

福島第一原子力発電所3号機の
耐震安全性，高経年化対策，
長期保管MOX燃料の健全性について

平成22年7月23日

東京電力株式会社

福島第一原子力発電所3号機の 耐震安全性、高経年化対策、長期保管MOX燃料の健全性について

福島第一原子力発電所3号機でのウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「MOX燃料」）採用にあたり、平成22年2月に必要不可欠な条件として福島県が示した3項目について、当社としてあらためて点検・評価等を行い、以下のとおり、原子力発電所の安全確保上、支障ないことを確認した。

1. 耐震安全性について

福島第一原子力発電所3号機は、昭和45年に原子炉設置変更申請が許可されているが、その当時の耐震設計では、重要な建物、構築物、機器配管系などの施設については基盤において約180ガル(0.18g)にて設計し、格納容器など安全対策上特に重要な施設については0.18gの1.5倍の地震動にて機能が確保されることを確認している。

昭和53年には「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「旧耐震指針」）が策定された。その後、旧耐震指針に沿って過去の地震、地質調査をもとに基準地震動 S_1 、 S_2 を策定し、耐震安全性が確保されていることを確認している。

さらに、平成18年9月、これまでの最新知見を反映して「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が改訂（以下「新耐震指針」）された。この改訂に伴い、原子力安全・保安院から新耐震指針に照らした耐震安全性評価の実施が指示された。

この耐震安全性評価においては、新耐震指針に照らして、各種地震調査を実施し、活断層の長さ等を適切に評価するとともに、プレート間地震および海洋プレート内地震について、不確かさを考慮した安全側の地震動評価により基準地震動 S_s を最大加速度600ガルに策定した。

この対応過程において、平成19年7月16日に新潟県中越沖地震が発生し、柏崎刈羽原子力発電所で従来の想定を超える地震動が観測された。原子力発電所に対する地元の方々の安全、安心の観点から、当社は代表プラント（福島第一原子力発電所5号機、福島第二原子力発電所4号機）を選定し、平成20年3月に中間報告を行う計画を立案するとともに、中越沖地震で確認された地震波データを用いて福島第一及び第二原子力発電所の全プラントについて、主要設備の概略評価を行い、耐震設計上重要な施設の機能は維持されることを確認した。その後、他発電所でも確認すべき知見が判明したことから、耐震安全性評価の実施計画を見直すこととした。あわせて、代表プラントに加えて、他プラントについても主要設備等の耐震

安全性について評価を行うこととした。

策定した基準地震動 S_s に基づく原子炉建屋や安全上重要な機能を有する耐震 S クラスの主要な設備等の耐震安全性評価については、平成 20 年 3 月に代表プラントの福島第一 5 号機と福島第二 4 号機、平成 21 年 4 月に福島第二の 1～3 号機、同 6 月に福島第一 3 号機を含む代表号機以外のプラントについて確認し、報告書を国へ提出した。

なお、この耐震安全性に関する評価報告書については、原子炉建屋の鉛直方向解析モデルに使用した解析用数値の一部に誤りを確認したことから、全プラントのデータを再確認・訂正し、福島第一 3 号機を含めて耐震安全性に問題がないことを確認した上で平成 22 年 4 月に報告書を再提出した。

以上のとおり、プラントの耐震安全性については、その時々最新の知見に基づき問題ないことを確認してきている。加えて、以下に述べるような防災機能の充実を図っている。

発電所の地震対策については、新潟県中越沖地震で経験した所内用変圧器の火災対応やその他の対応から得られた教訓等に基づき、防災機能の強化に取り組んでいる。

具体的には、自衛消防隊の 24 時間体制など、防災組織・体制の見直しの他、緊急対策室の免震化、化学消防車の配備等の防災設備強化を実施している。また、原子力発電所設備についても、柏崎刈羽原子力発電所での機器・構築物損傷事例を踏まえ、変圧器基礎地盤の強化、電路サポートの強化、緊急車両用構内道路の補強等、耐震裕度の向上対策を進めている。

2. 高経年化対策について

福島第一原子力発電所 3 号機は、昭和 51 年営業運転開始以来、これまで、機器、構築物の定期的な点検による手入れ、設備の劣化傾向やトラブルの水平展開等に基づく修理・取替、経年劣化事象に対する予防措置等の保全活動を行うことにより、設備健全性の維持、向上を図ってきた。特に運転開始 30 年を迎えるプラントについては、安全第一を旨として、プラントの供用期間に関係なく、一定の安全水準を確保することが重要と考える。このため、プラントの長期間の使用に伴う経年劣化の特徴を把握して、これに的確に対応していくことが肝要であり、福島第一原子力発電所 3 号機も運転開始 30 年を迎えた平成 18 年 3 月に高経年化技術評価を実施した。

高経年化技術評価では、原子力発電所を構成する安全上重要な機器・構築物（容器、配管、ポンプ、弁、建屋等、数千以上に及ぶ機器・構築物）について、長期間の使用（60 年間の運転期間を仮定）に対する健全性を確

認するため、経年劣化事象が発生する可能性の有無や、経年劣化事象の発生及び進展傾向に対する現状の保全活動の妥当性等について評価している。

評価の結果、大部分の機器については60年間の運転期間を仮定しても健全性は確保されることを確認したが、一部の機器については、健全性を確保するために、現在行っている保全活動に加えて実施すべき項目（点検項目の追加、データの蓄積、知見の拡充、試験の実施等）を長期保守管理方針として策定した。長期保守管理方針では、点検項目の追加、知見の拡充等、57項目が策定されており、現在までに実施した13項目については問題ないことを確認した。

また、MOX燃料を採用した場合の高経年化技術評価としては、中性子照射及び放射線に依存する照射脆化、応力腐食割れ、絶縁特性低下等の経年劣化事象が考えられる。MOX燃料を採用した場合、1/3炉心にMOX燃料を装荷しても高速中性子束の上昇は約2%であり、放射線照射量とともに上昇を約2%と仮定しても経年劣化事象に及ぼす影響は軽微であり、すべての機器・構造物について現状の保全を継続していくこと及び策定された長期保守管理方針に沿った保全活動を実施することで、健全性は確保されることを確認した。

このような保全活動により、高経年化プラントにおいても機器・構造物の健全性は確保されるものと考えられることから、MOX燃料を採用した場合においても問題ないものと評価している。

3. 長期保管MOX燃料の健全性について

福島第一原子力発電所3号機の使用済燃料プールにおいて現在保管しているMOX燃料は、平成11年9月の発電所搬入後、10年以上の長期に亘り水中にて保管されてきた。MOX燃料は、その特性が経時変化するという特徴があり、プルトニウムのアメリシウムへの崩壊等の燃料組成変化によって、ペレット物性の変化や燃料の反応度低下および反応度係数の変化等の影響が想定される。このため、これらの影響を考慮した評価および解析を実施し、以下のとおり問題ないことを確認した。

- ・ 生成するアメリシウムの量が微量であること等から、ペレット物性の変化等が燃料棒熱機械特性に影響しないこと
- ・ 長期保管MOX燃料と同時に装荷される燃料の体数や配置の工夫等によって、熱的制限値等を遵守した炉心の成立が可能であり、核炉心特性上問題のないこと
- ・ 燃料棒熱機械特性と核炉心特性の結果を基に評価される動特性、過渡・事

故解析等には長期保管MOX燃料の影響は現れず、各項目に適用される判断基準を満足できること

また、保管期間中の環境(水環境, 放射線環境)による影響により, ジルコニウム合金やステンレス等の構成部材について, 貯蔵時の腐食, クラッド付着が想定されるほか, 地震時や燃料取扱い時の外力により燃料構成部材の変形等が想定される。このため, 水中カメラ・ファイバースコープによる外観検査, 内部確認および保管期間中の使用済燃料プールの管理状況について以下のとおり問題ないことを確認した。

- ・ 燃料健全性に影響を及ぼす損傷, 変形, 腐食等は確認されなかったこと
- ・ 燃料集合体内部に燃料健全性に影響を及ぼす異物は確認されなかったこと
- ・ 保管期間中の使用済燃料プール水温, 水位, 水質は適切に管理されていたこと

4. 添付資料

- (1) 福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性について
- (2) 福島第一原子力発電所3号機の高経年化対策について
- (3) 福島第一原子力発電所3号機の長期保管MOX燃料の健全性について

福島第一原子力発電所 3 号機の
耐震安全性について

平成 2 2 年 7 月
東京電力株式会社

【目 次】

1. はじめに
2. 中越沖地震時の観測データに基づく主要施設の概略評価
3. 新耐震指針に照らした耐震安全性評価の基本方針
4. 敷地周辺・敷地近傍・敷地の地質及び地質構造
5. 基準地震動 S_s の策定
6. 安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価
7. 安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価
8. 地震対策の取り組み
9. まとめ

1. はじめに

1. はじめに

福島第一原子力発電所3号機については、昭和45年に原子炉設置変更申請が許可になっている。この時点では、現行のような耐震指針は策定されていなかったものの、基本的には耐震指針と同様な考え方にに基づき耐震設計はなされている。その当時の耐震設計では、重要な建物、構築物、機器配管系は、基盤（原子炉建屋基礎下端）における最大加速度0.18g（約180ガル）の地震動に対して設計している。この場合、設計地震力は建築基準法に示された震度の3倍の震度から定まる値を下回らないよう設計している。また、原子炉格納容器並びに原子炉緊急停止系（制御棒、同駆動機構及びボロン注入施設）などのように安全対策上特に重要な施設については、基盤における最大加速度が0.18gの1.5倍の地震動に対して格納容器の機能が保持され、かつ安全に原子炉が停止できることを確認している。

昭和53年には「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が策定された。その後、3号機についても本指針に基づき過去の地震、地質調査をもとに基準地震動 S_1 、 S_2 を策定し、耐震安全性が確保されていることを確認している。さらに、平成18年9月19日付けで「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が改訂（以下、「新耐震指針」という。）された。これに伴い原子力安全・保安院より既設の発電用原子炉施設等について、新耐震設計に照らした耐震安全性の評価等を実施するよう求められ、当社も確認のための調査等に着手した。

この後、平成19年7月16日に新潟県中越沖地震が発生し、柏崎刈羽原子力発電所で従来の想定を上回る地震動が観測された。

原子力発電所に対する地元の方々の安全，安心の観点から，代表プラントによる中間報告を提出する計画を策定するとともに，中越沖地震で観測された原子炉建屋基礎版上の床応答スペクトルを用いて福島第一原子力発電所並びに福島第二原子力発電所の全プラントについて概略評価を実施し，安全上重要な機能を有する主要な機器の安全機能が維持されることを確認した。

新耐震指針に照らして各種調査を実施し，策定した基準地震動 S_s に基づく耐震安全性評価としては，代表プラントである福島第一原子力発電所 5 号機と福島第二原子力発電所 4 号機は，平成 20 年 3 月に報告書を国へ提出したが，中越沖地震の知見を反映するため全体的な作業工程が遅延することから，代表号機以外のプラントについても主要設備の評価を行うこととした。

以上のような最新の知見に基づく評価を中心とした活動を行う他，新潟県中越沖地震で経験した所内変圧器火災の対応や溢水対策等の様々な教訓に基づき，防災機能の向上に努めている。また，既存の評価結果等に基づき可能な範囲で耐震性を高める工事を順次実施することとした。具体的には，自衛消防隊の 24 時間体制など，防災組織・体制の見直しの他，緊急対策室の免震化，化学消防車の配備等の防災設備強化を実施した。原子力発電所設備についても，柏崎刈羽原子力発電所での機器・構築物損傷事例を踏まえ，変圧器基礎地盤の強化，電路サポートの強化，緊急車両用構内道路の補強等，耐震裕度の向上対策を進めている。

2. 中越沖地震時の観測データに基づく主要施設の概略評価

【目 次】

2. 中越沖地震の観測データに基づく主要施設の概略評価	
2.1 対象施設	2-1
2.2 使用する床応答スペクトル	2-2
2.3 検討方法	2-2
2.4 検討結果	2-3

2. 中越沖地震時の観測データに基づく主要施設の概略評価

平成 19 年新潟県中越沖地震において、柏崎刈羽原子力発電所で観測された「原子炉建屋基礎版上の床応答スペクトル」と、福島第一原子力発電所 3 号機における設計に用いた地震動（以下、「設計用地震動」という。）による「原子炉建屋基礎版上の床応答スペクトル」を比較する。それにより、柏崎刈羽原子力発電所原子炉建屋における観測地震動による福島第一原子力発電所 3 号機の主要施設の機能維持への影響を検討する。

また、多度津工学試験所での耐震実証試験など、過去に実施された評価等から得られる知見も必要に応じて活用する。

2.1 対象施設

原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する以下の主要な施設を対象とする。

- ① 原子炉圧力容器
- ② 炉心支持構造物
- ③ 残留熱除去系ポンプ
- ④ 残留熱除去系配管
- ⑤ 主蒸気系配管
- ⑥ 原子炉格納容器
- ⑦ 原子炉建屋
- ⑧ 制御棒（挿入性）

2.2 使用する床応答スペクトル

(1) 柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトル

柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトルは、最大の加速度を示した 1 号機と、短周期帯で比較的大きな応答のある 4 号機の原子炉建屋基礎版上で観測されたデータを用いる。

(2) 福島第一原子力発電所の床応答スペクトル

比較する床応答スペクトルは、建設時の設計用地震動による原子炉建屋基礎版上での床応答スペクトルを用いる。

2.3 検討方法

以下に示すステップで検討作業を行う。

(1) ステップ 1

柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトル (K_s)、福島第一原子力発電所 3 号機の床応答スペクトル (F_s) を比較し、対象施設の固有周期において $K_s \leq F_s$ であるか、すなわち、「対象施設の固有周期における K_s と F_s の比率 ($K_s / F_s : \alpha$)」が 1 以下であるかを検討する。

α が 1 を超える施設については、保守的な簡易評価手法として、 α と「対象施設の設計用地震動における応答値と許容値の比率 (許容値 / 応答値 : β)」を比較し、 $\alpha \leq \beta$ であるかを検討する。

(2) ステップ 2

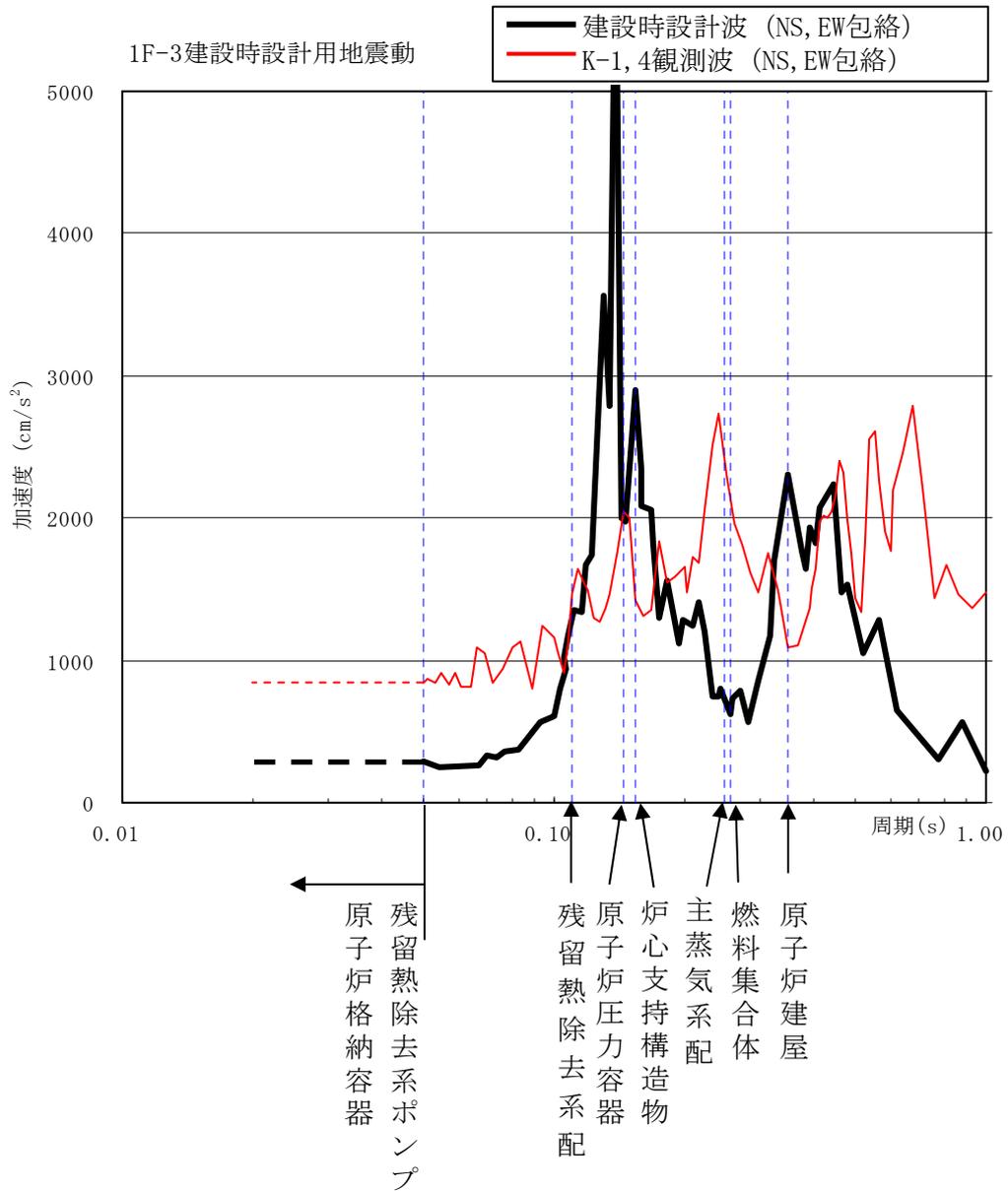
ステップ 1 において、 α が β を上回る施設については、個別に解析モデルを用いた詳細な解析を行うなどにより検討を実施する。

検討にあたっては，原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）などの規格基準に基づき検討を行う。

2.4 検討結果

柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトル（ K_s ）と福島第一原子力発電所3号機の床応答スペクトル（ F_s ）の比較図を第2.4-1図に，概略影響検討の結果を第2.4-1表に示す。

その結果から，平成19年新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所原子炉建屋の揺れによっても，福島第一原子力発電所3号機の耐震設計上重要な施設の安全機能は維持されるものと考えられる。



第 2.4-1 図 福島第一 3 号機と柏崎刈羽 1, 4 号機の基礎版上の床応答スペクトルの比較 (減衰定数 1%)

第 2.4-1 表 福島第一原子力発電所 3 号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 *2	判定
		α	β *1	許容値/応答 値 [MPa]		
原子炉圧力容器 (支持構造物)	0.145	1.04	1.61	222/137.3	—	○
炉心支持構造物 (シュラウトサポート)	0.154	1 以下	—	—	—	○
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.05 以下	2.99	3.03	185/61.0	—	○
残留熱除去系配管 (配管本体)	0.110	1.12	3.39	363/107	—	○
主蒸気系配管 (配管本体)	0.247	3.35	3.76	418/ 142(100) *3	—	○
原子炉格納容器 (ドライウエル)	0.05 以下	2.99	3.16	255/ 106(68.7) *4	—	○
原子炉建屋 (耐震壁)	0.348	1 以下	—	—	—	○
制御棒 (挿入性)	0.256	3.20	2.63	40mm/15.2mm	27.7mm*5 ≤ 40mm 応答値 許容値	○

*1 「—」は、 α が1以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「—」は、ステップ1で機能維持が確認されたことを示す。

*3 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて β を算出。

$$\beta = \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{418 - (142 - 100)}{100} \doteq 3.76$$

*4 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて β を算出。

$$\beta = \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{255 - (106 - 68.7)}{68.7} \doteq 3.16$$

*5 当該データは、1F-3炉内連成解析モデルにK-1, K-4観測波を入力し、詳細な検討として地震応答解析を実施した結果によるもの。この結果が許容値（燃料集合体変位40mm）を下回ることを確認した。

3. 新耐震指針に照らした耐震安全性評価の基本方針

3. 新耐震指針に照らした耐震安全性評価の基本方針

耐震安全性評価の基本方針を以下に示す。

- 1) 耐震安全性評価は、新耐震指針に照らして策定した基準地震動 S_s に対し、耐震安全上重要な施設の安全機能保持の観点から行う。
- 2) 評価対象施設は、新耐震指針による S クラスの施設のうち、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する主要な施設を対象とする。
- 3) 耐震安全性評価は、平成 19 年 7 月 16 日に発生した新潟県中越沖地震を受けた「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項(中間取りまとめ)について(通知)」(平成 19・12・26 原院第 6 号)
*1 および「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について」(平成 20・08・29 原院第 10 号) *2 の知見を適切に反映する。

*1 平成 19 年 12 月 27 日経済産業省原子力安全・保安院長より通知

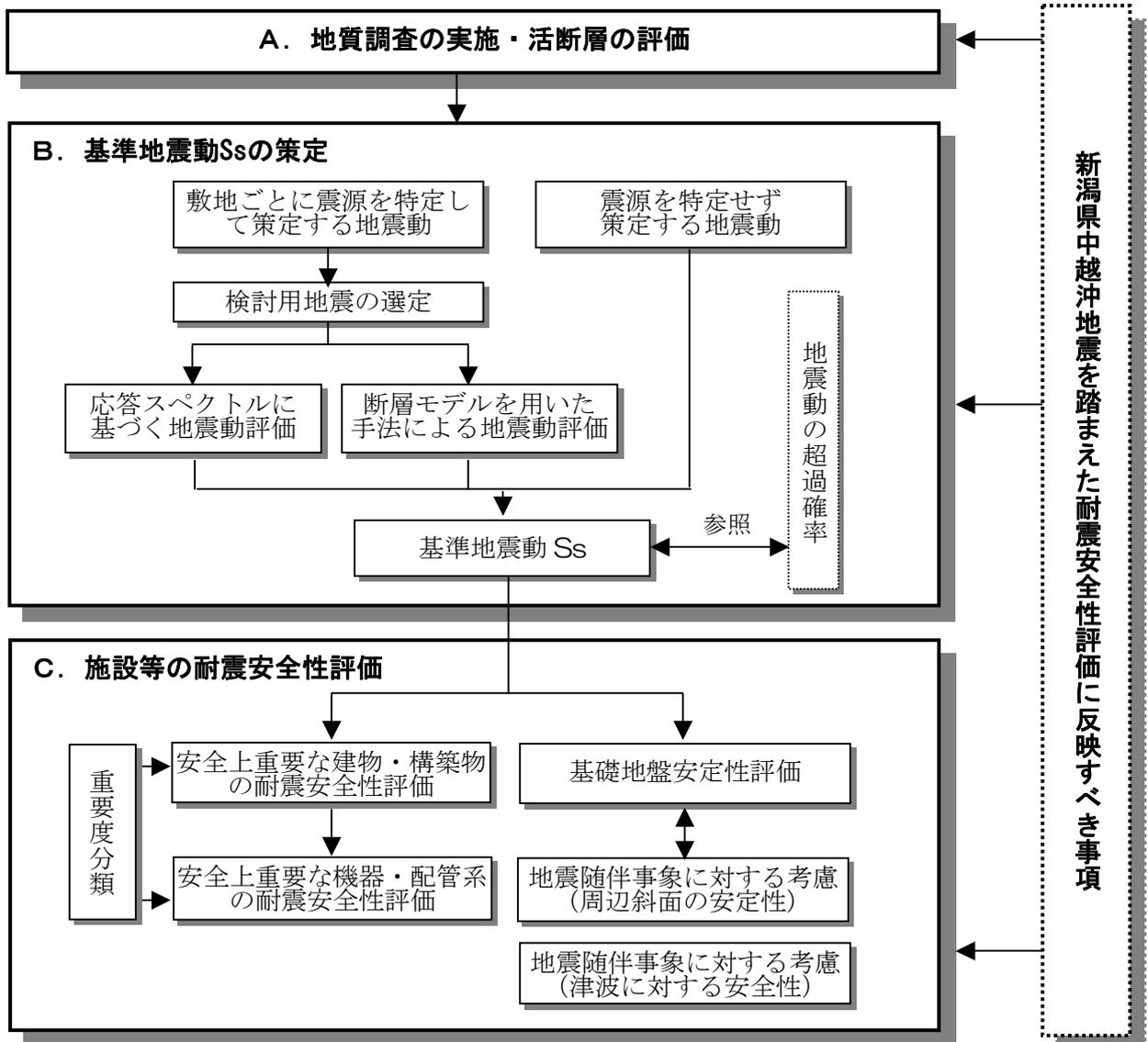
*2 平成 20 年 9 月 4 日経済産業省原子力安全・保安院長より通知

- 4) 施設に作用する地震力の算定、発生応力の算定、安全機能の評価等に用いる地震応答解析手法、解析モデル、許容値等については、従来の評価実績、最新の知見及び規格・基準等を考慮する。また、施設運用上の管理値や実測値などについても考慮する。

評価対象を第 3.1-1 表に、耐震安全性評価の全体フローを第 3.1-1 図に示す。

第 3.1-1 表 福島第一原子力発電所における評価対象

施設等の内訳	評価対象
建物・構築物	原子炉建屋
機器・配管系	炉心支持構造物，制御棒（挿入性），残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系配管，原子炉圧力容器，主蒸気系配管，原子炉格納容器



第 3.1-1 図 新耐震指針に照らした耐震安全性評価フロー

4. 敷地周辺・敷地近傍・敷地の地質及び地質構造

【目 次】

4. 敷地周辺・敷地近傍・敷地の地質及び地質構造	
4.1 地質調査の実施	4-1
4.2 活断層の評価	4-3

4. 敷地周辺・敷地近傍・敷地の地質及び地質構造

4.1 地質調査の実施

既往の設置許可申請時等を実施した地質調査結果および新耐震指針を先取りし、平成18年6月から実施した地質調査の結果を踏まえて活断層の評価を実施しました。主な調査項目は第4.2-1図のとおりです。

文献調査（敷地から半径約 100km の範囲）

変動地形学的調査（範囲①）

地表地質調査（範囲①）

文献調査の結果を踏まえて、敷地を中心とする半径約 30km の範囲の陸域について変動地形学的調査並びに地表地質調査を、さらに、同範囲以遠に分布する主要断層沿いについて同様の調査

変動地形学的調査（範囲④）

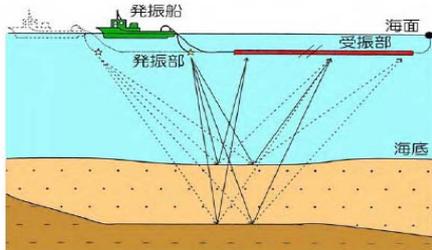
地表地質調査（範囲④）

敷地近傍の地質及び地質構造を高精度で把握するため、敷地を中心とする半径 5km の範囲において、詳細な変動地形学的調査、地表地質調査を実施した。

海上音波探査（範囲②、③）

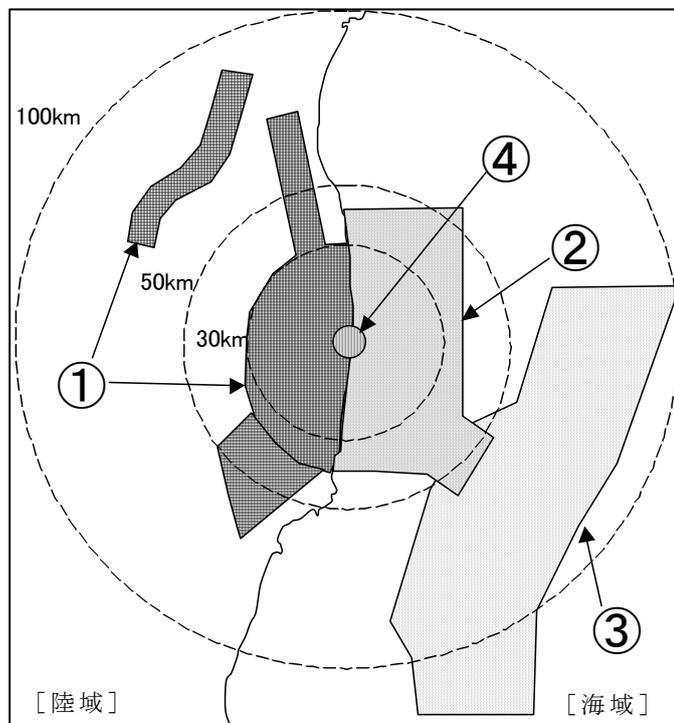
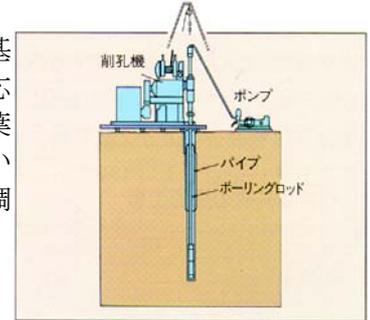
同記録解析（敷地から半径約 100km の範囲）

敷地を中心として、汀線方向約 80km、汀線直交方向約 30km の範囲の海域について海上音波探査を実施した。さらに、敷地前面海域よりも外海の周辺海域においては海上音波探査記録についても解析を行った。



ボーリング調査（範囲①）

活断層の認定基準の変更に対応するため、双葉断層周辺においてボーリング調査を実施した。



【地質調査の範囲】

第 4.2-1 図 主な調査項目

4.2 活断層の評価

活断層評価にあたっては、「新耐震指針」や「中越沖地震を踏まえ反映すべき事項」（平成19年12月27日，原子力安全・保安院）における活断層評価の考え方や趣旨を踏まえ，変動地形学的観点からの地形判読などを行い，また，設置許可以降の文献等も考慮しながら安全側に評価を行いました（第4.2-1表，第4.2-1図）。

