

福島第一原子力発電所事故における
経年劣化の影響について
(案)

平成 2 4 年 1 月 1 8 日
原子力安全・保安院

目 次

I. 検討の背景	1
II. 検討の目的・範囲及び進め方	
1. 検討の目的	1
2. 検討の範囲（他の意見聴取会との関係）	1
3. 検討の進め方	2
III. 経年劣化の影響の検討	
1. 経年劣化事象ごとの評価	3
2. 耐震安全上重要な主要設備への地震影響評価（参考）	7
3. 経年劣化の影響のまとめ	11
IV. まとめ	12
[参考資料]	
・ 高経年化技術評価に関する意見聴取会委員	13
・ 意見聴取会開催実績	13

I. 検討の背景

福島第一原子力発電所事故における地震発生直後の設備の稼働状況等からは、現時点では、安全上重要な設備について、機能に影響を及ぼすような大規模な破断等の発生があったことを示す情報は得られておらず、高経年化による劣化事象が事故の発生及び拡大の要因になったと疑われる要素は発見されていないが、事故の発生以降、高経年化プラントの安全性について不安感や関心が高まっている。

また、IAEA 向け報告書においても、高経年化による影響の詳細な評価や事故要因との関係の検証等が課題とされている。

このため、「高経年化技術評価に関する意見聴取会」を開催し専門家の意見を聴取しつつ、福島第一原子力発電所事故における経年劣化の影響について検討を行うこととした。

II. 検討の目的・範囲及び進め方

1. 検討の目的

設備・機器の高経年化による劣化事象が福島第一原子力発電所事故の発生及び拡大の要因になったか、その影響の検討を行う。

2. 検討の範囲（他の意見聴取会との関係）

ここでは、1～3号機について、設備の経年劣化による事故への影響の有無について検討を行う。このため、安全上重要な設備について、今回の地震動による機能への影響の有無を確認することにより、高経年化による劣化事象が福島第一原子力発電所事故の発生及び拡大の要因になったかを検討することとする。

本来的には、経年劣化の影響の有無を判断するためには、現場において実際の設備・機器の状況を確認することが必要であるが、現時点においては、福島第一発電所の1～3号機については、放射線量が高く現場における設備の確認を行うことが困難であるため、過去の高経年化技術評価の結果を活用した解析等によって経年劣化の影響を検討することとし、この取りまとめはこうした前提の下で検討を行ったものである。

検討の範囲は、地震発生時、地震発生直後、津波襲来後、事故が進展し高温高圧になる等設計上で考慮している条件を超えるまでの間とする。なお、炉心溶融に至るような高温高圧の状態等、予め設定された設計条件を超え、製造直後の状態であっても性能維持が不可能な場合については、経年劣化の影響を検討の対象とすることは困難である。

なお、保安院においては、今回の地震動の福島第一原子力発電所への影響について、本検討とは別に、「建築物・構造に関する意見聴取会」の専門家の意見を聴取しつつ、1～6号機の建築物、施設の地震応答解析による評価（注：この評価には、経年劣化の影響評価は含まれていない。）を行っている。特に、5号機については、建築物、施設の損傷状況調査を行い、更なる検討を行っているところである。

また、「技術的知見に関する意見聴取会」においても、プラントパラメータの解析等による炉心挙動の観点から、今回の地震動の施設への影響について検討を行っているところである。

これらの意見聴取会における検討と併せて本検討を行うことにより、経年劣化を

考慮した今回の地震動の福島第一原子力発電所への影響を、明らかにしようとするものである。

3. 検討の進め方

(1) 原子力プラントは多様な設備により構成されており、そこに生ずる経年劣化事象も多種多様であるため、経年劣化による事故への影響の有無について検討を行う際には、網羅性が求められる。このため、これまで実施している高経年化技術評価においては、安全機能を有する全ての設備（安全重要度分類のクラス1、2及びクラス3のうち高温高圧の環境下にある機器）を対象として、「経年劣化メカニズムまとめ表」(*)等を活用し、発生・進展が否定できない経年劣化事象を抽出し、運転開始後60年までの経年劣化を考慮して設備の健全性を確認することにより、経年劣化事象ごとに網羅的な評価を行っている。

