

**東京電力株式会社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**

**平成 24 年 2 月 16 日
原子力安全・保安院**

目 次

I. 検討の背景	1
II. 検討の範囲と進め方	
1. 検討の範囲	1
2. 検討の進め方	3
III. 経年劣化の影響の検討	
1. 経年劣化事象ごとの評価	4
2. 耐震安全上重要な主要設備への地震影響評価	10
3. 経年劣化の影響のまとめ	16
IV. まとめ	17

[参考資料]

・高経年化技術評価に関する意見聴取会委員	19
・東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故における 経年劣化の影響に係る意見聴取会開催実績	20
・高経年化技術評価の対象となる安全重要度分類の クラス1, 2, 3 (高温高圧環境下) の主な機器	21
・高経年化技術評価の結果最も裕度が少なかった 設備・部位の抽出 (事例)	22

I. 検討の背景

東京電力株式会社福島第一原子力発電所 1～3号機は、東北地方太平洋沖地震及びそれに伴う津波により、外部電源及び所内電源の喪失に陥り、炉心の冷却機能等が十分に機能せず炉心損傷に至った。更に、原子炉容器から漏出した放射性物質を閉じ込めることができず、大量の放射性物質が外部へ放出される事態に至った。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所 1～3号機は、草創期の商業用原子力発電所であり、運転開始から1号機は約40年、2号機及び3号機は30年以上が経過しており、運転期間が長いこと等による設備の劣化事象（以下「経年劣化」という。）が事故の発生又は拡大に影響したのではないかと懸念が惹起されている。なお、「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書」（平成23年6月）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。

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、原子力安全規制当局として、こうした懸念や課題に対応していくことが必要であると考え、東京電力株式会社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。

本報告は、当院が原子力安全規制当局としての責任において取りまとめたものであり、その過程において意見聴取会を開催し専門家の意見を参考とした。

II. 検討の範囲と進め方

1. 検討の範囲

東京電力株式会社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する最も確かな方法は、現場で実際の設備の状況を確認することであるが、現時点においては、1～3号機の現場の線量が高く、設備の状況を確認することが困難である。従って、現時点で検討可能な方法としては、①入手可能なプラントパラメータ等を用い、事故の発生及び進展の事象面から経年劣化が影響する可能性を分析すること、②これまでの高経年化対策の情報と知見から可能な範囲で分析を加えることである。

上記①の事象面からの経年劣化の影響の分析については、当院において、別途、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知

見に関する意見聴取会」において、事故の発生及び事故の進展について現時点までに判明している事実関係を再整理し、事象の各段階における技術的知見について検討しており、その成果が活用できる可能性がある。これまでの検討で、今回の事故について、外部電源、所内電源設備、原子炉冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能等に関する様々な課題が浮かび上がってきているが、今回の事故と設備の経年劣化との関係を示唆するような情報はこれまでのところ得られていない。事象面から経年劣化の影響について更に分析するためには、実際の設備の状況を調査することが必要であるが、現場の線量等を勘案すると、かなり先になるものと考えられる。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る過酷な環境において、経年劣化の有無に関係なく機能維持が不可能な場合は、現場を確認しても経年劣化の影響を見極めることが困難となる可能性があることには留意しておく必要がある。

一方、②のこれまでの高経年化対策の知見を活用し、経年劣化の事故への影響を分析することについては、1号機が40年目、2号機及び3号機が30年目の高経年化技術評価を既に実施していることから、これらの情報とこれまでの高経年化技術評価の技術的知見が活用できる限りにおいて可能である。しかし、過去の高経年化技術評価の結果に基づいて、地震の影響を分析することは可能であるが、津波到達後に事象が進展し設計事象を超えたシビアアクシデントの状態に対して高経年化技術評価を活用することは困難である。何故ならば、高経年化技術評価の審査は、技術基準等で要求される設備の機能を維持するための長期的な保守管理の方針を確認するものであり、経年劣化の進展を想定した設計条件下での地震時の設備の健全性の確認を含んでいるものの、設計事象を超えた、すなわち、設置許可の段階で想定されたレベルを超えた事故における設備の挙動解析を直接的に取り扱うものではないからである。

従って、今回は、経年劣化が事故の発生及び拡大に何らかの影響を及ぼしたかどうかに関し、現時点で出来ることとして、1～3号機の安全上重要な設備が地震により機能を失うような影響があったかどうかについて評価を行い、許容値との比較を行うこととする。即ち、今回の検討の範囲は、地震発生時、地震発生直後から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、当院は今回の地震動の事故への影響について、「建築物・構造

