

福島第一原子力発電所 第2，3号炉

東北地方太平洋沖地震の発生直後  
における経年劣化による影響の有無

平成23年12月28日

東京電力株式会社



東京電力

---

---

(1) 経年劣化事象ごとの検証

(2) 東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた主要設備の地震応答解析結果を踏まえたPLM耐震安全性評価

# 経年劣化事象ごとの検証

日常の保全活動（保全プログラム）に加え，劣化進展傾向評価が必要な経年劣化事象（6事象）※について，経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果，最も裕度が少なかった部位を抽出し，東北地方太平洋沖地震（以下，本震）の地震動による影響の有無を確認 ※ 高経年化対策実施ガイドライン（H22.4.16 原子力安全・保安院）参照

経年劣化事象	号機	耐震安全性評価の対象設備	対象部位	本震の地震動による耐震安全性評価の必要性
低サイクル疲労	2号	原子炉圧力容器	給水ノズル	○
	3号	原子炉格納容器	給水ライン貫通部ベローズ	○
照射誘起型応力腐食割れ	2/3号	炉内構造物	上部格子板	○
中性子照射脆化	2/3号	原子炉圧力容器	胴	○
2相ステンレス鋼の熱時効	2/3号	原子炉再循環系ポンプ	ケーシング	×
電気・計装品の絶縁低下	2/3号	低圧ケーブル等	—	×
コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下	2/3号	原子炉建屋等	—	×

対象設備の振動応答特性上，または構造・強度上，本震発生時の影響が「有意」な事象

# 本震発生直後における経年劣化による影響はないと判断した理由

経年劣化事象	耐震安全性評価の対象設備	判断理由
2相ステンレス鋼の熱時効	原子炉再循環系ポンプ	<ul style="list-style-type: none"><li>原子炉再循環系ポンプケーシングに想定される熱時効については、国内外の脆化試験の結果及び点検により、本震発生時に顕在化している可能性はないことから、本震の影響はないと判断する。</li></ul>
電気・計装品の絶縁低下	低圧ケーブル等	<ul style="list-style-type: none"><li>低圧ケーブル等に想定される絶縁低下は、機器の質量等、耐震性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であるため、本震発生時の影響はないと判断する。</li></ul>
コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下	原子炉建屋等	<ul style="list-style-type: none"><li>原子炉建屋等のコンクリートの耐震評価については、設計条件（経年劣化を考慮しない条件）において、健全性を確認している。</li><li>一方、コンクリートに想定される経年劣化事象については、コンクリートの強度低下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>従って、コンクリートの経年劣化による影響については、設計条件における評価結果を踏襲し、健全性が確認できていると判断する。</li></ul>

# (1) 疲労割れ

2号炉の原子炉圧力容器（給水ノズル）の疲労評価結果

(PLM評価値)

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 <sub>2</sub> 地震動)	合計 (許容値1以下)
給水ノズル	0.434	0.010	0.444

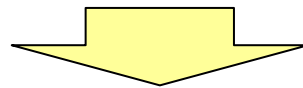
3号炉の原子炉格納容器（給水ライン貫通部ベローズ）の疲労評価結果

(PLM評価値)

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 <sub>2</sub> 地震動)	合計 (許容値1以下)
給水ライン 貫通部ベローズ	0.611	0.020	0.631

# (1) 疲労割れ

- ・地震動を変更した場合には、地震動による疲れ累積係数の算出値のみに影響する
- ・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、本震の地震動を考慮しても許容値を超えることはないと判断できる



本震の発生直後において疲労割れの観点から  
設備の健全性に影響はなかったと判断

## (2) 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ

2号炉の上部格子板の予想累積照射量 (n/m<sup>2</sup>)

評価対象	本震発生時の 予想累積照射量
上部格子板(SUS316L)	約2.6×10 <sup>25</sup>

- ※ SUS316系ステンレス鋼において照射誘起型応力腐食割れの感受性への影響が現れる累積照射量（しきい照射量）：1×10<sup>25</sup>n/m<sup>2</sup>
- ※ 第17回定期検査（H10.8～H11.8）において、上部格子板の取替を実施している。

2号炉の上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ評価結果（PLM評価値）

(MPa√m)

評価対象	想定欠陥応力拡大係数	破壊靱性値 ※2
上部格子板	14.3 ※1	43.2

- ※1 運転開始後60年時点における評価
- ※2 発電設備技術検査協会「プラントの長寿命技術開発に関する調査報告書」における照射ステンレス鋼の破壊靱性値の下限値(BWR)

