18とP39の図の整合性を説明すること。

(回答)

①次ページに前回資料のP18とP39の図を比較した説明を記載しました。

# 予測値と実測値の比較図について

脆化予測式

$$RT_{NDT} = RT_{NDT \text{ 初期値}} + \Delta RT_{NDT} + M$$

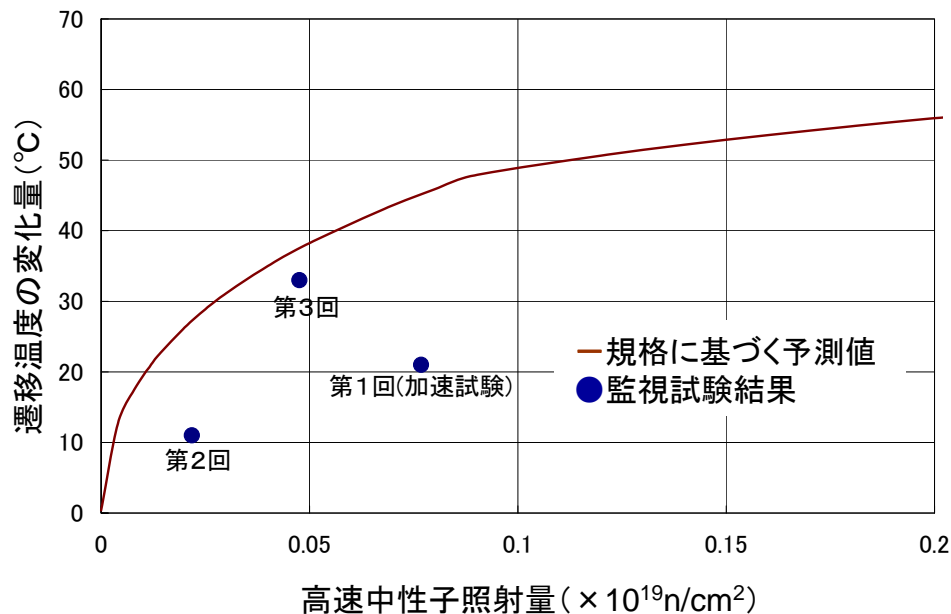
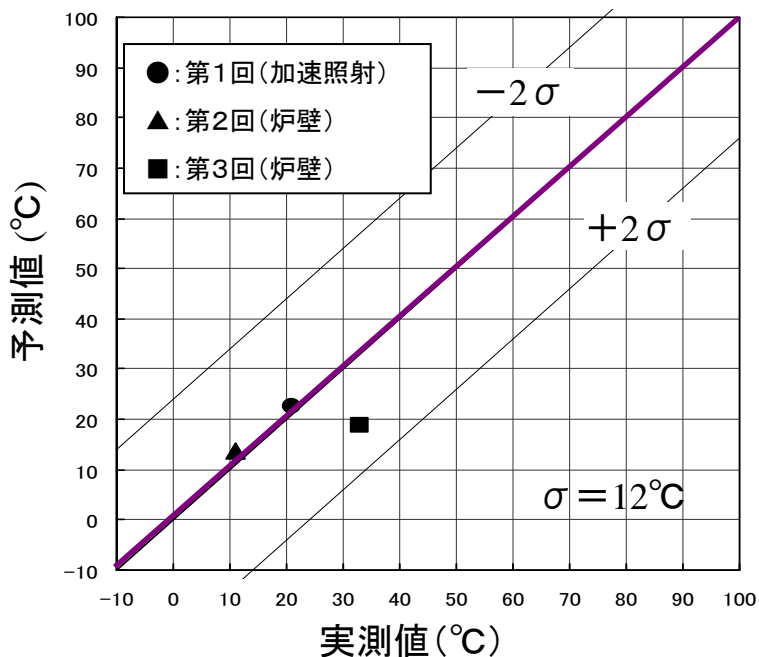
$RT_{NDT}$ : 関連温度

$\Delta RT_{NDT}$ : 脆性遷移温度の変化量

M: マージン

下に示す前回資料のP18の図は、  
監視試験変化量の予測値と実測値  
を比較したもの

下に示す前回資料のP39の図は、実機の評価  
で用いられる変化量の評価値(変化量の予測  
値+マージン)と実測値を比較したもの



( $\pm 2\sigma$ : 予測式の基になった国内外データの分布を統計処理した値)

## 質問5

### <保全活動関連>

シュラウドなどの応力腐食割れは、計画的な目視点検で十分検査・検出できるのか。応力腐食割れおよびその検査に関して、以前（2002年頃の）のトラブルはどのような活かされているのか。また、その後の超音波技術などの進展はどのようなになっているのか。

（回答）

### シュラウドの応力腐食割れ（SCC）に対する検査

- シュラウド等の炉内構造物の目視点検は、維持規格に基づき、水中カメラを用いて、SCCの有無を確認しており、SCCを検出する目視検査は、0.025mm幅のワイヤを識別できることを確認した後に検査を実施しています。
- 上記検査の初期検査時期、点検間隔は、維持規格にてSCCが次回点検までに発生・進展したとしても構造強度に影響を与えない間隔を設定しています。
- その他、同等の水中カメラを用い、変形等を検出することを目的とし、代表部位確認する目視検査も実施しております。

### 原子炉再循環系配管の応力腐食割れに対する検査

- 原子炉再循環系配管のSCCに対する検査は、UTにて実施しております。
- UT技術は、ひびの深さ測定（サイジング）精度の向上、ひびの深さ測定の技術認証制度（PD制度）の構築、2F-3の事例を反映し、信頼性向上に取り組んでおります。（詳細は次頁以降）

# 検査の信頼性向上への取組み（検査方法）

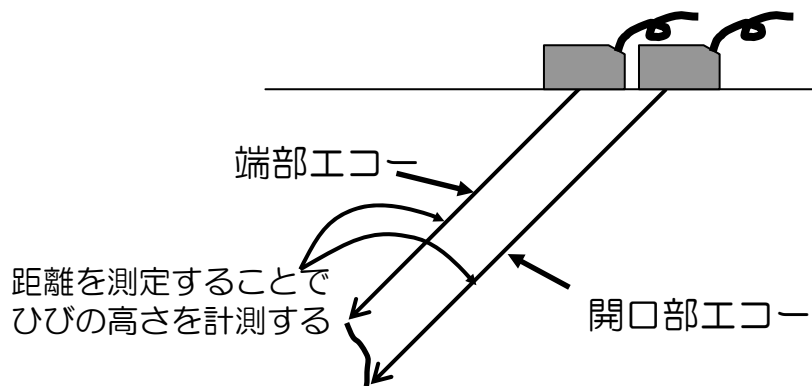
原子炉再循環系配管に対する検査として、ひびの深さ測定精度の向上のために以下の取組みを実施しております。

## ■改良UTの採用

- 「ひびの深さ」を測定するためには、従来の横波に加えて新たに縦波等を用いた改良UTの適用が必要である。
- 改良UTが必要な測定精度を有することを国で評価、確認を実施している。

## ■PD制度の構築と活用

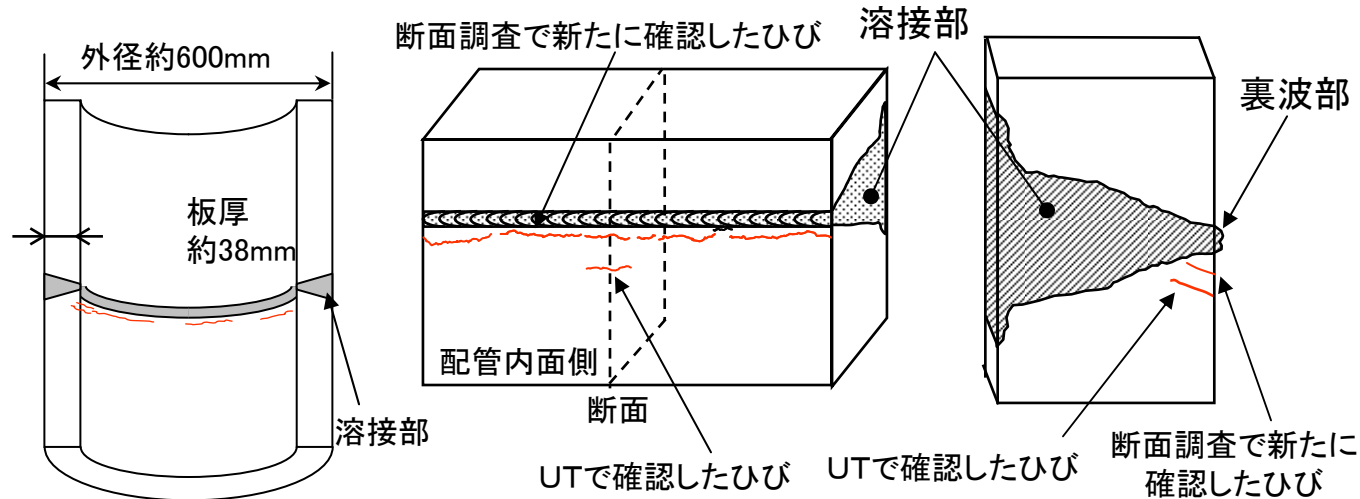
- PLR配管における超音波探傷試験によるひびの深さ測定において、一定の精度でひびの寸法（深さ）を測定するには高度の技術を要するため、従来の検査員の技量認証制度に加え、検査装置、検査要領、検査員の技量を一体としたシステムを認証する仕組みが平成18年3月までに整備された。
- 当社においても平成18年4月以降、PD認証制度を活用し、認証者によるひびの寸法測定を実施してきている。