従来の活断層評価が変更となった考え方のポイントは以下のとおりです。

- (1) 活断層評価対象期間が5万年から12～13万年前までに変更になったことによるもの
- (2) 文献調査に基づき地震地体構造上想定する地震として評価していたものを詳細な地質調査に基づき再評価したもの
- (3) 文献調査に基づき評価していたものを詳細な地質調査に基づき再評価したもの
- (4) 最新の文献調査等に基づく不確かさを考慮した安全側の評価によるもの

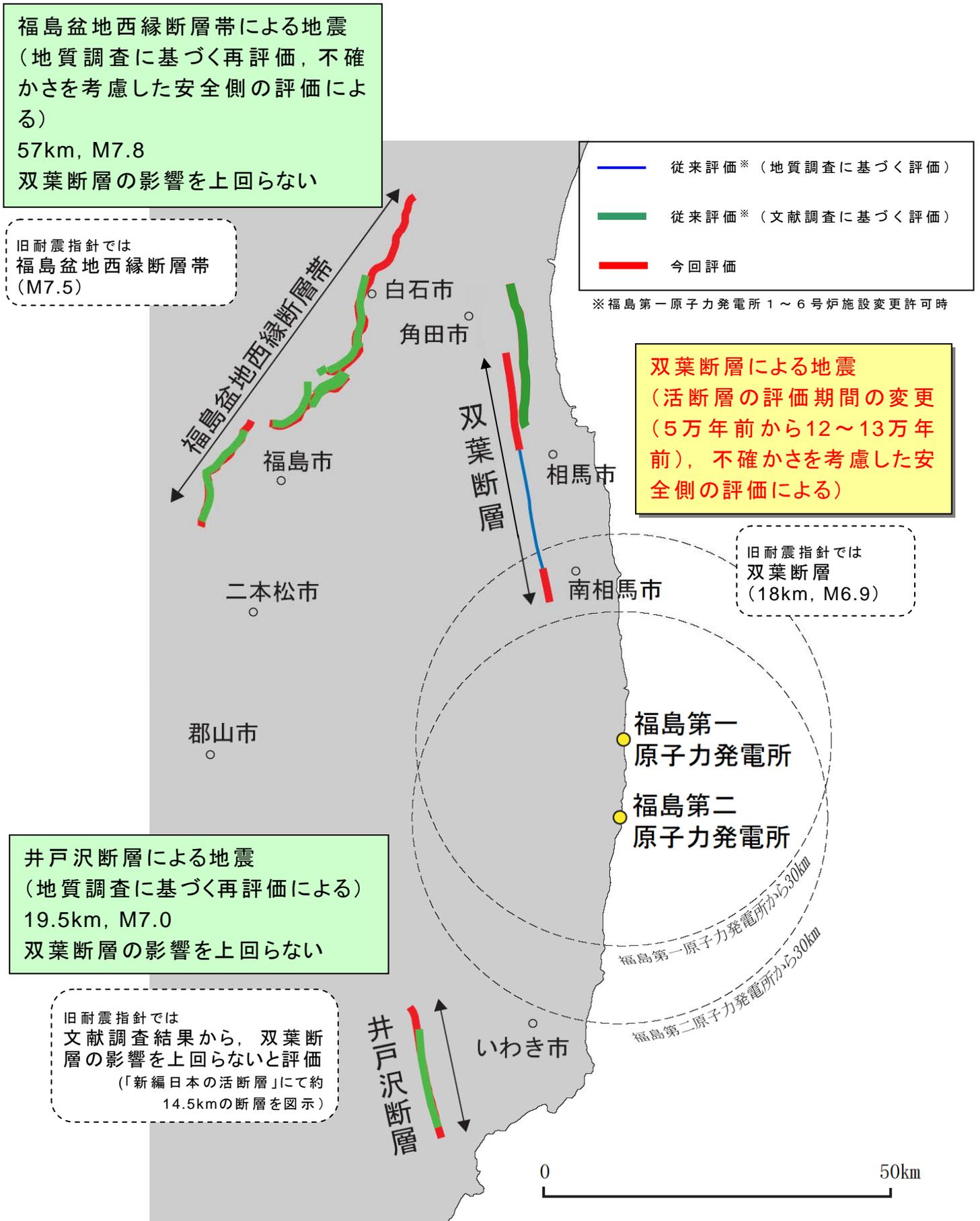
第4.2-1表 新旧指針に基づいた活断層の評価

	新耐震指針における評価			旧耐震指針における評価		変更理由 ^{※1}
	断層名	断層長さ	マグニチュード [°] (M)	原子炉設置許可申請書に記載の断層長さ	マグニチュード [°] (M)	
陸域	① 双葉断層	37km	7.4	18km	6.9	1・4
	② 福島盆地西縁断層帯	57 km	7.8	—	7.5 ^{※2}	2・4
	③ 井戸沢断層	19.5 km	7.0	— ^{※3}	—	3

※1) 文章中の「従来の活断層評価が変更となった考え方のポイント」の記号を示す。

※2) 地震地体構造上想定する地震として，M7.5の地震を想定。

※3) 断層の長さと敷地からの距離を考慮すると敷地に与える影響は小さいと評価。



第 4.2-1 図 新耐震指針に照らした耐震安全性評価において考慮する断層

5. 基準地震動 S_s の策定

【目 次】

5. 基準地震動 S_s の策定

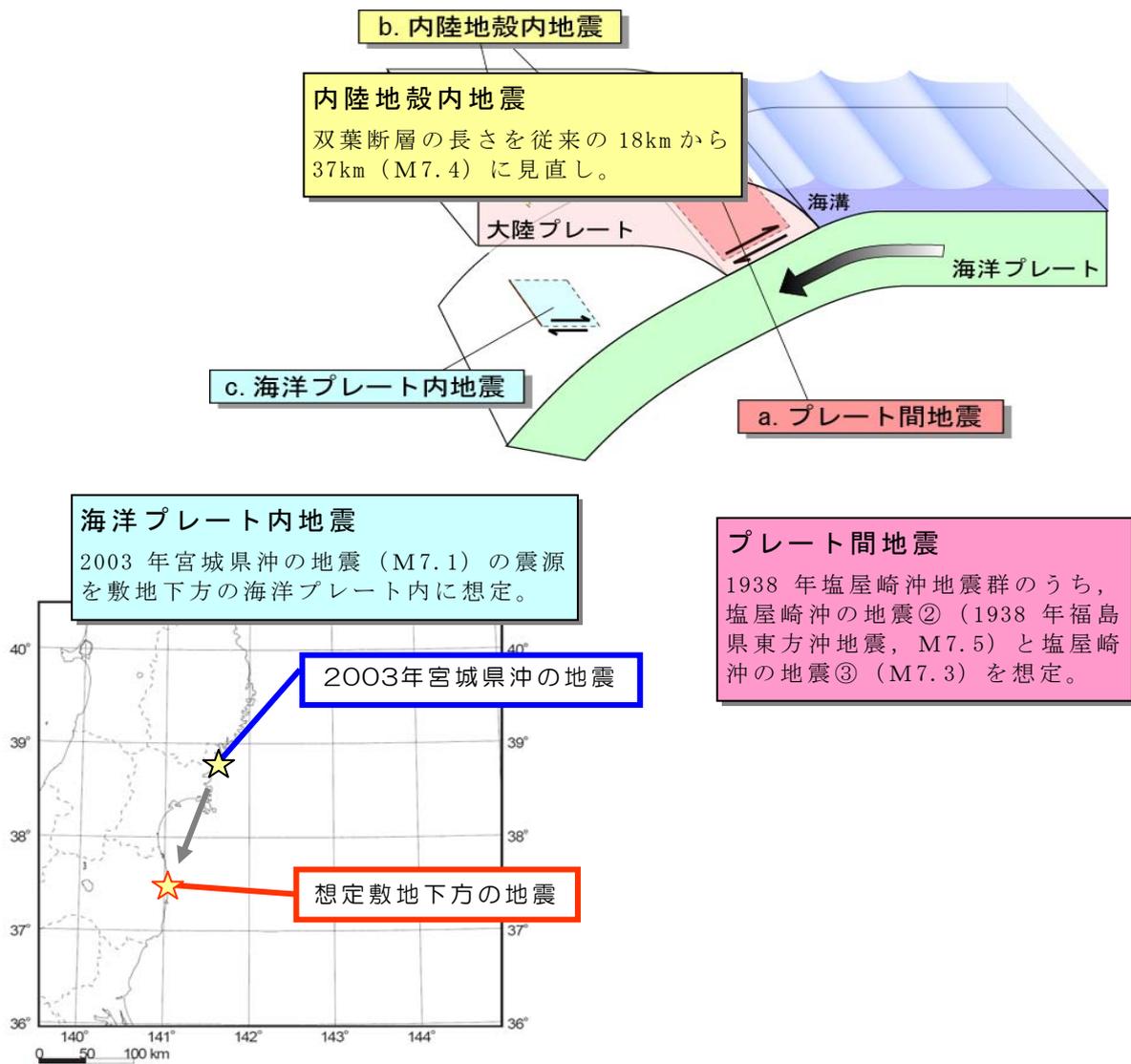
5.1	検討用地震の選定	5-1
5.2	検討用地震の地震動評価	5-3
5.3	「震源を特定せず策定する地震動」	5-4
5.4	基準地震動 S_s の策定のまとめ	5-5

5. 基準地震動 S_s の策定

5.1 検討用地震の選定

活断層調査結果や既往の研究成果を踏まえ、特に敷地に大きな影響を及ぼすと考えられる地震を地震発生様式ごとに検討用地震として選定しました（第 5.1-1 図）。

- ・双葉断層については、耐震設計審査指針改訂に伴う活断層の評価基準の変更を踏まえ、その断層長さを従来の 18km から 37km (M7.4) に見直し、耐震設計に考慮しました。その結果、考慮すべき活断層による内陸地殻内地震の中で、双葉断層による地震が最も発電所に影響が大きいことから、これを検討用地震として選定しました。
- ・プレート間地震については、1938 年に発電所の敷地沖合で発生した福島県東方沖地震をはじめとする一連の地震（以下、塩屋崎沖地震群）のうち、敷地への影響が最も大きい塩屋崎沖の地震②（1938 年福島県東方沖地震，M7.5）と塩屋崎沖の地震③（M7.3）を検討用地震として選定しました。
- ・海洋プレート内地震については、現時点で具体的な発生位置の特定が困難なことから、2003 年宮城県沖の地震（M7.1）の震源を敷地下方の海洋プレート内に想定し、これを検討用地震として選定しました。



第 5.1-1 図 地震発生様式ごとの検討用地震の選定

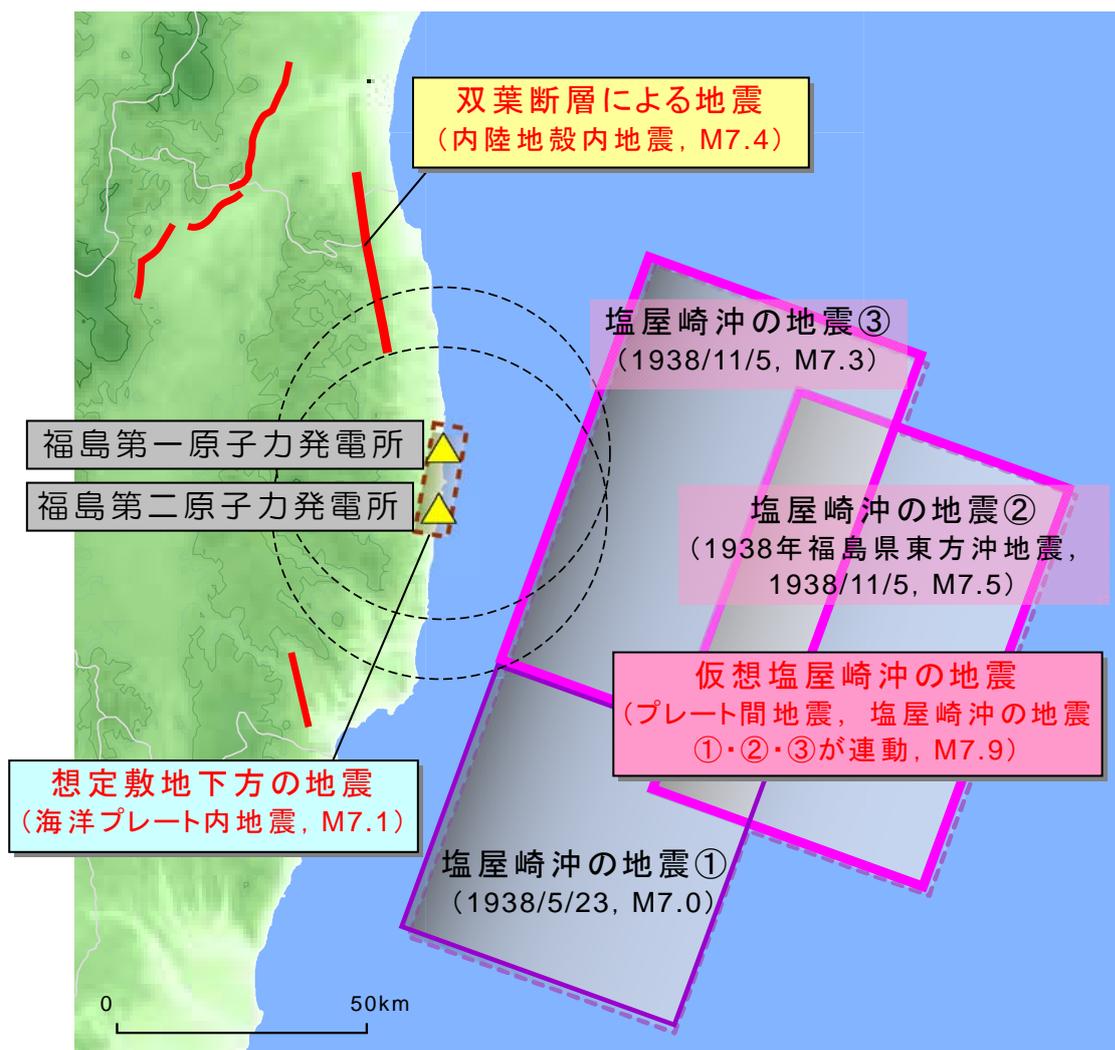
5.2 検討用地震の地震動評価

選定した検討用地震について、応答スペクトルに基づく地震動評価および断層モデルを用いた手法による地震動評価をそれぞれ実施しました。なお、評価にあたっては、地震の発生様式に応じた地震動特性や、敷地地盤の振動特性を考慮しています。

また、この地震動評価にあたっては、その評価結果に及ぼす影響が大きいと考えられる震源要素（震源の位置・規模など）を選定し、その不確かさを適切に考慮することで、安全側な評価を実施しています。

このうちプレート間地震については、検討用地震として選定した塩屋崎沖の地震②（M7.5）と塩屋崎沖の地震③（M7.3）の地震動評価に加え、不確かさを考慮して①から③の一連のプレート間地震が同時活動するケースを仮想塩屋崎沖の地震（M7.9）として設定し、その地震動を評価しました（第5.2-1図）。

なお、内陸地殻内地震として考慮している双葉断層の断層長さは37km（M7.4）ですが、基準地震動 S_s は、福島第一原子力発電所5号機中間報告時（平成20年3月）の暫定評価（断層長さ47.5km, M7.6）に基づき策定しています。また、双葉断層の断層長さを暫定評価の47.5kmから37kmに見直した場合においても、基準地震動 S_s に変更はありません。



第 5.2-1 図 基準地震動 S_s の策定に当たって考慮した地震

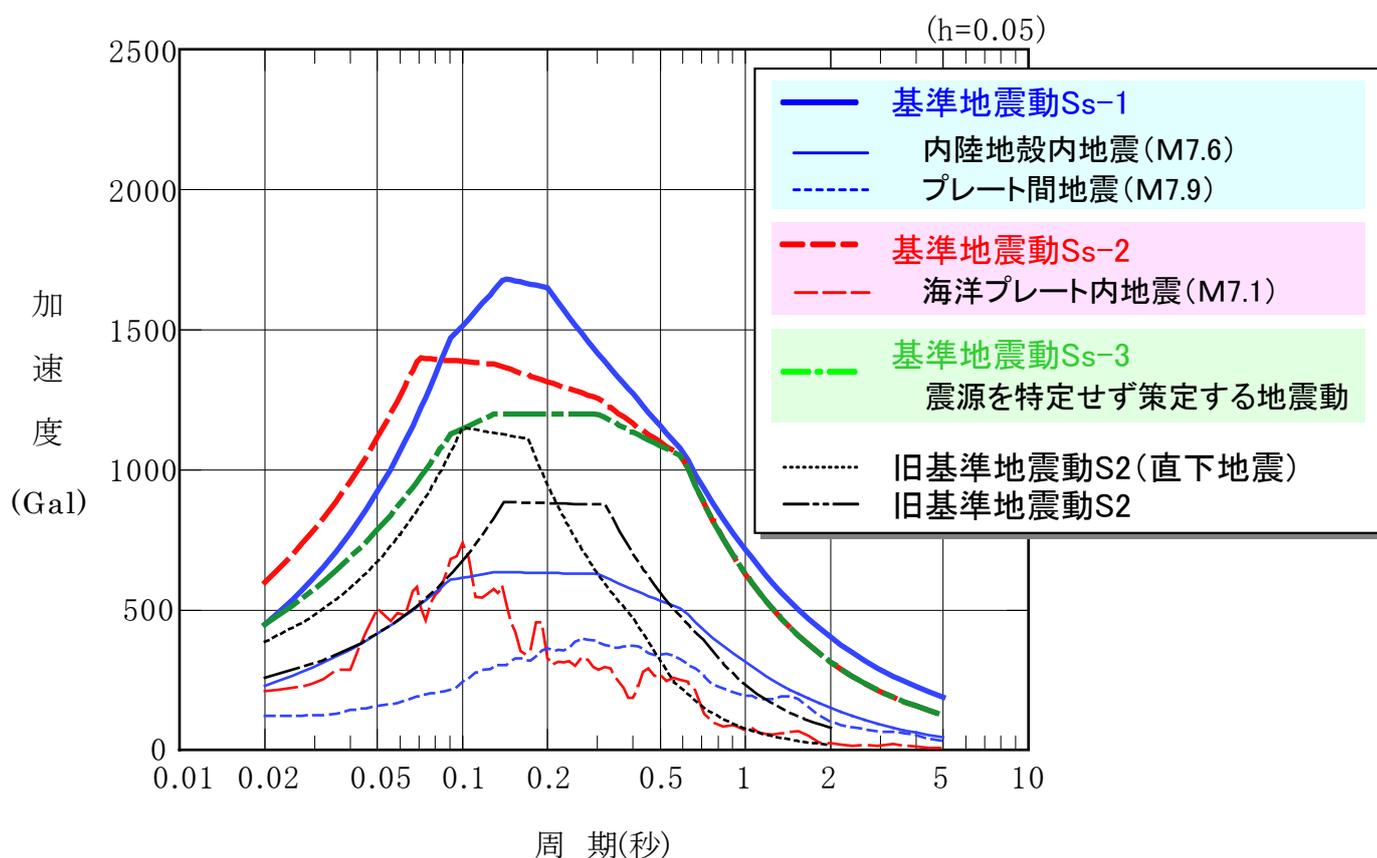
5.3 「震源を特定せず策定する地震動」

新耐震指針に照らして、「震源を特定せず策定する地震動」を基準地震動の策定において考慮しました。「震源を特定せず策定する地震動」としては、詳細な地質学的調査によっても震源位置と地震規模を予め特定できない地震による震源近傍の岩盤上の強震記録に基づき、解放基盤表面上の応答スペクトルが提案されており、敷地周辺の地域性を考慮した上でも妥当なものと考えられることから、これを採用しました。

5.4 基準地震動 S_s の策定のまとめ

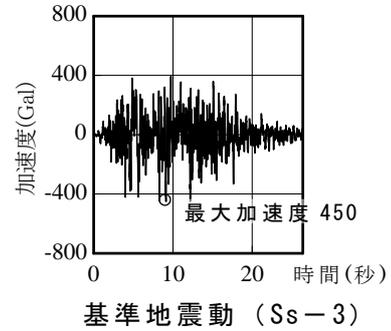
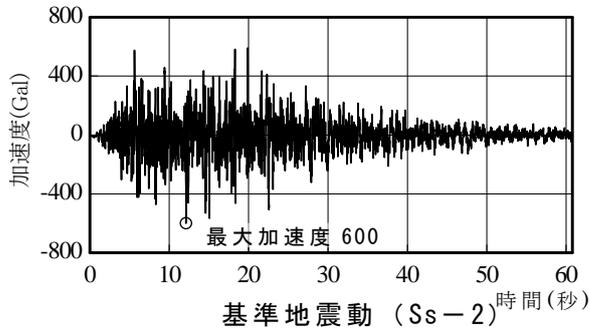
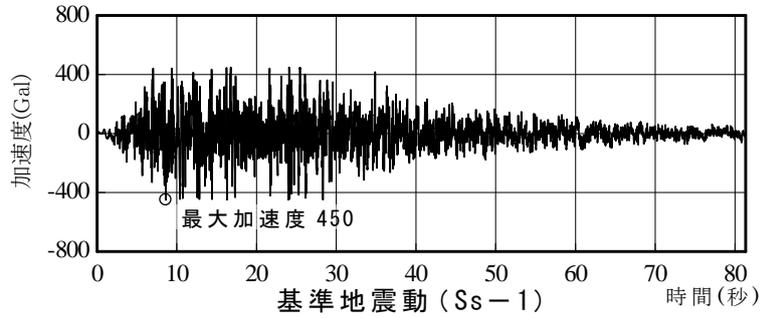
地震動評価結果に基づき，以下の通り3種類の基準地震動 S_s を策定しました（第5.4-1，2図）。

- ・ 基準地震動 S_s-1 (最大加速度 450 ガル)：内陸地殻内地震・プレート間地震の評価結果を上回るように設定
- ・ 基準地震動 S_s-2 (最大加速度 600 ガル)：海洋プレート内地震の評価結果を上回るように設定
- ・ 基準地震動 S_s-3 (最大加速度 450 ガル)：震源を特定せず策定する地震動

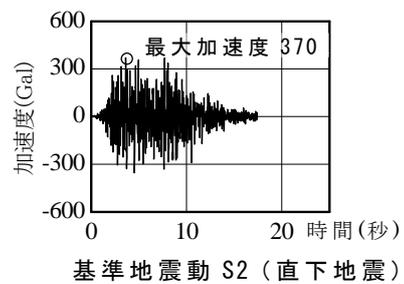
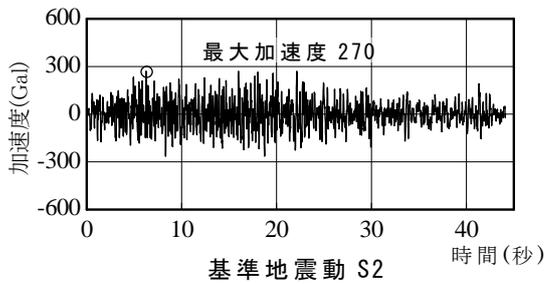


第5.4-1図 策定した3種類の基準地震動の応答スペクトル(水平動)

【新耐震指針に基づく基準地震動 Ss の加速度波形（水平動）】



【参考 旧耐震指針に基づく基準地震動 S2 の加速度波形（水平動）】



第 5.4-2 図 福島第一原子力発電所における
基準地震動の加速度波形（水平動）

6. 安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価

【目 次】

6.	安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価	
6.1	評価方針	6-1
6.2	3号機原子炉建屋の耐震安全性評価	6-2
6.2.1	地震応答解析	6-2
6.2.2	評価基準	6-36
6.2.3	耐震安全性評価結果	6-37

6. 安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価

6.1 評価方針

安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価は、基準地震動 S_s に対する耐震設計上重要な施設の安全機能を保持する観点から実施する。

耐震指針によるSクラスの施設を内包している建物・構築物としては、原子炉建屋があり、これに対しては「遮へい機能」、「耐漏洩機能（気密性）」、「支持機能」および「波及的影響の防止機能」の保持が地震時に要求される。

建物・構築物の評価は原子炉建屋を評価対象とする。

建物・構築物の耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析（時刻歴応答解析法）によることとし、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

耐震安全性の評価は、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと評価基準値との比較により行う。

6.2 3号機原子炉建屋の耐震安全性評価

6.2.1 地震応答解析

(1) 原子炉建屋の概要

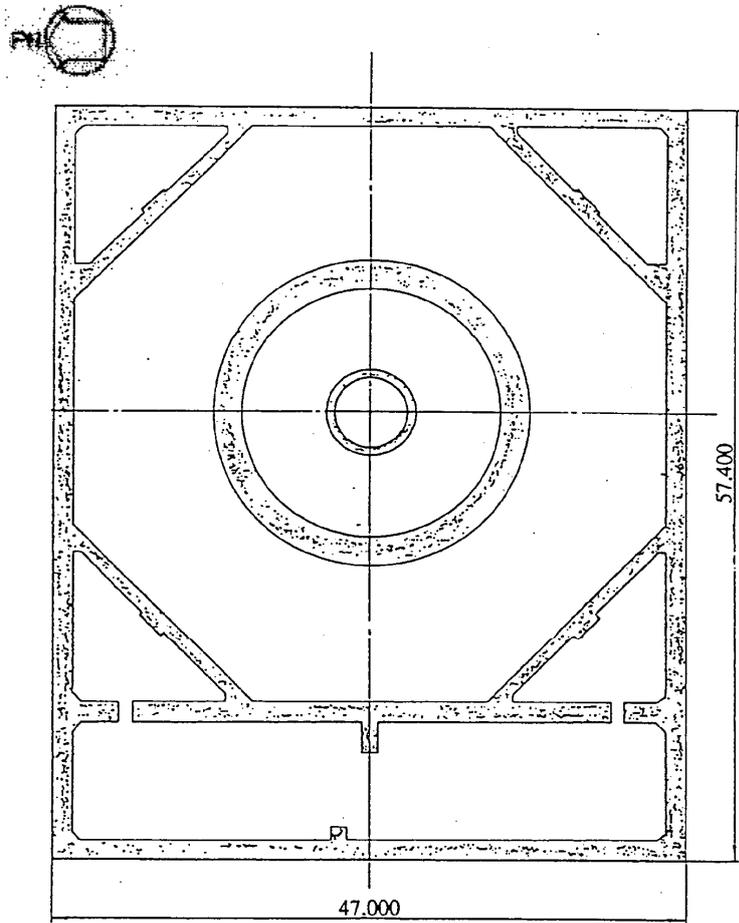
原子炉建屋は、地上5階、地下1階建ての鉄筋コンクリート造を主体とした建物で、屋根部分が鉄骨造（トラス構造）となっている。原子炉建屋の概略平面図および概略断面図を第6.2.1-1図および第6.2.1-2図に、物性値を第6.2.1-1表に示す。

原子炉建屋は原子炉棟と付属棟より構成されており、それら両棟は同一基礎版上に設置された一体構造である。原子炉建屋の平面は、地上部分では1,2階で47.0m^{※1}（NS方向）×47.0m^{※1}（EW方向）、3,4,5階で47.0m^{※1}（NS方向）×35.2m^{※1}（EW方向）の正方形又は長方形で、地下部分が47.0m^{※1}（NS方向）×57.4m^{※1}（EW方向）の長方形である。基礎版底面からの高さは61.78mであり、地上高さは45.72mである。また、原子炉建屋は隣接する他の建屋と構造的に分離している。

原子炉建屋の基礎は、厚さが4.0mのべた基礎で、支持地盤である新第三紀層の泥岩盤上に設置している。

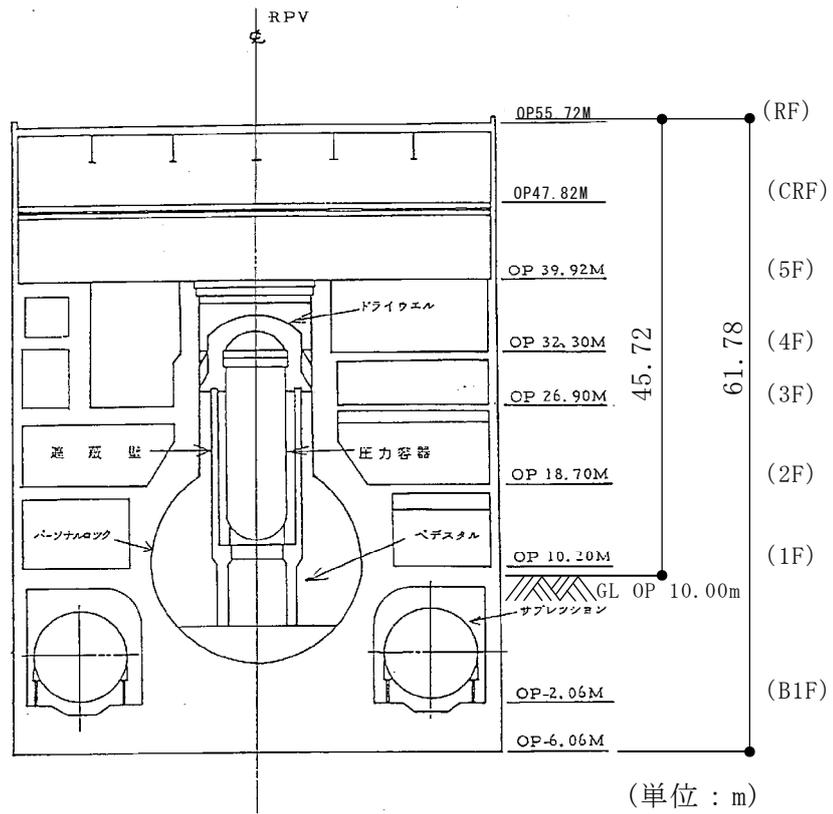
建屋の中央部には原子炉圧力容器を収容している原子炉格納容器があり、その周りを囲んでいる鉄筋コンクリート造の原子炉一次遮へい壁は、上部が円筒形、中央部が円すい台形、下部が円筒形で基礎版上に固定している。