## (2) 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ

3号炉の上部格子板の予想累積照射量 (n/m<sup>2</sup>)

評価対象	本震発生時の 予想累積照射量
上部格子板(SUS316L)	約2.9×10 <sup>25</sup>

- ※ SUS316系ステンレス鋼において照射誘起型応力腐食割れの感受性への影響が現れる累積照射量（しきい照射量）：1×10<sup>25</sup>n/m<sup>2</sup>  
※ 第16回定期検査（H9.5～H10.9）において、上部格子板の取替を実施している。

3号炉の上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ評価結果（PLM評価値）

(MPa√m)

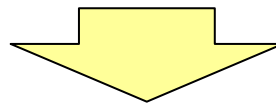
評価対象	想定欠陥応力拡大係数	破壊靱性値 ※2
上部格子板	14.2 ※1	43.2

- ※1 運転開始後60年時点における評価  
※2 発電設備技術検査協会「プラントの長寿命技術開発に関する調査報告書」における照射ステンレス鋼の破壊靱性値の下限値(BWR)



## (2) 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ

- ・ 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、本震発生時の予想累積照射量がしきい値を僅かに超えているものの、PLM評価書の既評価値（S<sub>2</sub>地震動による想定欠陥応力拡大係数）は十分小さく、本震の地震動を考慮しても破壊靱性値を超える可能性は極めて低い
- ・ なお、本震の発生直後に原子炉は正常に自動停止しており、仮に上部格子板が損傷していたとしても、制御棒の挿入性には影響がなかったことを確認している



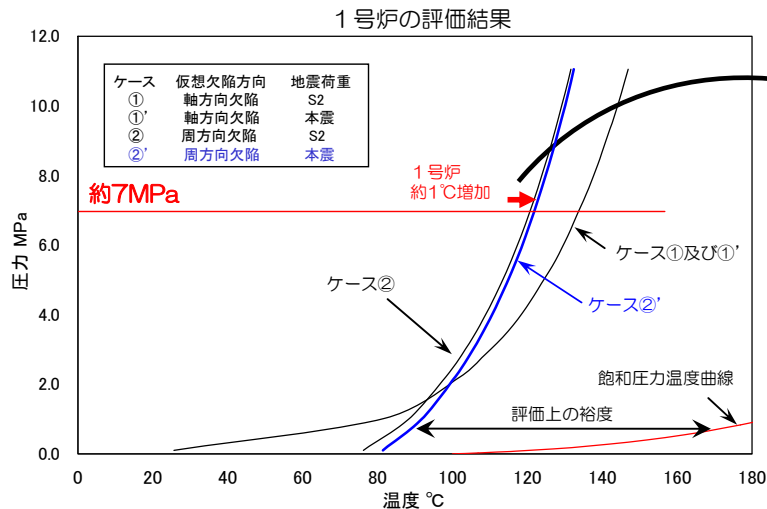
本震の発生直後において照射誘起型応力腐食割れの観点から  
設備の健全性に影響はなかったと判断

# (3) 原子炉压力容器の中性子照射脆化

(1号炉の評価結果)

- a. 原子炉压力容器（胴板）について、保守的に表面欠陥を想定し、中性子照射脆化による靱性低下を考慮した上で地震力が作用した場合の破壊靱性値 ( $K_{IC}$ ) を算出
- b. 軸方向の仮想欠陥を考慮した場合は、欠陥の進展に地震動が作用しないことから、本震発生時の影響はないことを確認（ケース①とケース①' が一致する（地震を考慮しないケースから変化なし））
- c. 周方向の仮想欠陥を考慮したS2地震荷重を用いたケース②による算出結果に対し、本震の地震荷重を用いたケース②' により本震の影響を確認
- d. 本震の影響を考慮した圧力-温度制限曲線（ケース②'）が飽和圧力温度曲線（BWRの運転曲線）と交差しないことにより、本震発生時に中性子照射脆化の観点から原子炉压力容器の健全性に影響はなかったと判断

⇒ 1号炉と同様に、2, 3号炉においても飽和圧力温度曲線に対して十分な余裕があることから、本震発生時に中性子照射脆化の観点から原子炉压力容器の健全性に影響はなかったと判断