# 検査の信頼性向上への取組み（2F3のひび誤認事象対応）

## 【ひび誤認の原因】

- 内面形状（裏波）がどうか判断する際に、溶接部の中心位置（内面形状の位置）が不明確であった。
- 過去の知見等から、ひびは無いものと思い込んでいた。



## 【再発防止対策】

- 溶接中心が不明確な場合には、詳細な内面形状の調査を実施し、溶接部の中心位置を明確にしたうえで、裏波部からの信号か否かの確認を実施。
- 基本探傷により疑わしい反射波が検出された場合に行う詳細な探傷\*1に信号が確認された場合には、他の手法による追加探傷\*2を実施し、ひびかどうか判断することに加えて、判断に偏りが生じないように、当社および担当検査会社に第三者（他の検査会社等）を加えた会議で評価を実施。
- 本事例を今後の検査に活用するため、当社及びメーカーにて事例集を作成し、BWR電力各社で情報共有済み。

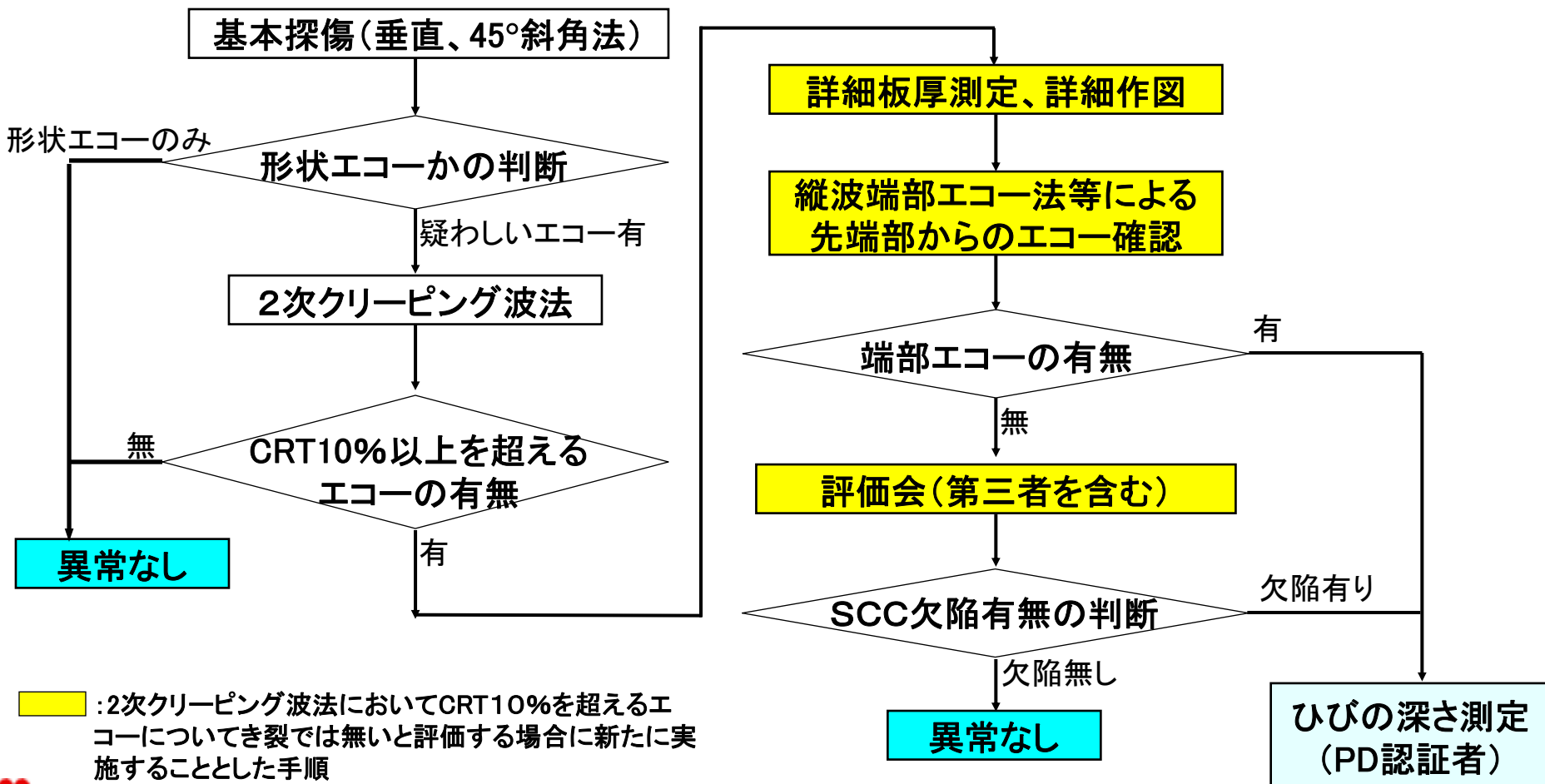
※1:2次クリーピング波法

※2:端部エコー法など

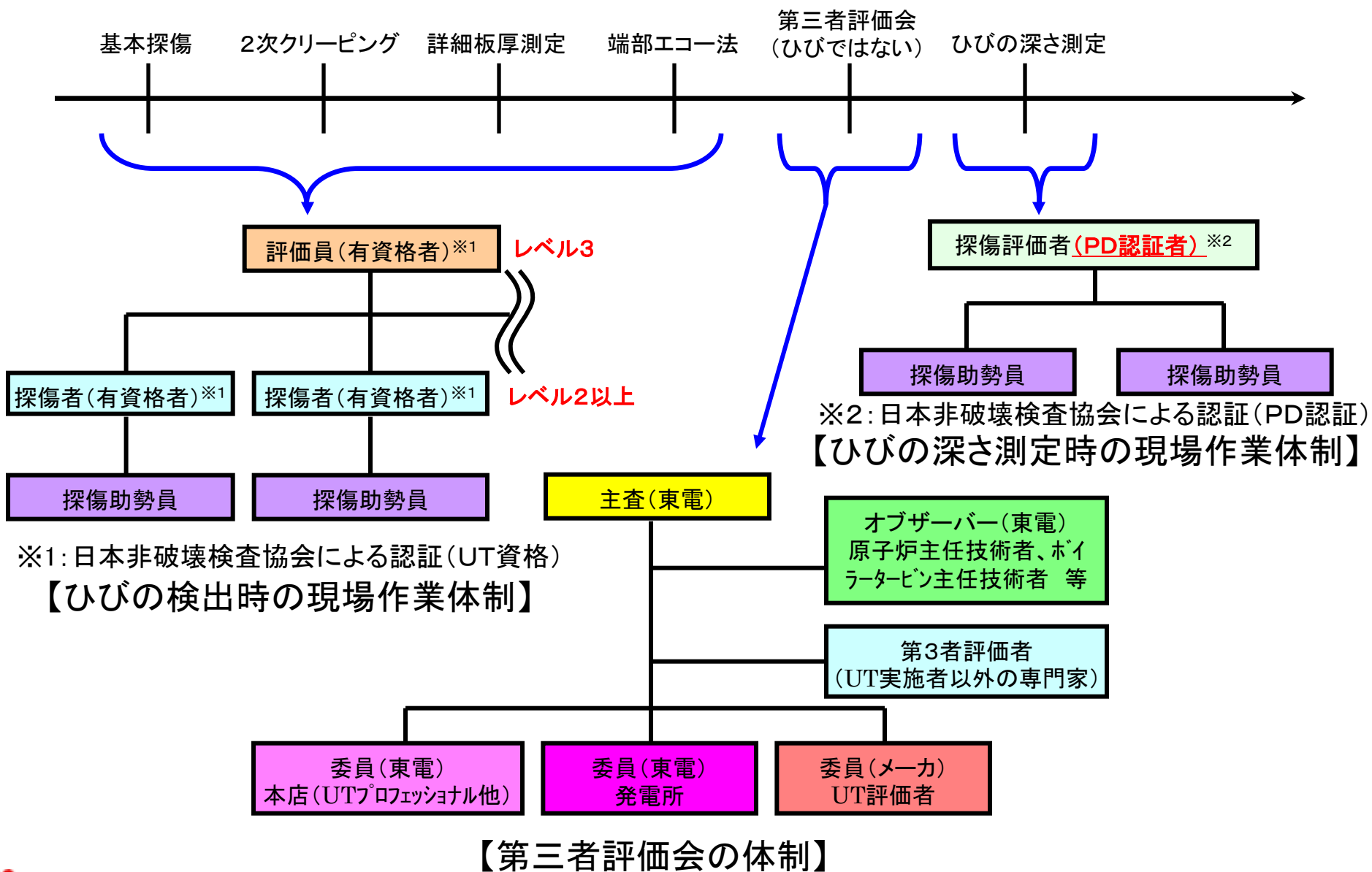
# 検査の信頼性向上への取組み（検査手順）

現在、PLR配管等への超音波探傷試験は、2F3でのひび誤認事象に鑑みたNISA文書※1を反映した手順（定期事業者検査要領書で定める手順）で実施している。

※1:「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」:NISA-322c-06-1/NISA-163c-06-02