※1 建屋寸法は壁外面押えとする。

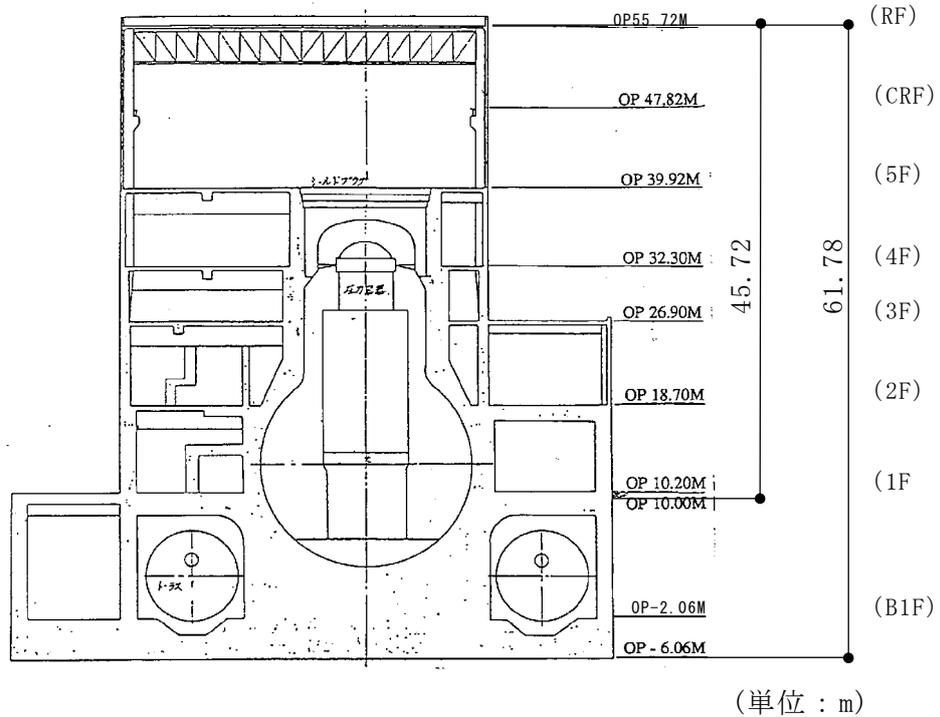


(単位：m)

第 6.2.1-1 図 原子炉建屋の概略平面図



NS 方向断面



EW 方向断面

第 6.2.1-2 図 原子炉建屋の概略断面図

第 6.2.1-1 表 原子炉建屋の物性値

コンク リート	強度*1 F _c (N/mm ²)	ヤング係数*2 E (N/mm ²)	せん断弾性係数*2 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m ³)
	35.0	2.57×10 ⁴	1.07×10 ⁴	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				
鋼材	SS400相当 (SS41)				

*1：実強度を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

(2) 地震応答解析モデル

(a) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮した、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。地震応答解析モデルを第6.2.1-3図に、解析モデルの諸元を第6.2.1-2表に示す。

地盤は、地盤調査に基づき水平成層地盤とし、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601 - 1991」により、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイおよびロッキングばね定数を近似法により評価する。基礎底面地盤ばねには、基礎浮き上がりによる幾何学的非線形性を考慮する。第6.2.1-4図に回転ばねの曲げモーメントと回転角の関係を示す。

また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JEAG 4601 - 1991」によりNOVAKばね⁽¹⁾に基づいて近似法により評価する。

なお、第6.2.1-3表に地盤調査に基づく地盤定数を、第6.2.1-4表に地震応答解析に用いる地盤のばね定数と減衰係数を示す。

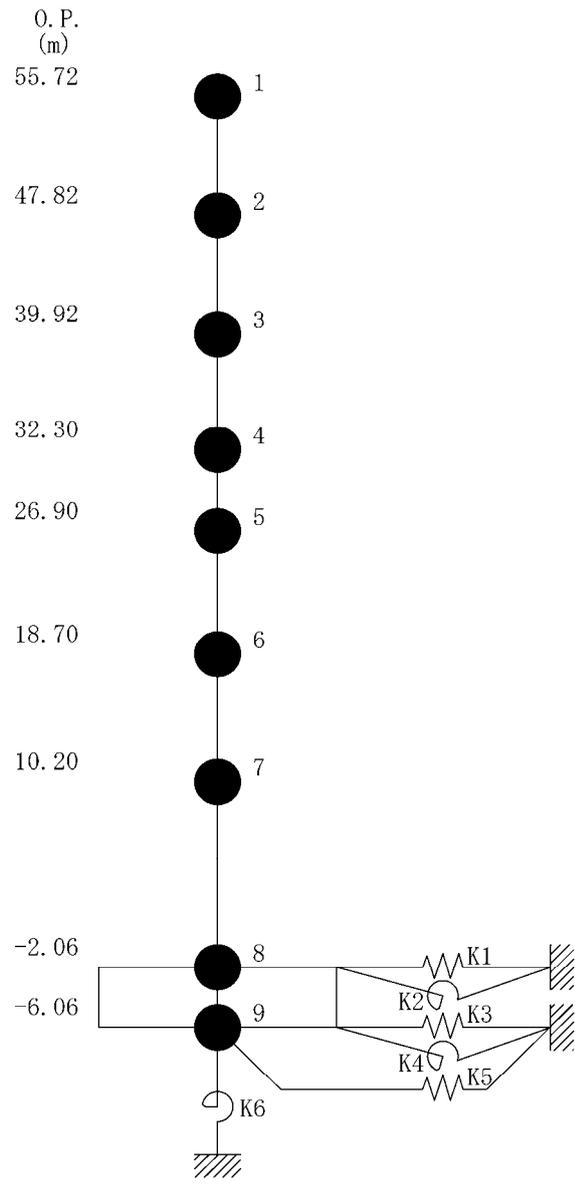
復元力特性は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG 4601 - 1991」に基づいて設定する。

水平方向の地震応答解析は、上記復元力特性を用いた弾塑性時刻歴応答解析とする。

入力地震動は、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

なお、埋め込みを考慮した水平モデルであるため、モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。また、切欠き力を入力地震動に

付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。第6.2.1-5図に，地震応答解析モデルに入力する地震動の概念図を示す。



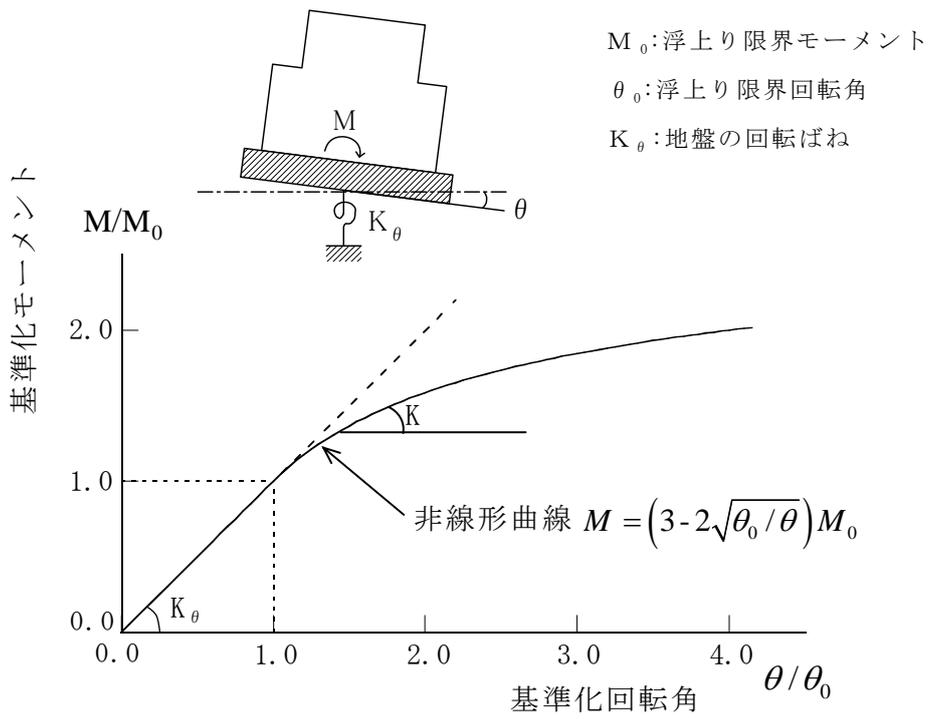
第 6. 2. 1-3 図 地震応答解析モデル (水平方向)

第 6.2.1-2 表 解析モデルの諸元
(NS 方向)

質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント I (m^4)
1	18,890	34.81		
			28.2	14,571
2	15,670	28.83		
			28.2	15,986
3	74,990	138.08		
			206.3	27,958
4	88,070	162.10		
			212.2	38,723
5	109,640	201.82		
			237.3	56,230
6	130,160	239.58		
			208.6	60,144
7	226,760	417.47		
			458.7	112,978
8	301,020	554.17		
			2,697.8	496,620
9	127,000	233.79		
合計	1,092,200			
		ヤング係数 E_c	2.57×10^7 (kN/m ²)	
		せん断弾性係数 G	1.07×10^7 (kN/m ²)	
		ポアソン比 ν	0.20	
		減衰 h	5%	
		基礎形状	47.0m(NS方向) × 57.4m(EW方向)	

(EW 方向)

質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント I (m^4)
1	18,890	19.52		
			21.1	8,529
2	15,670	16.18		
			28.2	9,057
3	74,990	77.47		
			103.2	14,172
4	88,070	90.91		
			150.8	21,844
5	109,640	201.82		
			204.1	41,352
6	130,160	239.58		
			226.6	61,084
7	226,760	622.62		
			431.3	135,128
8	301,020	826.50		
			2,697.8	740,717
9	127,000	348.72		
合計	1,092,200			
		ヤング係数 E_c	2.57×10^7 (kN/m ²)	
		せん断弾性係数 G	1.07×10^7 (kN/m ²)	
		ポアソン比 ν	0.20	
		減衰 h	5%	
		基礎形状	47.0m(NS方向) × 57.4m(EW方向)	



第 6.2.1-4 図 回転ばねの曲げモーメントと回転角の関係

第 6.2.1-3 表(1) 地盤定数
(Ss-1H)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

第 6.2.1-3 表(2) 地盤定数
(Ss-2H)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

第 6.2.1-3 表(3) 地盤定数
(Ss-3H)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^5$ kN/m)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

第6.2.1-4表(1) 地震応答解析に用いる基礎地盤のばね定数と減衰係数
(NS方向, Ss-1H)

ばね番号	質点番号	地盤ばね成分	ばね		減衰	
			ばね定数 ^(*1) Kc	採用振動数 (Hz)	減衰係数 ^(*2) Cc	採用振動数 ^(*3) f ₁ (Hz)
K1	8	側面・並進	2.32 × 10 ⁶	1.11	4.75 × 10 ⁵	2.53
K2	8	側面・回転	1.44 × 10 ⁹	0.01	8.80 × 10 ⁷	2.53
K3	9	側面・並進	2.32 × 10 ⁶	1.11	4.75 × 10 ⁵	2.53
K4	9	側面・回転	1.44 × 10 ⁹	0.01	8.80 × 10 ⁷	2.53
K5	9	底面・並進	5.37 × 10 ⁷	0.00	2.07 × 10 ⁶	2.53
K6	9	底面・回転	3.87 × 10 ¹⁰	0.00	3.21 × 10 ⁸	2.53

(*1) K1, K3, K5はkN/m K2, K4, K6はkN・m/rad

(*2) K1, K3, K5はkN・s/m K2, K4, K6はkN・s・m/rad

(*3) f₁は連成系の1次固有振動数

(EW方向, Ss-1H)

ばね番号	質点番号	地盤ばね成分	ばね		減衰	
			ばね定数 ^(*1) Kc	採用振動数 (Hz)	減衰係数 ^(*2) Cc	採用振動数 ^(*3) f ₁ (Hz)
K1	8	側面・並進	2.32 × 10 ⁶	1.11	4.76 × 10 ⁵	2.65
K2	8	側面・回転	1.44 × 10 ⁹	0.01	8.91 × 10 ⁷	2.65
K3	9	側面・並進	2.32 × 10 ⁶	1.11	4.76 × 10 ⁵	2.65
K4	9	側面・回転	1.44 × 10 ⁹	0.01	8.91 × 10 ⁷	2.65
K5	9	底面・並進	5.27 × 10 ⁷	0.00	1.99 × 10 ⁶	2.65
K6	9	底面・回転	5.16 × 10 ¹⁰	0.00	5.51 × 10 ⁸	2.65

(*1) K1, K3, K5はkN/m K2, K4, K6はkN・m/rad

(*2) K1, K3, K5はkN・s/m K2, K4, K6はkN・s・m/rad

(*3) f₁は連成系の1次固有振動数

第6.2.1-4表(2) 地震応答解析に用いる基礎地盤のばね定数と減衰係数
(NS方向, Ss-2H)

ばね番号	質点番号	地盤ばね成分	ばね		減衰	
			ばね定数 ^(*1) Kc	採用振動数 (Hz)	減衰係数 ^(*2) Cc	採用振動数 ^(*3) f ₁ (Hz)
K1	8	側面・並進	2.40 × 10 ⁶	1.13	4.84 × 10 ⁵	2.56
K2	8	側面・回転	1.49 × 10 ⁹	0.01	8.94 × 10 ⁷	2.56
K3	9	側面・並進	2.40 × 10 ⁶	1.13	4.84 × 10 ⁵	2.56
K4	9	側面・回転	1.49 × 10 ⁹	0.01	8.94 × 10 ⁷	2.56
K5	9	底面・並進	5.56 × 10 ⁷	0.00	2.10 × 10 ⁶	2.56
K6	9	底面・回転	4.02 × 10 ¹⁰	0.00	3.25 × 10 ⁸	2.56

(*1) K1, K3, K5はkN/m K2, K4, K6はkN・m/rad

(*2) K1, K3, K5はkN・s/m K2, K4, K6はkN・s・m/rad

(*3) f₁は連成系の1次固有振動数

(EW方向, Ss-2H)

ばね番号	質点番号	地盤ばね成分	ばね		減衰	
			ばね定数 ^(*1) Kc	採用振動数 (Hz)	減衰係数 ^(*2) Cc	採用振動数 ^(*3) f ₁ (Hz)
K1	8	側面・並進	2.40 × 10 ⁶	1.13	4.84 × 10 ⁵	2.69
K2	8	側面・回転	1.49 × 10 ⁹	0.01	9.06 × 10 ⁷	2.69
K3	9	側面・並進	2.40 × 10 ⁶	1.13	4.84 × 10 ⁵	2.69
K4	9	側面・回転	1.49 × 10 ⁹	0.01	9.06 × 10 ⁷	2.69
K5	9	底面・並進	5.45 × 10 ⁷	0.00	2.02 × 10 ⁶	2.69
K6	9	底面・回転	5.35 × 10 ¹⁰	0.00	5.60 × 10 ⁸	2.69

(*1) K1, K3, K5はkN/m K2, K4, K6はkN・m/rad

(*2) K1, K3, K5はkN・s/m K2, K4, K6はkN・s・m/rad

(*3) f₁は連成系の1次固有振動数

第6.2.1-4表(3) 地震応答解析に用いる基礎地盤のばね定数と減衰係数
(NS方向, Ss-3H)

ばね番号	質点番号	地盤ばね成分	ばね		減衰	
			ばね定数 ^(*1) Kc	採用振動数 (Hz)	減衰係数 ^(*2) Cc	採用振動数 ^(*3) f ₁ (Hz)
K1	8	側面・並進	2.32 × 10 ⁶	1.11	4.75 × 10 ⁵	2.53
K2	8	側面・回転	1.44 × 10 ⁹	0.01	8.80 × 10 ⁷	2.53
K3	9	側面・並進	2.32 × 10 ⁶	1.11	4.75 × 10 ⁵	2.53
K4	9	側面・回転	1.44 × 10 ⁹	0.01	8.80 × 10 ⁷	2.53
K5	9	底面・並進	5.37 × 10 ⁷	0.00	2.07 × 10 ⁶	2.53
K6	9	底面・回転	3.87 × 10 ¹⁰	0.00	3.21 × 10 ⁸	2.53

(*1) K1, K3, K5はkN/m K2, K4, K6はkN・m/rad

(*2) K1, K3, K5はkN・s/m K2, K4, K6はkN・s・m/rad

(*3) f₁は連成系の1次固有振動数

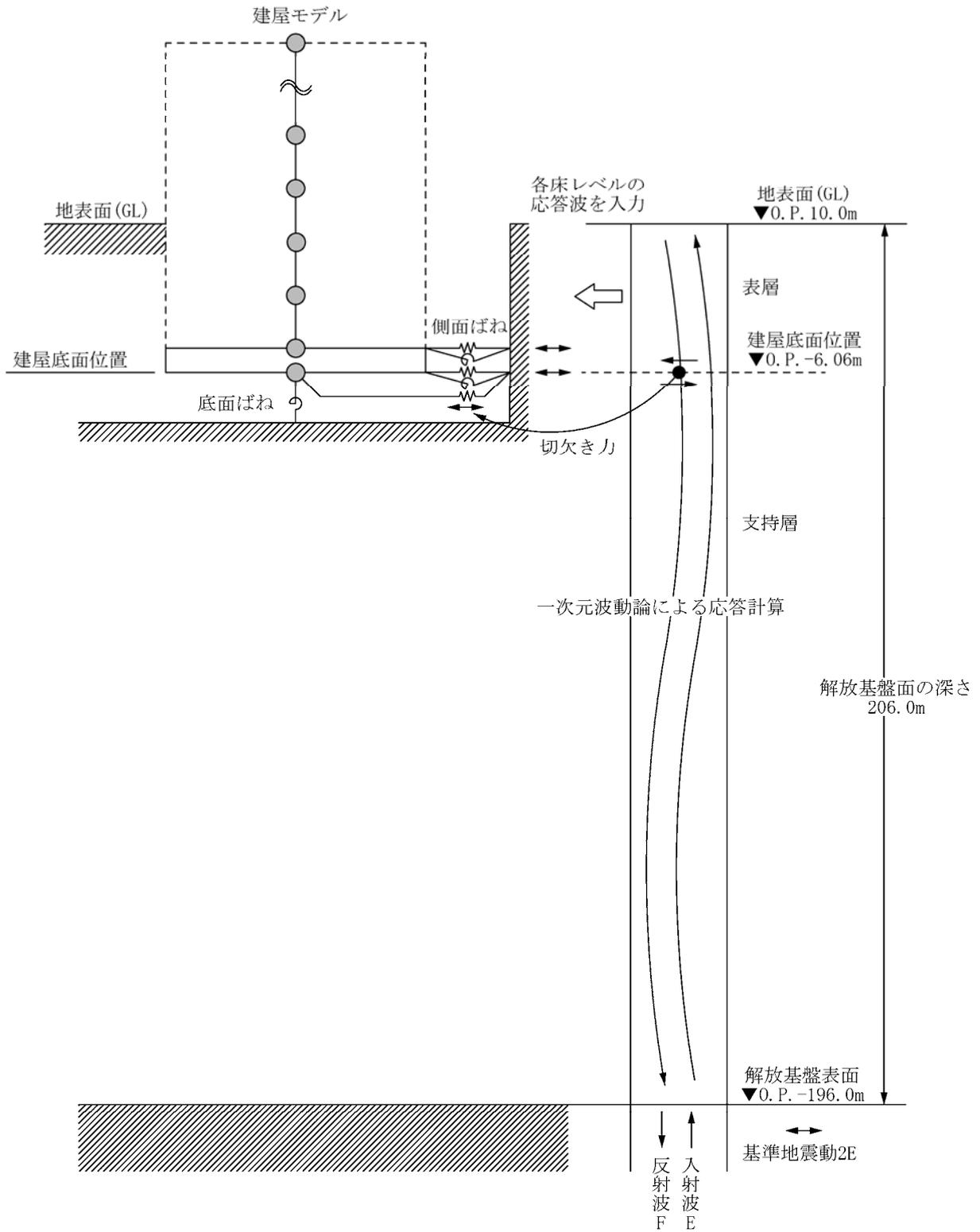
(EW方向, Ss-3H)

ばね番号	質点番号	地盤ばね成分	ばね		減衰	
			ばね定数 ^(*1) Kc	採用振動数 (Hz)	減衰係数 ^(*2) Cc	採用振動数 ^(*3) f ₁ (Hz)
K1	8	側面・並進	2.32 × 10 ⁶	1.11	4.76 × 10 ⁵	2.65
K2	8	側面・回転	1.44 × 10 ⁹	0.01	8.91 × 10 ⁷	2.65
K3	9	側面・並進	2.32 × 10 ⁶	1.11	4.76 × 10 ⁵	2.65
K4	9	側面・回転	1.44 × 10 ⁹	0.01	8.91 × 10 ⁷	2.65
K5	9	底面・並進	5.27 × 10 ⁷	0.00	1.99 × 10 ⁶	2.65
K6	9	底面・回転	5.16 × 10 ¹⁰	0.00	5.51 × 10 ⁸	2.65

(*1) K1, K3, K5はkN/m K2, K4, K6はkN・m/rad

(*2) K1, K3, K5はkN・s/m K2, K4, K6はkN・s・m/rad

(*3) f₁は連成系の1次固有振動数



第 6. 2. 1-5 図 地震応答解析モデルに入力する地震動の概念図
(水平方向)

(b) 鉛直方向の地震応答解析モデル

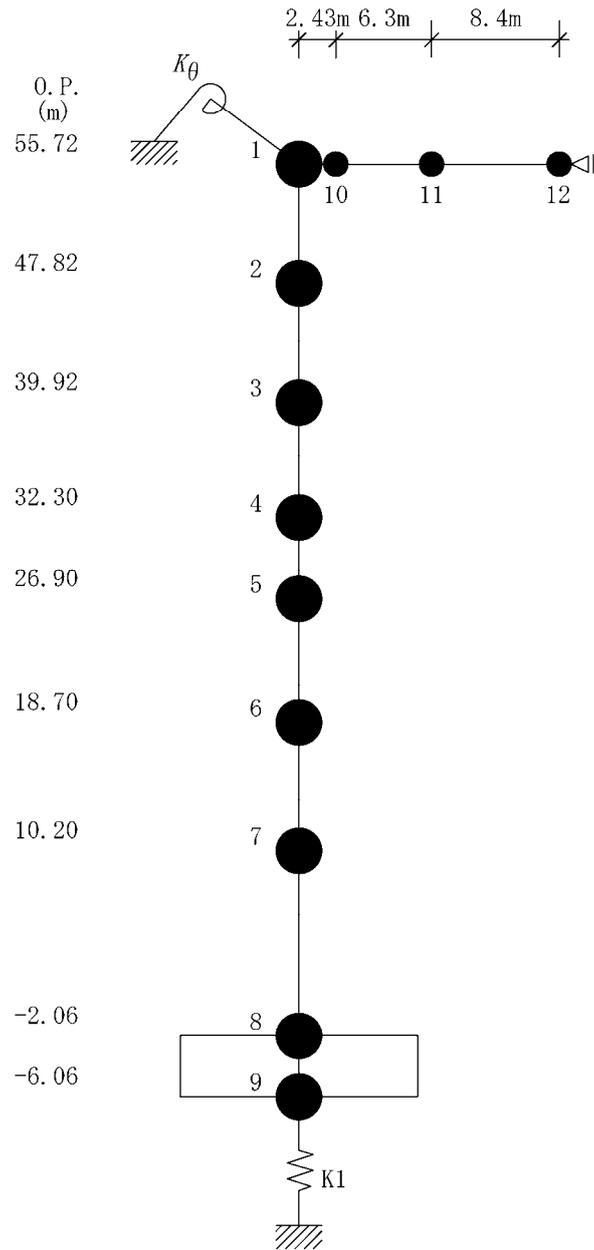
鉛直方向の地震応答解析モデルは、耐震壁の軸剛性および屋根トラスの曲げせん断剛性を評価した上下質点系モデルとする。鉛直方向の地震応答解析モデルを第6.2.1-6図に、解析モデルの諸元を第6.2.1-5表に示す。

地盤は、地盤調査に基づき水平成層地盤とし、基礎底面地盤ばねについては、スウェイおよびロッキングばね定数の評価法と同様、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、鉛直ばね定数を近似法により評価する。

第6.2.1-6表に地震応答解析に用いる地盤のばね定数と減衰係数を示す。なお、地盤調査に基づく地盤定数は第6.2.1-3表に示すとおりである。

鉛直方向の地震応答解析は、弾性時刻歴応答解析とする。

入力地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価したものであり、基礎底面レベルに直接入力する。第6.2.1-7図に、地震応答解析モデルに入力する地震動の概念図を示す。



第 6.2.1-6 図 地震応答解析モデル（鉛直方向）

第 6.2.1-5 表 解析モデルの諸元
(鉛直方向)

建屋				屋根			
質点番号	質点重量 W (kN)	軸断面積 A_N (m ²)	軸ばね剛性 K_N ($\times 10^6$ kN/m)	質点番号	質点重量 W (kN)	せん断断面積 A_S ($\times 10^{-2}$ m ²)	断面2次モーメント I (m ⁴)
1	12,026			1	-		
2	15,670	68.0	2.21	10	1,881	13.03	0.852
3	74,990	74.9	2.44	11	3,172	11.56	0.852
4	88,070	293.3	9.89	12	1,811	5.96	0.852
5	109,640	373.0	17.75				
6	130,160	431.7	13.53				
7	226,760	423.0	12.79				
8	301,020	691.2	14.49				
9	127,000	2,697.8	173.33				
合計	1,092,200						

①コンクリート部
 ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m²)
 せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m²)
 ポアソン比 ν 0.20
 減衰 h 5%

②鉄骨部
 ヤング係数 E_s 2.05×10^8 (kN/m²)
 せん断弾性係数 G 7.90×10^7 (kN/m²)
 ポアソン比 ν 0.30
 減衰 h 2%

トラス端部回転拘束ばね K_θ 2.36×10^7 (kN・m/rad)
 基礎形状 47.0m(NS方向) × 57.4m(EW方向)

第6.2.1-6表(1) 地震応答解析に用いる基礎地盤のばね定数と減衰係数

(Ss-1V)

ばね番号	質点番号	地盤ばね成分	ばね		減衰	
			ばね定数 Kc (kN/m)	採用振動数 (Hz)	減衰係数 Cc (kN・s/m)	採用振動数 ^(*1) f ₁ (Hz)
K1	9	底面・鉛直	8.83×10^7	0.00	4.77×10^6	4.41

(*1) f₁は連成系の1次固有振動数

第6.2.1-6表(2) 地震応答解析に用いる基礎地盤のばね定数と減衰係数

(Ss-2V)

ばね番号	質点番号	地盤ばね成分	ばね		減衰	
			ばね定数 Kc (kN/m)	採用振動数 (Hz)	減衰係数 Cc (kN・s/m)	採用振動数 ^(*1) f ₁ (Hz)
K1	9	底面・鉛直	9.16×10^7	0.00	4.87×10^6	4.49

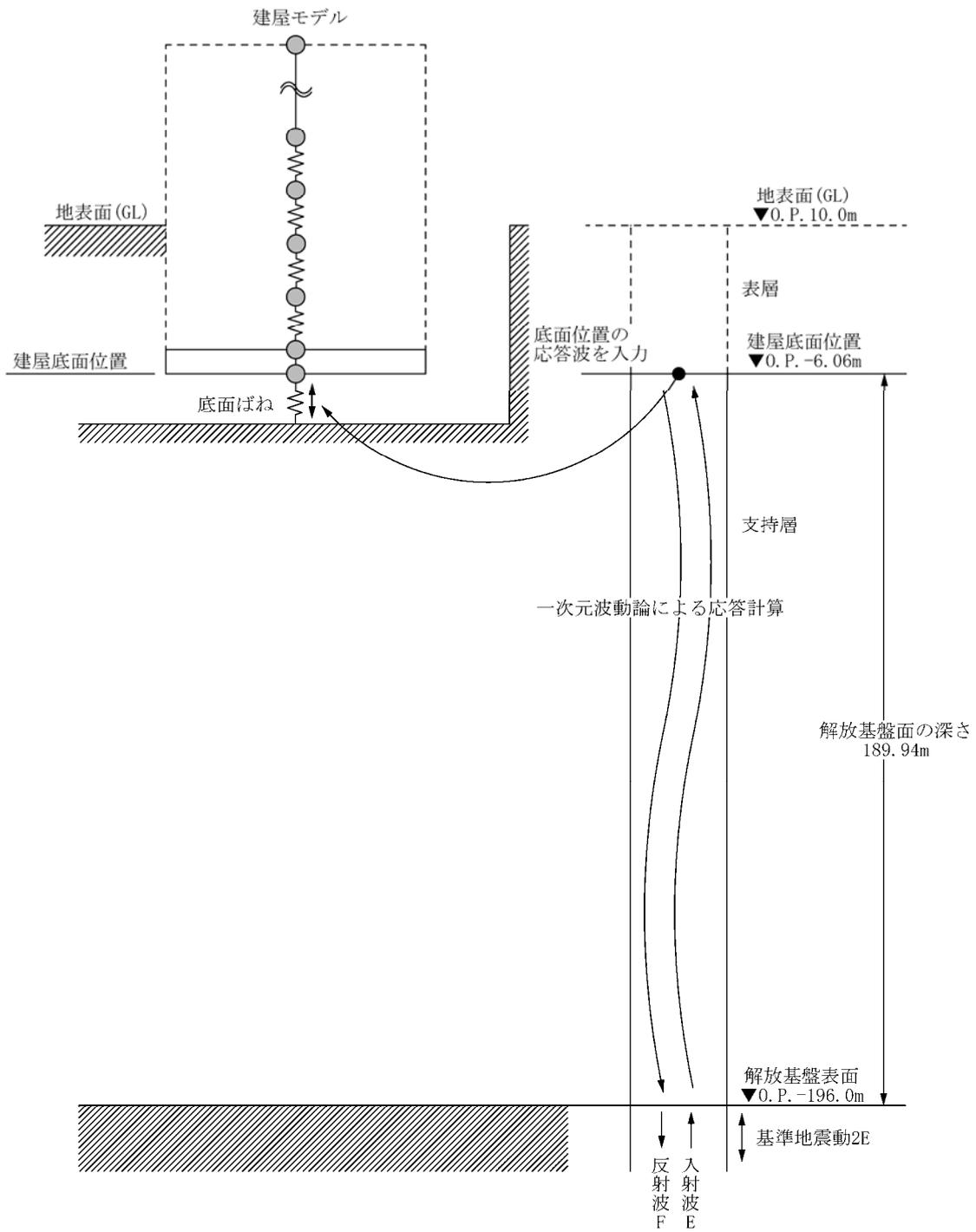
(*1) f₁は連成系の1次固有振動数

第6.2.1-6表(3) 地震応答解析に用いる基礎地盤のばね定数と減衰係数

(Ss-3V)