(*) 原子力学会標準「高経年化対策実施基準」。これまで高経年化技術評価を実施した全プラントの知見を集大成したもの。

本検討に当たっては、1～3号機について、過去に実施した高経年化技術評価の手法・結果を活用して、保守的に運転開始後60年までの経年劣化を考慮して、今回の地震動による機能への影響の有無について経年劣化事象ごとに検討を行うこととする。

具体的には、 S_2 地震動により評価を行った高経年化技術評価(*)の結果において、経年劣化事象ごとに許容値に比し裕度が最も小さい設備・部位を抽出し、 S_2 地震動に代えて今回地震動を入力する等によって裕度がどの程度変動するか評価を行い、今回の地震動による機能への影響の有無を確認することにより、設備・機器の高経年化による劣化事象が福島第一原子力発電所事故の発生及び拡大の要因になったか、その影響の検討を行う。

(*) 過去に実施した高経年化技術評価

- ・ 1号機 (40年目評価) : 平成23年2月7日 (保安規定の変更認可)
- ・ 2号機 (30年目評価) : 平成13年6月14日 (国への報告日)
- ・ 3号機 (30年目評価) : 平成18年3月16日 (国への報告日)

(2) なお、「止める・冷やす・閉じこめる」の耐震安全上重要な主要設備について、今回地震の観測記録を用いた地震応答解析は、「建築物・構造に関する意見聴取会」において検討中であり、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと評価している。しかし、この評価結果は、経年劣化を考慮していない当初設計条件による解析であり、また、上記(1)の検討により、安全機能を有する全ての設備についての網羅的な評価が行われることとなるが、耐震安全上重要な主要設備については、念のため、上記(1)の経年劣化事象ごとの網羅的な評価に加え、保守的に経年劣化の影響を考慮した評価も参考として確認する。

Ⅲ. 経年劣化の影響の検討

1. 経年劣化事象ごとの影響評価

(1) 影響評価を行う経年劣化事象、設備の抽出

影響評価を行う経年劣化事象、対象設備・部位を以下のとおり抽出する。

- ①高経年化技術評価対象の経年劣化事象のうち、保全の有効性を評価している経年劣化事象（応力腐食割れ、配管減肉・腐食等）については、例えば、配管減肉に関しては、定期的に肉厚測定を行い、必要最小肉厚を下回る前に予め計画的に取替・補修を実施していることを高経年化技術評価において確認済みであり、現状の保全活動の継続により設備健全性が維持できることから、経年劣化の影響を考慮する必要が無い。
- ②高経年化技術評価対象の経年劣化事象のうち、日常の保全活動（保全プログラム）の有効性評価に加え、劣化進展傾向の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S₂地震動による評価の結果、最も裕度が少なかった設備・部位を経年劣化事象ごとに抽出。
（*）：低サイクル疲労割れ、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、2相ステンレス熱時効、電気計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下。
- ③地震発生直後における経年劣化による影響が考え難い設備・部位を除外し、今回の地震発生時に、設備の構造・強度に与える影響の可能性が否定できない、影響が有意な経年劣化事象を抽出する。
- ④以上により抽出した経年劣化事象及び最も裕度が小さい設備・部位は、表1のとおりであり、これらについて、経年劣化の影響の有無を確認する。

（表1）影響評価を行う経年劣化事象、対象設備・部位

劣化進展傾向評価が必要な経年劣化事象（6事象）	号機	耐震安全性評価の対象設備	対象部位	震災時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	1号	原子炉再循環系ポンプ出口弁	弁箱	○
	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	○
中性子照射脆化	1/2/3号	原子炉圧力容器	胴	○
照射誘起型応力腐食割れ	1/2/3号	炉内構造物	上部格子板	○
2相ステンレス鋼の熱時効	1/2/3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	1/2/3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	1/2/3号	原子炉建屋等	—	×