# 検査の信頼性向上への取組み（検査体制）



## 質問6

### <保全活動関連>

応力腐食割れ低減のために導入されている引っ張り応力除去技術（高周波加熱 IHSI やショットピーニングなど）の状況とそれらの有効性はどのようなになっているのか。

### （回答）

残留応力改善技術は、応力腐食割れの要因のひとつである表面の引張残留応力を低減、もしくは圧縮応力に改善する方法になります。

残留応力改善技術は、事業者（東電）、メーカー以外の第三者により、効果が確認された方法を適用しており、1F-3では以下の方法を適用しております。

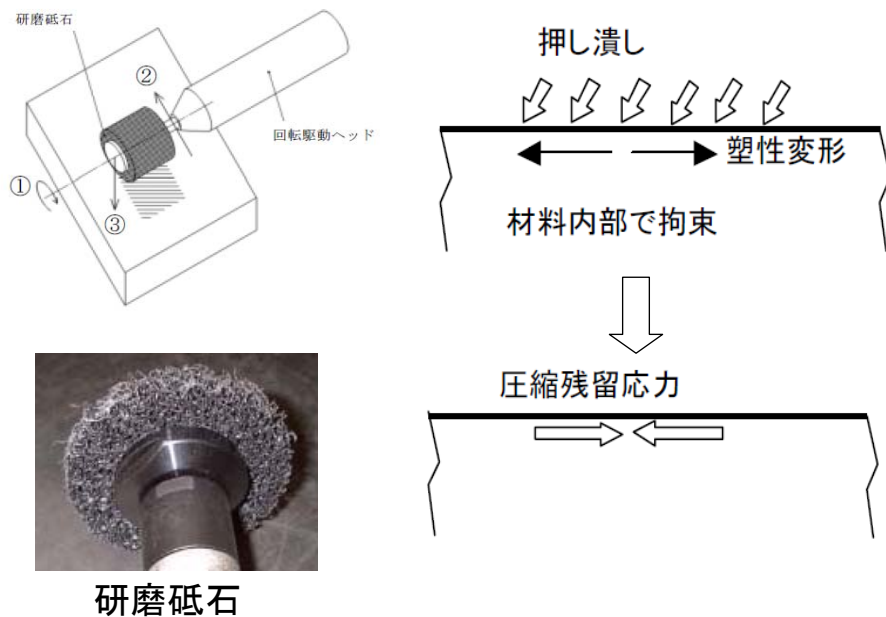
- シュラウド : 磨き
- シュラウドサポート : ショットピーニング (SP)
- PLR配管 : 高周波誘導加熱応力改善法 (IHSI)  
狭開先溶接工法  
固溶化熱処理 (SHT)

その他のSCC対策としては、残留応力改善技術としてレーザーピーニング (LP)、ウォータージェットピーニング (WJP)、水冷溶接 (HSW) や、SCCが発生しにくい溶接金属で表面を覆うCRC (内面肉盛溶接) を他プラントに適用しております。

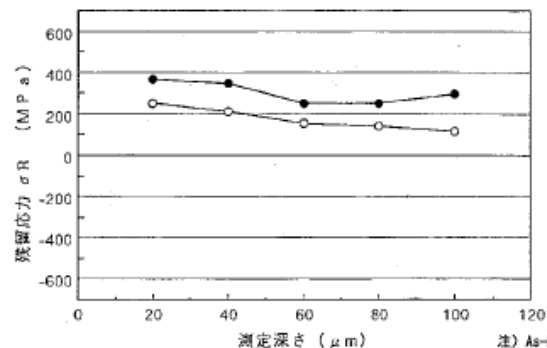


# シュラウドへの応力改善方策の有効性（磨き）

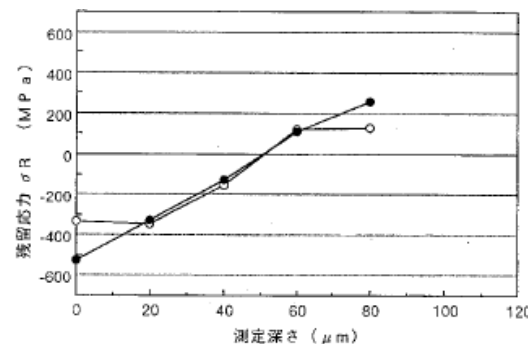
研磨砥石により金属表面を研磨することにより、研磨施工表面に塑性変形を付与し、圧縮残留応力を生成する工法です。



工法のイメージ



施工前



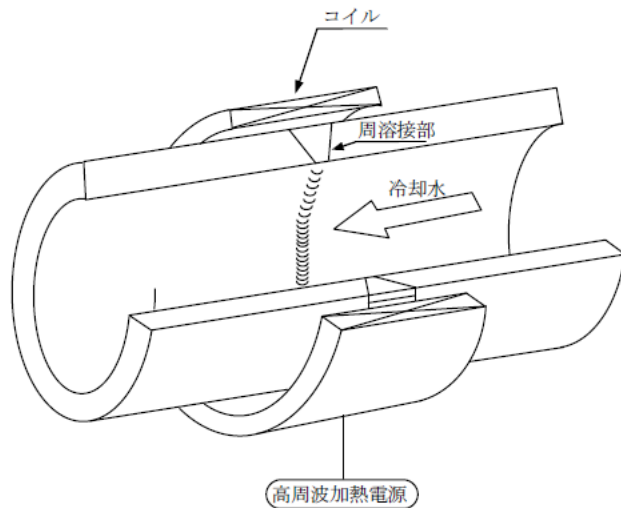
施工後

## 残留応力改善効果

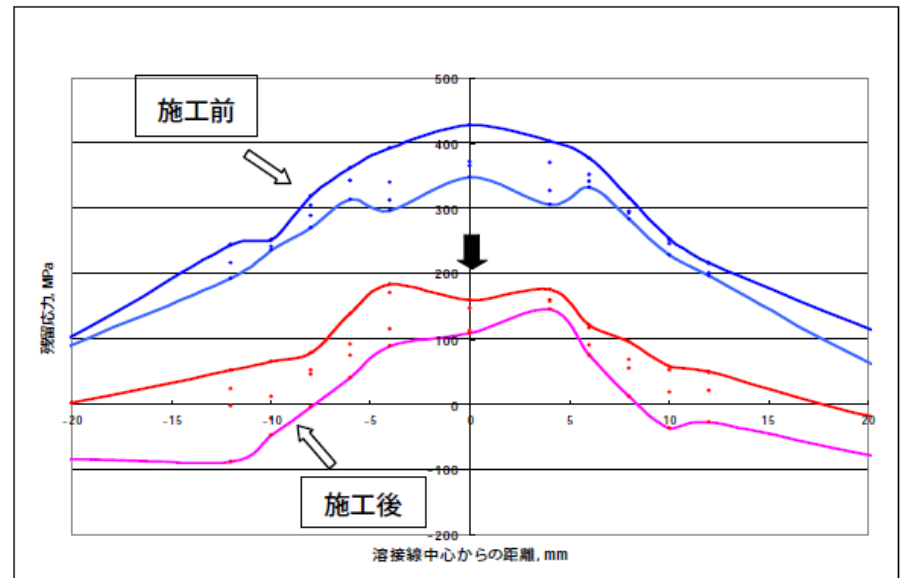
※： 原子力安全・保安院 炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管の健全性評価について-結果の整理-  
 日本原子力技術協会 予防保全工法ガイドライン [研磨による応力改善工法] より引用