ばね番号	質点番号	地盤ばね成分	ばね		減衰	
			ばね定数 Kc (kN/m)	採用振動数 (Hz)	減衰係数 Cc (kN・s/m)	採用振動数 ^(*1) f ₁ (Hz)
K1	9	底面・鉛直	8.83×10^7	0.00	4.77×10^6	4.41

(*1) f₁は連成系の1次固有振動数



第 6. 2. 1-7 図 地震応答解析モデルに入力する地震動の概念図
(鉛直方向)

(3) 地震応答解析結果

地震応答解析モデルの固有値（固有周期，固有振動数）および刺激係数を第6.2.1-7表および第6.2.1-8表に示す。

基準地震動 S_s （水平）による最大応答値を，それぞれ第6.2.1-8図～第6.2.1-13図に示す。

基準地震動 S_s （鉛直）による最大応答値を，それぞれ第6.2.1-14図および第6.2.1-15図に示す。

第 6.2.1-7 表(1) 固有値(固有周期, 固有振動数)および刺激係数
(水平方向)

(NS 方向, S_s-1H)

次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.396	2.53	1.755	地盤建屋連成一次
2	0.177	5.64	-0.921	
3	0.078	12.85	0.219	
4	0.060	16.59	-0.016	
5	0.051	19.73	-0.059	

(NS 方向, S_s-2H)

次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.390	2.56	1.759	地盤建屋連成一次
2	0.175	5.73	-0.932	
3	0.078	12.88	0.228	
4	0.060	16.63	-0.016	
5	0.051	19.74	-0.061	

(NS 方向, S_s-3H)

次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.396	2.53	1.755	地盤建屋連成一次
2	0.177	5.64	-0.921	
3	0.078	12.85	0.219	
4	0.060	16.59	-0.016	
5	0.051	19.73	-0.059	

第 6.2.1-7 表(2) 固有値(固有周期, 固有振動数)および刺激係数
(水平方向)

(EW 方向, S_s-1H)

次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.377	2.65	1.774	地盤建屋連成一次
2	0.175	5.72	-0.980	
3	0.089	11.26	0.225	
4	0.065	15.41	0.032	
5	0.050	19.87	-0.063	

(EW 方向, S_s-2H)

次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.372	2.69	1.780	地盤建屋連成一次
2	0.172	5.80	-0.995	
3	0.089	11.29	0.236	
4	0.065	15.44	0.032	
5	0.050	19.87	-0.065	

(EW 方向, S_s-3H)

次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.377	2.65	1.774	地盤建屋連成一次
2	0.175	5.72	-0.980	
3	0.089	11.26	0.225	
4	0.065	15.41	0.032	
5	0.050	19.87	-0.063	

第 6.2.1-8 表 固有値(固有周期, 固有振動数)および刺激係数
(鉛直方向)

(S_S-1V)

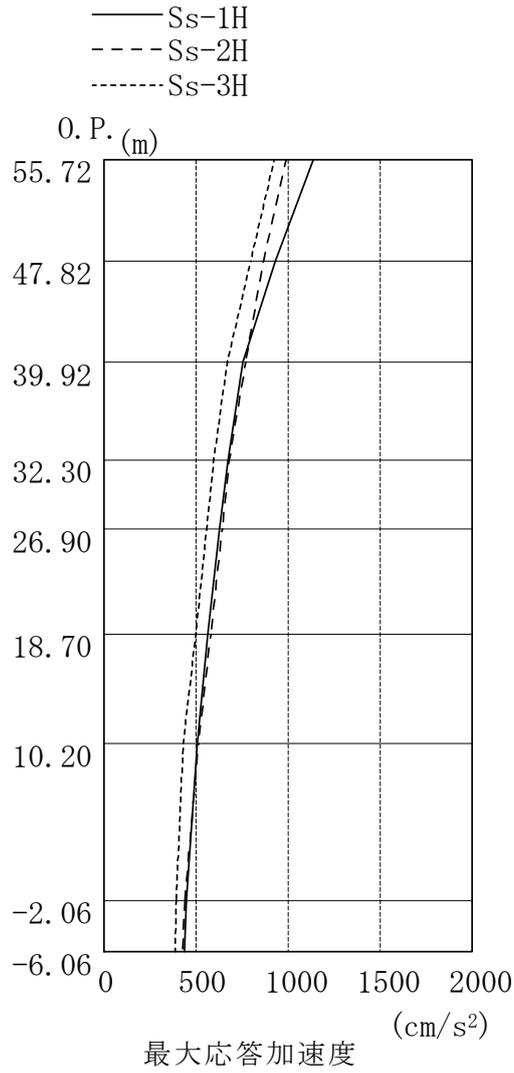
次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.292	3.43	3.474	屋根トラス一次
2	0.227	4.41	-2.571	地盤建屋連成一次
3	0.091	11.00	0.108	
4	0.045	22.39	-0.266	
5	0.039	25.65	0.215	

(S_S-2V)

次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.292	3.43	3.308	屋根トラス一次
2	0.223	4.49	-2.410	地盤建屋連成一次
3	0.091	11.00	0.113	
4	0.045	22.40	-0.277	
5	0.039	25.65	0.224	

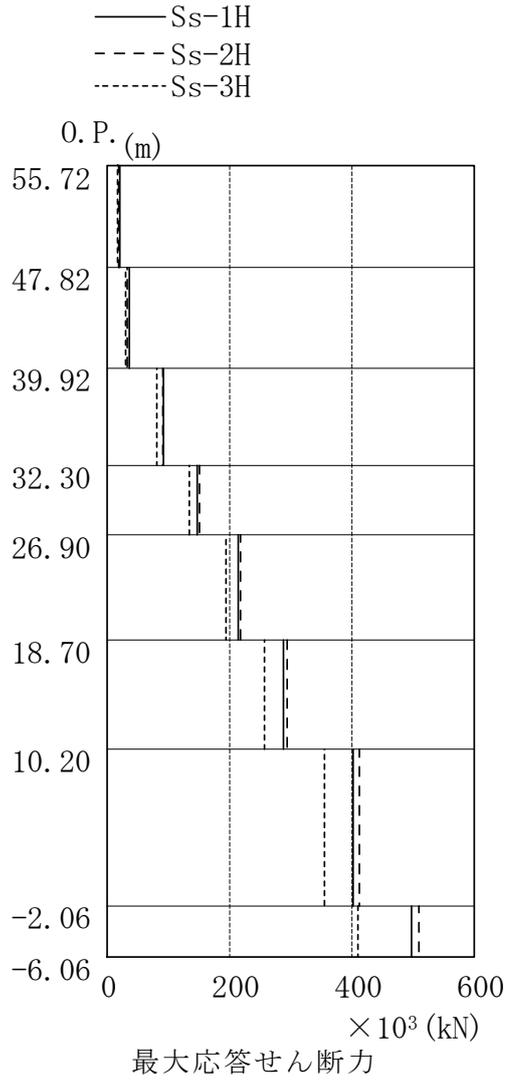
(S_S-3V)

次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.292	3.43	3.474	屋根トラス一次
2	0.227	4.41	-2.571	地盤建屋連成一次
3	0.091	11.00	0.108	
4	0.045	22.39	-0.266	
5	0.039	25.65	0.215	



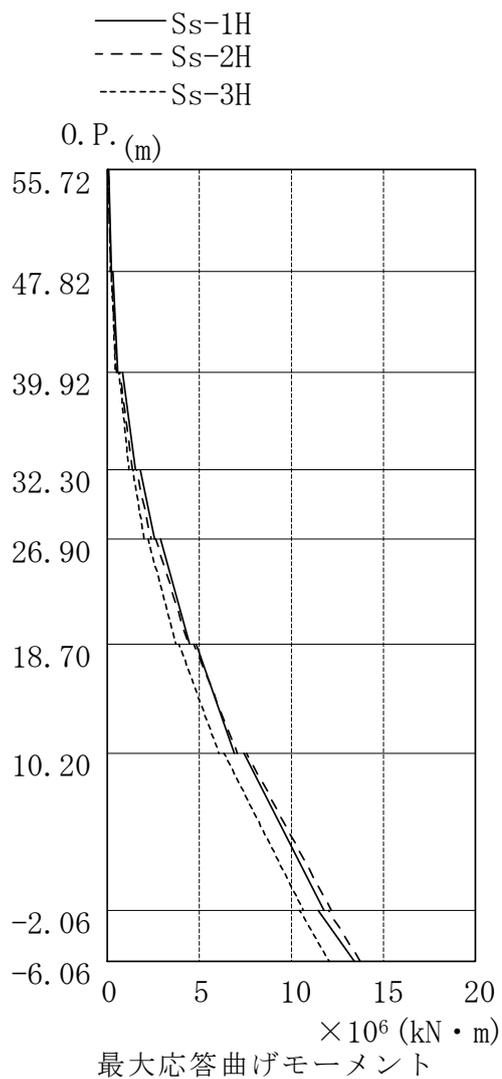
(cm/s ²)		
Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
1136	990	925
933	866	798
754	770	670
675	681	597
629	643	558
564	580	499
509	514	431
449	440	393
437	427	387

第 6. 2. 1-8 図 最大応答加速度 (NS 方向)



× 10 ³ (kN)		
Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
21.63	19.22	17.51
36.22	33.05	30.04
91.94	91.35	81.06
147.51	151.61	134.14
214.24	218.40	194.48
288.10	294.73	257.71
401.96	412.71	355.48
497.11	509.66	410.55

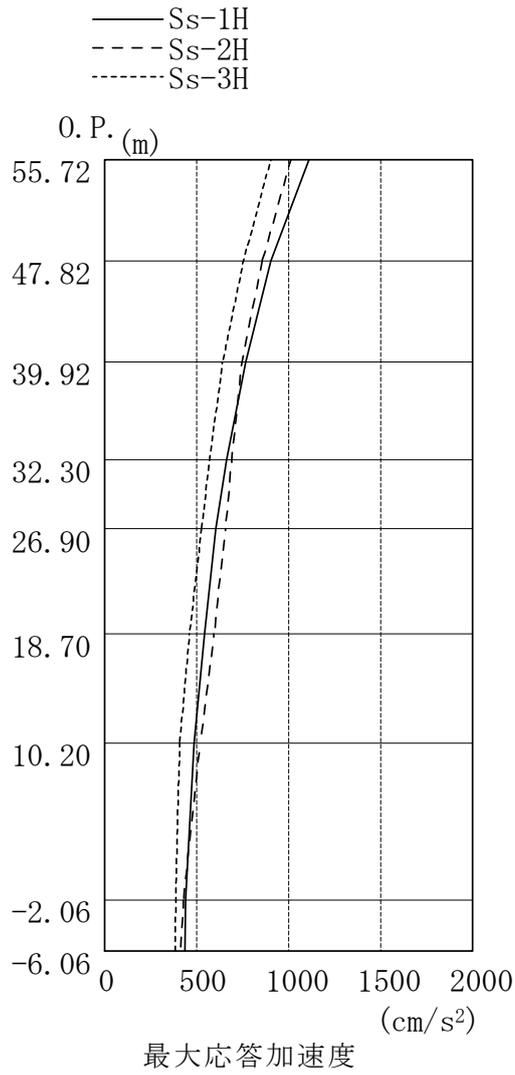
第 6.2.1-9 図 最大応答せん断力 (NS 方向)



$\times 10^6$ (kN · m)

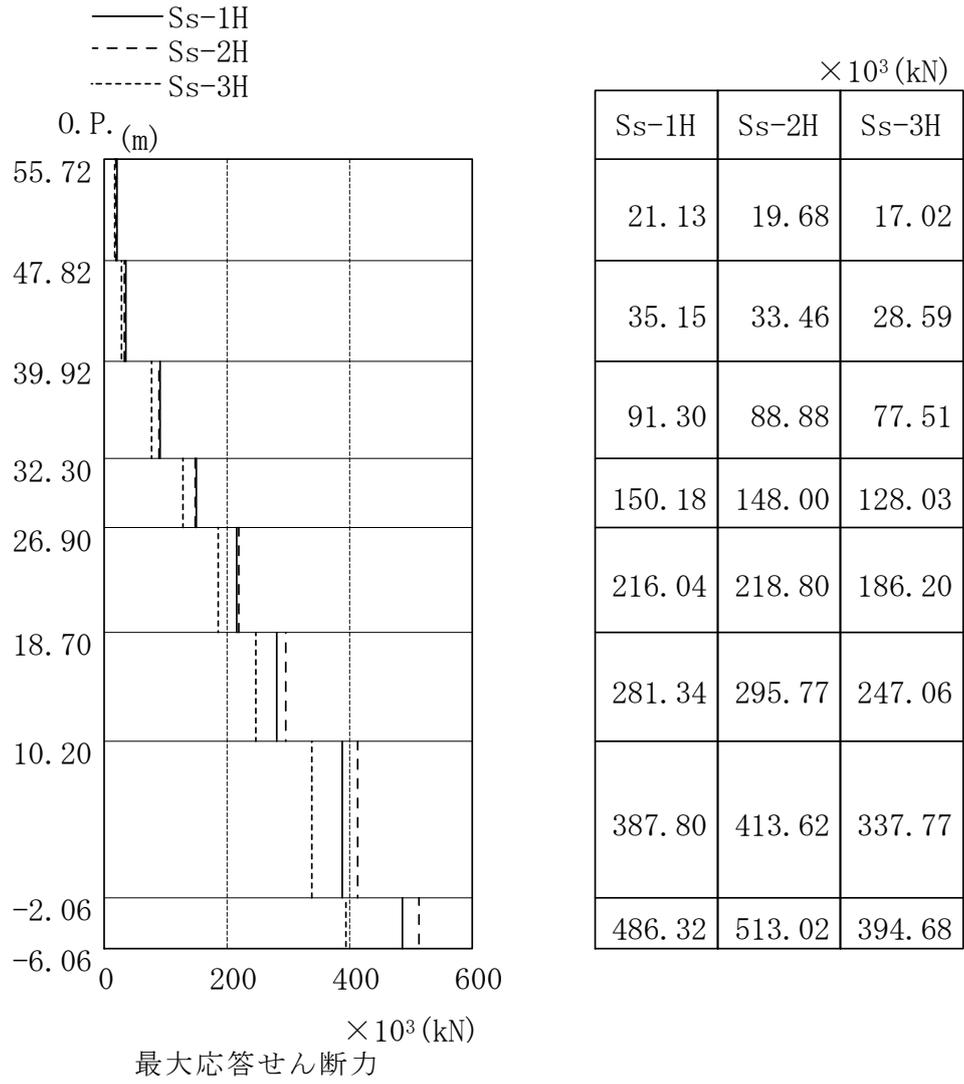
Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
0.08	0.06	0.05
0.25	0.20	0.19
0.31	0.25	0.23
0.59	0.51	0.46
0.86	0.70	0.65
1.53	1.38	1.19
1.82	1.59	1.40
2.57	2.39	2.01
2.90	2.65	2.23
4.49	4.41	3.74
4.85	4.71	3.90
6.92	7.09	6.08
7.46	7.57	6.35
11.76	12.18	10.65
11.48	12.02	10.44
13.43	13.75	12.07

第 6.2.1-10 図 最大応答曲げモーメント (NS 方向)

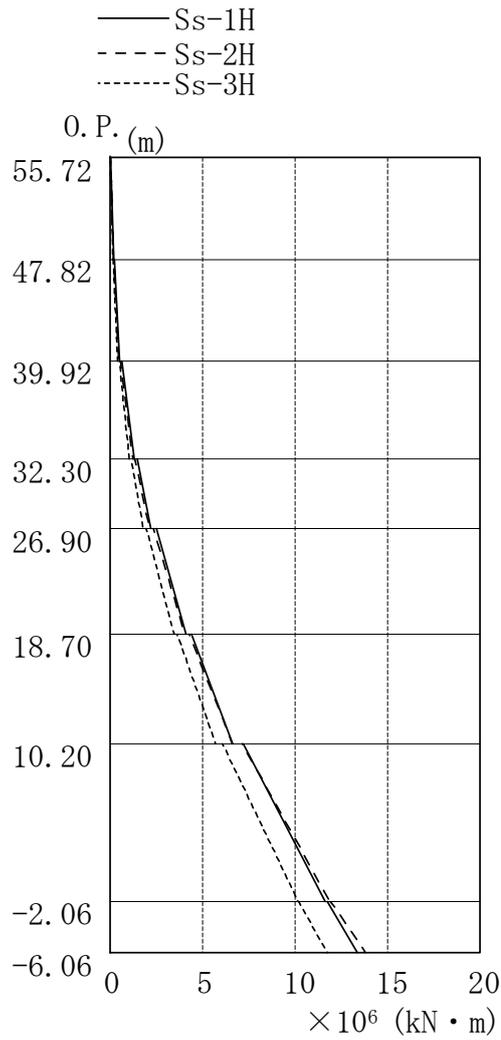


(cm/s ²)		
Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
1112	1013	904
903	858	756
767	747	643
664	692	572
604	658	527
546	596	463
489	520	409
441	429	387
437	414	384

第 6.2.1-11 図 最大応答加速度 (EW 方向)



第 6.2.1-12 図 最大応答せん断力 (EW 方向)

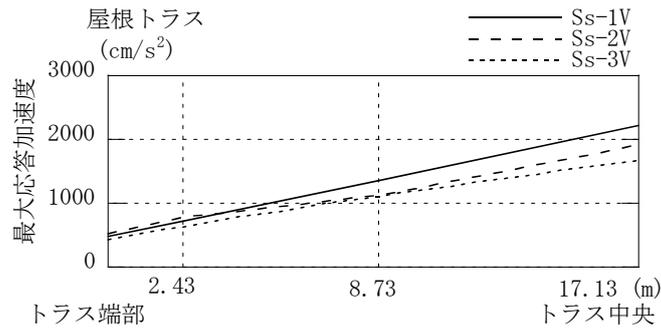


× 10⁶ (kN · m)

Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
0.04	0.03	0.03
0.21	0.19	0.16
0.24	0.21	0.18
0.52	0.47	0.41
0.65	0.57	0.51
1.32	1.25	1.05
1.46	1.35	1.15
2.22	2.13	1.81
2.51	2.35	1.96
4.13	4.05	3.47
4.42	4.28	3.63
6.64	6.62	5.71
7.21	7.13	6.08
11.65	11.88	10.17
11.74	11.93	10.19
13.37	13.82	11.74

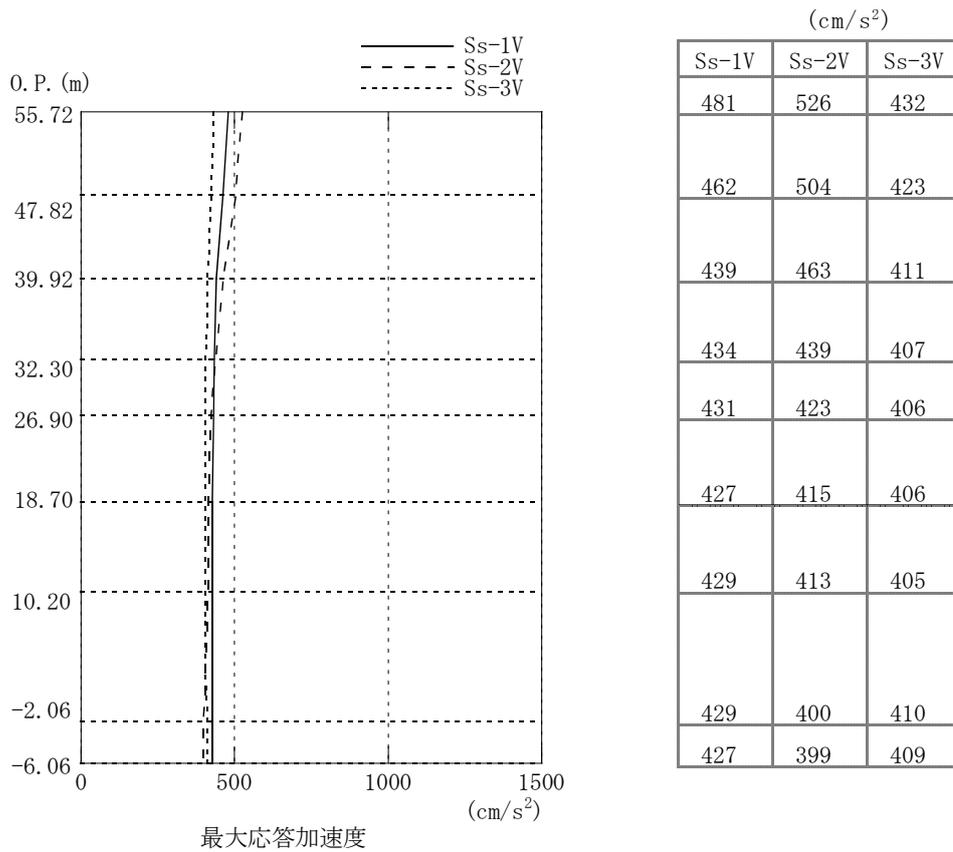
最大応答曲げモーメント

第 6.2.1-13 図 最大応答曲げモーメント (EW 方向)

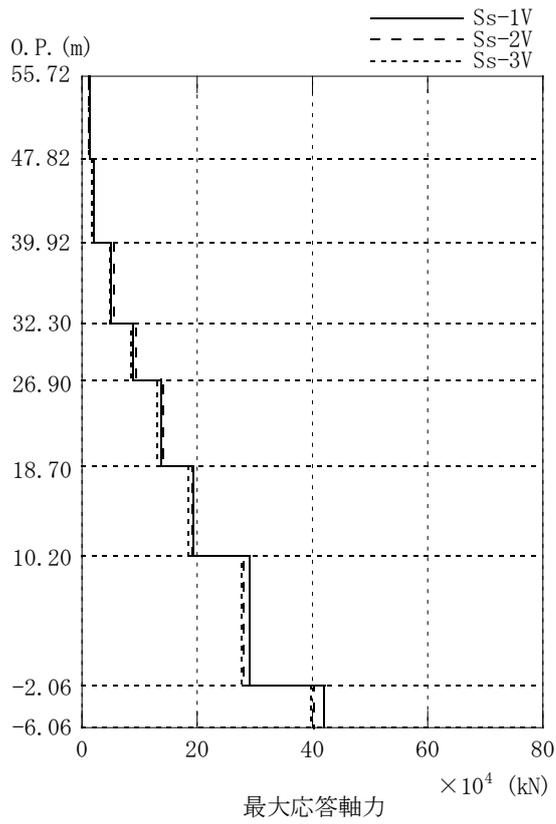


屋根トラス (cm/s^2)

	2.43	8.73	17.13
Ss-1V	481	723	1353
Ss-2V	526	783	1123
Ss-3V	432	627	1106



第 6.2.1-14 図 最大応答加速度 (鉛直方向)



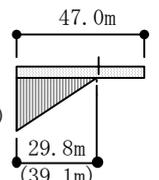
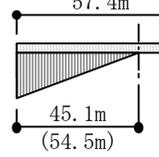
$\times 10^4$ (kN)		
Ss-1V	Ss-2V	Ss-3V
1.40	1.13	1.12
2.00	1.94	1.79
5.09	5.52	4.95
8.85	9.45	8.61
13.68	14.08	13.09
19.35	19.21	18.46
29.16	28.06	27.76
42.15	40.23	39.75

第 6.2.1-15 図 最大応答軸力 (鉛直方向)

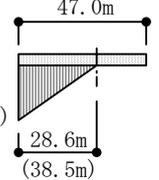
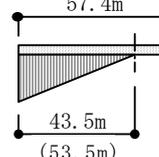
基準地震動 S_s による地震応答解析結果^{※1}に基づく接地圧を第6.2.1-9表に示す。地盤の短期許容支持力度は、 $3,922.6\text{kN/m}^2$ (400tf/m^2) であり、地震時接地圧に対して十分な余裕がある。

※1 水平地震動による応力と組み合わせる場合の鉛直地震動による応力（鉛直力）は、組み合わせ係数法により、係数0.4を考慮する。

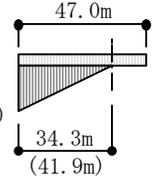
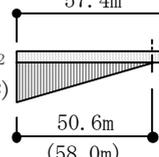
第6.2.1-9表 基準地震動Ssによる地震応答解析結果に基づく接地圧

		Ss-1H		反力分布図 ()内は下向き地震時
		NS	EW	
鉛直力 N (kN)	上向き	950,252		[NS方向] 
	下向き	1,234,148		
転倒モーメント M (×10 ⁵ kN・m)		129.07	130.02	[EW方向] 
最大接地圧※ (kN/m ²)	上向き	1112.9	897.5	
	下向き	1099.1	963.7	

※：支持地盤の短期許容支持力度 3,922.6kN/m²

		Ss-2H		反力分布図 ()内は下向き地震時
		NS	EW	
鉛直力 N (kN)	上向き	946,452		[NS方向] 
	下向き	1,237,948		
転倒モーメント M (×10 ⁵ kN・m)		132.21	134.32	[EW方向] 
最大接地圧※ (kN/m ²)	上向き	1153.3	925.3	
	下向き	1121.5	983.7	

※：支持地盤の短期許容支持力度 3,922.6kN/m²

		Ss-3H		反力分布図 ()内は下向き地震時
		NS	EW	
鉛直力 N (kN)	上向き	964,060		[NS方向] 
	下向き	1,220,340		
転倒モーメント M (×10 ⁵ kN・m)		116.44	114.17	[EW方向] 
最大接地圧※ (kN/m ²)	上向き	980.3	811.2	
	下向き	1015.4	894.7	

※：支持地盤の短期許容支持力度 3,922.6kN/m²

6.2.2 評価基準

耐震安全性の評価に当たっては、建物が構造物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物の終局耐力に対し、妥当な安全余裕を有していることを確認する観点から、原子炉施設の主たる耐震要素である耐震壁の安全性について評価する。

評価は、基準地震動 S_s による各層の鉄筋コンクリート耐震壁の最大せん断ひずみが、評価基準値（ 2.0×10^{-3} ）を超えないことを確認する。

6.2.3 耐震安全性評価結果

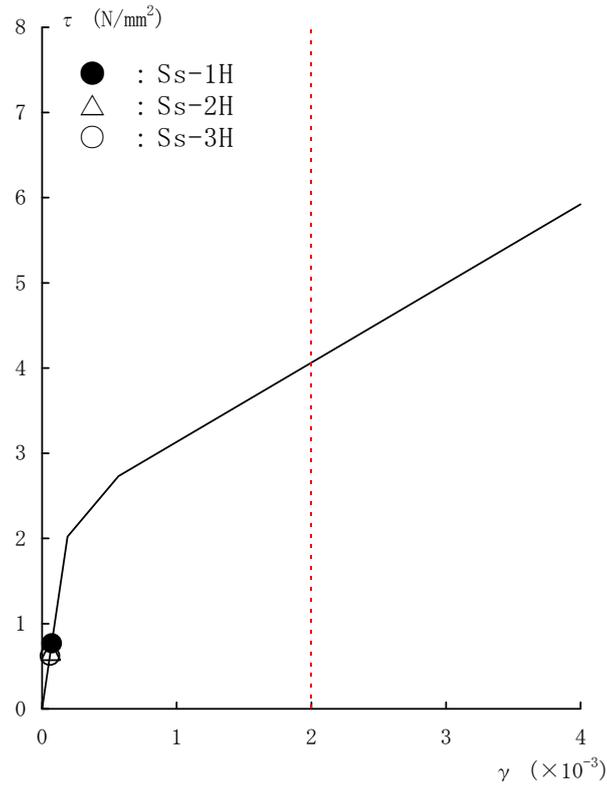
第6.2.3-1表および第6.2.3-2表に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また、第6.2.3-1図～第6.2.3-14図に基準地震動 S_s に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で 0.13×10^{-3} (S_s -2H, NS方向, 1F) であり、評価基準値 (2.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG 4601 - 1991」に基づいて設定したものである。

第6.2.3-1表 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS方向)