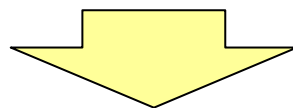


プラント	運転圧力時の温度変化
1号炉	約1°C
2号炉	約1°C
3号炉	約1°C

原子炉压力容器の圧力-温度制限図（60年時）（炉心領域円筒胴，炉心臨界時）

### (3) 原子炉压力容器の中性子照射脆化

- ・ 原子炉压力容器の中性子照射脆化（運転開始後60年時点）と周方向の仮想欠陥（胴板厚  $t$  に対して、欠陥深さ  $0.25 t$ ，長さ  $1.5 t$ ）を考慮した評価結果に、本震の地震動を考慮した結果、十分な裕度が確保されていることを確認した。
- ・ 軸方向仮想欠陥を考慮した場合は、欠陥の進展に地震動が作用しないことから本震発生時の影響はない。



本震の発生直後において中性子照射脆化の観点から  
設備の健全性に影響はなかったと判断

# 本震の地震動を考慮した評価結果のまとめ

日常の保全活動に加え、劣化進展傾向評価が必要な経年劣化事象について、本震発生直後における経年劣化による影響の可能性があると判断した項目の評価結果を以下に示す。

- (1) 2号炉の原子炉圧力容器（給水ノズル）及び3号炉の原子炉格納容器（給水ライン貫通部ベローズ）の疲労割れ
- (2) 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ

**既評価において、地震動の影響は十分小さく、本震の地震動を用いた評価においても許容値を超えることは考え難いことから、本震の発生直後において経年劣化の観点から設備の健全性に影響はなかったと判断**

- (3) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化

**本震の地震動を用いて評価したところ、経年劣化の観点から設備の健全性に影響はなかったと判断**

## 2. 東北地方太平洋沖地震の発生直後における 経年劣化による影響の有無

(1) 経年劣化事象ごとの検証

(2) 東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた主要設備の  
地震応答解析結果を踏まえたPLM耐震安全性評価

# 評価用地震動について

項目	最大加速度振幅 (解放基盤表面)		備考	
	水平方向	鉛直方向		
本震の地震動	<p style="text-align: center;"><b>観測記録を用いて評価を実施</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心支持構造物，原子炉压力容器，原子炉格納容器の評価に用いるせん断力及びモーメントにおいては，基準地震動Ssによる荷重を上回る</li> <li>・床応答スペクトルについては，基準地震動Ssによる結果を概ね下回るものの，一部の周期帯（概ね0.2～0.3秒）において，本震が上回る部分が存在する。</li> </ul>			
旧耐震 指針	S <sub>1</sub>	180 Gal	—	—
	S <sub>2</sub>	270 Gal (直下地震以外) 370 Gal (直下地震)	—	—

# 評価対象の主要な機器・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	ドライウェル
残留熱除去系ポンプ	電動機取付ボルト
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）

# 主要な機器の本震評価結果（2号炉）

区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 <sup>※1</sup> (MPa)	評価 手法 <sup>※2</sup>
止める	炉心支持構造物	シュラウド サポート	一次一般膜 応力	122	300	B
冷やす	残留熱除去系 ポンプ	電動機取付 ボルト	引張応力	45	185	B
	残留熱除去系配管	配管	一次応力	87	315	B
閉じ 込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張応力	29	222	B
	主蒸気系配管	配管	一次応力	208	360	B
	原子炉格納容器	ドライ ウェル	一次一般膜 応力	87	278 <sup>※3</sup>	B

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」に示される供用状態 D に対する許容値（「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態 IV<sub>A</sub>S 相当）

※2: A:簡易評価, B:詳細評価

※3: 地震時は通常運転中であったため、通常運転時の温度に対する評価基準値

区分	評価対象設備	単位	計算値	評価基準値
止める	制御棒（挿入性）	燃料集合体相対変位 (mm)	33.2	40.0



# 主要な機器の本震評価結果（3号炉）

区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 <sup>※1</sup> (MPa)	評価 手法 <sup>※2</sup>
止める	炉心支持構造物	シュラウド サポート	一次一般膜 応力	100	300	B
冷やす	残留熱除去系 ポンプ	電動機取付 ボルト	引張応力	42	185	B
	残留熱除去系配管	配管	一次応力	269	363	B
閉じ 込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張応力	50	222	B
	主蒸気系配管	配管	一次応力	151	378	B
	原子炉格納容器	ドライ ウェル	一次一般膜 応力	158	278 <sup>※3</sup>	B

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」に示される供用状態 D に対する許容値（「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態 IV<sub>A</sub>S 相当）