# 原子炉再循環系配管への応力改善方策の有効性 (IHSI)

外面を高周波誘導加熱により加熱、内面を冷却することで、配管板厚内で温度差を生じさせ、これによる熱応力によって配管溶接部内表面付近の残留応力を改善する工法です。



工法のイメージ

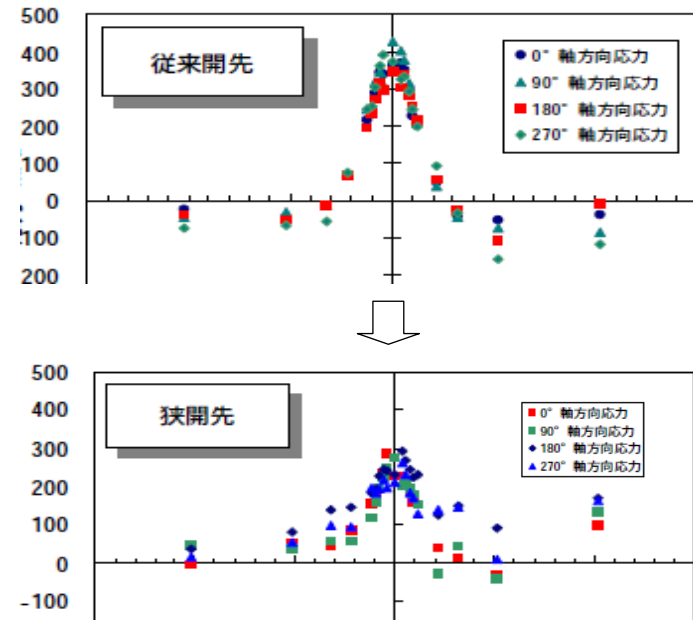
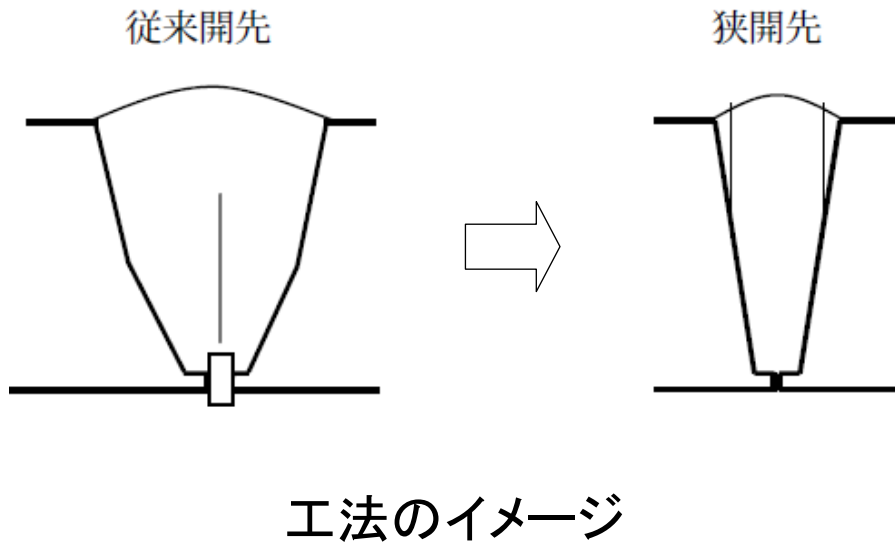


残留応力改善効果

※： 原子力安全・保安院 炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管の健全性評価について-結果の整理-  
日本原子力技術協会 予防保全工法ガイドライン [外面からの入熱による応力改善方法] より引用

# 原子炉再循環系配管への応力改善方策の有効性（狭開先）

配管を溶接で接合する際の開先角度を狭くし、溶接入熱を小さくすることで、溶接残留応力を低減する工法です。

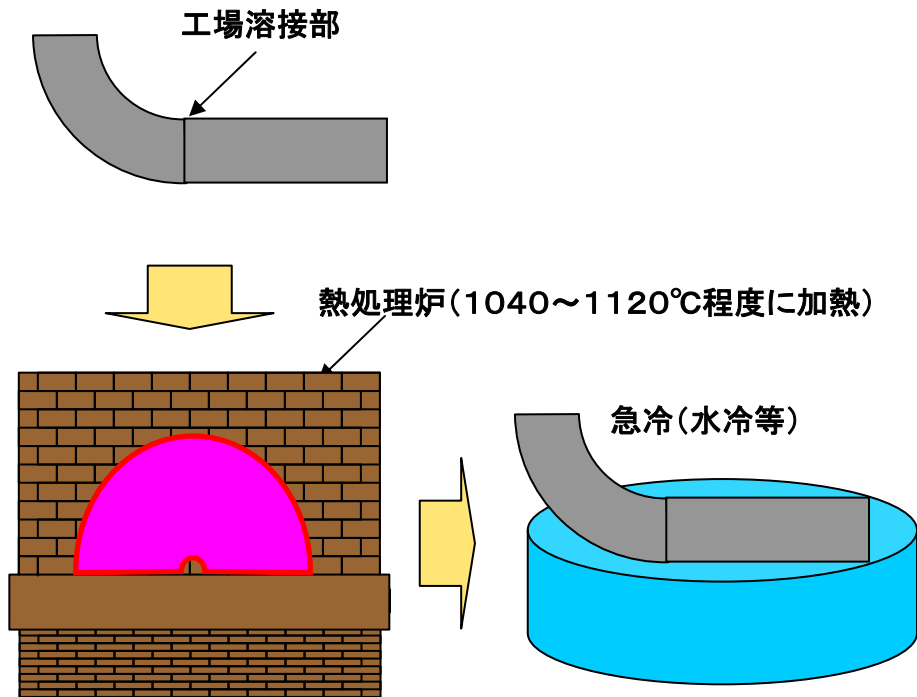


残留応力改善効果

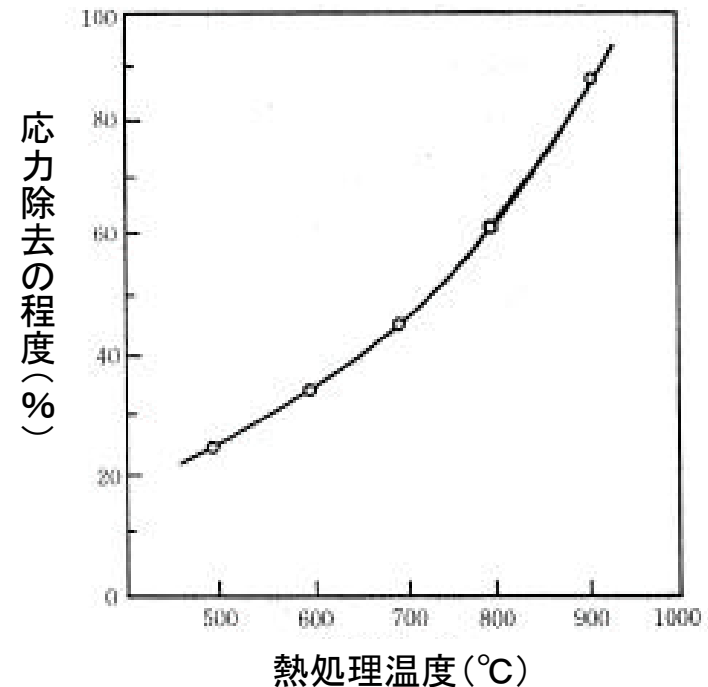
※： 原子力安全・保安院 炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管の健全性評価について-結果の整理- より引用

# 原子炉再循環系配管への応力改善方策の有効性 (SHT)

工場で溶接した配管全体を熱処理炉等で高温(1000°C以上)に熱し、急冷することで、残留応力、及び溶接熱鋭敏化域を除去する工法です。



工法のイメージ

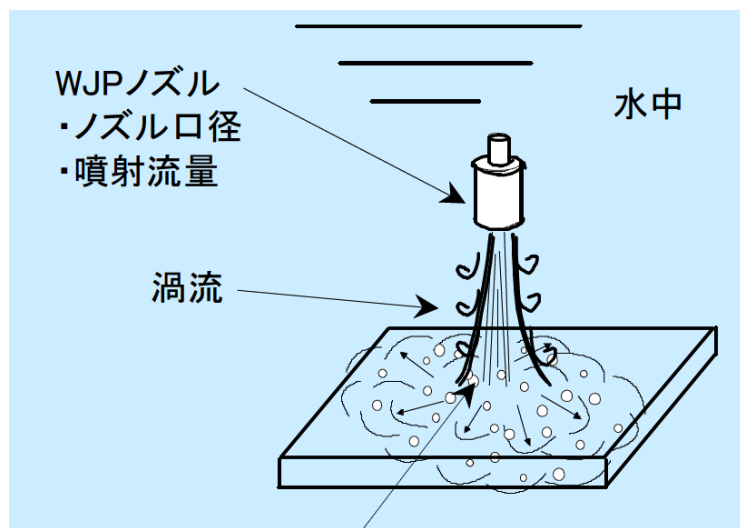


残留応力改善効果

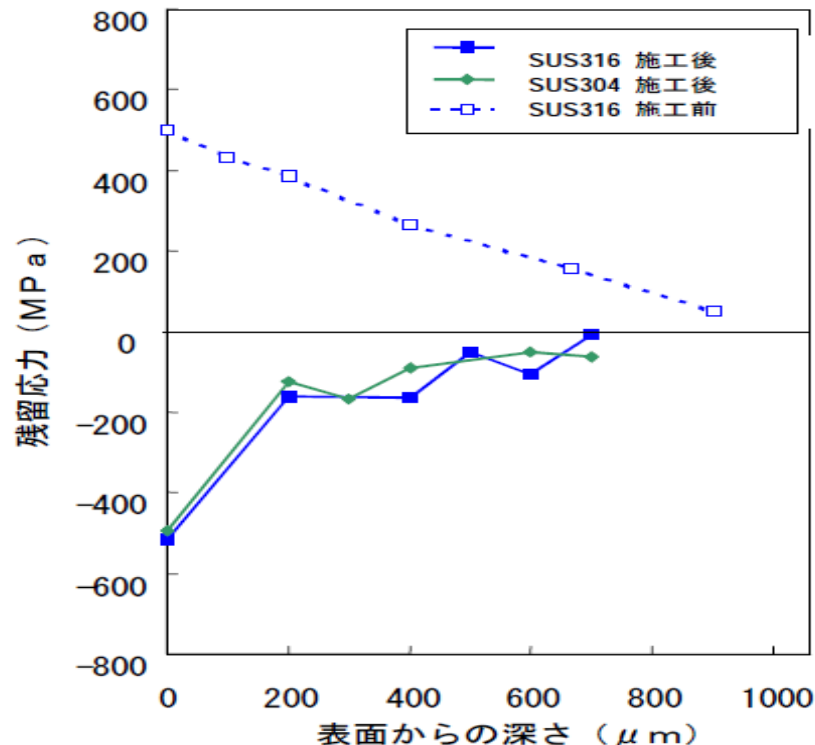
※： 原子力安全・保安院 原子炉再循環系配管の健全性評価について (I) より引用