に関する意見聴取会」で、1～6号機の建築物、施設の地震応答解析による評価を行っている。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。ただし、これらの評価には、経年劣化による影響評価は含まれていないため、ここで検討するものである。

2. 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、高経年化技術評価のガイドラインにおいて示されているように、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設備）を対象としており、「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て、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、網羅的な評価を行っている。

(*) (社)日本原子力学会標準「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・結果に基づいて、さらに運転開始後60年までの経年劣化を保守的に考慮して、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改めて検討を行うこととした。

具体的には、プラントごとのこれまでの高経年化技術評価(*)の結果を用いて、昭和53年制定の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に基づく基準地震動S2(以下旧指針の基準地震動S2)により評価を行った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・部位を抽出して、旧指針の基準地震動S2に代えて今回の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を評価する。そして、今回の東北地方太平洋沖地震の地震動によって設備の機能を失うような影響の有無を確認することにより、経年劣化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り得たか検討する。

(*) 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・閉じ込める」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、現時点においては、評価基準値を満足しており、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推定されている。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る。上記（１）の検討では、安全機能を有する全ての設備についての網羅的な評価を行うが、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、想定される経年劣化の影響を考慮した評価も行う。

Ⅲ. 経年劣化の影響評価

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、定期的な肉厚測定を行っていることや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等の保全活動を高経年化技術評価において確認済みであり、また、現状の保全活動の継続により設備健全性が維持できていることを定期事業者安全管理審査等において確認していることから、経年劣化の影響を考慮する対象から除外する。
- 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、今回の地震発生時に、経年劣化による影響が考え難いものを除外し、設備の構造・強度に与える影響の可能性が否定できない経年劣化事象を抽出する。（表1）
（*）：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更に、経年劣化を考慮した旧指針の基準地震動S2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する。（表2）
- 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	評価対象設備	評価対象部位	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の可能性が否定できない事象

×：地震発生時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（基準地震動 S2 による疲れ累積係数）は十分小さいと評価される。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、旧指針の基準地震動 S2、平成18年改訂の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に基づく基準地震動 Ss（以下 新指針の基準地震動 Ss）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た。

従って、表2に示す各機器においても主蒸気配管の評価結果を基に検討すると、旧指針の基準地震動 S2 による疲れ累積係数と今回の地震動による疲れ累積係数はほぼ同等と考えられることから、裕

度への影響は十分小さいと評価できる。

(表 2) 低サイクル疲労割れの評価結果 (高経年化技術評価での値)

	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)

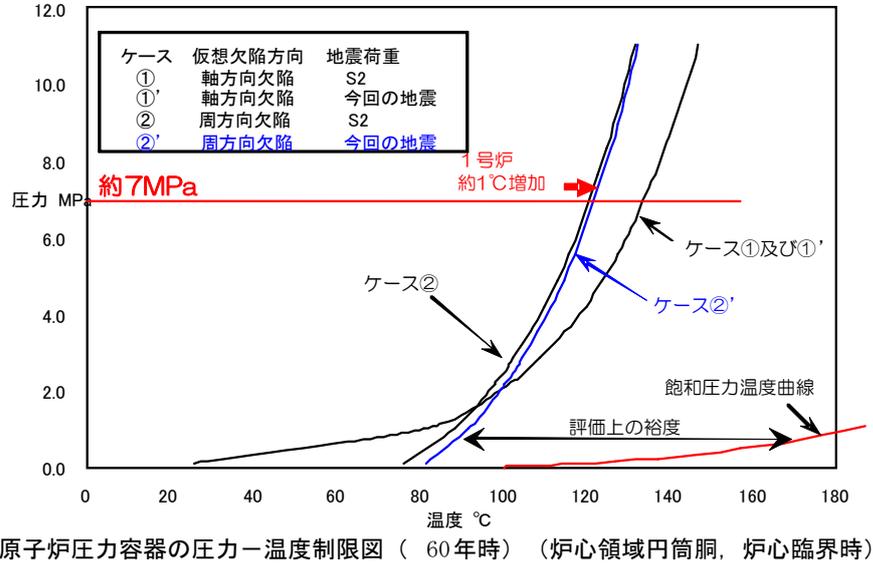
②中性子照射脆化

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 (胴部) について、JEAC4206 に基づいて、中性子照射脆化による靱性低下を想定し、仮想的な表面欠陥 (胴板厚 t に対して、欠陥深さ $0.25t$ 、長さ $1.5t$) に地震力が作用した場合の破壊靱性値 (K_{IC}) を算出している。

図 1 のとおり、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、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。なお、軸方向の仮想欠陥は、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と評価される。