※2: A：簡易評価， B：詳細評価

※3: 地震時は通常運転中であったため，通常運転時の温度に対する評価基準値

区分	評価対象設備	単位	計算値	評価基準値
止める	制御棒（挿入性）	燃料集合体相対変位 (mm)	24.1	40.0

## 2. 3号炉の主要な機器・構築物に想定される経年劣化事象

下表は2, 3号炉で差異無し

本震の地震動を踏まえた耐震報告書		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※ (電動機取付ボルト)	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
残留熱除去系配管	配管本体	疲労割れ
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
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

※電動機取付ボルトは、ボルト表面に防食塗装が施されており、塗膜が健全であれば腐食の可能性は小さい。また、これまでの点検結果では有意な腐食は確認されていないことから、全面腐食が想定される基礎ボルトを対象とする。

対象設備の振動応答特性上、または構造・強度上、本震発生時の影響が「有意」な事象

# 本震発生直後における経年劣化による影響はないと判断した理由 (1 / 3)

耐震報告書 (本震の地震動)		想定される 経年劣化事象	判断理由
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>原子炉建屋等のコンクリートの耐震評価については、設計条件（経年劣化を考慮しない条件）において、地震発生時の健全性を確認している。</li> <li>一方、コンクリートに想定される経年劣化事象については、コンクリートの強度低下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>従って、コンクリートの経年劣化による影響については、設計条件における評価結果を踏襲し、<b>地震発生時の健全性が確認できていると判断</b>する。</li> </ul>
		遮へい 能力低下	
原子炉 圧力容器	基礎 ボルト	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器の基礎ボルトの耐震評価については、設計条件において、地震発生時の健全性を確認している。</li> <li>一方、当該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く、目視点検の結果においても、これまでに有意な腐食は確認されていない。</li> <li>従って、基礎ボルトの経年劣化による影響については、設計条件における評価結果を踏襲し、<b>地震発生時の健全性が確認できていると判断</b>する。</li> </ul>

# 本震発生直後における経年劣化による影響はないと判断した理由 (2/3)

耐震報告書 (本震の地震動)		想定される 経年劣化事象	判断理由
機器・ 構築物	評価部位		
原子炉 格納容器	ドライ ウェル	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェル（上鏡，円筒胴，球形胴）の内外表面の耐震評価については，設計条件において，地震発生時の健全性を確認している。</li> <li>・一方，ドライウェルに想定される経年劣化事象については，防食塗装（合成樹脂系塗料）が施されており，目視点検の結果においても，これまで有意な劣化がないことを確認しており腐食発生の可能性は小さい。</li> <li>・従って，ドライウェルの経年劣化による影響については，設計条件における評価結果を踏襲し，<b>地震発生時の健全性が確認できていると判断</b>する。</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>・シュラウドサポートの耐震評価については，設計条件において，地震発生時の健全性を確認している。</li> <li>・一方，シュラウドサポートは，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計画的に点検を実施している。</li> <li>・従って，シュラウドサポートの経年劣化による影響については，設計条件における評価結果を踏襲し，<b>地震発生時の健全性が確認できていると判断</b>する。</li> </ul>

# 本震発生直後における経年劣化による影響はないと判断した理由 (3/3)

耐震報告書 (本震の地震動)		想定される 経年劣化事象	判断理由
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)	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系配管の耐震評価については、設計条件において、地震発生時の健全性を確認している。</li> <li>一方、FACについては、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は生じにくい（FAC-1）とされている。また、LDIについては、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LDIが発生する可能性は低いとされている。</li> <li>従って、主蒸気系配管の経年劣化による影響については、設計条件における評価結果を踏襲し、<b>地震発生時の健全性が確認できていると判断</b>する。</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、熱中性子の累積照射量により定めた運用基準に従い取替を実施しており、動作性に問題が生じていないことを検査により確認していることから、<b>地震発生時の健全性に有意な影響を与える可能性は小さいと判断</b>する。</li> <li>なお、本震発生時に全制御棒が全挿入されたことを中央制御室の記録により確認している。</li> </ul>

# (1) 残留熱除去系ポンプ基礎ボルトの全面腐食

2号炉の残留熱除去系ポンプ基礎ボルトの全面腐食に対する評価結果

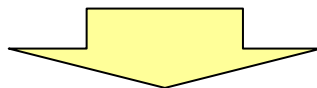
評価対象	地震荷重	せん断応力 [MPa]		許容応力 [MPa]
		腐食なし	腐食あり	
残留熱除去系ポンプ 基礎ボルト	本震の地震動	34	36	202

3号炉の残留熱除去系ポンプ基礎ボルトの全面腐食に対する評価結果

評価対象	地震荷重	せん断応力 [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	本震の地震動	23	24	202