# (参考) シュラウドへの応力改善方策の有効性 (WJP)

高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーション気泡が崩壊する際の衝撃圧を利用して、材料表面に塑性変形を付与し、圧縮残留応力を生成する工法です。



工法のイメージ図

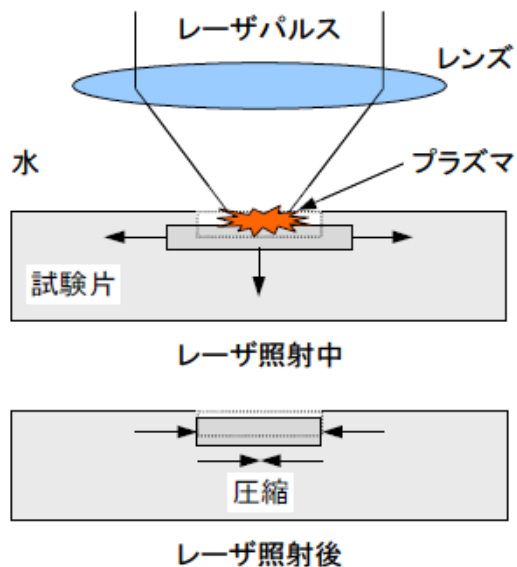


残留応力改善効果

※： 原子力安全・保安院 炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管の健全性評価について-結果の整理-  
日本原子力技術協会 予防保全工法ガイドライン [ピーニング工法] より引用

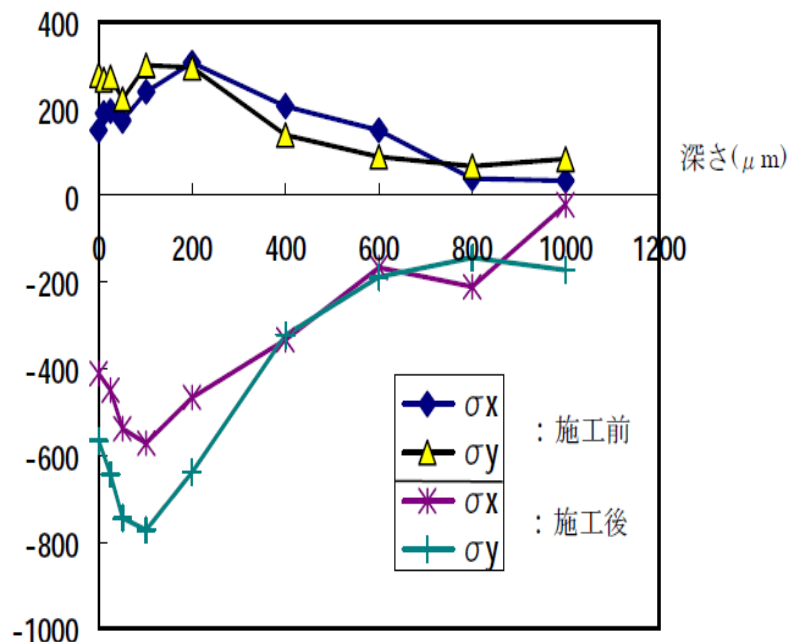
# (参考) シュラウドへの応力改善方策の有効性 (LP)

レーザを水中または水膜で覆われた材料に照射したときに、表面に発生する高圧プラズマの衝撃圧力で材料表面に塑性変形を付与し、圧縮残留応力を生成する工法です。



工法のイメージ図

残留応力 (MPa)

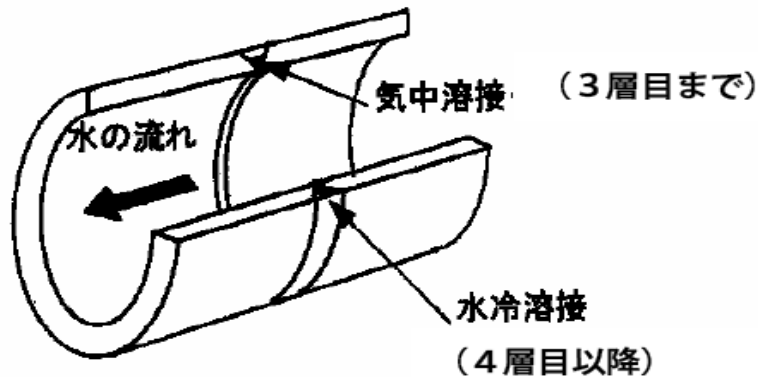


残留応力改善効果

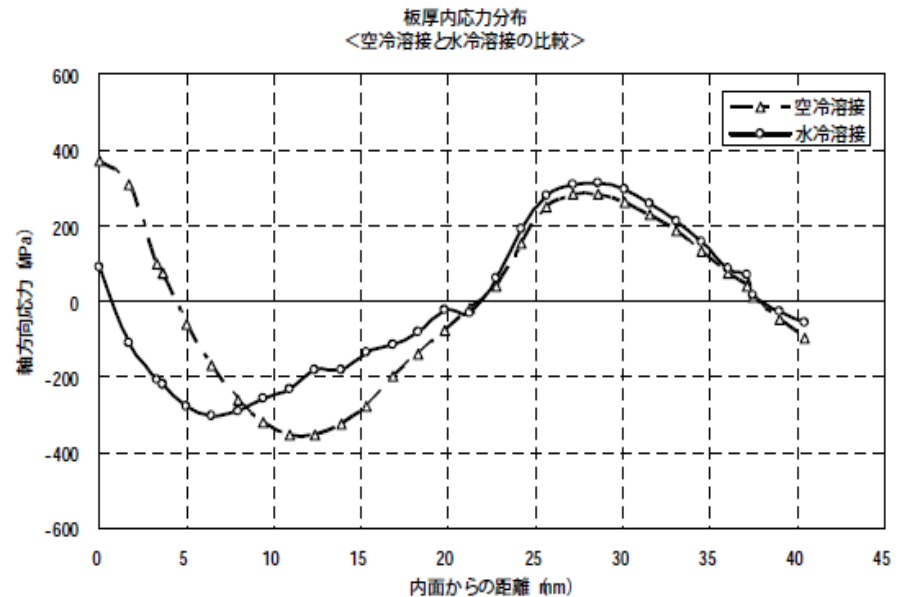
※： 原子力安全・保安院 炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管の健全性評価について-結果の整理-  
日本原子力技術協会 予防保全工法ガイドライン [ピーニング工法] より引用

# (参考) 原子炉再循環系配管への応力改善方策の有効性 (HSW)

内面を水冷しながら溶接を行うことで、配管板厚内で温度差を生じさせ、これによる熱応力によって配管溶接部内表面付近の残留応力を改善する工法



工法のイメージ



残留応力改善効果

※： 原子力安全・保安院 炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管の健全性評価について-結果の整理- より引用

## 質問7

### <保全活動関連>

状態監視技術などの新しい保全技術の導入状況とそれらの高経年化対策への反映について教えていただきたい。

#### (回答)

現在、当社で導入している状態監視技術としては、「振動診断」「赤外線サーモグラフィ診断」「潤滑油診断」があります。次頁以降にこれらの概要を示します。

なお、運転開始後30年目の高経年化技術評価（PLM）を実施する以前の段階から、状態監視技術を含めた日常の保全サイクルの中で経年劣化事象に対応した管理、ならびに長期供用を念頭に置いた保全を実施しており、今後の高経年化技術評価では、振動診断による軸受の損傷の早期検知等、状態監視技術による保全活動も踏まえて評価することになります。



# 振動診断・赤外線サーモグラフィ診断の例

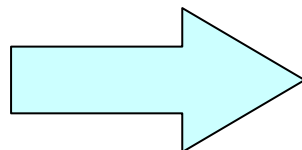
従来

運転員の監視



耳や触手等の  
人の感覚による監視

運転員の日常監視  
に加え、新しい技  
術を採用

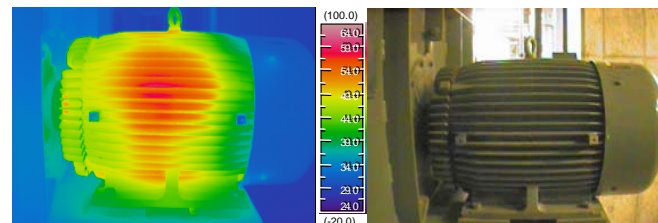


導入後

振動診断



赤外線サーモグラフィ診断



# 潤滑油診断の例

## 測定装置

- ①装置名：パーティクルカウンタ  
項目：汚染度  
(摩耗粒子をサイズ毎に計数)