(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感受性発現のしきい値を超えているものの、表 5 に示すとおり高経年化技術評価書での評価値 (旧指針の基準地震動 S2 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) は十分小さいと評価されており、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いることから、制御棒の挿入性に影響があるような炉内構造物の異状はなかったと推定できる。

(表5) 上部格子板の照射誘起型応力腐食割れ評価結果
(高経年化技術評価での値)

	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		14.3 ^{※4}	43
3号機		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

地震発生時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。なお、高経年化技術評価の審査結果を踏まえた上記の理由についても、表6に記した。

(表6) 地震発生時における経年劣化による影響が考え難い事象

経年劣化事象	対象設備	影響が考え難いとした理由
2相ステンレス鋼の熱時効	原子炉再循環系ポンプ	・高経年化技術評価において、熱時効が想定される原子炉再循環系ポンプケーシングについては、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考え難い。 (1号機の場合、原子炉再循環系ポンプケーシングの外観目視検査、浸透探傷検査を、第26回定検(H22年)に実施し、異常はなかった。)
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。 (1号機の場合、炉心スプレイ系ポンプ用高圧ケーブル、炉心スプレイ系ポンプモータの絶縁劣化診断試験等を、第25回定検(H20~21年)に実施し、異常はなかった。)

<p>コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下</p>	<p>原子炉建屋等</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・「建築物・構造に関する意見聴取会」において、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、安全機能を保持できる状態にあったと評価されている。 ・一方、高経年化技術評価において、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してい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。 <p>（1号機の場合、原子炉建屋の1階内壁、3階外壁の圧縮強度試験を H19 年に実施し、異常はなかった。また、原子炉建屋の一次遮へい壁の目視点検を H22 年に実施し、異常はなかった。）</p>
-----------------------------	---------------	--

（4）まとめ

地震発生時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劣化事象は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である。これらについては、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安全機能を有する全ての設備について網羅的な評価を実施した。

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いと評価され、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、かつ許容値が実際の損傷限界に対する余裕を持っていることから、今回の地震動によって機能を失うような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、かつ許容値が実際の損傷限界に対する余裕を持っていることから、今回の地震動によって機能を失うような影響があったとは考え難い。

なお、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会」の議論において、プラントパラメータや各種調査・分析結果、JNES によるプラント挙動解析の結果によると、「止める・冷やす・閉じ込める」の基本的な安全機能を損なうような損傷等が生じていたことを示す情報は得られておらず、地震後に機能していたもの（非常用復水器、原子炉隔離時冷却系、原子炉圧力容器等の圧力バウンダリ等）については、今回の地震により機能に影響するような損傷は生じていないと考えられるとされている。

2. 耐震安全上重要な主要設備への地震影響評価

(1) バックチェック結果の概要

「止める・冷やす・閉じ込める」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。

また、5号機については現地調査を実施している。調査の範囲内では、建物の構造に影響を及ぼすようなひび割れ、機器や配管の変形、支持構造物の損傷は認められていない。

1～3号機の評価は、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、旧指針の基準地震動S2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、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
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）

(2) 経年劣化の影響を考慮した評価を行う設備・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する（日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」最新版の「経年劣化メカニズムまとめ表」を活用し網羅的に行う）。

- ② 今回の地震発生時において、経年劣化事象による影響が考え難いものを除外し、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)

(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	ドライウエル	全面腐食
原子炉停止時冷却系冷却ポンプ (1号機)	基礎ボルト	全面腐食
残留熱除去系ポンプ (2, 3号機)	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)	配管本体 ^{※2}	疲労割れ
残留熱除去系配管 (2, 3号機)		
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配管を評価の対象とする。

下線は、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否定できない経年劣化事象

(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たところ、60 年間の腐食量を考慮したせん断応力は、許容応力を超えず、裕度への影響は十分小さいと評価される。

(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		34	36	202
3号機			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（旧指針の基準地震動 S₂ による疲れ累積係数）は小さく、許容値に対して、十分な裕度があると評価される。（表 10）

(表 10) 炉内構造物の疲労評価結果（高経年化技術評価での値）

	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		0.323	0.000	0.323
3号機		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（旧指針の基準地震動 S₂ による疲れ累積係数）は十分小さく、許容値に対して、十分な裕度があると評価される。（表 11）

(表 11) 主蒸気系配管の疲労評価結果 (高経年化技術評価での値)

	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		0.366	0.001	0.367
3号機		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 (旧指針の基準地震動 S₂ による疲れ累積係数) は十分小さく、許容値に対して、十分な裕度があると評価される。(表 1 2)