# (1) 残留熱除去系ポンプ基礎ボルトの全面腐食

- P L M評価書と同様に60年間の腐食量 (0.3 mm) を考慮した断面積の減少率 (3.9%) を乗ずることにより当該基礎ボルトに腐食を想定した評価を実施
- 60年間の腐食量を想定したボルトのせん断応力は、許容応力を十分に下回っていることを確認



本震の発生直後において、2, 3号炉の残留熱除去系ポンプの基礎ボルトに想定される全面腐食の影響はなかったと判断

## (2) 炉内構造物シュラウドサポートの疲労割れ

2号炉の炉内構造物の疲労評価結果 (PLM評価値)

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 <sub>2</sub> 地震動)	合計 (許容値1以下)
シュラウド サポート	0.323	0.000	0.323

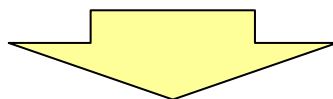
3号炉の炉内構造物の疲労評価結果 (PLM評価値)

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 <sub>2</sub> 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



## (2) 炉内構造物シュラウドサポートの疲労割れ

- ・地震動を変更した場合には、地震動による疲れ累積係数の算出値のみに影響する
- ・PLM評価書の既評価値（S<sub>2</sub>地震動による疲れ累積係数）は十分小さく、本震の地震動を考慮しても許容値を超えることはないと判断できる



本震の発生直後において、2，3号炉の炉内構造物のシュラウドサポートに想定される疲労割れの影響はなかったと判断

### (3) 残留熱除去系配管の疲労割れ

残留熱除去系より内圧、温度が高く、常時運転の原子炉再循環系の既評価結果について、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（原子炉再循環系は原子炉停止時冷却系とつながっている系統）

2号炉の原子炉再循環系配管の疲労評価結果（PLM評価値）

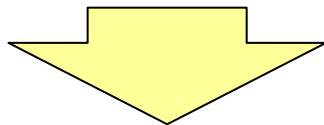
評価対象	運転実績回数に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 (S <sub>2</sub> 地震動)	合計 (許容値1以下)
原子炉再循環系	0.260	0.000	0.260

3号炉の原子炉再循環系配管の疲労評価結果（PLM評価値）

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 <sub>2</sub> 地震動)	合計 (許容値1以下)
原子炉再循環系	0.337	0.000	0.337

### (3) 残留熱除去系配管の疲労割れ

- ・地震動を変更した場合には、地震動による疲れ累積係数の算出値のみに影響する
- ・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、本震の地震動を考慮しても許容値を超えることはないと判断できる



本震の発生直後において、2, 3号炉の残留熱除去系配管に  
想定される疲労割れの影響はなかったと判断

## (4) 主蒸気系配管の疲労割れ

2号炉の主蒸気系配管の疲労評価結果 (PLM評価値)

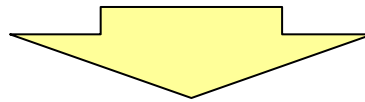
評価対象	運転実績回数 に基づく 疲れ累積係数	地震動による 疲れ累積係数 (S <sub>2</sub> 地震動)	合計 (許容値1以下)
主蒸気系	0.366	0.001	0.367

3号炉の主蒸気系配管の疲労評価結果 (PLM評価値)

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 <sub>2</sub> 地震動)	合計 (許容値1以下)
主蒸気系	0.099	0.002	0.101

## (4) 主蒸気系配管の疲労割れ

- 地震動を変更した場合には、地震動による疲れ累積係数の算出値のみ影響する
- 本震の地震動はSs地震動の地震動を概ね下回っているため、本震の地震動への変更による影響は軽微であり、許容値を超えることはないと判断できる



本震の発生直後において、2, 3号炉の主蒸気系配管に想定される疲労割れの影響はなかったと判断

# 本震の地震動を考慮した評価結果のまとめ

主要な機器・構築物の設計条件における本震評価結果を踏まえ、経年劣化事象を考慮する必要があると判断した項目の評価結果を以下に示す。

## (1) 残留熱除去系ポンプ基礎ボルトの全面腐食

**本震の地震動を用いて評価したところ、経年劣化の観点から設備の健全性に影響はなかったと判断**

## (2) 炉内構造物シュラウドサポートの疲労割れ

## (3) 残留熱除去系配管の疲労割れ

## (4) 主蒸気系配管の疲労割れ

**既評価において、地震動の影響は十分小さく、本震の地震動を用いた評価においても許容値を超えることは考え難いことから、経年劣化の観点から設備の健全性に影響はなかったと判断**