- ②装置名：鉄粉濃度計  
項目：汚染度  
(鉄粉の濃度)



# 福島第一における状態監視技術の導入状況

状態監視技術	検知可能な経年劣化事例	取り組み状況
振動診断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 軸受や歯車の損傷</li> <li>・ 主軸の損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ H14年度より一部の回転機器に対して振動測定座を取り付け、振動診断を開始</li> <li>・ 現在、約400機器／プラントの回転機器を対象に定期的（原則3ヶ月毎）に診断を実施中</li> </ul>
赤外線サーモグラフィ診断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 軸受や歯車の損傷</li> <li>・ 電気品接続部の絶縁低下</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ H18年度より、データ採取を開始</li> <li>・ 現在、約400機器／プラントの回転機器、主要変圧器及び開閉所について、定期的（原則6ヶ月毎）に診断を実施中</li> <li>・ 上記に加えて今年度より新たにMCC（電源盤）約30台／プラントの診断を実施</li> </ul>
潤滑油診断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 軸受や歯車の損傷</li> <li>・ 潤滑油の劣化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ H17年度より3年程度をかけて潤滑油採油のための装置を設置、及び汚染度測定装置等の測定機材を購入</li> <li>・ 現在、10数機器／プラントの潤滑油を有する回転機器について、定期的（原則6ヶ月毎）に診断を実施中</li> </ul>

## 質問8

### <使用済燃料設備貯蔵プール関連>

使用済燃料設備貯蔵プールについては、ボロンの中性子吸収能力の低下についての評価が示されているが、他の経年劣化要因に対する検討はどうか。

#### (回答)

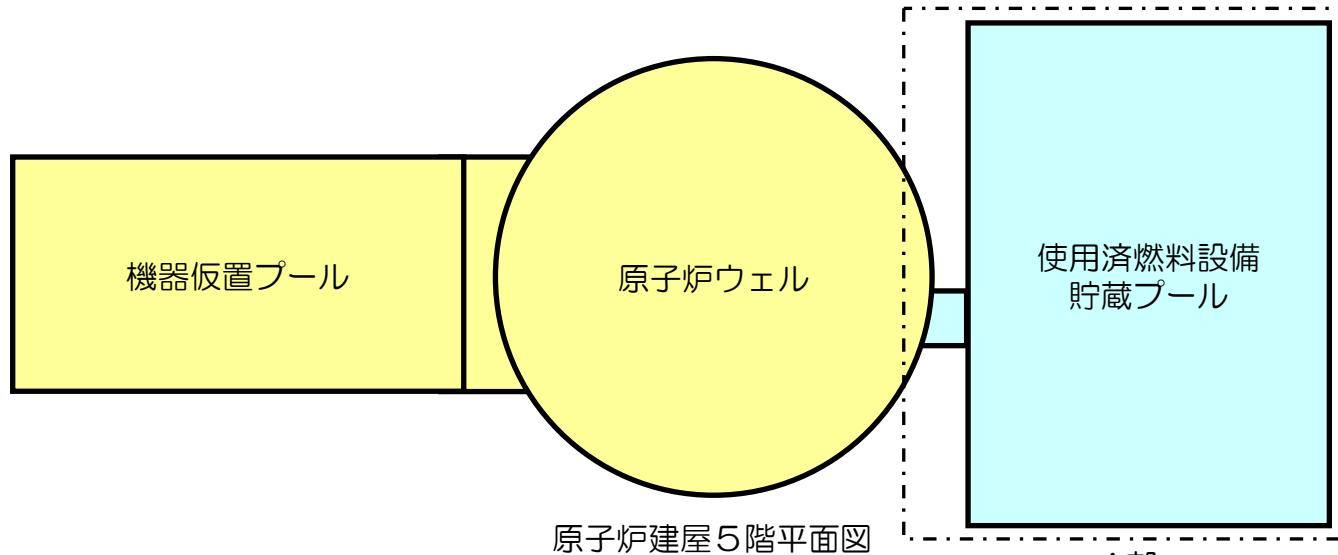
平成18年に実施した高経年化技術評価では、使用済燃料設備貯蔵プールについて、ボロン添加アルミニウム製の30体燃料貯蔵ラックに関するボロンの中性子吸収能力の低下以外に以下の経年劣化事象について評価を実施しています。両事象に対する点検実績及び使用環境を踏まえると発生の可能性は小さく、高経年化対策上有意な経年劣化ではないとの評価結果となっております。

- ・ゲートの隙間腐食
- ・胴の貫粒型応力腐食割れ

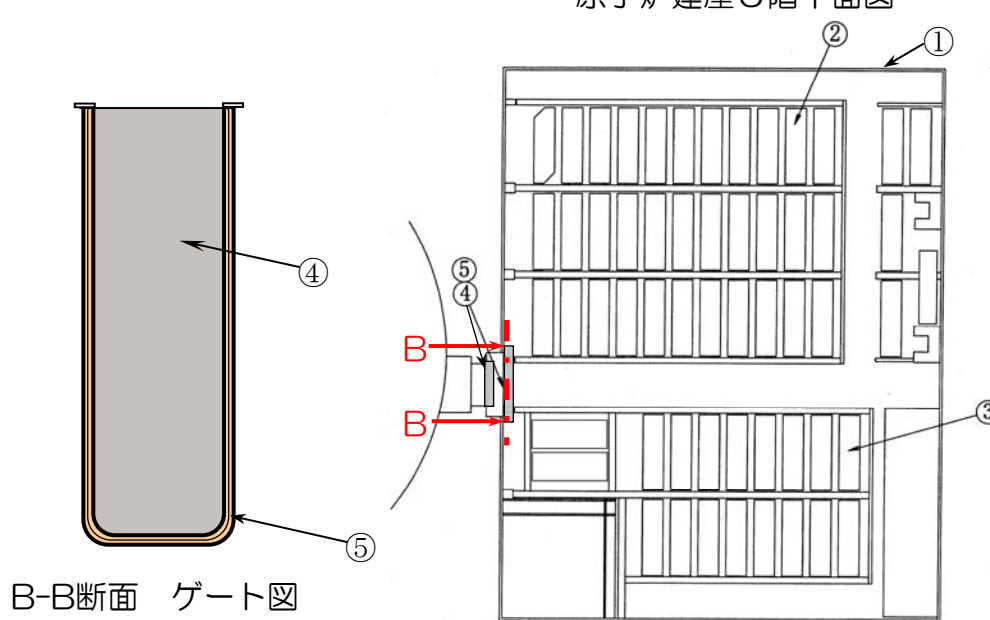
また、上記経年劣化事象については、発生・進展要因がMOX燃料装荷に伴う影響を受けないものと考えられることから、今回の影響評価上も対象外と判断しています。

参考までに、次頁以降に使用済燃料設備貯蔵プール関連図と上記経年劣化事象に対する30年目の高経年化技術評価結果の概要を示します。

# 質問8への回答（関連図）



原子炉建屋5階平面図



A部

B-B断面 ゲート図

A部 使用済燃料設備貯蔵プール構造図

No.	部 位
①	胴（ステンレス鋼内張）
②	20体燃料貯蔵ラック
③	30体燃料貯蔵ラック
④	ゲート
⑤	ゲートパッキン

## 質問8への回答（参考）

### ○ゲートの隙間腐食

ゲート接液部はステンレス鋼であり、プール壁との隙間腐食発生の可能性があるが、ゲートは毎定期検査時に引き上げられ、有意な腐食がないことを確認している。今後も使用環境に変化はなく腐食発生の可能性は小さいことから高経年化対策上有意な経年劣化ではないと判断する。

### ○胴の貫粒型応力腐食割れ

平成12年3月に他プラント（四国電力伊方発電所3号機）において使用済燃料ピットのステンレスライニングに貫粒型応力腐食割れが発生している。この事象は、施工時の補修に伴い海塩粒子がステンレスライニングの裏側に浸入したことが原因と考えられている。