○：対象設備の構造・強度上、今回地震発生時の経年劣化による影響が「有意」な事象
 ×：地震発生直後における経年劣化による影響が考え難い事象

(2) 抽出された経年劣化事象ごとの影響評価

①低サイクル疲労割れ

低サイクル疲労割れは、温度・圧力の変化及び地震動によって、大きな繰り返し応力がかかる部位に割れが発生する事象であり、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する。表2のとおり過去の高経年化評価書の既評価値（ S_2 地震動による疲れ累積係数）は十分小さい。また、1号機の主蒸気系配管の低サイクル疲労について、今回の地震動を用いて評価を行った結果は、表3のとおりであり、基準地震動 S_2 、 S_s による結果とほぼ同等であり、今回の地震動においても許容値を超えず、裕度への影響は十分小さいことを確認している。

このため、今回の地震動により機能への影響があったとは考えがたい。

(表2) 低サイクル疲労割れの評価結果（PLM評価値）

	評価対象	60年の供用を 仮定した 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)
1号機	原子炉再循環系 ポンプ出口弁 (弁箱)	0.824	0.000	0.824
2号機	原子炉圧力容器 給水ノズル	0.434	0.010	0.444
3号機	原子炉格納容器 給水ライン 貫通部ベローズ	0.611	0.020	0.631

(表3) 1号機主蒸気系配管の低サイクル疲労評価結果

評価対象	60年の供用を 仮定した疲れ 累積係数	地震を考慮した解析値		
		地震動による疲れ累積係数		合計 (許容値1以下)
主蒸気系 配管	0.064 ※1	S_2 地震動	0.252 ※2	0.316
		S_s 地震動	0.269 ※2	0.333
		今回地震動	0.264 ※3	0.328

※1：通常運転時の疲れ累積係数は運転60年目の過渡回数を想定

※2：地震荷重による等価繰り返し回数を保守的に100回と設定して実施した解析値

※3：今回の地震動を用いて実施した解析値（実際の等価繰り返し回数は12回程度と見積もられているが、保守的に100回と設定）

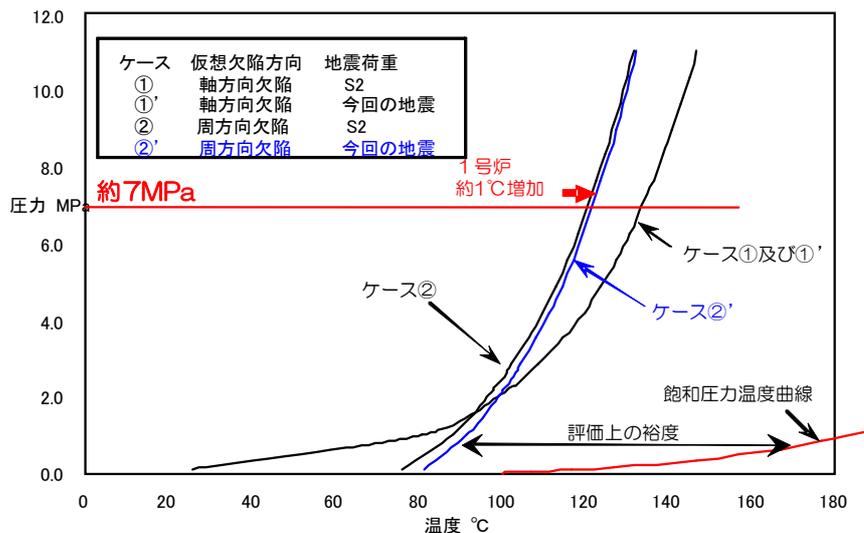
②中性子照射脆化

中性子照射脆化は、長期間にわたり原子炉圧力容器に中性子が照射されることにより、靱性が低下する事象である。高経年化技術評価においては、原子炉圧力容器（胴板）について、中性子照射脆化による靱性低下と表面欠陥（胴板厚 t に対して、欠陥深さ $0.25t$ 、長さ $1.5t$ ）を想定し、地震力が作用した場