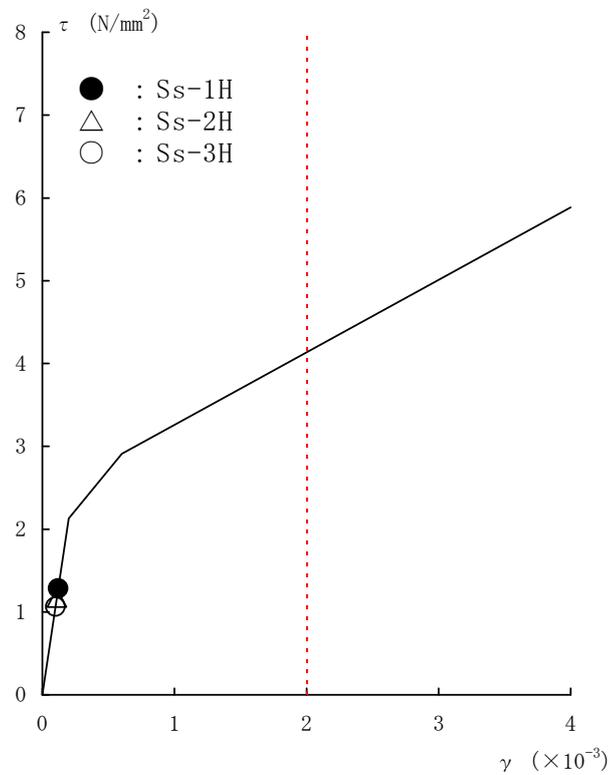
階	S_s -1H	S_s -2H	S_s -3H	評価基準値
CRF	0.07	0.06	0.06	$(\times 10^{-3})$ 2.0以下
5F	0.12	0.11	0.10	
4F	0.04	0.04	0.04	
3F	0.06	0.07	0.06	
2F	0.08	0.09	0.08	
1F	0.13	0.13	0.12	
B1F	0.08	0.08	0.07	

第6.2.3-2表 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW方向)

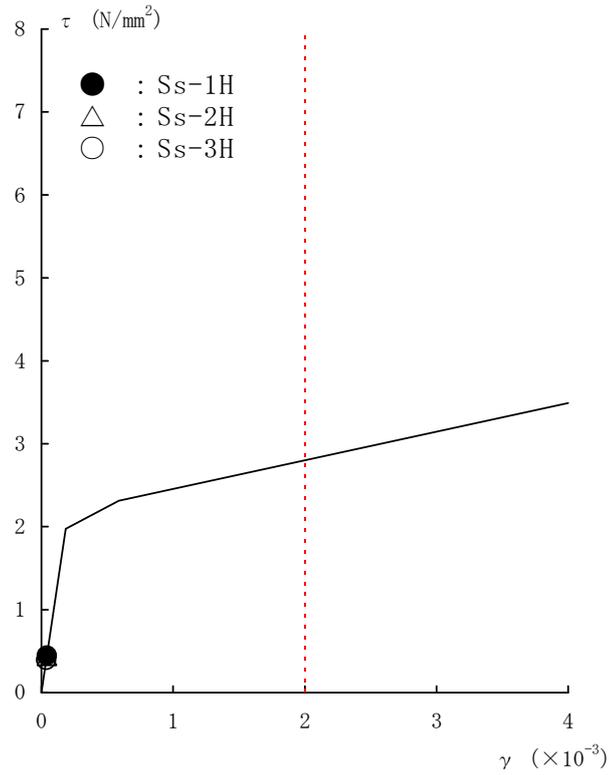
階	S_s -1H	S_s -2H	S_s -3H	評価基準値
CRF	0.09	0.09	0.08	$(\times 10^{-3})$ 2.0以下
5F	0.12	0.11	0.09	
4F	0.08	0.08	0.07	
3F	0.09	0.09	0.08	
2F	0.10	0.10	0.09	
1F	0.12	0.12	0.10	
B1F	0.08	0.09	0.07	



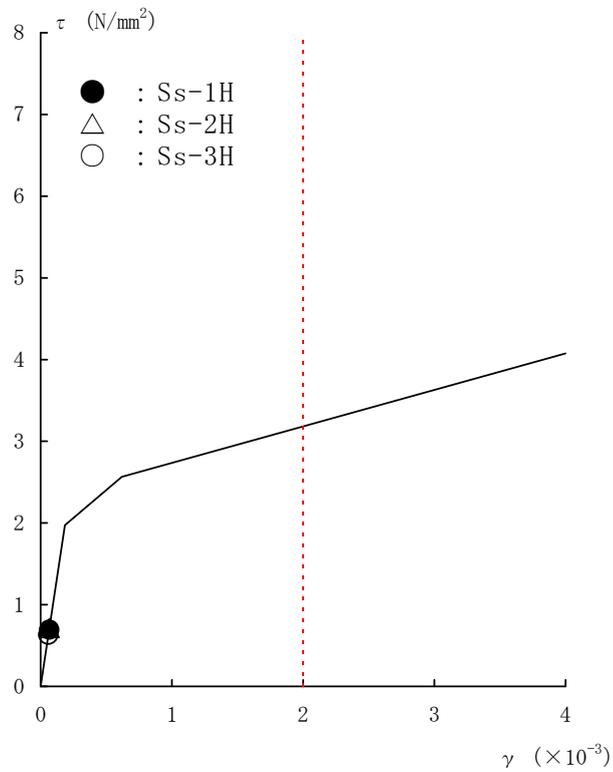
第 6.2.3-1 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, CRF)



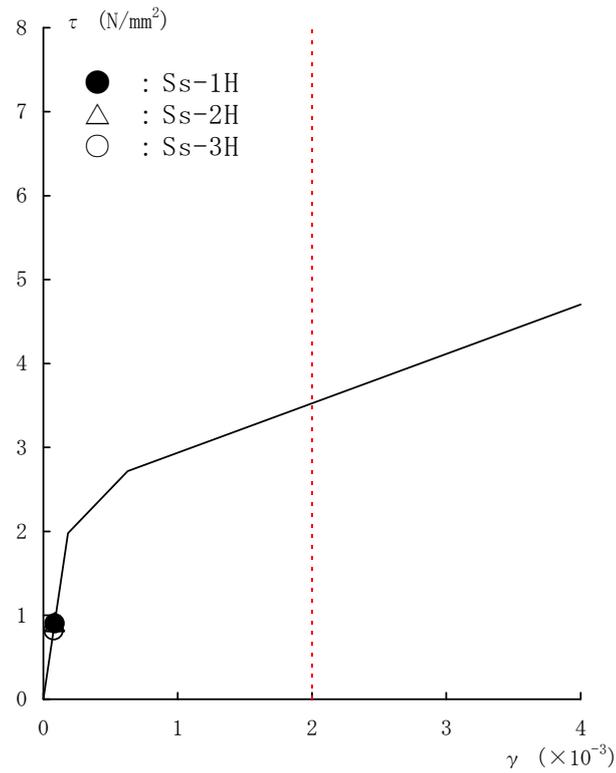
第 6.2.3-2 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 5F)



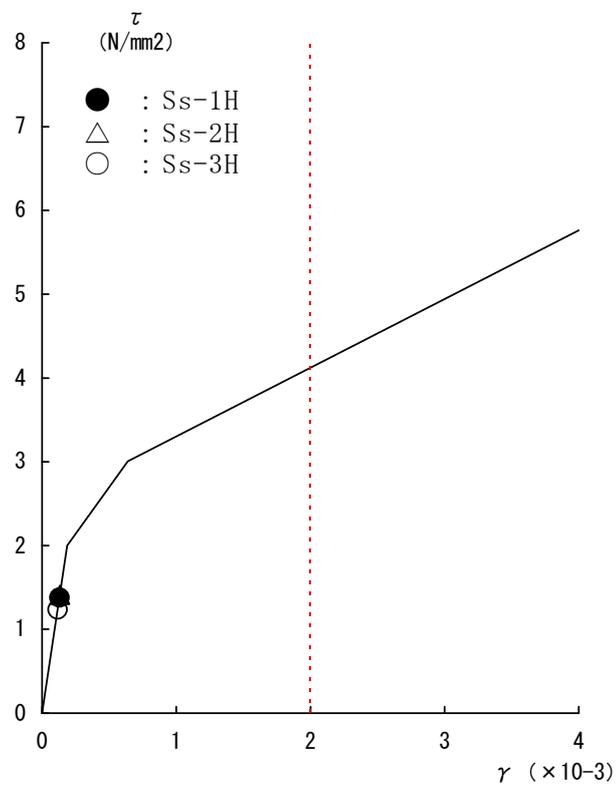
第 6.2.3-3 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 4F)



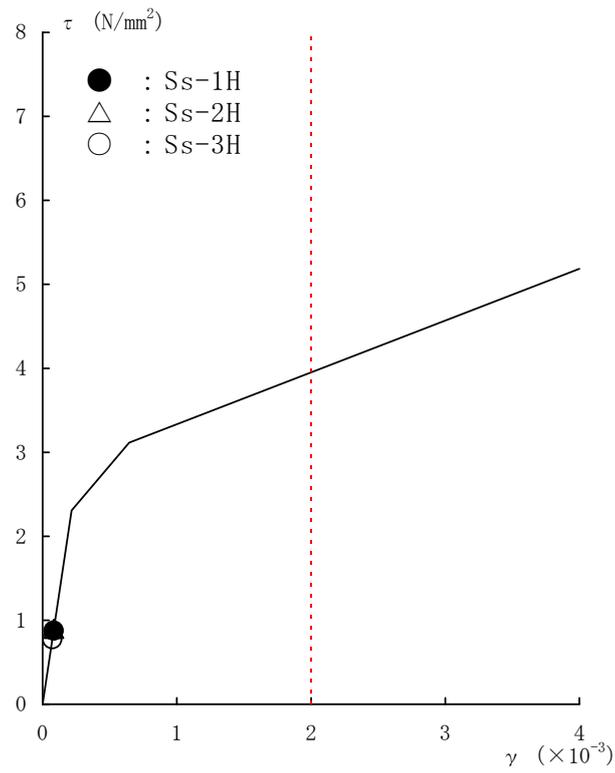
第 6.2.3-4 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 3F)



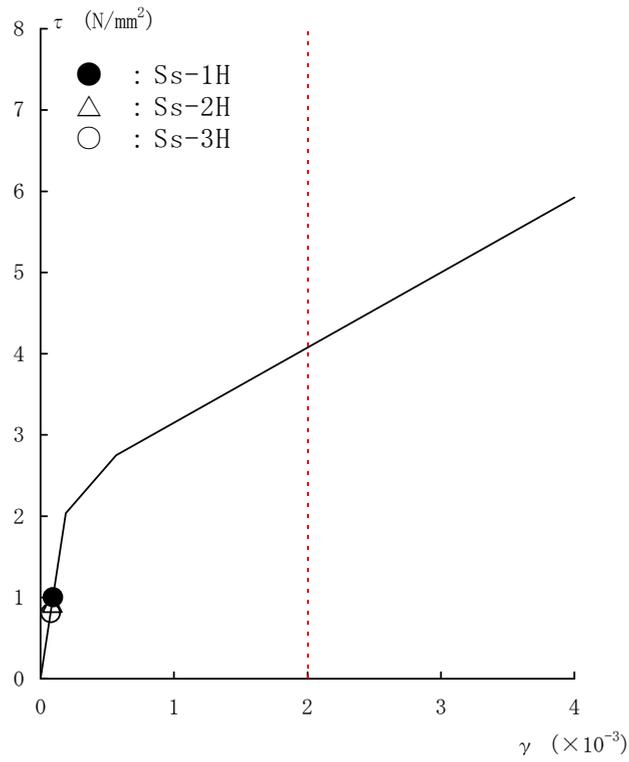
第 6.2.3-5 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 2F)



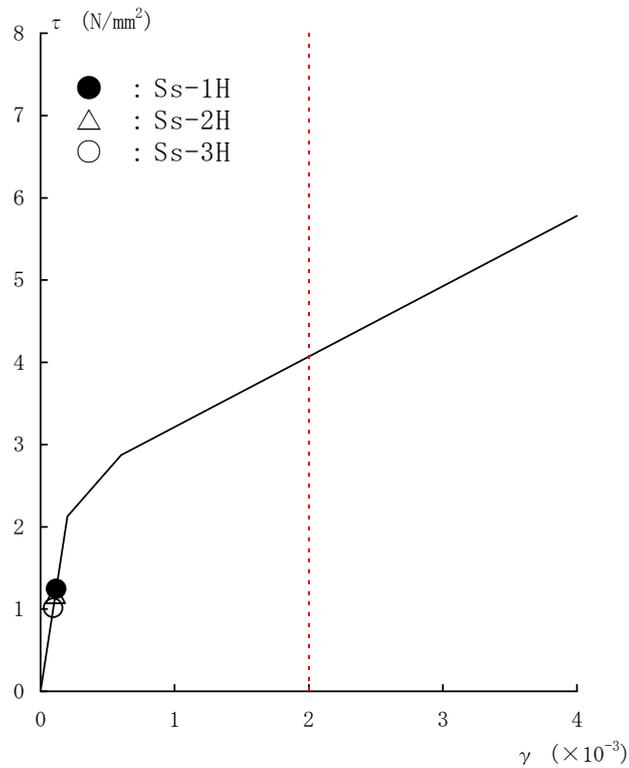
第 6.2.3-6 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 1F)



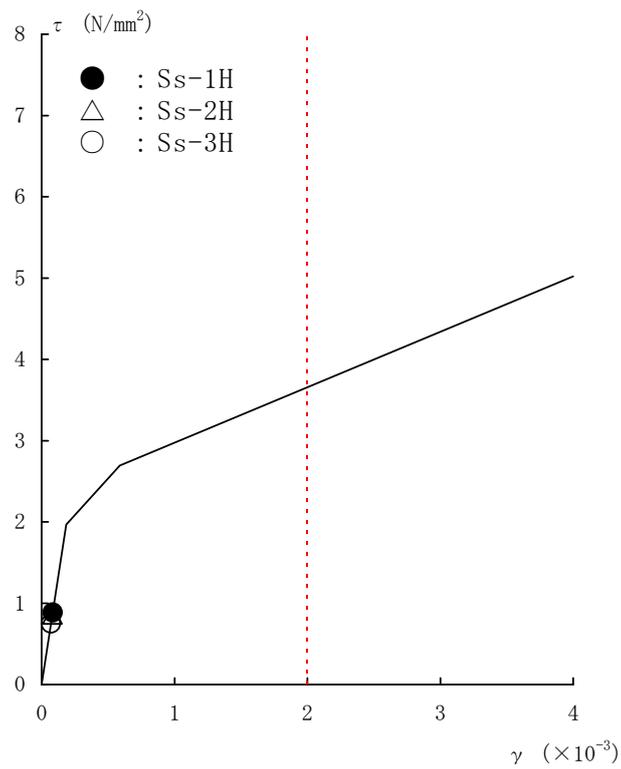
第 6.2.3-7 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, B1F)



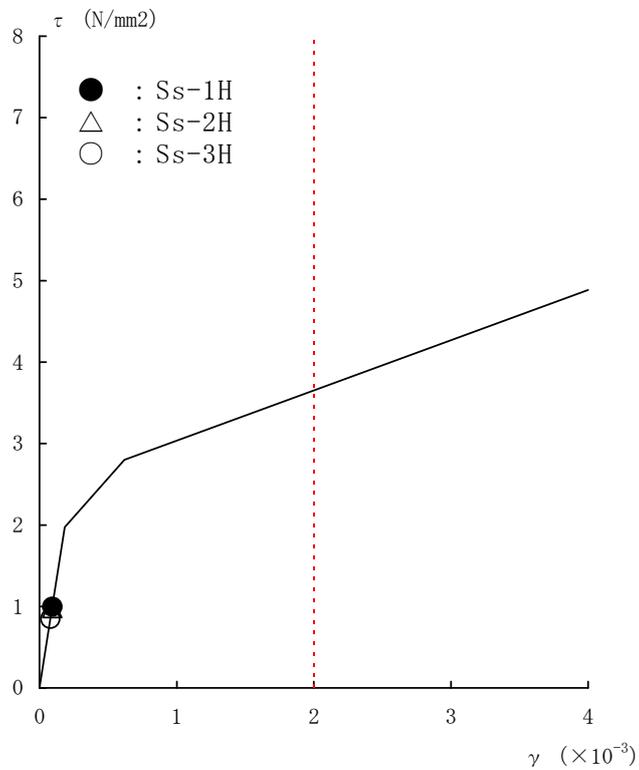
第 6.2.3-8 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, CRF)



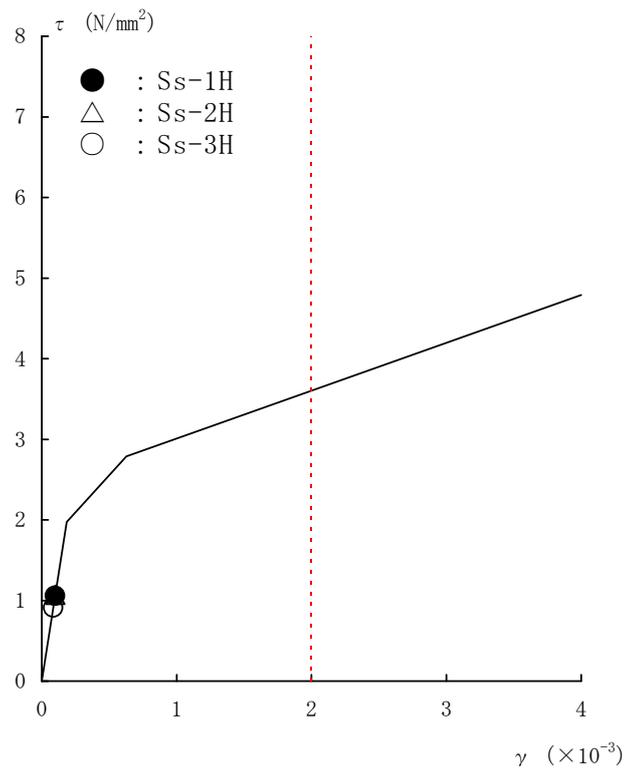
第 6.2.3-9 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 5F)



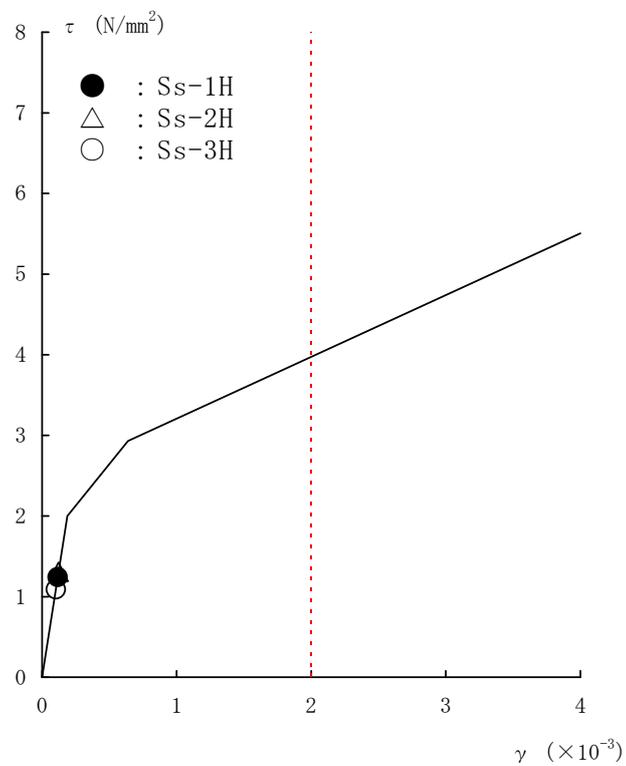
第 6.2.3-10 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 4F)



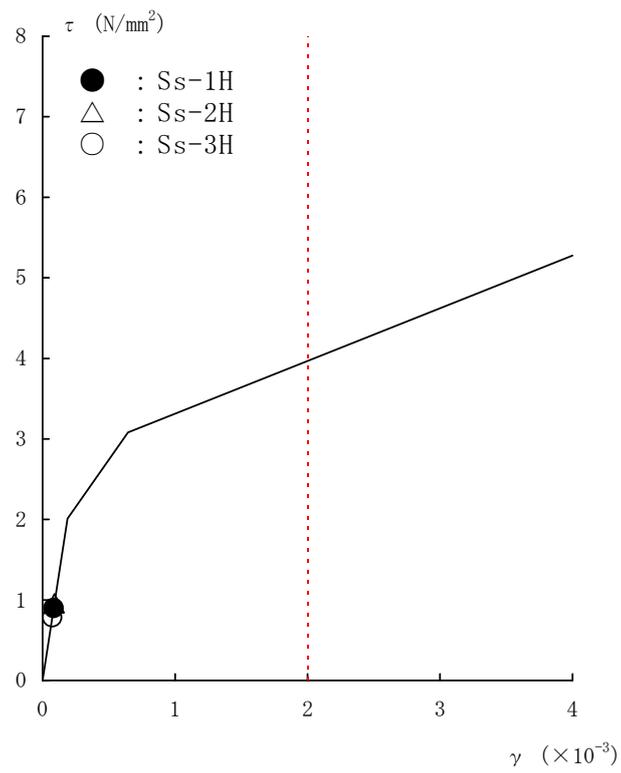
第 6.2.3-11 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 3F)



第 6.2.3-12 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 2F)



第 6.2.3-13 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 1F)



第 6.2.3-14 図 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, B1F)

7. 安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価

【目 次】

7. 安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価	
7.1 評価方針.....	7-1
7.2 評価方法.....	7-1
7.2.1 構造強度の評価方法.....	7-1
7.2.2 動的機能維持の評価方法.....	7-2
7.3 地震応答解析.....	7-3
7.3.1 地震応答解析モデル.....	7-3
7.3.2 大型機器の地震応答解析.....	7-3
7.3.3 床応答スペクトル.....	7-3
7.3.4 減衰定数.....	7-4
7.4 荷重の組合せ.....	7-5
7.5 評価基準.....	7-5
7.5.1 構造強度の評価基準.....	7-5
7.5.2 動的機能維持の評価基準.....	7-5
7.6 評価結果.....	7-5
7.6.1 構造強度の評価結果.....	7-5
7.6.2 動的機能維持の評価結果.....	7-5

7. 安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価

7.1 評価方針

第3章で記載した安全上重要な機器・配管系の主要設備について、基準地震動 S_s に対する安全機能の保持の観点から構造強度評価を実施するとともに、制御棒（挿入性）については、動的機能維持評価を実施する。

地震時の安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた動的解析によることを基本とし、機器・配管系の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で応答解析を行い、その結果求められた応答値をもとに評価する。

基準地震動 S_s による応答解析によって求められる水平方向および鉛直方向の応答結果の組み合わせ方法については、二乗和平方根 (SRSS) 法等を用いる。

構造強度評価に際しては、当該施設の耐震安全性を確認する観点から重要な評価部位を既往評価の評価範囲を参考に選定する。その中で、同一仕様・同一設計の複数の設備が存在する場合は、代表設備について評価する。また、配管系のように類似設備が多数存在する場合は、既往評価、仕様、使用条件等を考慮して代表設備を適切に選定する。

7.2 評価方法

7.2.1 構造強度の評価方法

構造強度に関する評価は、応答倍率法による評価、または詳細評価により実施する。構造強度の評価手順を第7.2.1図に示す。

(1) 応答倍率法による評価

大型機器である原子炉格納容器，原子炉圧力容器および炉内構造物については，基準地震動 S_s による地震力（加速度，せん断力，モーメント，軸力）と設計時における地震力との比を求め，設計時の応力を乗じることにより発生値を算定し，評価基準値と比較する。

大型機器以外の機器については，基準地震動 S_s による床の最大応答加速度と設計時における床の最大応答加速度の比，または，それぞれの床応答スペクトルとの比を求め，設計時の応力に乗じることにより発生値を算定し，評価基準値と比較する。

(2) 詳細評価

配管系は，スペクトルモーダル解析法等による詳細評価を行い，発生値を算定し，評価基準値と比較する。

応答倍率法による評価の結果，詳細評価が必要と判断された設備もしくは比較的容易に詳細評価が実施できる設備は，応答倍率法は実施せず，以下に示す解析法を用いて発生値を算定し，評価基準値と比較する。

- a. スペクトルモーダル解析法
- b. 時刻歴応答解析法
- c. 定式化された評価式を用いた解析法（床置き機器等）

7.2.2 動的機能維持の評価方法

制御棒の挿入性については，基準地震動 S_s による燃料集合体の相対変位を求め，その相対変位が，試験により挿入性が確認

された相対変位以下であることを確認する。

制御棒挿入性の評価手順を第 7.2.2 図に示す。

7.3 地震応答解析

7.3.1 地震応答解析モデル

機器・配管系の動的解析のモデルは、その振動特性に応じて、代表的な振動モードが適切に表現でき、応力評価等に用いる地震荷重を算定できるものとする。また、解析モデルは、既往評価で用いたもののほか、有限要素法等実績がある手法によるモデルを使用する。

モデル化に使用する物性値等については、既往評価で用いられたもののほか、施設運用上の管理値や実測値などを考慮して設定する。

7.3.2 大型機器の地震応答解析

原子炉建屋内の大型機器（原子炉格納容器，原子炉圧力容器および炉内構造物等）は、大規模構造物で、建屋から各点で支持されているため、建屋からの各入力をより厳密に評価することを目的とし、地盤・建屋と大型機器を連成した解析モデルにより基準地震動 S_s による地震応答解析を時刻歴応答解析で実施する。解析は、水平方向（N S および E W 方向）および鉛直方向について実施する。

7.3.3 床応答スペクトル

床応答スペクトルは、建物・構築物の地震応答解析、または

地盤・建屋と大型機器を連成した解析モデルによる地震応答解析で得られた床応答時刻歴を用いて水平方向および鉛直方向について算定する。

評価にあたっては、地盤や建屋の物性等のばらつきが床応答に与える影響を考慮し、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」等を参考に周期軸方向に±10%拡幅する。

7.3.4 減衰定数

機器・配管系の地震応答解析に用いる減衰定数を第 7.3.4 表に示す。

水平方向の減衰定数は、原則として「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に規定された値とするが、試験等で妥当性が確認された値も用いる（添付資料 7-1 参照）。

鉛直方向の減衰定数には、基本的に水平方向と同様とする。

第 7.3.4 表 機器・配管系の減衰定数

対象施設	減衰定数 (%)	
	水平方向	鉛直方向
溶接構造物	1.0	1.0
ポンプ・ファン等の 機械装置	1.0	1.0
燃料集合体	7.0	1.0
配管系	0.5～3.0	0.5～3.0

7.4 荷重の組み合わせ

通常運転時に生じる荷重および運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせて評価する。

7.5 評価基準

7.5.1 構造強度の評価基準

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG-補・1984, JEAG4601-1987, JEAG4601-1991 追補版」, および「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」に準拠するとともに, 他の規格基準で規定されている値および実験等で妥当性が確認されている値等を用いる。

7.5.2 動的機能維持の評価基準

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に準拠するとともに, 試験等で妥当性が確認された値を用いる。

7.6 評価結果

7.6.1 構造強度の評価結果

福島第一原子力発電所 3号機における評価対象設備に対する構造強度の評価結果を第 7.6.1 表に示す。

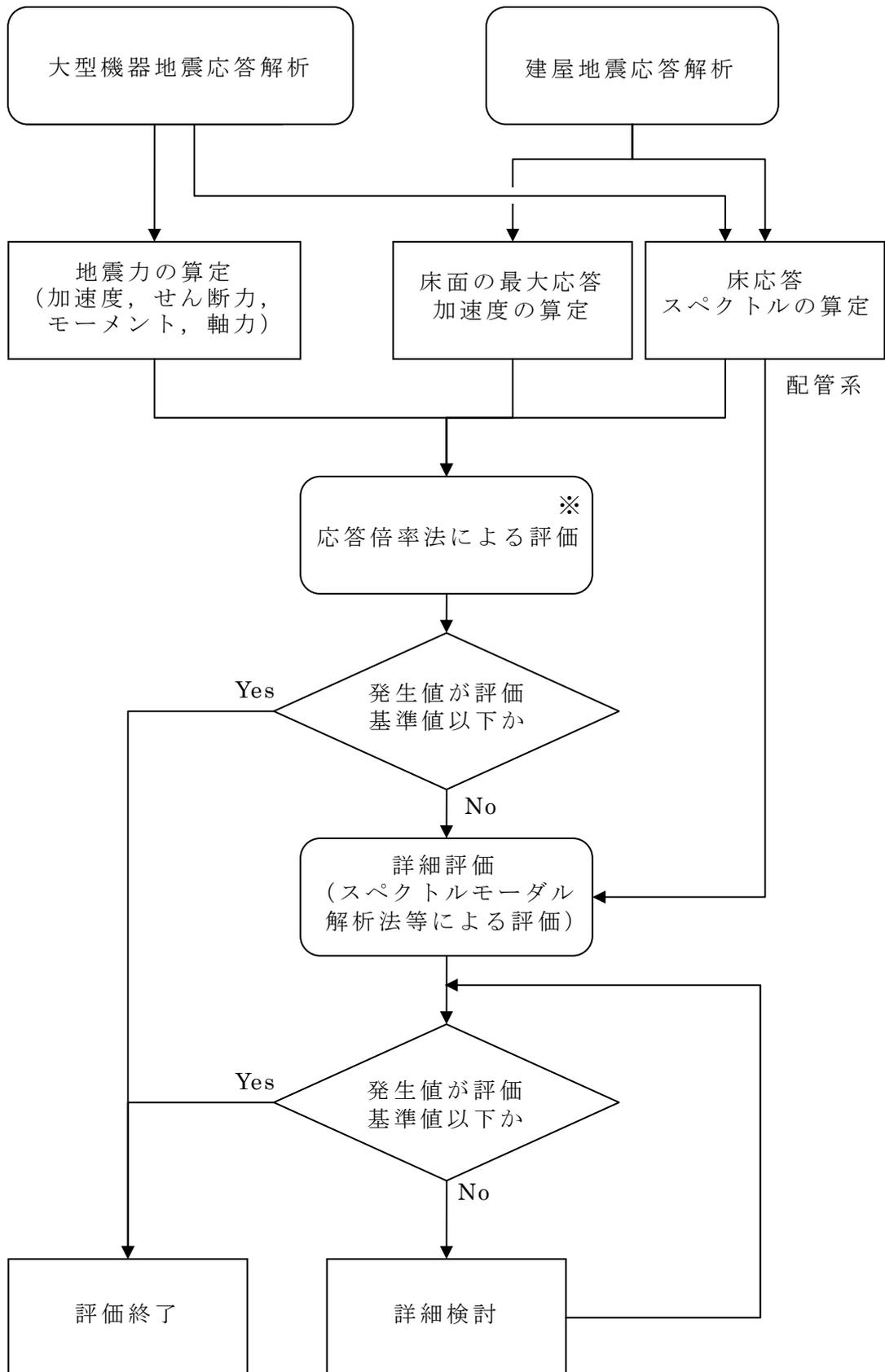
評価対象設備の地震による発生値は, いずれも評価基準値以下であることを確認した。