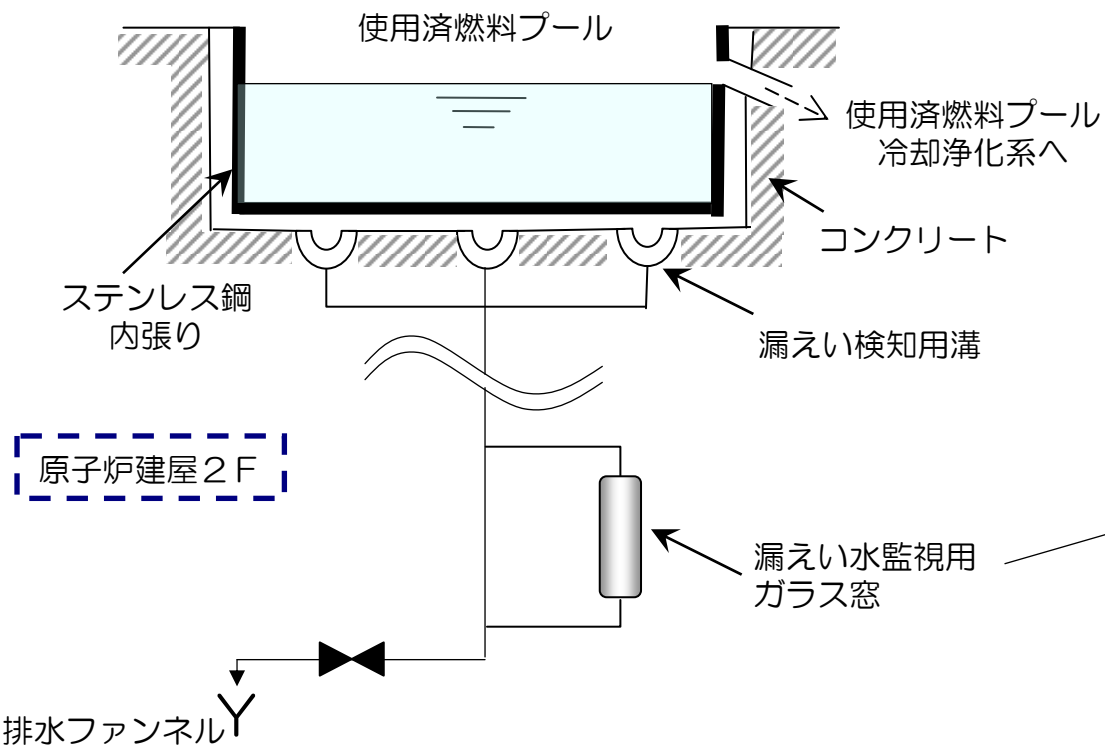
福島第一3号機の使用済燃料貯蔵プール表側のプール水接液部については管理された低塩素濃度水質であり、通常使用温度も約40℃程度と低く、貫粒型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。また、本事象は施工後比較的早期に発生するものと考えられ、これまで有意な水位低下及び漏えい検出ラインからプール水の漏えいは確認されていない。

これらのことから、使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールの胴の貫粒型応力腐食割れは、高経年化対策有意な経年劣化ではないと判断する。

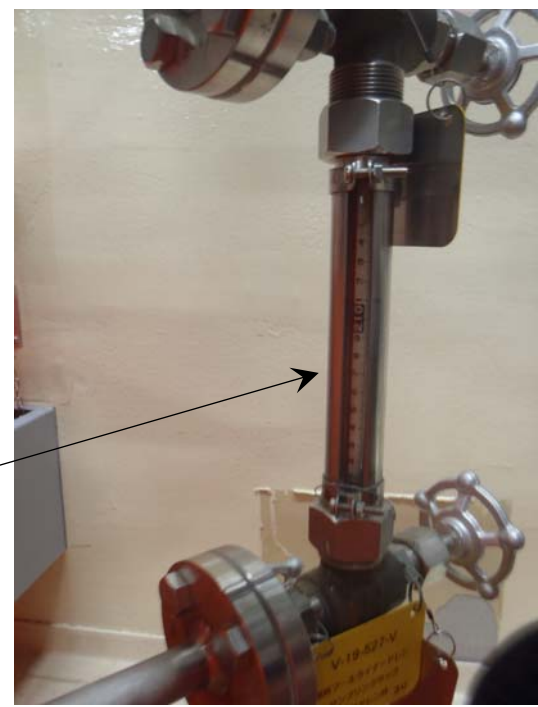
# (参考) 使用済燃料プールの漏えい監視方法について

使用済燃料プールの漏えい監視については、毎日1回、運転員のパトロールにて漏えい水監視用ガラス窓を確認することにより、漏えいの有無を確認しております。

原子炉建屋5F



<概略図>



## 質問9

### <耐震安全性評価関連>

MOX燃料の採用による耐震安全性評価への影響について、上部格子板及びシュラウド中間胴の照射量増加に伴い、SCCのき裂進展量が若干増加するとあるが、具体的に説明されたい。

### (回答)

MOX燃料装荷による現象としては、照射量が約2%増加するとSCC感受性は極僅かではあるものの増加すると考えております。

しかしながら、30年目の高経年化技術評価上は、保守的にき裂進展速度自体は最大値を採用しており、MOX燃料を採用した場合でも同じき裂進展速度となることから、評価結果に影響はないものと考えております。

参考までに、30年目の高経年化技術評価のSCCのき裂進展量の算出において、き裂進展速度は炉心シュラウド中間胴で30mm/年を用いており、これは維持規格の添付資料に示される鋭敏化SUS304のき裂進展速度の最大値 $9.2 \times 10^{-10}$ m/sに基づくものです。



# 質問10

## 〈耐震安全性評価関連〉

経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価はどのように実施しているのか。  
また、新耐震指針の基準地震動 $S_s$ を考慮した場合、耐震安全性評価はどのようになるのか。

### （回答）

発生が想定される全ての経年劣化事象について、これらの事象が顕在化する可能性が否定できないと判断した経年劣化事象に対して耐震安全性評価を実施しております。

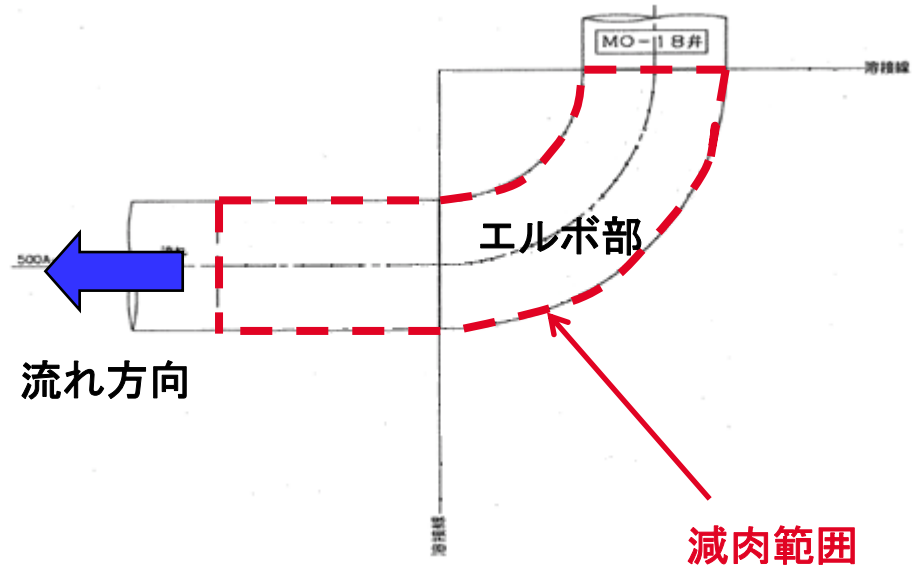
耐震安全性評価を実施した経年劣化事象には、配管減肉、応力腐食割れ、疲労割れなどがあります（P. 50、51参照）。

新耐震指針の基準地震動 $S_s$ を考慮した評価については、平成21年6月に国に提出した耐震安全性評価中間報告で評価している機器・構造物について、想定される経年劣化事象を考慮して概略評価を実施しています（P. 52～61参照）。

なお、今回実施した概略評価は、福島第一6号機の30年目の高経年化技術評価に対する国による審査時に、参考として有識者に確認を受けた評価と同様の評価内容です。

# 耐震安全性評価結果（炭素鋼配管の減肉の例）

- ・エルボ部、分岐部等の偏流発生部及びその下流部全てに、保守的に周方向一様減肉が生じたものと仮定
- ・減肉想定箇所について、内圧等により決定される必要最小板厚まで減肉させた場合で評価
- ・上記評価で許容応力を満足しない場合には、実機測定データの最大値を用いて運転開始後60年時点の板厚を想定して評価



## 炭素鋼配管の減肉耐震評価結果(PLM報告書から抜粋)

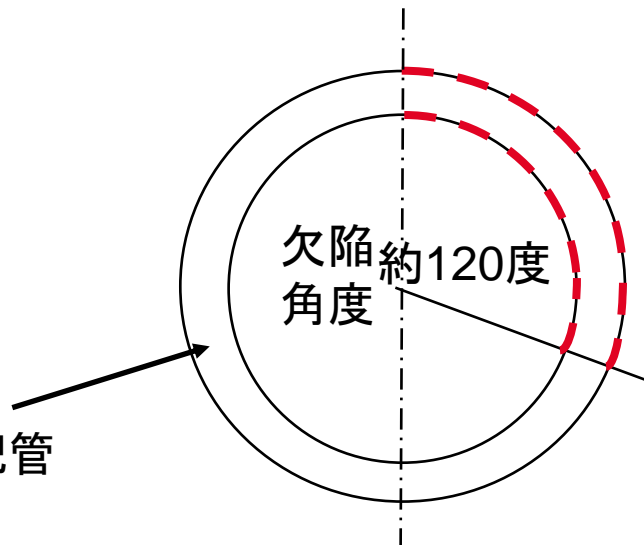
系統名	発生応力(N/mm <sup>2</sup> )		許容応力(N/mm <sup>2</sup> )
	必要最小板厚	60年時点板厚	
復水系	125	—	231
給水加熱器ドレン系	—	41	194

# 耐震安全性評価結果（ステンレス配管の応力腐食割れの例）

・応力腐食割れによる亀裂が発生したと仮定（検知可能な1gpmの漏えいを生じる周方向貫通欠陥を想定）

1gpm(ガロン/min)=約3.8(リットル/min)