合の破壊靱性値 (K_{Ic}) を算出 (JEAC4206) している。

図1のとおり、周方向の仮想欠陥を考慮した S_2 地震荷重を用いたケース②による算出結果に対し、今回の地震荷重を用いたケース②'により地震の影響を確認した。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、地震発生時の影響はない (ケース①とケース①'は一致)。

今回の地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) と交差せず、裕度への影響は十分小さいことから、今回の地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があったとは考え難い。



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)

(図1) 1号機の評価結果

(表4) 各号機の温度変化

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

③照射誘起型応力腐食割れ

照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) は、中性子の照射により、応力腐食割れの感受性が高くなり、ひび割れが発生する経年劣化事象である。上部格子板のIASCCについては、今回の地震発生時の予想累積照射量がしきい値を超えているものの、高経年化技術評価書の既評価値 (S_2 地震動によって想定欠陥のき裂先端部に発生する応力拡大係数) は十分小さく、今回の地震動を考慮しても、き裂が進展する破壊靱性値を超え、破壊に至ることは考え難い。

なお、今回の地震の発生直後に、原子炉は正常に自動停止しており、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。

(表5) 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)

	評価対象	想定欠陥応力拡大係数※ ¹ (MPa√m)	破壊靱性値 ※ ² (MPa√m)
1号機	上部格子板	4.9 ※ ³	43
2号機	上部格子板	14.3 ※ ⁴	43
3号機	上部格子板	14.2 ※ ⁴	43

- ※¹ 地震動によって想定欠陥のき裂先端部に発生する応力拡大係数
 ※² き裂が進展し不安定破壊に至る応力拡大係数。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)
 ※³ 運転開始後 50 年時点における評価
 ※⁴ 運転開始後 60 年時点における評価

(3) 影響評価の対象としなかった経年劣化事象

地震発生直後における経年劣化による影響が考え難いため、影響評価の対象としなかった経年劣化事象は表 6 のとおりである。

(表 6) 地震発生直後における劣化による影響が考え難い経年劣化事象

経年劣化事象	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	・熱時効が想定される原子炉再循環系ポンプケーシングは、国内外の脆化試験の結果及び点検の結果により、今回の地震発生時に不安定破壊が発生する可能性はない。 (1号機の直近の点検実績は、第26回定検(H22年))
電気・計装品の絶縁低下	低圧ケーブル等	・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。
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	・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。 ・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。 ・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。

(4) まとめ

地震発生直後における経年劣化による影響の可能性が否定できないとして抽出された①低サイクル疲労割れ、②原子炉圧力容器の中性子照射脆化、③上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについて、保守的に運転開始後 60 年までの経年劣化の影響を考慮して評価を実施した。

①及び③については、既評価において、地震動による影響は十分小さく、今回の地震動を用いた評価においても許容値に対する裕度への影響が小さいことから、今回の地震動による機能への影響があったとは考え難い。また、②については、今回の地震動を用いて評価したところ、許容値に対する裕度への影響は十分小さく、今回の地震動による機能への影響があったとは考え難い。

2. 耐震安全上重要な主要設備への地震影響評価（参考）

（1）バックチェック結果の概要

「止める・冷やす・閉じこめる」の耐震安全上重要な主要設備（表7）について、今回地震の観測記録を用いた地震応答解析は、「建築物・構造に関する意見聴取会」において評価検討中であり、1～3号機については地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと評価されている。

この評価は、経年劣化を考慮していない当初設計条件による解析であり、また、上記1.の経年劣化事象ごとの影響評価により、安全機能を有する全ての設備について網羅的な評価が行われ、耐震安全上重要な主要設備については経年劣化を考慮したS₂地震動による評価の結果、最も裕度が少なかった設備・部位として抽出されなかったものであるが、念のため、耐震安全上重要な主要設備に対しては、保守的に経年劣化を考慮して、経年劣化が耐震性能に及ぼす影響を参考として確認する。

（表7）耐震安全上重要な主要設備及び評価部位

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
原子炉停止時冷却系冷却ポンプ(1号機) 残留熱除去系ポンプ(2, 3号機)	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
原子炉停止時冷却系配管(1号機) 残留熱除去系配管(2, 3号機)	配管本体
制御棒	制御棒*