7.6.2 動的機能維持の評価結果

福島第一原子力発電所 3号機における制御棒に対する動的機

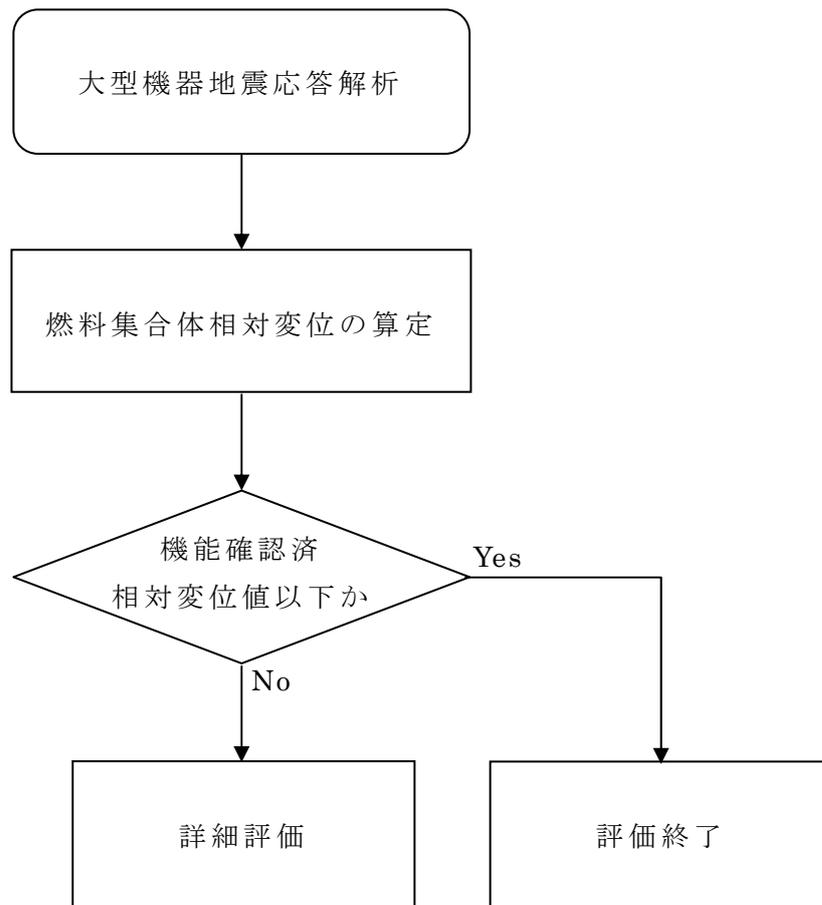
能維持の評価結果を第 7.6.2 表に示す。

制御棒の地震時挿入性については，地震による燃料集合体の相対変位が試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認した。



※応答倍率法による評価によらず，詳細評価する場合がある。

第 7.2.1 図 構造強度の評価手順



第 7.2.2 図 動的機能維持（制御棒挿入性）の評価手順

第 7.6.1 表 構造強度評価結果（福島第一 3 号機）

評価対象設備	評価部位	応力 分類	応答値 (MPa)	基準値 (MPa)	評価 手法 ※1
原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張	36	222	②
原子炉格納容器	ドライウエル	膜	199	255	①
炉心支持構造物	シュラウド サポート	軸圧縮	33	208	①
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	引張	42	185	②
残留熱除去系配管	配管本体	一次	268	363	②
主蒸気系配管	配管本体	一次	183	417	②

※ 1 ①：応答倍率法による評価 ②：詳細評価

第 7.6.2 表 動的機能維持評価結果（福島第一 3 号機）

評価対象設備	地震時の相対変位 (mm)	基準値 (mm)
制御棒（挿入性）	14.8	40.0

配管系の減衰定数について

配管系の設計用減衰定数は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に規定されているが、新たに実施した振動試験等をもとに、保温材の付加減衰定数及びUボルトを用いた支持具を有する配管系の減衰定数を定め、配管系の耐震安全性評価に用いる。(表-1)

保温材とUボルト支持配管系の減衰定数に関する検討結果を以下に示す。

(1) 保温材の付加減衰定数

現行の保温材による設計用付加減衰定数(0.5%)を設定するために用いられたデータと、その後実施された無機多孔質保温材を対象とした試験データを再整理した結果、配管強度上問題とならない小変位領域を除き、付加減衰比が1.0%以上確保されていることから、保温材の付加減衰定数として1.0%を使用する。

金属保温材については、原子力工学試験センターの耐震信頼性実証試験において、無機多孔質保温材と金属保温材が混在する配管系の振動試験が行われており、その試験結果を調査したところ、金属保温施工範囲が配管全長の40%以下の場合には付加減衰定数を1.0%として問題ないことを確認したことから、これを使用する。なお、金属保温材施工範囲が配管全長の40%を超える配管系

については，従来の付加減衰定数 0.5% を使用する。

(2) Uボルトを用いた支持具を有する配管系の減衰定数

現行のスナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系の減衰定数は，消散エネルギー評価式を用いた減衰推算法により設定されているが，Uボルト支持配管系についてはこのような検討がされていない。そこで，Uボルト支持配管系の消散エネルギー評価法を用いた減衰推算法を策定し，実規模配管系による振動試験により，その妥当性を確認した。

この減衰推算法により，実機のUボルト支持配管系の解析評価を行った結果，配管の自重を受けるUボルト支持具が4個以上の配管系に対する減衰定数が2.0%であったことから，これを使用する。

表－1 耐震安全性評価に使用する配管系の減衰定数

配管区分		減衰定数（％）※1	
		保温材有	保温材無
I	スナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系で，その支持具（スナッパ又は架構レストレイント）の数が4個以上のもの	<u>3.0</u>	2.0
II	スナッパ，架構レストレイント，ロッドレストレイント，ハンガ等を有する配管系で，アンカ及びUボルトを除いた支持具の数が4個以上であり，配管区分Iに属さないもの	<u>2.0</u>	1.0
III	Uボルトを有する配管系で，架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4個以上のもの	<u>3.0</u>	<u>2.0</u>
IV	配管区分I，II及びIIIに属さないもの	<u>1.5</u>	0.5

※1 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」から変更した箇所を下線で示す。

【参考文献】

（社）日本電気協会（2006）：配管系設計用減衰定数適正化に関する検討，第9回機器・配管系検討会資料 No.9-3-2-2(5)，平成18年5月12日

8. 地震対策の取り組み

【目 次】

8. 地震対策の取り組み	
8.1 防災機能の強化	8-1
8.1.1 防災組織・体制の強化	8-1
8.1.2 防災設備の強化	8-2
8.2 耐震裕度向上の取り組み	8-3

8. 地震対策の取り組み

8.1 防災機能の強化

8.1.1 防災組織・体制の強化

平成19年7月の柏崎刈羽原子力発電所の地震災害から得られた様々な教訓をもとに、防災組織・体制の強化に取り組んでいる。

複合した災害への迅速・適切な対応のため、防災並びに安全の一元管理を目的とした防災安全部の設置や火災に対する迅速な初期対応のために自衛消防隊の24時間体制化を実施している。また、実効的な防災体制となるよう、原子力災害発生を想定した訓練、自衛消防隊や所員の消火訓練等、様々な訓練を継続して実施している。



第 8.1.1-1 図 原子力総合防災訓練



第 8.1.1-2 図 自衛消防隊による訓練

8.1.2 防災設備の強化

災害時の迅速・確実な初期対応を確保するため、震度7クラスの地震にも耐えられる免震化構造の緊急時対策室の設置工事を実施している。本年6月には竣工を予定している。

また、火災発生時の対応強化として、化学消防車や水槽付消防車を配備している他、消火配管の地上化、防火水槽の設置により消火水源の確保を図っている。



第 8.1.2-1 図 緊急時対策室の設置



第 8.1.2-2 図 化学消防車（右）水槽付消防車（中央）の配備



第 8.1.2-3 図 消火配管の地上化



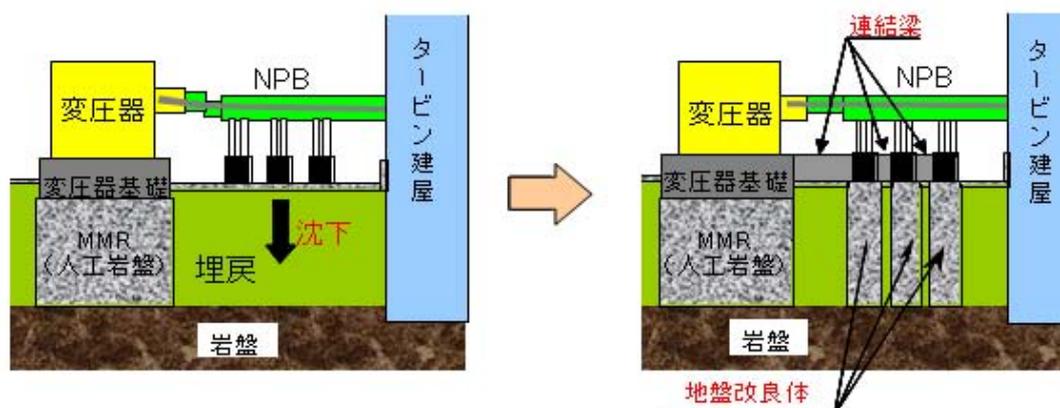
第 8.1.2-4 図 防火水槽の設置

8.2 耐震裕度向上の取り組み

柏崎刈羽原子力発電所の機器・構築物の損傷事例も踏まえ、先行的に耐震裕度向上に向けた対策を展開している。

対策としては、福島第一原子力発電所では平成18年から電路や非常用空調設備のサポートの追加、空調機架台の補強等を実施しており、その後の新潟県中越沖地震での柏崎刈羽原子力発電所の損傷事例を反映して、変圧器基礎の対策も実施している。

変圧器周辺の基礎については、沈下対策として地盤改良体にて基礎地盤の強化を図るとともに、変圧器の防油堤内に遮水シートを敷設し防油堤からの漏油の防止を図ることを計画しており、対策については、順次着手している。

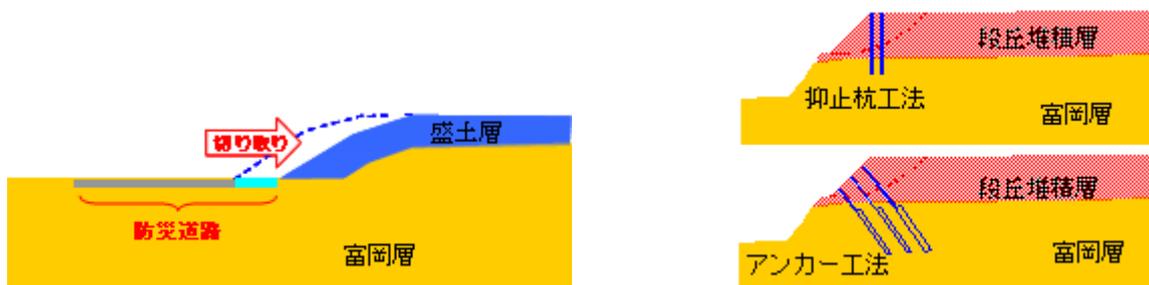


第 8.2-1 図 変圧器基礎地盤の沈下対策



第 8.2-2 図 防油堤の油漏えい対策
(遮水シートの敷設)

また、地盤対策として、緊急車両通行のため、1～4号機防護本部前の構内道路の補強や5・6号機西側道路斜面の盛土の切り取りを実施しており、今後も、重要施設に近接している斜面を対象に強化対策を講じる。



第 8.2-3 図 斜面の対策

上記のとおり、地震対策については柏崎刈羽原子力発電所の災害を踏まえた対策を中心に取り組んでいるが、今後も様々な地震対策について検討し、積極的に取り組んでいく。

9. まとめ

9. まとめ

新耐震指針並びに最新知見に照らした各種調査・評価結果を踏まえ、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を考慮して、基準地震動 S_s を策定した。

中越沖地震において柏崎刈羽原子力発電所で観測された地震波データを用いた概略評価の結果、並びに基準地震動 S_s を用いて評価した結果、福島第一原子力発電所3号機の原子炉を「止める」、
「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する主要な施設については、耐震安全性が確保されていることを確認した。

以 上

福島第一原子力発電所 3 号機の

高経年化対策について

平成 2 2 年 7 月

東京電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 平成18年に実施した高経年化技術評価結果	
2.1 技術評価方法の概要	3
2.2 評価年月日	8
2.3 技術評価結果	8
2.4 耐震安全性評価	47
3. 今後の高経年化対策	
3.1 長期保守管理方針の策定	50
3.2 長期保守管理方針の実施	52
4. MOX燃料採用に伴う既存の高経年化技術評価への影響評価	
4.1 影響評価方法	53
4.2 影響評価結果	54
4.3 耐震安全性評価結果	74
4.4 長期保守管理方針の変更の有無	75
5. まとめ	76

1. はじめに

福島第一原子力発電所3号炉については、昭和51年3月27日に営業運転を開始し34年を経過している。

運転開始後30年を迎えるにあたり、平成18年1月にプラントを構成する系統・構築物・機器に対し経年劣化事象に関する技術評価を実施するとともに、高経年化の観点から現状の保全活動を充実する新たな保全策を抽出し、それを「保全のために実施すべき措置に関する10年間の計画」（以下、「長期保全計画」という。）としてとりまとめた。

その結果、現状の保全の継続及び点検・検査の充実等により、今後、長期間の運転を仮定しても技術的には問題ないことを確認した。

なお、策定した長期保全計画は、保全計画に反映し平成18年3月27日（運転開始後30年）以降に計画的に実施している。

一方、国は平成15年9月、平成17年12月に「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下、「実用炉規則」という。）を改正するとともに、原子力安全・保安院は「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン」及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策標準審査要領（内規）」等（以下、「高経年化対策実施ガイドライン等」という。）を発出し原子炉の運転を開始した日以降29年を経過する日までに、またそれ以降10年を超えない期間毎に、耐震安全性評価を含めた経年劣化に関する技術的な評価（以下、「高経年化技術評価」という。）を行い、これに基づき保全のために実施すべき措置に関する10年間の計画を策定することを電気事業者に求めた。

また、平成20年8月に実用炉規則が改正され、高経年化対策を通常保全の中に位置づけ一本化することで、原子力発電所の運転当初からの経年劣化管理を義務づけるとともに、長期保全計画を新たに「保全のために実施すべき措置に関する10年間の方針」（以下、「長期保守管理方針」という。）として原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）に位置づけ認可の対象とした。

なお、実用炉規則の改正に伴い、原子力安全・保安院は「高経年化対策実施ガイドライン等」を改訂し平成20年10月に発出した。

3号炉においては、平成20年8月の実用炉規則の改正に従い、平成18年3月に定めた長期保全計画を長期保守管理方針として保安規定に添付したうえで、平成20年10月に保安規定変更認可申請を行い平成20年12月に認可を得た。

なお、平成21年10月に長期保守管理方針の記載内容を明確にする等を目的に保安規定変更認可申請を行い平成21年11月に認可を得て

いる。

このたび、3号炉においてMOX燃料を採用するにあたり、平成18年1月27日に提出し、平成18年3月13日に一部変更した「福島第一原子力発電所3号機 高経年化技術評価等報告書」（以下、「既存の高経年化技術評価書」という。）の技術評価結果および高経年化対策の実施状況をあらためて確認するとともに、MOX燃料採用による高経年化技術評価結果への影響について評価を行うものである。

2. 平成18年に実施した高経年化技術評価結果

2. 1 技術評価方法の概要

2. 1. 1 機器のグループ化及び代表機器の選定

高経年化に関する技術評価を実施するにあたっては、原子力発電所を構成する全系統・構築物・機器について、ポンプ、熱交換器、モータ等の16機種に分類し、機種毎に以下の手順により評価を実施した。

選定された評価対象機器は数千機器にも及ぶことから、合理的に評価するため、構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料等によりグループ化し、グループ毎に重要度、使用条件、運転状態等を考慮して評価モデルとしての代表機器（以下、「代表機器」）を選定し、代表機器で評価した結果をグループ内の全機器に水平展開するという手法で全ての機器について評価を実施した。

代表機器の評価結果をそのまま水平展開できない経年劣化事象については別途評価を実施した。

具体的なグループ化、代表機器の選定例を表2-1に示す。

表2-1 グループ化及び代表機器の選定例

分類基準			ポンプ名称 (台数)	選定基準					選定	選定理由	
型式	流体	材料		仕様 (容量×揚程)	重要度	使用条件					
						運転	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)			
立軸斜流	海水	ステンレス鋼	残留熱除去系海水ポンプ(4)	978 m ³ /h×231.7 m	MS-1	一時	約3.1	44	◎	重要度	
			補機冷却海水系海水ポンプ(3)	1,800 m ³ /h×52 m	運	連続	約0.9	38			
		循環水ポンプ(3)	50,640 m ³ /h×13.0 m	運	連続	約0.3	26				
	純水	鋳鉄	低圧復水ポンプ(3)	2,448 m ³ /h×97.5 m	運	連続	約1.7	66		最高使用温度	
		鋳鉄	低圧給水加熱器ドレンポンプ(3)	666 t/h×30.5 m	運	連続	約0.7	149	◎		
横軸遠心	純水 ⁹	ステンレス鋼	タービン駆動原子炉給水ポンプ(2)	2,450 t/h×700 m	運	連続	約15.5	233	◎	最高使用温度	
			制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ(2)	19.6 m ³ /h×1,018 m	運	連続	約12.1	94			
		炭素鋼鋳鋼	高圧注水系ポンプ(1)	965 m ³ /h×854 m	MS-1	一時	約10.3	94	◎		重要度 最高使用温度 容量
			高圧復水ポンプ(3)	2,448 m ³ /h×346 m	運	連続	約5.7	66			
			電動機駆動原子炉給水ポンプ(2)	1,409 m ³ /h×762 m	運	一時	約15.5	233			
			原子炉隔離時冷却系ポンプ(1)	96.5 m ³ /h×854 m	MS-1	一時	約10.3	94			
		炭素鋼鋳鋼	高圧注水系ブースターポンプ(1)	990 m ³ /h×140 m	MS-1	一時	約2.1	94			
			RFPインジェクションブースターポンプ(2)	66 m ³ /h×25 m	運	連続	約6.0	41			
			復水移送ポンプ(2)	68.4 m ³ /h×77.4 m	運	連続	約1.6	94			
			原子炉補機冷却系ポンプ(3)	660 m ³ /h×54 m	運	連続	約0.9	66			最高使用圧力 容量
	純水	鋳鉄	タービン補機冷却水系ポンプ(3)	966 m ³ /h×48.77 m	運	連続	約0.9	66	◎		
		鋳鉄	電気油圧式制御装置冷却水回収ポンプ(1)	6 m ³ /h×41 m	運	連続	約0.7	66			
	立軸遠心	純水	炭素鋼鋳鋼	炉心スプレイ系ポンプ(2)	1,073 t/h×191 m	MS-1	一時	約3.5	94		最高使用温度
			残留熱除去系ポンプ(4)	3,640 t/h×128 m	MS-1	一時	約3.1	182	◎		
立軸キャン ドモータ	純水	ステンレス鋼	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ(2)	30.7 m ³ /h×153 m	PS-2	連続	約10.0	302	◎		

2. 1. 2 評価対象とする経年劣化事象の抽出

高経年化技術評価の対象とする経年劣化事象の抽出にあたっては、現在までの国内外の運転経験や研究、保安院指示文書等によって新たに得られた知見をもとに、安全機能を有する機器・構築物に発生しているか、又は発生する可能性のあるすべての経年劣化事象を以下の3段階の手順で実施した。

① 第一段階

工業用材料で想定される経年劣化事象のうち、原子炉施設が置かれている環境を考慮し、想定される経年劣化事象（疲労、中性子照射脆化、応力腐食割れ、絶縁低下等）を抽出する。

② 第二段階

原子力プラントで想定される経年劣化事象について、国内外の過去数十年の運転実績、材料データ等を考慮しても発生が想定されない経年劣化事象は対象外とする。

③ 第三段階

各機器個別の条件を踏まえ、機器に要求される機能に対してその機能維持に関連する主要なすべての部位に展開した上で、考慮すべき部位・経年劣化事象を抽出する。抽出の際には、プラントの形式、年代、立地地域、加工法や施工法による特異性などに配慮する。

なお、明らかな設計・施工の不良に起因すると認められる経年劣化事象については対象から除外する。また、消耗品、定期取替品についても対象から除外する。

上記の手順に基づき抽出された経年劣化事象は、各機器の構成部位毎にマトリックスに整理されるが、その例を図2-1に示す。

ポンプ

熱交換器

各機器について評価

原子炉補機冷却水系熱交換器に想定される経年劣化事象

構成部品	消耗品等	材料	経年劣化事象						備考	
			減肉		割れ		材料変化			
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		その他
伝熱管		銅合金	△	○	△				△	
水室		炭素鋼		○						
管板		銅合金		△						
胴		炭素鋼		△						
ガスケット	◎									
基礎ボルト		炭素鋼		○						

想定される経年劣化事象

○: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
 △: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象

図 2 - 1 評価対象とする経年劣化事象の抽出例

2. 1. 3 経年劣化事象に対する技術評価

2. 1. 1 で選定された代表機器について技術評価を下記の健全性評価、現状保全、総合評価、高経年化への対応の手順で実施した。具体的な評価例を図 2 - 2 に示す。

a. 健全性評価

代表機器の主要部位と考慮すべき経年劣化事象の組合せ毎に、その機器を 60 年間使用することを仮定した場合の技術評価を実施する。

健全性評価は、機器の健全性を解析等の定量的評価、過去の点検実績、一般産業で得られている知見等を用いて評価する。

b. 現状保全

評価対象部位に実施している現状保全（点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等）について整理する。

c. 総合評価

上記 a, b の状況から、その機器を 60 年間使用することを仮定した場合の、現状保全の妥当性について評価する。

d. 高経年化への対応

60 年間の運転を考慮した場合、現状保全の内容に対して強化・充実すべき項目、技術開発課題等を抽出する。

○高経年化対策上着目すべき経年劣化事象：伝熱管・胴等の応力腐食割れ(SCC)

(1)健全性評価結果

- ・伝熱管については、第10回定検で耐SCC性に優れたSUS316Lに取替を実施し、溶接部はシール溶接であるため、SCC発生の可能性は小さい
- ・管板、水室、胴については、SCC発生の可能性は否定できない

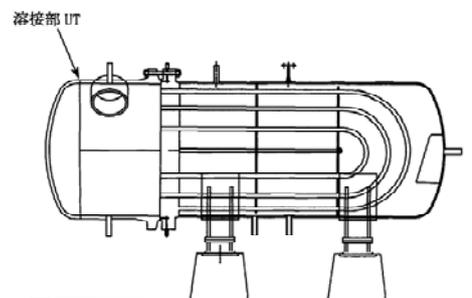
(2)現状保全

- ・水室開放点検、伝熱管の点検、管板及び水室と管板の溶接部の浸透探傷検査(PT)を実施し、健全性を確認
- ・定期的な排ガスシステムの漏えい確認で健全性を確認

(3)総合評価

- ・伝熱管については現状保全は適切と判断
- ・胴、管板、水室についてはSCCが発生する可能性が否定できないため、探傷可能な範囲の溶接部について超音波探傷検査(UT)を実施

→長期保守管理方針にて実施



追加保全策の例
(OG予熱器溶接部のUT)

図 2 - 2 経年劣化事象に対する技術評価の具体例

以上，技術評価フローの概要を図 2 - 3 に示す。

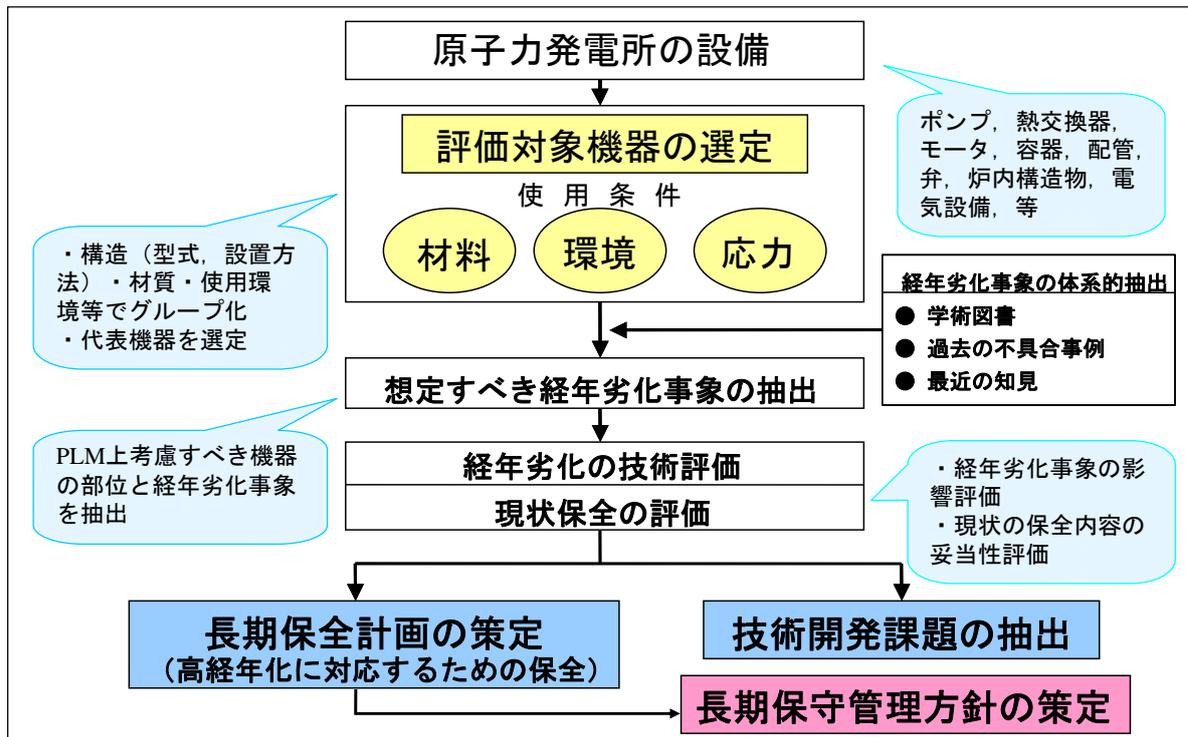


図 2 - 3 高経年化技術評価フローの概要

2. 2 評価年月日

平成18年1月27日

2. 3 技術評価結果

本章においては、各機器における技術評価結果についてまとめた。

- 2. 3. 1 ポンプ
- 2. 3. 2 熱交換器
- 2. 3. 3 ポンプモータ
- 2. 3. 4 容器
- 2. 3. 5 配管
- 2. 3. 6 弁
- 2. 3. 7 炉内構造物
- 2. 3. 8 ケーブル
- 2. 3. 9 送受電設備・発電設備
- 2. 3. 10 タービン設備
- 2. 3. 11 コンクリート及び鉄骨構造物
- 2. 3. 12 計測制御設備
- 2. 3. 13 空調設備
- 2. 3. 14 機械設備
- 2. 3. 15 電源設備
- 2. 3. 16 その他設備

2. 3. 1 ポンプ

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

a. 疲労割れ

- ・主軸，ケーシング等の疲労割れ

b. 減肉・腐食

- ・ケーシング，バーレル等の腐食(全面腐食)
- ・主軸，ケーシング等の腐食(孔食・隙間腐食)

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目(現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目)を以下に抽出した。

[a. 疲労割れ]

- ・原子炉再循環系ポンプ主軸の熱疲労割れについては対策を施した構造へ変更していることから発生する可能性は小さい。現状、目視点検，浸透探傷検査を実施している。熱疲労割れは目視点検，浸透探傷検査で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ・原子炉冷却材再循環系ポンプのケーシングの疲労割れについては環境を考慮した疲労評価を実施した結果，当該部の疲れ累積係数は許容値以下であり，健全性が確保されていることを確認した。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，定期的に実過渡回数の確認による評価を実施していく。

[b. 減肉・腐食]

- ・低圧給水加熱器ドレンポンプのケーシング，バーレル等は，内部流体が純水であることから，腐食(全面腐食)発生の可能性があるが，目視により腐食の有無を確認し，必要に応じ補修等を実施することとしている。腐食は目視点検で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ主軸等，海水と接液する部位については，腐食(孔食・隙間腐食)発生の可能性はあるが，現状，目視により腐食の有無を確認し，必要に応じ補修等を実施している。腐食は目視点検で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 2 熱交換器