配管



欠陥約120度  
角度

検知可能な  
1gpmの漏えい  
を生じる貫通欠  
陥を想定

周方向欠陥のモデル化  
（ほう酸水注入系の例）

## 配管の応力腐食割れ耐震評価結果（PLM報告書から抜粋）

評価箇所	想定貫通亀裂 角度（度）	発生応力 (N/mm <sup>2</sup> )	許容応力 (N/mm <sup>2</sup> )
ほう酸水注入系	121	94	179
気体廃棄物処理系	70	55	252

# 耐震安全性評価（中間報告）の対象機器・構築物

機器・構築物	評価部位
原子炉建屋	耐震壁
原子炉圧力容器	基礎ボルト
原子炉格納容器	ドライウエル
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト
炉心支持構造物(炉内構造物)	シュラウドサポート
主蒸気系配管	配管本体
残留熱除去系配管	配管本体
制御棒	制御棒*

\*：動的機能維持評価（挿入性）

# 耐震安全性評価の対象機器・構築物において想定される経年劣化事象

耐震バックチェック(中間報告)		高経年化技術評価において 想定される経年劣化事象
機器・構築物	評価部位	
原子炉建屋	耐震壁	強度低下
		遮へい能力低下
原子炉圧力容器	基礎ボルト	全面腐食
原子炉格納容器	ドライウェル	全面腐食
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	全面腐食
炉心支持構造物 (炉内構造物)	シュラウド サポート	疲労割れ
		粒界型応力腐食割れ
主蒸気系配管	配管本体	疲労割れ
		流れ加速型腐食、液滴衝撃エロージョン
残留熱除去系配管	配管本体	疲労割れ
制御棒	制御棒	照射誘起型応力腐食割れ、粒界型応力腐食割れ、靱性低下

顕在化する可能性が否定できないとした経年劣化事象

# 劣化事象を想定した耐震安全性評価が不要と判断した理由(1/3)

耐震バックチェック (中間報告)		高経年化技術評価 において想定される 経年劣化事象	耐震安全性評価対象外の理由
機器・ 構築物	評価部位		
原子炉 建屋	耐震壁	強度低下	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線照射による強度低下については、いずれもコンクリート強度に影響を及ぼす恐れのないことを解析や試験等により確認している。</li> <li>定期的な目視点検により強度に支障をきたす可能性のあるひび等の欠陥がないことを確認していることから、強度低下が起こる可能性は小さい。</li> </ul>
		遮へい能力低下	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガンマ線遮へいに対する「コンクリート遮へい体設計基準」の最高温度制限値に対して、温度分布解析を行い、十分に余裕のある値となることを確認しており、遮へい能力が低下する可能性は小さい。</li> </ul>

# 劣化事象を想定した耐震安全性評価が不要と判断した理由(2/3)

耐震バックチェック (中間報告)		高経年化技術 評価において 想定される 経年劣化事象	耐震安全性評価対象外の理由
機器・ 構築物	評価部位		
原子炉 圧力容器	基礎ボルト	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基礎ボルトの露出部は通常運転時に窒素ガス雰 囲気中にあり、腐食が発生する可能性は小さい。</li> <li>・供用期間中検査において目視点検を実施しており、 これまでに有意な腐食は確認されていない。</li> </ul>
原子炉 格納容器	ドライウエル	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル(上鏡、円筒胴、球形胴)の内外表面 については、防食塗装(合成樹脂系塗料)が施さ れている。塗装については、定検毎に目視点検を 実施し、これまで有意な劣化が無いことを確認して おり腐食発生の可能性は小さい。</li> </ul>
炉心支持 構造物 (炉内構造物)	シュラウド サポート	粒界型応力腐 食割れ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・維持規格等により、経年劣化事象の発生・進展を 想定し、地震荷重を考慮した評価に基づき点検を 行うことで耐震安全性が維持できる。</li> </ul>

# 劣化事象を想定した耐震安全性評価が不要と判断した理由(3/3)

耐震バックチェック (中間報告)		高経年化技術評価 において想定される 経年劣化事象	耐震安全性評価対象外の理由
機器・ 構築物	評価部位		
主蒸気 系配管	配管本体	流れ加速型腐食 (FAC)、液滴衝撃 エロージョン(LDI)	<p>左記劣化事象は、いわゆる減肉事象であり、主蒸気系は下記に示すように蒸気条件等から発生の可能性は低い。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・FACは、日本機械学会の減肉管理規格において、当該系統は内部流体の環境条件(乾き蒸気、溶存酸素濃度等)から、FACを生じにくいとされている。</li> <li>・LDIは、減肉管理規格において、内部流体の環境条件、配管要素(弁、オリフィス等)、配管配置等を考慮すると、当該系統に発生する可能性は低いとされている。</li> </ul>
制御棒	制御棒	照射誘起型応力腐食割れ、 粒界型応力腐食割れ、 靱性低下	<ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒は、中性子照射量により定めた運用基準を適用して取替を実施してきている。今後もこの運用を継続していくことで、割れの発生が健全性に有意な影響を与えるような事象に至る可能性は小さく、耐震性への影響は軽微である。</li> </ul>

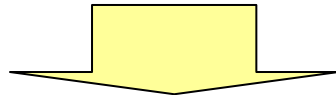


# a. 残留熱除去系ポンプ基礎ボルトの全面腐食

表1 基礎ボルトの全面腐食に対する評価結果

評価対象	引張応力 [MPa]		許容応力 [MPa]
	腐食なし	腐食あり	
残留熱除去系ポンプ 基礎ボルト	29	31	202

- ▶耐震安全性評価の算定手法に従い基準地震動 $S_s$ にて算出、残留熱除去系ポンプ基礎ボルト（腐食なし）の引張応力を算定→29 MPa（許容応力202 MPa）
- ▶PLM評価書と同様に60年間の腐食量（0.3 mm）を考慮した耐力減少率（3.8%）を乗ずることにより当該基礎ボルトの腐食に対する評価（腐食あり）を実施→31MPa（許容応力202 MPa）



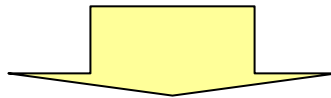
耐震安全上問題ない

## b.炉内構造物シュラウドサポートの疲労割れ

表2 炉内構造物の疲労評価結果（PLM評価書記載値）

評価対象	運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 ( $S_2$ 地震動)	合計 (許容値1以下)
シュラウド サポート	0.157	0.001	0.158

- 地震動の変更を考慮した場合、地震動による疲れ累積係数の算出値のみに影響
- PLM評価書の既評価値（ $S_2$ 地震動による疲れ累積係数）は十分小さく、新耐震指針による地震動の変更を考慮しても許容値を超えることは考え難い



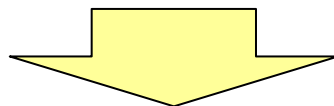
耐震安全上問題ない

## c.主蒸気系配管の疲労割れ

表3 配管の疲労評価結果（PLM評価書記載値）

評価対象	運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 ( $S_2$ 地震動)	合計 (許容値1以下)
主蒸気系	0.099	0.002	0.101

- 地震動の変更を考慮した場合、地震動による疲れ累積係数の算出値のみ影響
- PLM評価書の既評価値（ $S_2$ 地震動による疲れ累積係数）は十分小さく、新耐震指針による地震動の変更を考慮しても許容値を超えることは考え難い



耐震安全上問題ない

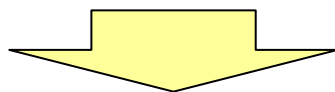
## d. 残留熱除去系配管の疲労割れ

内圧、温度が残留熱除去系より高く、常時運転している原子炉再循環系の評価結果について、新耐震指針による地震動の変更を考慮した場合の影響を評価（残留熱除去系は原子炉再循環系とつながっている系統）

表4 配管の疲労評価結果（PLM評価書記載値）

評価対象	運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 ( $S_2$ 地震動)	合計 (許容値1以下)
原子炉再循環系	0.337	0.000	0.337

- ▶地震動の変更を考慮した場合、地震動による疲れ累積係数の算出値のみ影響
- ▶PLM評価書の既評価値（ $S_2$ 地震動による疲れ累積係数）は十分小さく、新耐震指針による地震動の変更を考慮しても許容値を超えることは考え難い

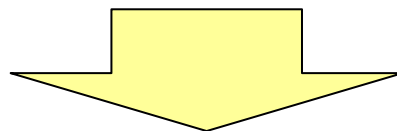


耐震安全上問題ない

# 新耐震指針の基準地震動Ssを考慮した評価結果のまとめ

耐震安全性評価を踏まえPLM耐震安全性評価が必要と抽出された下記項目について評価を実施

- a. 残留熱除去系ポンプ基礎ボルトの全面腐食
- b. 炉内構造物シュラウドサポートの疲労割れ
- c. 主蒸気系配管の疲労割れ
- d. 残留熱除去系配管の疲労割れ



- ・ aについては、腐食を想定し基準地震動Ssを用いた評価においても問題ないことを確認した。
- ・ b～dについては、既評価において、地震動の影響は非常に小さく十分に裕度があることから、基準地震動Ssを用いた評価においても基本的には問題ないとする。