*：動的機能維持評価（挿入性）

（2）経年劣化の影響を考慮した影響評価を行う設備・部位及び劣化事象の抽出

評価を行う経年劣化事象を以下のとおり抽出する。

- ①対象の設備・部位ごとに、発生、進展が否定できない経年劣化事象を抽出（原子力学会標準を活用し網羅的に行う）。
- ②今回の地震発生時又は発生直後において、経年劣化事象による影響が考えがたいものを除外し、振動応答特性上、または構造・強度上、今回の地震発生時の影響が否定できない「有意」な経年劣化事象を抽出する。
- ③以上により抽出した経年劣化事象及び設備・部位について、今回の地震による耐震性能に及ぼす影響の有無を確認する。また、主要設備における機能への影響の可能性が否定できない経年劣化事象についても、併せて1.と同様に確認する。

(表8) 評価を行う経年劣化事象、対象設備・部位

今回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
原子炉停止時冷却系冷却ポンプ (1号機のみ)	基礎ボルト	全面腐食
残留熱除去系ポンプ (2, 3号機のみ)	基礎ボルト※1 (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	疲労割れ
		粒界型応力腐食割れ
原子炉停止時冷却系配管 (1号機のみ)	配管本体※2	疲労割れ
残留熱除去系配管 (2, 3号機のみ)		
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

※1 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。

※2 常時運転している原子炉再循環系を評価の対象とする。

網掛けは、対象設備の振動応答特性上、または構造・強度上、今回の地震発生時の影響が「有意」な事象

(3) 主要機器ごとの影響の評価

① 残留熱除去系ポンプ等基礎ボルト (全面腐食)

高経年化技術評価書と同様に60年間の腐食量(0.3 mm)を考慮し、当該基礎ボルトの耐震性能に対する評価を実施し、60年間の腐食量を考慮したせん断応力は、許容応力に対して、十分な裕度があることを確認した。

(表9) 基礎ボルトの全面腐食

	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	
1号機	原子炉停止時冷却系冷却ポンプ 基礎ボルト	今回の地震動	8	9	127
2号機	残留熱除去系ポンプ 基礎ボルト	今回の地震動	34	36	202
3号機	残留熱除去系ポンプ 基礎ボルト	今回の地震動	23	24	202

② 炉心支持構造物シュラウドサポート (低サイクル疲労割れ)

過去の高経年化技術評価書の既評価値 (S_2 地震動による疲れ累積係数) は十

分小さい。また、1号機の主蒸気系配管の低サイクル疲労について、今回の地震動を用いて評価を行った結果は、表3のとおりであり、基準地震動 S_2 、 S_s による結果とほぼ同等であり、今回の地震においても許容値を超えず、裕度への影響は十分小さいことを確認している。

このため、今回の地震動により機能への影響があったとは考えがたい。

(表10) 炉内構造物の疲労評価結果 (PLM評価値)

	評価対象	60年の供用を仮定した 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)
1号機	シュラウド サポート	0.006	0.004	0.010
2号機	シュラウド サポート	0.323	0.000	0.323
3号機	シュラウド サポート	0.157	0.001	0.158

③主蒸気系配管 (低サイクル疲労割れ)

過去の高経年化技術評価書の既評価値 (S_2 地震動による疲れ累積係数) は十分小さい。また、1号機の主蒸気系配管については、今回の地震動を用いて評価を行っており、基準地震動 S_2 、 S_s による結果とほぼ同等であり、今回の地震においても許容値を超えず、裕度への影響は十分小さいことを確認している。

このため、今回の地震動により機能への影響があったとは考えがたい。

(表11) 主蒸気系配管の疲労評価結果 (PLM評価値)

	評価対象	60年の供用を仮定した 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)
1号機	主蒸気系	0.064	0.252※	0.316
2号機	主蒸気系	0.366	0.001	0.367
3号機	主蒸気系	0.099	0.002	0.101

※ S_s 地震動による疲れ累積係数 : 0.269、今回の地震による疲れ累積係数 : 0.264

④残留熱除去系等配管 (低サイクル疲労割れ)