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・伝熱管，胴等の応力腐食割れ
- b. 疲労割れ
 - ・伝熱管の高サイクル疲労割れ及び摩耗
- c. 減肉・腐食
 - ・水室，胴等の腐食(全面腐食)
 - ・伝熱管，胴等の腐食(エロージョン・コロージョン)
 - ・復水器伝熱管外面の腐食(ドロップレットエロージョン)

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a . 応力腐食割れ]

- ・原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器の水室等はステンレス鋼で高温の流体（純水）に接液するため、応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。しかし、実際の使用温度は約 110℃であり、平成 8 年度より水素注入を行い、溶存酸素濃度を低減し応力腐食割れに対して環境面からの改善を図っていることから、応力腐食割れの発生の可能性は小さいと判断する。今後も漏えい確認と水室・ダイヤフラム溶接部の浸透探傷検査により、健全性を確認していく。
- ・気体廃棄物処理系排ガス予熱器及び気体廃棄物処理系排ガス復水器胴等の応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。現状、漏えい検査を実施しているが今後、探傷可能な溶接部について超音波探傷検査を実施し健全性を確認する。

[b . 疲労割れ]

- ・給水加熱器伝熱管は管穴拡大等の減肉が生じた場合、高サイクル疲労割れや摩耗が発生する可能性が否定できないが、減肉は渦流探傷検査で検知可能である。今後も現状保全を継続し必要に応じて施栓を実施していく。

[c. 減肉・腐食]

- ・原子炉補機冷却系熱交換器水室等の腐食(全面腐食)については、海水接液部にライニングを施工しており、ライニングのはく離等が生じた場合に発生する可能性が否定できない。現状、ライニングの目視点検を実施し必要に応じ補修を実施している。ライニングのはく離等は目視点検で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・原子炉補機冷却系熱交換器等伝熱管の腐食(エロージョン・コロージョン)については、海生物付着による腐食が発生する可能性は否定できない。現状、渦流探傷検査を実施し必要に応じ施栓等を実施している。伝熱管の腐食は渦流探傷検査で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の水室及び胴は炭素鋼のため腐食(全面腐食)する可能性があるが、第13回定期検査時(平成5年度)に新しい熱交換器に取替を行っており、点検時の漏えい確認により健全性の確認は可能である。しかし、念のため水室及び胴の代表部位の点検を計画する。
- ・グラウンド蒸気蒸化器のドレンタンクは腐食(全面腐食)が発生する可能性があるが第14回定期検査(平成6年度)に取替を行っているため点検時の漏えい確認により健全性の確認は可能である。しかし念のため代表部位の肉厚測定を計画する。
- ・グラウンド蒸気復水器の胴及び内部構造物は腐食(全面腐食)が発生する可能性がある。現状、運転圧による漏えい確認を実施しているが、肉厚測定を計画し健全性を確認する。
- ・復水器伝熱管外表面の腐食(ドロップレットエロージョン)については、発生が否定できないが、現状、復水器伝熱管の腐食に関しては、渦流探傷検査及び外観目視点検を実施し、必要に応じ施栓を実施している。伝熱管の腐食は渦流探傷検査、外観目視点検で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 3 ポンプモータ

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し，経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

a. 疲労割れ

- ・回転子棒，回転子エンドリングの疲労割れ

b. 絶縁特性低下

- ・固定子コイル，口出線・接続部品等の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 疲労割れ]

- ・残留熱除去系ポンプモータ等の回転子棒，回転子エンドリングの疲労割れについては，回転子棒，回転子エンドリングの曲げ応力評価結果より，回転子棒に緩みがなければ疲労割れが発生する可能性は低い。現状，打診により回転子棒に緩みがないことを確認しており，回転子棒の緩みは確認可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。

[b. 絶縁特性低下]

- ・残留熱除去系ポンプモータ等の固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下については，高圧モータは長期健全性試験結果及び点検時に実施する絶縁診断試験結果より，低圧モータは運転時間による絶縁破壊電圧低下確認結果に基づいた取替運用より，急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状，絶縁抵抗測定，絶縁診断試験等を実施しており，絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。

2. 3. 4 容器

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し，経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 照射脆化
 - ・原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化
- b. 応力腐食割れ
 - ・ノズル，胴等の粒界型応力腐食割れ
- c. 疲労割れ
 - ・ノズル，ベローズ等の疲労割れ
- d. 減肉・腐食
 - ・胴，鏡板等の腐食(全面腐食)
 - ・胴，鏡板等の腐食(エロージョン・コロージョン)
- e. 絶縁特性低下
 - ・電気ペネトレーションシール材等の絶縁特性低下
- f. その他
 - ・使用済燃料設備貯蔵プールのボロンの中性子吸収能力の低下
 - ・電気ペネトレーションシール材劣化による気密性低下

これらの経年劣化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a . 照射脆化]

- ・原子炉圧力容器胴（炉心領域部）の中性子照射脆化については，運転開始後 60 年時点の累積中性子照射量を考慮した最低使用温度及び上部棚吸収エネルギーの評価を行い，運転管理上問題にならないことを確認した。現状，超音波探傷検査等を実施し，有意な欠陥のないことを確認している。

胴（炉心領域部）の中性子照射脆化は監視試験による破壊靱性値の変化を把握するなど，監視試験及び中性子照射脆化予測式により把握可能であること，また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査で確認している等から，今後も現状保全を継続していく。なお，信頼性向上の観点で，使用済試験片の再生技術や，新しい脆化予測式の開発の成果等が有効であることから，事業者としてもそれらの開発に取り組むと共に国や民間の技術開発動向を見極めつつ，規格基準化に積極的に参画し，実機への早期適用を検討していく。なお，再生試験片技術が確立された場合には，例えば約 40 年目（32EFPY）以前の早期に再生試験片による確認を実施する等，予測式の適切な補完を検討する。

[b . 応力腐食割れ]

- ・原子炉圧力容器のノズル，ノズルセーフエンド等の粒界型応力腐食割れについては発生の可能性を否定することは出来ない。現状ノズルセーフエンドについては超音波探傷検査等，制御棒駆動ハウジング等については漏えい検査，ブラケットについては目視点検を実施するとともに水素注入を実施し環境改善を図っている。今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）等に基づく計画的な点検を実施するとともに，これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見，あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。
- ・気体廃棄物処理系排ガス再結合器の胴等は運転温度が高いため応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。現状，目視確認を実施しているが溶接部について今後，超音波探傷検査を実施し健全性を確認していく。

[c . 疲労割れ]

- ・原子炉圧力容器ノズル等の疲労割れについては環境を考慮した疲労評価を実施した結果，当該部の疲れ累積係数は許容値以下であり，健全性が確保されていることを確認した。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，定期的に実過渡回数の確認による評価を実施していく。
- ・配管貫通部ベローズについては，プラント起動・停止等運転状態の変化に伴う配管熱移動により，疲労が蓄積される可能性があるが疲労評価を実施し，疲れ累積係数は許容値以下であり，健全性が確保されていることを確認した。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，定期的に実過渡回数の確認による評価を実施していく。

[d. 減肉・腐食]

- ・原子炉格納容器のドライウェル等は防食塗装が施してあるが、塗膜が損なわれた場合は腐食(全面腐食)が発生する可能性がある。現状全体漏えい率検査等を実施している。今後は計画的に原子炉格納容器の代表部位及びサンドクッション部(鋼板)の肉厚測定を実施し健全性を確認していく。
- ・原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド等の腐食(全面腐食)に対してはドライウェルスプレイヘッド, サプレッションチェンバスプレイヘッドの外表面, ベント管, ベントヘッドの内外面は防食塗装を実施しており, 現状目視検査で有意な腐食のないことを確認し, 必要に応じ補修及び再塗装を行っている。ドライウェルスプレイヘッド外表面等の腐食は目視で検知可能であり現状保全を継続していくが, ドライウェルスプレイヘッド及びサプレッションチェンバ内面については今後目視点検を実施する。
- ・湿分分離器は胴, 鏡板等は炭素鋼であり腐食(エロージョン・コロージョン)が否定できない。現状, 胴, 鏡板等は開放点検時に肉厚測定を実施している。腐食は肉厚測定で検知可能であり今後も現状保全を継続していく。

[e. 絶縁特性低下]

- ・電気ペネトレーションの絶縁特性低下については, キャニスタ型はシール材料がモジュール型とほぼ同一であることから, モジュール型と同等の絶縁性能があると評価でき, モジュール型は40年間の長期健全性試験結果より, 急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状, 絶縁抵抗測定等を実施しており, 絶縁特性低下の把握は可能である。今後, キャニスタ型はモジュール型と同様な長期健全性試験を実施し, この結果に基づき取替等を実施していく。モジュール型は60年間の想定した長期健全性試験を実施し, この結果に基づいた対応をとる。

[f . その他]

- 使用済燃料設備貯蔵プールのボロンの中性子吸収能力の低下については、ボロンの劣化量は十分小さく（40年間使用で 10^{-5} 未満）核的な減損は無視できる程度であり未臨界性は確保されるものとする。
- 電気ペネトレーションの気密性低下については、キャニスタ型はシール材料がモジュール型とほぼ同一であることから、モジュール型と同等の気密性能があると評価でき、モジュール型は40年間の長期健全性試験結果より、急激に気密性低下する可能性は低い。現状、原子炉格納容器漏えい率検査を実施しており、気密性低下の把握は可能である。今後、キャニスタ型はモジュール型と同様な長期健全性試験を実施し、この結果に基づき取替等を実施していく。モジュール型は60年間の想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づいた対応をとる。

2. 3. 5 配管

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し，経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・配管等の粒界型応力腐食割れ
 - ・配管等の貫粒型応力腐食割れ
- b. 疲労割れ
 - ・配管等の疲労割れ
- c. 減肉・腐食
 - ・ライニング配管等の腐食(全面腐食)
 - ・配管等の腐食(エロージョン・コロージョン，エロージョン)
- d. その他
 - ・オイルスナッパ等の機能低下

これらの経年劣化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 応力腐食割れ]

- ・低炭素ステンレス鋼である原子炉冷却材再循環系配管等の粒界型応力腐食割れについては高周波加熱処理等による予防保全を実施しているため発生する可能性は小さいと考える。これまでの超音波探傷検査でも応力腐食割れ等による異常は発見されていない。今後も原子力安全・保安院指示文書(平成 16.09.08 原院第 1 号 平成 16 年 9 月 22 日「原子力発電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-04-4，NISA-163c-04-3) 及び発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）等に基づく計画的な点検を実施するとともに，これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見，あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。
- ・気体廃棄物処理系配管の応力腐食割れは内部流体が 100℃以上であるため発生は否定できない。現状，漏えい検査により健全性を確認しているが，今後超音波探傷検査を実施し健全性を確認していく。

- ・制御棒駆動水圧系配管等は塩化物に起因する貫粒型応力腐食割れの発生の可能性がある。現状，目視検査，塩分量測定の実環境調査を行い，必要に応じて配管表面の清掃，浸透探傷検査を行っている。貫粒型応力腐食割れは目視検査及び環境調査等で管理できることから今後も現状保全を継続していく。

[b. 疲労割れ]

- ・原子炉冷却材再循環系配管等の疲労割れについては環境を考慮した疲労評価を実施した結果，疲れ累積係数は許容値以下であり，健全性が確保されていることを確認した。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，定期的に実過渡回数の確認による評価を実施していく。

[c. 減肉・腐食]

- ・残留熱除去海水系配管等の内面からの腐食については，内面にライニングを行っており，ライニングのはく離等が生じた場合に発生する可能性がある。現状，ライニングの目視点検を実施し必要に応じて補修を実施している。ライニングのはく離等は目視点検で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ・給水系配管等の腐食（エロージョン・コロージョン，エロージョン）については，腐食進行の可能性は否定できない。現状，配管減肉管理は，使用環境や材料により異なる減肉の発生・進行条件を考慮した点検，余寿命評価等を定めた社内指針に基づき実施している。具体的には，エルボ部等の下流の偏流部について，肉厚測定を実施し，健全性を確認するとともに，その結果に基づき余寿命評価を行い，次回測定時期，配管取替時期等の計画を立てている。今後も当社指針に基づき，対策材に取り替えられた配管についても追加的に肉厚測定等を行い，データ及び知見を蓄積し，適切に配管減肉管理へ反映する。

また，継続的に肉厚測定結果等を適切に配管減肉管理に反映するとともに，現在配管減肉に関する規格化が進められている日本機械学会での検討結果等を踏まえ，新たな知見が確認されれば，社内指針等の見直しを行っていく。

過去の測定データに基づき耐震安全性評価を行った炭素鋼配管については，精度向上の観点から，蓄積された肉厚測定データに基づき，耐震性への影響を検討する。

[d. その他]

- ・ほう酸注入系配管オイルスナップ、ハンガ等はピン、ボールネジ等の摺動部材の摩耗が発生する可能性があるが、起動・停止時に想定される配管熱移動による摺動回数は少ない。現状、巡視点検等による目視確認及び分解点検時の浸透探傷検査、作動油交換、耐圧試験等で健全性を確認している。オイルスナップ等の機能低下は分解点検等で検知可能であり今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 6 弁

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し，経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・弁棒，ベローズ等の応力腐食割れ
- b. 疲労割れ
 - ・弁箱等の疲労割れ
- c. 減肉・腐食
 - ・弁箱，弁体等の腐食(全面腐食)
 - ・弁箱，弁体等の腐食(エロージョン・コロージョン)
 - ・弁箱，弁体等の腐食(孔食・隙間腐食)
- d. 絶縁特性低下
 - ・固定子コイル，口出線・接続部品等の絶縁特性低下
- e. その他
 - ・スプリング等のへたり
 - ・弁体，ギア等の摩耗

これらの経年劣化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 応力腐食割れ]

- ・全開側トルク切り制御の電動弁弁棒のバックシート部については，高応力がかかった状態となり，高温水中では応力腐食割れの発生する可能性があるが，現状，分解点検時に目視点検及び浸透探傷検査を実施することにより健全性の確認は可能であり，今後も現状保全を継続していく。

[b . 疲労割れ]

- ・ 原子炉冷却材再循環系ポンプ出口弁弁箱等の疲労割れについては環境を考慮した疲労評価を実施した結果、当該部の疲れ累積係数は許容値以下であり、健全性が確保されていることを確認した。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、定期的に実過渡回数の確認による評価を実施していく。また主蒸気隔離弁弁箱の疲労割れに対しては、これまでの分解点検において弁箱内面に有意な欠陥がないことを目視にて確認し、漏えい率検査にて健全性を確認しているが、今後疲労評価に必要な部位の寸法測定を計画し、定量的な疲労評価を実施する。

[c . 減肉・腐食]

- ・ 仕切弁弁箱等の腐食（全面腐食）については、腐食発生の可能性はあるが、現状、目視確認を実施し腐食の状況を確認し必要に応じ補修等を実施している。腐食は目視確認で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・ 玉形弁弁箱等の腐食（エロージョン・コロージョン）については、エロージョン・コロージョンにより減肉が発生する可能性は否定できない。現状、目視点検を実施し、腐食による減肉の状況を確認している。エロージョン・コロージョンは目視点検で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・ 海水接液部の腐食（孔食・隙間腐食）に関して、塗装、ライニングを施している弁については、塗装、ライニングが健全であれば、腐食の可能性は小さく、現状、分解点検時の目視点検により健全性を確認している。塗装、ライニングを施していない弁については、海水の接液部に腐食発生の可能性はあるが、分解点検時の目視点検により健全性の確認は可能である。点検で腐食が認められた場合または塗装、ライニングにはく離や膨れが確認された場合は補修を実施しており、今後も現状保全を継続していく。

[d. 絶縁特性低下]

- 原子炉格納容器内の電動弁用駆動部等の固定子コイル，口出線・接続部品の絶縁特性低下は，40年間の長期健全性試験結果より，急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状，絶縁抵抗測定，動作試験を実施しており，絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。また，電動弁駆動部絶縁物の60年の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を行う。
- 原子炉格納容器外の電動弁用駆動部等の固定子コイル，口出線・接続部品，回転子コイルの絶縁特性低下は，40年間の長期健全性試験結果より，急激な絶縁特性低下の可能性は低い。現状，絶縁抵抗測定，動作試験を実施しており，絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。また，電動弁駆動部絶縁物の60年の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を行う。

[e. その他]

- 安全弁等のスプリングのへたりにについては，現状，目視確認，作動試験を実施し，異常のないことを確認している。スプリングのへたりは目視確認，作動試験で把握は可能であり今後も現状保全を継続していく。
- 逆止弁の弁体，電動弁駆動部ステムナット・ギア等の摩耗については，現状，目視確認等実施し，必要に応じて補修を実施している。摩耗については目視確認等実施し，必要に応じて補修を実施することで健全性の維持は可能であり今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 7 炉内構造物

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し，経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

a. 照射脆化

- ・炉心シュラウド，上部格子板等の中性子照射脆化

b. 応力腐食割れ

- ・炉心シュラウド，上部格子板等の粒界型応力腐食割れ
- ・炉心シュラウド，上部格子板等の照射誘起型応力腐食割れ

c. 疲労割れ

- ・炉心シュラウド，シュラウドサポート等の疲労割れ

これらの経年劣化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a . 照射脆化]

- ・上部格子板等の中性子照射脆化については，オーステナイト系材料は原子炉压力容器で使用しているフェライト系材料に比べ靱性が高く脆性破壊を起こしにくい材料であるが，中性子照射により靱性値が低下する可能性は否定できない。現状，目視点検等を実施し有意な欠陥がないことを確認している。今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会），BWR炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく点検を実施していくとともに，これらの点検結果及び研究等でオーステナイトステンレス鋼の中性子照射脆化に関する新しい知見が得られた場合には追加点検や点検周期等の見直しを実施する。

[b. 応力腐食割れ]

- ・ 上部格子板等の照射誘起型応力腐食割れについては、運転に伴い照射量が増加し感受性が増加する可能性がある。上部格子板等は第16回定期検査（平成9年度）に取替を実施し現状、計画的な目視点検や水素注入による腐食環境改善を実施することとしている。照射誘起型応力腐食割れは目視点検により健全性確認は可能であり今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）、BWR炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく点検を実施していくとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。
- ・ 炉心シュラウドの粒界型応力腐食割れについては、第16回定期検査（平成9年度）に耐応力腐食割れ性に優れた材料へ取替を実施するとともに残留応力緩和対策を実施しているため、発生する可能性は小さい。応力腐食割れは計画的な目視点検で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。シュラウドサポート等については応力腐食割れが発生する可能性は否定できないが、水素注入による腐食環境改善や計画的な点検を実施していくこととしている。粒界型応力腐食割れは目視点検により健全性確認は可能であり、今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）、BWR炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく点検を実施していくとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。シュラウドサポートは、代表部位の目視点検を定期的の実施するとともに、長期的には近接可能な範囲について目視点検を実施する。

[c. 疲労割れ]

- ・ 炉心シュラウド等の疲労割れについては環境を考慮した疲労評価を実施した結果、当該部の疲れ累積係数は許容値以下であり、健全性が確保されていることを確認した。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、定期的の実過渡回数の確認による評価を実施していく。

2. 3. 8 ケーブル

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し，経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 減肉・腐食
 - ・ケーブルトレイ，電線管等の腐食(全面腐食)
- b. 絶縁特性低下
 - ・絶縁体の絶縁特性低下
- c. その他
 - ・水トリー劣化

これらの経年劣化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 減肉・腐食]

- ・ケーブルトレイ，電線管等については，腐食(全面腐食)発生の可能性はあるが，点検及び巡視時における目視確認により健全性の確認は可能であり，有意な腐食が確認された箇所については補修塗装等を実施しており，今後も現状保全を継続していく。

[b. 絶縁特性低下]

- ・高圧C Vケーブル絶縁体等の絶縁特性低下については，60年間の長期健全性試験結果等より，急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状，絶縁抵抗測定，絶縁診断試験等を実施しており，絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。また，長期健全性試験の試験条件が，事故時雰囲気を考慮していない高圧C Vケーブルについては，試験を実施し再評価する。さらに，現在国プロジェクトでケーブル経年劣化評価手法検討が実施されており，この成果反映を検討する。

- ・ 端子台，同軸コネクタ等の絶縁特性低下については，約 36 年間の長期健全性試験結果等より，急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状，絶縁抵抗測定等を実施しており，絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。また，端子台等の絶縁物は，60 年の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を行う。
- ・ 低圧難燃 P N ケーブル絶縁体等の絶縁特性低下については，51 年間の長期健全性試験結果等より，急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状，絶縁抵抗測定等を実施しており，絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。また，長期健全性試験の試験条件が，60 年間の運転及び事故時雰囲気を考慮していない低圧難燃 P N ケーブルについては，試験を実施し再評価する。さらに，現在国プロジェクトでケーブル経年劣化評価手法検討が実施されており，この成果反映を検討する。

[c. その他]

- ・ 高圧 C V ケーブル絶縁体等の水トリー劣化による絶縁特性低下については，屋外布設ケーブルはトレンチ及びピット内の架空化されたケーブルトレイ等に布設されていること等から，水トリーが発生する浸水環境となる可能性は低い。現状，絶縁抵抗測定等を実施しており，絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。

2. 3. 9 送受電設備・発電設備

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・主発電機リテイニングリングの応力腐食割れ
- b. 疲労割れ
 - ・主発電機回転子コイルウェッジの疲労割れ
- c. 減肉・腐食
 - ・主要変圧器タンク，底板ビーム等の腐食(全面腐食)
- d. 絶縁特性低下
 - ・固定子コイル，口出線・接続部品等の絶縁特性低下
- e. その他
 - ・遮断器抵抗器の抵抗値の変化
 - ・スプリング等のへたり
 - ・避雷器素子等の課電劣化
 - ・主発電機シールリング等の摩耗
 - ・界磁遮断器の操作機構の固着

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 応力腐食割れ]

- ・リテイニングリングについては、応力腐食割れによる破損事故が発生しているが、事故機と異なり、応力腐食割れに対して優れた材料を用いており、また、運転中は高純度水素ガス雰囲気中であり、点検時には防湿管理を行っていることから、結露によるリテイニングリングの応力腐食割れ発生の可能性は低い。さらに、点検時に浸透探傷検査及び超音波探傷検査を実施することにより、健全性の確認は可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[b. 疲労割れ]

- ・回転子コイルウェッジに電食が発生すると、それを起点に割れが発生・進展する可能性があるが、点検時に目視点検及び超音波探傷検査を実施することにより、健全性の確認は可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[c. 減肉・腐食]

- ・主要変圧器等のタンクの腐食については、材料が炭素鋼のため腐食が想定される。内部は絶縁油が入れており、また外面は防食塗装され腐食の可能性は低い。底板は外周を除き点検が出来ない。同様な環境下で25年経過した主要変圧器の底板腐食量データより60年の腐食量を推定した結果、タンク強度確保に必要な肉厚は維持可能であった。今後、当該変圧器または同発電所変圧器の取替等の機会を利用して、タンク底板の腐食量調査を行い、健全性評価の妥当性を確認するとともに、必要により取替等の適切な対応をとる。
- ・主要変圧器等の底板ビームの腐食については、材料が炭素鋼のため腐食が想定される。同様な環境下で25年経過した主要変圧器の底板ビーム腐食量データより60年の腐食量を推定した結果、タンク支持機能に必要な底板ビーム肉厚は維持可能であった。今後、当該変圧器または同発電所変圧器の取替等の機会を利用して、タンク底板ビームの腐食量調査を行い、健全性評価の妥当性を確認するとともに、必要により取替等の適切な対応をとる。

[d. 絶縁特性低下]

- ・主発電機等の固定子コイル及び口出線・接続部品等の絶縁特性低下については、点検時に実施する絶縁診断試験結果等より、急激な絶縁特性低下の可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定、絶縁診断試験等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。

[e. その他]

- ・遮断器抵抗器の抵抗値の変化については、現状、メーカ工場にて分解点検手入をし抵抗値管理された抵抗器に定期交換していることから、抵抗値が変化する可能性は低い。今後も現状保全を継続していく。
- ・断路器等のスプリング等のへたりにについては、現状、目視確認、開閉試験を実施し、異常のないことを確認しており、今後も現状保全を継続していく。
- ・避雷器素子等の課電劣化については、現状、外観点検、絶縁抵抗測定、漏れ電流測定等を実施し、有意な漏れ電流変化が認められた場合は取替を実施しており、素子特性が著しく低下する可能性は低い。今後も現状保全を継続していく。
- ・主発電機シールリング等の摩耗については、現状、摺動面粗さの検査を実施し、必要に応じて補修を実施しており、今後も現状保全を継続していく。
- ・界磁遮断器の操作機構の固着については、グリース劣化及び塵埃付着により生ずる可能性はあるが、現状、清掃、グリース塗布及び動作確認しており、固着発生の可能性は低い。今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 10 タービン設備

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し，経年劣化毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・翼，車軸等の応力腐食割れ
- b. 疲労割れ
 - ・車室，エキスパンションジョイント等の疲労割れ
- c. 減肉・腐食
 - ・翼，車室等の腐食(エロージョン・コロージョン)
 - ・クロスアラウンド安全弁の弁箱等の腐食(全面腐食)
- d. 絶縁特性低下
 - ・固定子コイル，口出線・接続部品等の絶縁特性低下
- e. その他
 - ・ジャーナル軸受ホワイトメタル等の摩耗，はく離
 - ・車室合わせ面の不均一
 - ・ハンガ等の機能低下
 - ・制御装置等の性能低下
 - ・スプリングのへたり

これらの経年劣化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 応力腐食割れ]

- ・高圧タービン及び低圧タービンの翼・車軸接合部については，応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。現状翼の目視点検及び超音波探傷検査を実施しているが，今後車軸についても超音波探傷検査を実施していく。
- ・タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては，発生する可能性が否定できないため，高圧タービン及び低圧タービンの翼・車軸接合部の超音波探傷検査の結果等を参照していくとともに，検査等について検討を実施していく。

[b. 疲労割れ]

- ・ 高圧タービン車室等の疲労割れについては暖機運転を実施していることから発生する可能性は小さい。現状、目視点検及び浸透探傷検査を実施し割れないことを確認している。疲労割れについては目視点検及び浸透探傷検査により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[c. 減肉・腐食]

- ・ 高圧タービン翼等の腐食（エロージョン・コロージョン）については急激に減肉が発生する可能性は小さい。現状、目視点検により有意な減肉がないことを確認している。翼等の腐食は目視確認により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[d. 絶縁特性低下]

- ・ 真空ポンプモータ等の固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下については、長期健全性試験結果及び点検時に実施する絶縁診断試験結果等より、急激な絶縁特性低下の可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定、絶縁診断試験等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。

[e. その他]

- ・ 高圧タービンジャーナル軸受ホワイトメタル等の摩耗、はく離の可能性は否定できない。現状、目視点検、当たり確認、浸透探傷検査等を実施し健全性を確認している。摩耗、はく離は、目視点検、当たり確認、浸透探傷検査等で健全性の確認は可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・ 高圧タービン車室の合わせ面に不均一が生じることは否定できない。現状、車室合わせ面のレベル計測及び間隙測定等を実施している。車室合わせ面の不均一についてはレベル計測及び間隙測定等を実施していくことにより健全性の確認には可能であり、今後も現状保全を継続していく。

- ・ハンガ等の機能低下についてはピン，ボールネジ等の摩耗は起動・停止時に想定される配管熱移動による摺動回数は少ないことから著しい摩耗が生じる可能性は小さい。また，スプリングのへたりは分解点検等で検知可能である。ハンガ等の機能低下巡視点検等の目視確認及び分解点検で健全性の確認は可能であり今後も現状保全を継続していく。
- ・制御装置等の性能低下については，現状，点検時に性能検査（耐圧試験，内部リーク量，ヒステリシス等）を実施し，性能に異常のないことを確認している。性能低下は性能検査を実施することで健全性の確認は可能であり今後も現状保全を継続していく。
- ・主要弁等のスプリングのへたりにについては，現状，目視点検，作動試験実施し，異常のないことを確認している。スプリングのへたりは目視点検，作動試験で検知可能であり今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 1. 1 コンクリート及び鉄骨構造物

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化毎にまとめたものを以下に示す。

- a. コンクリート及び鉄骨構造物の強度低下
 - ・中性化，腐食等による強度低下
- b. コンクリートの遮へい能力の低下
 - ・熱による遮へい能力の低下

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 中性化，腐食等による強度低下]

- ・コンクリート構造物の熱，放射線照射，中性化，塩分浸透，アルカリ骨材反応及び機械振動による強度低下については文献データ，実機コンクリートの強度測定結果，他産業の試験結果から強度低下が急激に進行する可能性は小さいと考えられる。現状，計画的に強度，中性化深さ及び塩化物イオン量の測定を実施して健全性を確認している。今後も定期的な目視点検及び強度測定等を実施していく。
- ・鉄骨構造の腐食による強度低下については，鉄骨には塗装が施されており，塗膜が健全であれば強度低下が急激に発生する可能性はない。現状，塗膜の劣化等の目視確認を実施し，有意な塗膜の劣化等のないことを確認し，必要に応じて塗装の塗り替え等の補修を実施している。鉄骨構造の腐食による強度低下については目視確認で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

[b. 熱による遮へい能力の低下]

- ・コンクリートの熱による遮へい能力の低下については，運転中，最も高温条件下となるガンマ線遮へいコンクリート内部の炉心領域部の最高温度が，温度制限値を下回り，現時点からの水分の逸散はほとんど無いと考えられることから，遮へい能力への影響はないと考えられる。また一次遮へいコンクリートにおいては，日常の巡視点検または定期的に目視点検を実施し，遮へい能力に支障をきたす欠陥がないことを確認し，必要に応じて補修を実施しており，今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 1 2 計測制御設備

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化毎にまとめたものを以下に示す。

a. 絶縁特性低下

- ・温度検出器等の絶縁特性低下

b. その他

- ・圧力伝送器，SRNM前置増幅器等の特性変化

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 絶縁特性低下]