(表 12) 原子炉再循環系配管の疲労評価結果 (高経年化技術評価での値)

	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		0.260	0.000	0.260
3号機		0.337	0.000	0.337

なお、上記②③④の評価に関し、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、旧指針の基準地震動 S₂、新指針の基準地震動 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た。

従って、上記②③④の各機器においても 1号機主蒸気配管の評価結果を基に検討すると、旧指針の基準地震動 S₂ による疲れ累積係数と今回の地震動による疲れ累積係数はほぼ同等と考えられることから、裕度への影響は十分小さいと評価できる。

(4) 影響評価の対象としなかった主要機器及び劣化事象

地震発生時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 13) 地震発生時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	影響が考え難いとした理由
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"> ・「建築物・構造に関する意見聴取会」において、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、安全機能を保持できる状態にあったと評価されている ・一方、高経年化技術評価において、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してい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。 <p>(1号機の場合、原子炉建屋の1階内壁、3階外壁の圧縮強度試験をH19年に実施し、異常はなかった。また、原子炉建屋の一次遮へい壁の目視点検をH22年に実施し、異常はなかった。)</p>
原子炉圧力容器	基礎ボルト	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> ・「建築物・構造に関する意見聴取会」において、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、安全機能を保持できる状態にあったと評価されている。 ・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。 <p>(2号機の場合、当該基礎ボルトの目視点検を第23回定検(H20年)に、3号機の場合、当該基礎ボルトの目視点検を第22回定検(H19~20年)に実施し、異常はなかった。1号機の場合、第28回定期検査に実施予定であり、目視点検ができていないが、他号機と同様の環境であることから、有意な腐食はないと推定。)</p>
原子炉格納容器	ドライウエル	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> ・「建築物・構造に関する意見聴取会」において、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、安全機能を保持できる状態にあったと評価されている。 ・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

			<p>さい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>(1号機の場合、原子炉格納容器の目視点検、肉厚測定を第26回定検(H22年)に実施し、異常はなかった。)</p>
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"> ・「建築物・構造に関する意見聴取会」において、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、安全機能を保持できる状態にあったと評価されている。 ・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。 ・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。 <p>(1号機の場合、シュラウドサポートの外表面視点検、上部格子板の外観目視点検を第26回定検(H22年)に実施し、異常はなかった。)</p>
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"> ・「建築物・構造に関する意見聴取会」において、主蒸気系配管の耐震評価については、設計条件において、安全機能を保持できる状態にあったと評価されている。 ・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、進展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。 <p>(1号機の場合、主蒸気系配管の肉厚測定を第25回定検(H20~21年)に実施し、異常はなかった。)</p>
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考え難い。 ・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。 <p>(1号機の場合、制御棒の取替、外観点検を第26回定検(H22年)に実施し、異常はなかった。)</p>

(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と評価されることから、今回の地震動によって機能を失うような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と評価しており、今回の地震動によって機能を失うような影響があったとは考え難い。

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、運転開始後60年までの経年劣化を保守的に考慮して、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した。安全機能を有する全ての設備を対象に旧指針の基準地震動S2により評価を行った高経年化技術評価の結果において、個々の経年劣化事象について許容値に比し裕度が最も小さい設備・部位を抽出し、旧指針の基準地震動S2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した。検討した設備については、許容値に対する裕度への影響が小さいこと、かつ許容値が実際の損傷限界に対する余裕を持っていることから、現時点で得られている知見に基づく評価の結果、今回の地震動によって機能を失うような影響があったとは考え難い。

(2) 耐震安全上重要な主要機器への地震影響評価

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推定されている。また、これらの設備は前項の経年劣化事象ごとの影響評価では経年劣化を考慮した旧指針の基準地震動S2による評価により裕度が大きいと判断され、最も裕度が少ない設備・部位としては抽出されなかった。しかし、念のため、経年劣化の影響を保守的に考慮して評価を行ったところ、許容値に対し余裕があり、かつ許容値が実際の損傷限界に対する余裕を持っていることから、現時点で得られている知見に基づく評価の結果、今回の地震動によって機能を失うような影響があったとは考え難い。

(3) その他

水素爆発等の影響を受けておらず実機の現状確認が可能な5号機について、現地調査を実施したところ、機器、配管、配管サポート等に有意な損傷がないことを確認できている。しかしながら、1～3号機の現場確認を行うことは現時点では放射線の影響等により困難である。このため、設備の損傷の有無、損傷原因と経年劣化との関係、損傷原因と製造技術の古さ等との関係については不明である。したがって、今後、現地調査が実施された段階あるいは事故の解析が進んだ段階で、設備の損傷状況等が明らかになった場合には、損傷原因と経年劣化との因果関係等について、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と結果を活用して、運転開始後60年までの経年劣化を保守的に考慮して、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し、高経年化による劣化事象が東京電力株式会社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評価した。