常時運転している原子炉再循環系を対象として評価を実施する。過去の高経年化技術評価書の既評価値 (S_2 地震動による疲れ累積係数) は十分小さく、今回の地震動により機能への影響があったとは考えがたい。

(表 1 2) 原子炉再循環系配管の疲労評価結果 (P L M評価値)

	評価対象	60年の供用を 仮定した 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)
1号機	原子炉 再循環系	0.022	0.000	0.022
2号機	原子炉 再循環系	0.260	0.000	0.260
3号機	原子炉 再循環系	0.337	0.000	0.337

(4) 影響評価の対象としなかった主要機器及び劣化事象

地震発生直後における経年劣化による影響が考え難いため、影響評価の対象としなかった経年劣化事象は表 1 3 のとおりである。

(表 1 3) 地震発生直後における経年劣化による影響が考え難い経年劣化事象

機器・ 構築物	評価部位	想定される 経年劣化事象	判断理由
原子炉 建屋	耐震壁	強度低下 遮へい 能力低下	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 従って、コンクリートの経年劣化による影響については、考え難い。
原子炉 圧力容器	基礎 ボルト	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 従って、基礎ボルトの経年劣化による影響については、考え難い。
原子炉 格納容器	ドライ ウエル	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> ドライウエル(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。 一方、ドライウエ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。 従って、ドライウエルの経年劣化による影響については、考え難い。
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"> 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。 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。(1号機の直近の点検実績は、第26回定検(H22年)) 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、考え難い。
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"> 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。 一方、FAC・LDIについては、「配管減肉管理指針」に基づき管理を実施しており、減肉の発生、進行傾向が顕著になると判断されるエルボ部等の偏流発生部位及びその下流部位について、肉厚測定を実施し、健全性を確認するとともに、計画的に点検を実施している。 従って、主蒸気系配管の経年劣化による影響については、考え難い。
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"> 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、地震発生時の健全性に有意な影響を与えたとはいえ難い。(1号機の直近の取替実績は、第26回定検(H22年)) なお、地震発生時に全制御棒が全挿入されたことを記録により確認している。

(5) まとめ

耐震安全性評価を踏まえ、地震発生時における経年劣化の影響の可能性が否定できないとして抽出された①原子炉停止時冷却系冷却ポンプ基礎ボルトの全面腐食、②炉内構造物シュラウドサポートの低サイクル疲労割れ、③主蒸気系配管の低サイクル疲労割れ、④原子炉再循環系配管の低サイクル疲労割れについて評価を実施した。

①については、今回の地震動を用いて評価したところ、許容値に対する裕度への影響が十分小さいことから、今回の地震動による機能への影響があったとは考え難い。②～④については、既評価において、地震動の影響は十分小さく、他の配管の低サイクル疲労割れについての今回地震動を用いた評価結果において、許容値を超えず、裕度への影響は十分小さいことを確認しており、今回の地震動により機能への影響があったとは考えがたい。

3. 経年劣化の影響のまとめ

(1) 経年劣化事象ごとの影響評価

1～3号機について、過去に実施した高経年化技術評価の手法・結果を活用して、保守的に運転開始後60年までの経年劣化を考慮して、今回の地震動による機能への影響の有無について経年劣化事象ごとに検討を行った。安全機能を有する全ての設備を対象にS₂地震動により評価を行った高経年化技術評価の結果において、経年劣化事象ごとに許容値に比し裕度が最も小さい設備・部位を抽出し、S₂地震動に代えて今回地震動を入力する等によって裕度がどの程度変動するか評価を行ったところ、裕度への影響が十分小さいこと等を確認した。この結果、具体的に抽出して評価を行った設備以外の他の設備を含めて、安全機能を有する全ての設備の機能について今回の地震動による影響があったとは考え難いため、①高経年化による劣化事象が、福島第一原子力発電所事故の発生要因になったことは考え難く、また、②津波襲来後、事故が進展し、高温高圧になる等設計上で考慮している条件を超えるまでの間については、事故拡大の要因になったとは考え難い。

(2) 耐震安全上重要な主要機器への地震影響評価（参考）

1～3号機の耐震安全上重要な主要設備について、今回の地震動を用いた地震応答解析の結果、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと評価されているところであり、上記の経年劣化事象ごとの影響評価により、安全機能を有する全ての設備について網羅的な評価が行われ、耐震安全上重要な主要設備については経年劣化を考慮したS₂地震動による評価の結果、最も裕度が少なかった設備・部位として抽出されなかったものであるが、念のため、耐震安全上重要な主要設備について、参考として保守的に経年劣化の影響を考慮して評価を行ったところ、今回の地震動による設備の機能への影響があったとは考え難い。

(3) その他

現時点においては、福島第一発電所の1～3号機については、現場における設備の確認等を行うことが困難であるため、今後、現地確認が可能となる等により、新たな知見が得られた場合、又は、津波襲来後の事故拡大の進展過程における要

因について、プラントパラメータの分析・解析等の結果として、具体的な設備上の要因や経年劣化との因果関係が疑われるものが明らかになった場合等には、経年劣化の影響について追加的な検討を行うことが必要である。

IV. まとめ

1. 福島第一事故における経年劣化の影響

過去に実施した高経年化技術評価の手法・結果を活用して、保守的に運転開始後60年までの経年劣化を考慮して、今回の地震動による安全上重要な機器の機能への影響の有無を確認することにより、高経年化による劣化事象が福島第一原子力発電所事故の発生及び拡大の要因になったかを検討したところ、耐震安全上重要な主要設備を含めて、今回の地震動による機能への影響があったとは考え難い。

このため、地震発時・発生直後、津波襲来後、事故が進展し高温高圧になる等設計上で考慮している条件を超えるまでの間は、高経年化による劣化事象が福島第一原子力発電所事故の発生・拡大の要因になったことは無いと考えられる。

2. その他

今回の検討の過程において、福島第一の事故の教訓を踏まえれば、現行の高経年化技術評価の対象とされていないアクシデントマネージメントに活用されるノンクラス機器に関する経年劣化をどのように評価・管理していくのか検討が必要である旨指摘があった。今後、シビアアクシデント規制を法制化する動き等ともあわせ検討が行われる必要がある。

今後、現地確認が可能となる等により、新たな知見が得られた場合、又は、津波襲来後の事故拡大の進展過程における要因について、プラントパラメータの分析・解析等の結果として、具体的な設備上の要因や経年劣化との因果関係が疑われるものが明らかになった場合等には、経年劣化の影響について追加的な検討を行うことが必要である。

[参考資料]

高経年化技術評価に関する意見聴取会委員

(敬称略・五十音順)

氏名	所属
阿部 弘亨	国立大学法人東北大学金属材料研究所 教授
井野 博満	国立大学法人東京大学 名誉教授
大木 義路	学校法人早稲田大学理工学術院 教授
橘高 義典	公立大学法人首都大学東京都市環境学部 教授
庄子 哲雄	国立大学法人東北大学大学院工学研究科 教授
関村 直人	国立大学法人東京大学大学院工学系研究科 副研究科長 教授
曾根田 直樹	財団法人電力中央研究所 材料科学研究所 副所長
更田 豊志	独立行政法人日本原子力研究開発機構安全研究センター 副センター長
箕島 弘二	国立大学法人大阪大学大学院工学研究科機械工学専攻 教授
飯井 俊行	国立大学法人福井大学大学院工学研究科 教授
山口 篤憲	財団法人発電設備技術検査協会 参与
渡邊 英雄	国立大学法人九州大学応用力学研究所 准教授

意見聴取会開催実績

- 第1回 平成23年11月29日
福島第一原子力発電所事故の概要 他
- 第2回 平成23年12月15日
福島第一原子力発電所事故における経年劣化の影響（1号機） 他
- 第3回 平成23年12月28日
福島第一原子力発電所事故における経年劣化の影響（2, 3号機） 他
- 第4回 平成24年1月18日
福島第一原子力発電所事故における経年劣化の影響