現時点で得られている知見に基づく評価の結果、耐震安全上重要な主要設備を含めて、今回の地震動によって機能を失うような影響があったとは考え難く、地震発生から事故が進展し設計上で考慮している条件を超えるまでの間は、経年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とは考え難いとの結果になった。

ただし、現時点においては、現場における設備の確認を行うことが困難であるため、本報告は、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、経年劣化の影響を机上評価したものであり、今後、現地確認が実施される等により、新たな知見が得られた場合には、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。

2. その他

今回の検討の過程において、東京電力株式会社福島第一原子力発電所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がアクシデントマネジメントに活用されるノンクラス設備に対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を行う必要がある。

[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

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故における
経年劣化の影響に係る意見聴取会開催実績

- 第1回 平成23年11月29日
東京電力株式会社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
東京電力株式会社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
東京電力株式会社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
東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故における経年劣化の
影響（とりまとめ案） 他
- 第6回 平成24年2月7日
東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故における経年劣化の
影響（委員コメント回答、とりまとめ案） 他

（注）第5回意見聴取会では、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故における経年劣化の影響に係る議論はされていない。

高経年化技術評価の対象となる安全重要度分類の
クラス 1, 2, 3 (高温高圧環境下) の主な機器

分類		機能	該当機器 (1F-1 の例)
クラス 1	PS-1	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉再循環系ポンプ
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング
		3) 炉心形状の維持機能	炉心シュラウド
	MS-1	1) 原子炉の緊急停止機能	制御棒
		2) 未臨界維持機能	ほう酸水注入系ポンプ
		3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	主蒸気安全弁
		4) 原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止時冷却系冷却ポンプ
		5) 炉心冷却機能	炉心スプレイ系ポンプ
	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器	
	7) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	
	8) 安全上特に重要な関連機能	非常用ディーゼル発電機	
クラス 2	PS-2	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能	主蒸気系配管
		2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取替機
		4) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	主蒸気逃がし安全弁
	MS-2	1) 燃料プール水の補給機能	補給水系
		2) 放射性物質放出の防止機能	排気筒
	3) 事故時のプラント状態の把握機能	原子炉水位等の事故時監視計器	
クラス 3	PS-3	1) 原子炉冷却材保持機能 (PS-1、PS-2 以外)	計装配管
		2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系
		3) 電源供給機能 (非常用を除く。)	タービン
		4) プラント運転補助機能	計装用圧縮空気系
	MS-3	1) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系
		2) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	タービンバイパス弁
		3) 出力上昇の抑制機能	原子炉再循環系
		4) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系

PS : 異常の発生防止の機能を有するもの

MS : 異常の影響緩和の機能を有するもの

高経年化技術評価の結果最も裕度が少なかった
設備・部位の抽出（事例）

● 1号機低サイクル疲労割れの評価（抽出例）

評価部位	60年の共用を仮定した 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)
原子炉再循環ポンプ出口弁	0.824※	0.000	0.824
原子炉容器給水ノズル	0.456※	0.002	0.458
配管（給水系）	0.389※	0.068	0.457
主蒸気隔離弁	0.411	0.000	0.411
配管（主蒸気系）	0.064※	0.252	0.316
配管（原子炉再循環系）	0.022※	0.000	0.022
原子炉容器主フランジ	0.009※	0.000	0.009

● 2号機低サイクル疲労割れの評価（抽出例）

評価部位	60年の共用を仮定した 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)
原子炉圧力容器給水ノズル	0.434※	0.010	0.444
配管（主蒸気系）	0.366※	0.001	0.367
配管（原子炉再循環系）	0.260※	0.000	0.260
原子炉給水入口弁	0.195※	0.000	0.195
原子炉再循環ポンプ出口弁	0.144※	0.000	0.144
原子炉圧力容器主フランジ	0.042※	0.000	0.042

● 3号機低サイクル疲労割れの評価（抽出例）

評価部位	60年の共用を仮定した 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)
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
配管（給水系）	0.630※	0.001	0.631
原子炉再循環ポンプ出口弁	0.430※	0.000	0.430
原子炉圧力容器給水ノズル	0.336※	0.001	0.337
配管（原子炉再循環系）	0.337※	0.000	0.337
原子炉給水入口逆止弁	0.311※	0.000	0.311

※環境を考慮