- ・温度検出器の絶縁特性低下については、特性試験による健全性確認結果、封止性確認試験及び放射線評価試験結果によるエポキシ樹脂の封止性結果より、絶縁特性低下の可能性は低い。現状、特性試験を実施しており、特性変化の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応を行う。また、事故時雰囲気において動作要求される温度検出器については、供用期間の経年劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、試験による評価の必要性も含めて、規格・基準の整備状況を見極めつつ実機への適用を検討していく。

[b. その他]

- ・圧力伝送器等の特性変化については、特性試験による健全性確認結果、及び事故時雰囲気において動作要求される圧力伝送器等に対する長期健全性試験結果等で特性変化を確認しており、著しく特性変化する可能性は低い。現状、特性試験を実施しており、特性変化の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。また、事故時雰囲気において動作要求される圧力伝送器等については、供用期間の経年劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、試験による評価の必要性も含めて、規格・基準の整備状況を見極めつつ実機への適用を検討していく。

- ・ S R N M前置増幅器等の特性変化については、特性試験による健全性確認結果、事故時雰囲気において動作が要求される S R N M前置増幅器等の長期健全性試験等から特性変化を確認しており、著しく特性変化する可能性は低い。現状、特性試験を実施しており、特性変化の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。また、事故時雰囲気において動作要求される S R N M前置増幅器等については、供用期間の経年劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、試験による評価の必要性も含めて、規格・基準の整備状況を見極めつつ実機への適用を検討していく。

2. 3. 1 3 空調設備

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 疲労割れ
 - ・回転子棒，回転子エンドリングの疲労割れ
- b. 減肉・腐食
 - ・ファン主軸，凝縮器コイル等の腐食(全面腐食)
 - ・海水冷却コイルの腐食(エロージョン・コロージョン)
- c. 絶縁特性低下
 - ・固定子コイル，口出線・接続部品等の絶縁特性低下
- d. その他
 - ・Vプーリーの摩耗
 - ・スプリングのへたり
 - ・ダンパの軸の固着

これらの経年劣化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a. 疲労割れ]

- ・タービン建屋排風機ファンモータの回転子棒，回転子エンドリングの疲労割れについては，回転子棒，回転子エンドリングの曲げ応力評価結果より，回転子棒に緩みがなければ疲労割れが発生する可能性は低い。現状，打診により回転子棒に緩みがないことを確認しており，回転子棒の緩みは確認可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて補修等の適切な対応をとる。

[b. 減肉・腐食]

- ・非常用ガス処理系排風機等のファン主軸の腐食(全面腐食)については内部流体がフィルタを通過し塩分を除去された空気であることから腐食発生の可能性は小さい。現状，目視点検を実施している。腐食は目視点検にて検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ・スイッチギヤ室等伝熱管腐食（エロージョン・コロージョン）については、海生物の付着により腐食が発生する可能性がある。現状、漏えい確認、渦流探傷検査を実施し有意な欠陥が認められた場合には施栓等を実施している。伝熱管の腐食は漏えい確認及び渦流探傷検査で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

[c. 絶縁特性低下]

- ・ファンモータ等の固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下については、点検時に実施する絶縁診断試験結果等より、急激な絶縁特性低下の可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定、絶縁診断試験等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。

[d. その他]

- ・非常用ガス処理系排風機等のVプーリーの摩耗についてはベルトの張力管理を行っているため急激に摩耗の発生する可能性は小さい。現状、Vベルトの張力管理及び目視点検を実施している。Vプーリーの摩耗は目視点検にて検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・ダンパのスプリングのへたりは現状目視点検、動作確認を実施し、異常のないことを確認している。スプリングのへたりは目視点検、動作確認で検知可能であり今後も現状保全を継続していく。
- ・ダンパ軸の固着については、現状、ダンパの動作状況を確認し、必要に応じて潤滑油を補充している。軸の固は着動作状況確認等で健全性の確認は可能であり今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 1 4 機械設備

各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し，経年劣化毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 照射脆化
 - ・制御棒の中性子照射脆化
- b. 応力腐食割れ
 - ・制御棒の照射誘起型応力腐食割れ
 - ・制御棒等の粒界型応力腐食割れ
- c. 減肉・腐食
 - ・ポンプ，熱交換器等の腐食(全面腐食)
 - ・伝熱管等の腐食(エロージョン・コロージョン)
 - ・主軸，ケーシング等の腐食(孔食・隙間腐食)
- d. 絶縁特性低下
 - ・電磁コイル等の絶縁特性低下
- e. その他
 - ・スプリング等のへたり
 - ・吸気弁，レール等の摩耗
 - ・伸縮継手，加熱管等のクリーブ
 - ・ロードセルの特性変化
 - ・調速・制御装置の性能低下
 - ・樹脂の劣化（ケミカルアンカ）

これらの経年劣化事象について評価した結果，高経年化への対応が必要な項目（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）を以下に抽出した。

[a . 照射脆化]

- ・制御棒で使用されているオーステナイト系ステンレス鋼は，中性子照射脆化の可能性が考えられるが，フェライト系材料に比べ，靱性が高く，脆性破壊を起こしにくい材料であり，脆化が進行しても材料の脆化のみでは欠陥は発生せず，有意な欠陥が存在しなければ，不安定にき裂が進展することではなく，これまでの実績を考慮すると，現状の運用を継続していくことで，制御棒の機能上の観点から，中性子照射脆化が問題となる可能性は小さいと考える。中性子照射脆化に対しては，今後も運用基準に基づく制御棒の取替，定期検査毎の停止余裕検査及び定期検査毎の制御棒駆動機構の機能検査を実施している。今後国内外の運転実績や複数のプラントにおいて行う制御棒の外観点検の結果等を反映し，必要に応じ適切に対応していくこととする。

[b . 応力腐食割れ]

- ・制御棒の照射誘起型応力腐食割れについて発生は否定できない。現状，核的寿命に対して保守的に定めた運用基準に従い制御棒の取替を実施するとともに，定期検査時に停止余裕検査及び制御棒駆動機構の機能検査により制御能力及び動作に問題のないことを確認している。今後も運用基準に基づく取替，機能検査を実施していくが当社及び国内他プラントの制御棒にひびが確認されている状況を踏まえ，今後複数のプラントにおいて制御棒の外観点検を実施しデータを拡充することにより，適切な予防保全処置を検討していく。

また，炉内で長期間にわたり使用している制御棒については，今後，知見の拡充のために計画的な点検実施を検討していく。なお，1F6 ハフニウム板型制御棒のひび事象への対応として，原子力安全・保安院指示事項でもある外観点検を実施することとしており，また，同事象の原因究明の結果から高経年に係わる知見が得られれば，必要な措置をとっていく方針である。

- ・制御棒のオーステナイト系ステンレス鋼の部位については、高温の純水中にあることから、材料が鋭敏化し、引張応力のレベルが高い溶接熱影響部において粒界型応力腐食割れの発生の可能性は否定できない。制御棒については、核的寿命に対して保守的に定めた運用基準に基づき取替を実施してきており、また、定期検査毎に停止余裕検査を実施し、十分な制御能力を有していることを確認するとともに、定期検査毎の制御棒駆動機構の機能検査において動作に問題のないことを確認している。今後国内外の運転実績や複数のプラントにおいて行う制御棒の外観点検の結果等を反映し、必要に応じ適切に対応していくこととする。

[c. 減肉・腐食]

- ・非常用ディーゼル機関空気冷却器等水室の腐食（全面腐食）については、ライニングのはく離等が生じた場合に発生する可能性がある。現状、ライニングの目視点検による点検を実施し必要に応じて補修を実施している。ライニング等の膨れ等は目視点検で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・非常用ディーゼル機関空気冷却器等伝熱管腐食（エロージョン・コロージョン）については、海生物の付着により発生する可能性がある。現状、漏えい確認、渦流探傷検査を実施し有意な欠陥が認められた場合には、施栓等を実施している。伝熱管の腐食は漏えい確認及び渦流探傷検査で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・非常用ディーゼル機関軽油タンクの外面は塗装されており、塗装が健全であれば腐食の可能性は小さいと考える。また、内面は軽油であり腐食の発生の可能性は小さい。基礎は充填材防食テープにより防水加工を施しているため雨水進入による腐食の可能性は小さい。現状、外面の腐食に関しては目視点検を実施し必要に応じて塗膜の補修を実施している。内面の腐食に関しては目視点検及び肉厚測定を実施している。軽油タンクの腐食は目視点検及び肉厚測定で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ・可燃性ガス濃度制御系の気水分離器等は機能試験時、内部流体が空気と水の混合流体となり腐食が想定されるが、試験時間は短く有意な腐食が発生する可能性は小さい。現状漏えい確認を行っているが今後、念のため肉厚測定を実施する。

- ・蒸気式空気抽出器胴，管支持板は炭素鋼製であり腐食（全面腐食）の可能性があるが，類似環境の他号炉内部確認結果から急激な腐食はないと考える。現状，起動時に漏えい試験を実施し問題のないことを確認している。今後，胴の代表部位について肉厚測定を実施する。
- ・蒸気式空気抽出器の蒸気室，放気管の腐食（エロージョン・コロージョン）に関してはこれまでの点検結果から有意な腐食は確認されておらず今後も急激に減肉が進展する可能性は小さいと考えられる。現状，目視点検，肉厚測定を実施している。腐食は目視点検等で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ・基礎ボルト等の腐食については，大気接触部は塗装が施されており，日常の巡視点検等に目視にて表面状態を確認している。塗装されていないコンクリート頂上部等は文献データに基づき腐食量の推定を行い問題がないと考えられる。なお，コンクリート直上部及び埋設部は点検が出来ないことから今後，適切な機会を捉えてサンプル調査を行い健全性の妥当性を確認していく。

[d. 絶縁特性低下]

- ・原子炉建屋クレーンブレイキ電磁コイルの絶縁特性低下については，電磁コイルは常時無励磁で作動時間も短く，全閉構造であることから，熱，機械及び環境的要因による絶縁特性低下の可能性は低い。現状，絶縁抵抗測定等を実施しており，絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。

[e. その他]

- ・安全弁等のスプリングのへたりにについては，現状，目視点検，作動試験等を実施異常のないことを確認している。スプリングのへたりは目視点検，作動試験等で検知可能であり今後も現状保全を継続していく。
- ・非常用ディーゼル機関吸気弁等の摩耗については，摺動により発生する可能性がある。現状，目視点検及び寸法測定を行っている。摩耗は目視確認及び寸法測定にて検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ・可燃性ガス濃度制御系は運転温度が高くクリープの可能性があるが、データからクリープ破断に至る時間は100,000時間以上であり、プラント運転開始60年時点の累積運転時間は約600時間程度であることから破断を起こす可能性は極めて小さい。現状、漏えい試験及び機能試験において健全性を確認している。今後は現状保全を継続していくとともに、適切な機会を捉えて代表機器の内部の目視点検を行う。
- ・燃料取替機ロードセルの歪みゲージ貼付部は不活性ガス（窒素）を封入した気密構造部になっているため腐食が発生する可能性は小さく、特性変化する可能性は小さい。現状、試験用標準ウェイトを用いたループ構成試験を実施している。ロードセルの特性変化はループ構成試験で検知可能であり今後も現状保全を継続していく。
- ・非常用ディーゼル機関の調速・制御装置の性能低下（動作不良）については、現状、分解点検、作動確認等を実施し、異常のないことを確認している。性能低下は分解点検、動作確認等で検知可能であり今後も現状保全を継続していく。
- ・ケミカルアンカは熱、紫外線等の影響で劣化する可能性はあるが、使用環境及び文献データ等より健全性は維持できると判断する。また、サンプル調査の結果、設計許容荷重に対し、引抜耐力は十分な耐力を有していることを確認している。しかし、ケミカルアンカについては直接的な点検が出来ないことから、今後機器の取替等、適切な機会を利用してサンプル調査を行い健全性の妥当性を確認していく。

2. 3. 1 5 電源設備

電源設備各部位に対する考慮すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 疲労割れ
 - ・回転子棒，回転子エンドリング等の疲労割れ
- b. 絶縁特性低下
 - ・固定子コイル等の絶縁特性低下
- c. その他
 - ・操作機構等の固着
 - ・流体継手すべり板の摩耗
 - ・界磁調整器等の特性変化
 - ・開路ばね等のへたり

これらの経年劣化事象について評価した結果、高経年化への対応が必要な項目（現状保全に新たに加えるべき項目及び現状保全を継続すべき項目）を以下に抽出した。

[a . 疲労割れ]

- ・モータの回転子棒，回転子エンドリングの疲労割れについては，回転子棒，回転子エンドリングの曲げ応力評価結果より，回転子棒に緩みがなければ疲労割れが発生する可能性は低い。現状，打診により回転子棒に緩みがないことを確認しており，回転子棒の緩みは確認可能である。今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。

[b . 絶縁特性低下]

- ・非常用ディーゼル発電設備回転子コイルの絶縁特性低下については，埃付着・吸湿による沿面絶縁低下が最も起き易いが，点検時に実施する清掃，絶縁抵抗測定により，絶縁特性が低下する可能性は低い。これまでの点検結果では有意な絶縁特性変化は認められず，今後急激に低下するとは考えられない。今後も現状保全を継続し，必要に応じて絶縁補修，取替等の対応をとる。

[c. その他]

- 高圧閉鎖配電盤等の操作機構の固着については、点検時に操作機構の清掃及びグリス塗布を行い、グリスの劣化及び塵埃付着による潤滑性低下要因を除去しており、固着の発生する可能性は低い。現状、清掃、グリス塗布及び開閉試験を実施しており、操作機構固着の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。
- 原子炉再循環系 MG セットのすべり板の摩耗については、摺動面が潤滑油で浸されていることから、摩耗する可能性は低い。現状、目視点検及び寸法測定を実施しており、摩耗の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて取替等の適切な対応をとる。
- ディーゼル発電設備の界磁調整器の特性変化については、接触子表面への埃付着等により生ずる可能性があるが、現状、清掃、絶縁抵抗測定及び特性試験等を実施し、異常のないことを確認しており、今後も現状保全を継続していく。
- 原子炉再循環系 MG セットの投入ばね等のへたりにについては、現状、目視点検、作動確認を実施し、異常のないことを確認しており、今後も現状保全を継続していく。

2. 3. 16 その他設備

その他設備は、福島第一原子力発電所3号炉の系統・構築物・機器のうち、15機種の技術評価対象範囲である安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器を除く機器を対象とする。

評価にあたっては、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器と同様であるか、または一般産業界での使用実績がある機器かどうかを評価分類する。

分類の結果、これらに該当する機器については、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器における評価並びに一般産業界での使用実績からの知見を展開し、高経年化への対応として必要な事項を抽出する。

具体的な保全の実施にあたっては、これら抽出した事項を踏まえ、機器の重要度、系統構成等を考慮し合理的、効率的に行う。

分類の結果、これらに該当しない機器については、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器における評価並びに一般産業界での使用実績からの知見の展開ができないことから、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器と同様の手順で評価を実施する。

その他設備を「内部流体等を考慮して、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器の評価結果を組み合わせる評価が可能なもの」、「一般産業界での使用実績から評価が可能なもの」及び「安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器と同様の手順で評価を実施するもの」に分類した。

分類の結果、「一般産業界での使用実績から評価が可能なもの」は所内蒸気系統、消火設備、スクリーン設備等、通信連絡設備、安全避難通路が抽出された。「安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器と同様の手順で評価を実施するもの」として、凝縮器（液体廃棄物処理系統廃液凝縮器及び床ドレン凝縮器）が抽出されたが現在は両設備とも停止保管設備となっているため「内部流体等を考慮して、安全上重要な機器及び運転継続上特に重要な機器の評価結果を組み合わせる評価が可能なもの」とした。

これらの評価の結果、現状保全に新たに加えるべき項目は下記の1項目であり他の項目は15機種の技術評価と同様現状保全を継続していくことで健全性が確保されることを確認した。

- ・ 気体廃棄物処理系配管の外面腐食（全面腐食）に対しては表面が塗装されているため急激に腐食が発生する可能性は小さいと考えられるが、健全性の確認等を実施する必要があるため、地中埋設の代表部位について、外面の目視点検を実施する。

2. 4 耐震安全性評価

抽出された経年劣化事象の内，下記の事象については耐震安全性評価上考慮すべき経年劣化事象ではないと判断した。

- ・耐震性と関連しない経年劣化事象
(例：電気設備及び制御設備等の絶縁特性低下)
- ・今後も目視点検等の保全を実施することにより，発生を抑えることが可能な経年劣化事象
(例：防食塗装を施した機器の腐食等の事象)
- ・機器の構造等を考慮した場合に経年劣化の振動応答特性（固有振動数，相対変位等）への影響が軽微もしくは無視できる経年劣化事象
(例：厚肉である弁体内面の腐食（全面腐食）等）

耐震安全性評価上，考慮すべき経年劣化事象についての主要な評価結果を以下に示す。

なお，各機器に共通するものは経年劣化事象毎に整理した。

(1) 腐食（容器等の全面腐食）

容器等の全面腐食については，対象機器に有意な腐食（必要最小板厚または点検により十分検知可能な減肉）を想定し，評価用地震力が作用した場合の発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

(2) 腐食（熱交換器伝熱管等のエロージョン・コロージョン）

伝熱管のエロージョン・コロージョンについては，対象機器に保守管理基準値までの一様な減肉を，管支持板のエロージョン・コロージョンについては支持機能が1箇所喪失した場合を想定し，評価用地震力が作用した場合の発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

(3) 腐食（配管のエロージョン・コロージョン）

エロージョン・コロージョンの発生が考えられる炭素鋼配管について，配管曲がり部等及びその下流部に，必要最小板厚までの円周方向に一様な減肉を想定し，耐震性を評価した。また，必要最小板厚で許容応力を満足しない場合は，保守的に評価対象の系統の中でこれまでに確認されている最大の減肉率を用いて60年時点の腐食量を想定して評価した。

評価の結果，発生応力は許容応力を下回ることを確認したが，評価は現時点で得られている測定データに基づくものであるこ

とから、減肉の傾向によっては、長期的には耐震評価上厳しい状態となる可能性もあり、耐震評価の精度向上の観点で、今後も配管減肉管理から得られる減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続していく。

(4) 腐食（基礎ボルト）

腐食によるボルトの耐力減少割合に対して、設計地震力の現行指針で定める地震力に対する余裕割合及び基礎ボルトの許容応力の降伏応力に対する余裕分の比較による簡略評価を行った。

簡略評価の比較により問題ないことを確認できない設備についてはコンクリート直上部に60年間での腐食を想定し、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

(5) 応力腐食割れ

炉内構造物の応力腐食割れについては、発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）、BWR炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく計画的な点検を行い、原子炉の安全機能を確保していくこととしている。また、再循環系配管等の応力腐食割れについては、「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解釈について（平成16・09・08原第1号）」に基づく点検を継続することにより、耐震性についても問題とならないものと考ええる。

また、照射誘起型応力腐食割れに対しては、中性子照射量の高い上部格子板及び炉心シュラウド中間胴にき裂の発生・進展を仮定し、中性子照射による材料の延性低下を考慮しても、不安定破壊は生じないものと評価した。

なお、使用環境（温度）から応力腐食割れの発生が否定できない気体廃棄物処理系の機器については、今後超音波探傷検査（UT）を行うこととしており、点検結果に応じて耐震性への影響についても検討・評価を加えていく。

(5) 中性子照射脆化

原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域）に点検により検出可能なき裂及び運転開始後60年時点での脆化を想定し、地震を考慮しても、現状の運転管理により脆性破壊しないことを確認した。

(6) 低サイクル疲労

低サイクル疲労については、対象機器におけるこれまでの実過渡回数より想定した運転開始後 60 年時点での疲れ累積係数と地震時の疲れ累積係数の合計値が許容値を下回ることを確認した。

3. 今後の高経年化対策

高経年化に関する技術評価により、今後の高経年化対策として充実すべき課題等を抽出した。

3. 1 長期保守管理方針の策定

今後の高経年化を考慮し、プラントを60年間運転することを仮定した場合、福島第一3号炉での現状の保全方策に対し、保全の充実を図るべき項目の抽出を行った。

(1) 健全性評価結果

評価で得られた結果について下記に示す。

- a. 現状の保全に基づき適切な対応を取っていくことで、60年間の運転を仮定しても技術的には問題ないという結果を得た。
- b. 一部の機器については、今後の高経年化を考慮した場合、現状保全に加えて点検等を充実すべき対応項目が抽出された。

(2) 現状の保全方法に追加すべき項目

上記の健全性評価結果をもとに、高経年化対策上、現状の保全に追加すべき項目（以下、追加保全項目）を長期保全計画としてとりまとめ、それに基づき、現状の保守管理に追加すべき項目として長期保守管理方針を策定した。（資料3-1「福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価結果と長期保守管理方針の比較表」参照）

主要な結果は以下のとおり

- a. 定期的確認項目
 - ・低サイクル疲労評価の想定過渡回数に対する実過渡回数の確認
- b. 点検の強化
 - ・炉内構造物等応力腐食割れ発生の可能性のある部位に対する計画的な点検の実施
 - ・原子炉格納容器の腐食発生の可能性のある部位に対する計画的な肉厚測定の実施等
 - ・タービン本体車軸接合部等、応力腐食割れの可能性のある部位に対する超音波探傷検査等の実施

- c. 健全性評価の妥当性の確認等
 - ・ 低圧難燃 P N ケーブル等の 60 年間の運転及び事故時雰囲気
を考慮した長期健全性試験の実施
 - ・ 基礎ボルト腐食，変圧器タンク底部等の腐食，キャニスタ
型電気ペネトレーション絶縁性能等を確認するための実
機サンプリング調査によるデータ拡充
 - ・ 圧力伝送器等の供用期間の経年劣化を考慮した事故時環境
性能に関する評価の実機への適用検討
 - ・ 使用済試験片の再生技術や，新しい脆化予測式の実機への
早期適用検討

(3) 技術開発課題

今後の保全計画をより万全のものとしていく目的で，今後検討すべき技術開発課題を抽出した。

これらについては，緊急性を有する課題ではないが，成果が出たところで保全計画に反映していくこととする。

- ・ 応力腐食割れ等に対する材料データの拡充
- ・ コンクリート遮へい能力に対するモニタリング等の方策に
ついての検討
- ・ 監視試験データ拡充の観点からの，使用済試験片再生技術
の技術開発動向を見極めた，早期の実機への適用
- ・ 原子炉圧力容器中性子照射脆化予測式の予測精度の向上

3. 2 長期保守管理方針の実施

3. 1 (2) で策定した長期保守管理方針（資料 3-1）については、福島第一原子力発電所の保安規定に位置づけ、当該プラントが運転開始 30 年を迎えた平成 18 年 3 月 27 日以降の最初の定期検査より計画的に実施しており、全 57 項目中、現在までに実施した 13 項目について問題ないことを確認した。（資料 3-2 「長期保守管理方針に基づく点検結果の実施状況」）

今後も、現状の保全を継続していくとともに、長期保守管理方針に基づく点検等を計画的に実施していくこととする。

なお、長期保守管理方針の実施にあたっては、各項目の緊急性等を考慮し実施時期について下記のように分類した。

- ・短期：平成 18 年以降の 5 年以内に実施すべきもの
高経年化技術評価結果から、実機プラントデータでの確認、評価が早急に必要なもの等

- ・中長期：平成 18 年以降 10 年以内に実施すべきもの
これまでの点検・検査により健全性は確認されているが、検査手法の追加等によりさらに充実を図るもの、または実機データの蓄積により高経年化技術評価の精度向上に資するもの等

4. MOX燃料採用に伴う既存の高経年化技術評価への影響評価

既存の高経年化技術評価書において想定された経年劣化事象に対して、MOX燃料採用に伴い影響を及ぼす可能性があるものを抽出し、影響評価を実施するとともに、長期保守管理方針の変更の有無について確認した。

具体的な影響評価方法については、以下に示す。

4. 1 影響評価方法

4. 1. 1 影響評価対象となる経年劣化事象の抽出

ウラン燃料の一部にMOX燃料を採用した場合、原子炉出力や主蒸気流量、温度等の基本的な運転パラメータは変化しないことから、減肉・腐食や摩耗等の大半の想定される経年劣化事象の発生、進展に影響はない。

しかしながら、MOX燃料の採用に伴い高速中性子束が約2%上昇することから、中性子照射に依存する経年劣化事象については影響評価の対象とする。

また、放射線に依存する経年劣化事象については、影響はほとんどないと考えるが、保守的に影響評価の対象とする。

4. 1. 2 影響評価の手順

4. 1. 1項で抽出された経年劣化事象について、下記の手順で影響評価を実施した。

a. 既存の評価への影響評価

影響評価の対象として抽出された経年劣化事象について、MOX燃料を採用した状況下で60年間使用することを仮定し、既存の評価に対する影響を評価する。

b. 長期保守管理方針への反映

上記aの結果、現行の長期保守管理方針の変更の有無を確認する。

4. 2 影響評価結果

本章では、各機器の影響評価結果を以下の各項にまとめている。

4. 2. 1	ポンプ
4. 2. 2	熱交換器
4. 2. 3	ポンプモータ
4. 2. 4	容器
4. 2. 5	配管
4. 2. 6	弁
4. 2. 7	炉内構造物
4. 2. 8	ケーブル
4. 2. 9	送受電設備・発電設備
4. 2. 10	タービン設備
4. 2. 11	コンクリート及び鉄骨構造物
4. 2. 12	計測制御設備
4. 2. 13	空調設備
4. 2. 14	機械設備
4. 2. 15	電源設備
4. 2. 16	その他設備

4. 2. 1 ポンプ

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出した結果、対象となる経年劣化事象は抽出されなかった。

したがって、既存の評価のとおりとする。

4. 2. 2 熱交換器

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出した結果、対象となる経年劣化事象は抽出されなかった。

したがって、既存の評価のとおりとする。

4. 2. 3 ポンプモータ

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出した結果、対象となる経年劣化事象は抽出されなかった。

したがって、既存の評価のとおりとする。

4. 2. 4 容器

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

なお、抽出されなかった経年劣化事象に対する評価については、既存の評価のとおりとする。

a. 照射脆化

- ・原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化

b. 絶縁特性低下

- ・電気ペネトレーションシール材等の絶縁特性低下

c. その他

- ・使用済燃料設備貯蔵プールのボロンの中性子吸収能力の低下
- ・電気ペネトレーションシール材劣化による気密性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果を以下に示す。

[a. 照射脆化]

- ・原子炉圧力容器胴（炉心領域部）の中性子照射脆化について（既存の評価）

運転開始後 60 年時点の累積中性子照射量を考慮した最低使用温度及び上部棚吸収エネルギーの評価を行い、運転管理上問題にならないことを確認した。現状、超音波探傷検査等を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

胴（炉心領域部）の中性子照射脆化は監視試験による破壊靱性値の変化を把握するなど、監視試験及び中性子照射脆化予測式により把握可能であること、また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査で確認している等から、今後も現状保全を継続していく。なお、信頼性向上の観点で、使用済試験片の再生技術や、新しい脆化予測式の開発の成果等が有効であることから、事業者としてもそれらの開発に取り組むと共に国や民間の技術開発動向を見極めつつ、規格基準化に積極的に参画し、実機への早期適用を検討していく。なお、再生試験片技術が確立された場合には、例えば約 40 年目（32EFPY）以前の早期に再生試験片による確認を実施する等、予測式の適切な補完を検討する。

(MOX 影響評価)

MOX 燃料を一部に採用した炉心（以下、「MOX 炉心」という。）の高速中性子束は、ウラン燃料炉心（以下、「ウラン炉心」という。）の高速中性子束と比較すると、約 2 % 上昇する。

ここでは、保守的に高速中性子束が約 2 % 増えたとした場合について評価した。

評価の結果、関連温度移行量は約 0.3℃ の増加であり、最低使用温度への影響は十分に小さく、運転管理上問題とはならないと判断する。

[b. 絶縁特性低下]

- ・電気ペネトレーションの絶縁特性低下について
(既存の評価)

キャニスタ型はシール材料がモジュール型とほぼ同一であることから、モジュール型と同等の絶縁性能があると評価でき、モジュール型は 40 年間の長期健全性試験結果より、急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後、キャニスタ型はモジュール型と同様な長期健全性試験を実施し、この結果に基づき取替等を実施していく。モジュール型は 60 年間の想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づいた対応をとる。

(MOX 影響評価)

MOX 燃料を採用することにより、電気ペネトレーションのシール材への照射量が約 2 % 増加したとしても、運転期間及び想定事故時を含めた予想放射線照射量は、長期健全性試験で照射した放射線量を超えないことから、電気ペネトレーションのシール材について、30 年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。

[c. その他]

- ・使用済燃料設備貯蔵プールのボロンの中性子吸収能力の低下について

(既存の評価)

ボロンの劣化量は十分小さく（40年間使用で 10^{-5} 未満）核的な減損は無視できる程度であり未臨界性は確保されるものとする。

(MOX影響評価)

使用済燃料設備貯蔵プールの燃料ラック内の燃料が全てMOX燃料と仮定した場合の K_{eff} （実効増倍率）を評価した結果、 K_{eff} は0.81であり、未臨界性は十分確保されると判断できる。

また、ボロンの劣化量も既存評価同様、十分小さく核的な減損は無視できる程度であり未臨界性の確保に影響はないものとする。

- ・電気ペネトレーションの気密性低下について

(既存の評価)

キャニスタ型はシール材料がモジュール型とほぼ同一であることから、モジュール型と同等の気密性能があると評価でき、モジュール型は40年間の長期健全性試験結果より、急激に気密性低下する可能性は低い。現状、原子炉格納容器漏えい率検査を実施しており、気密性低下の把握は可能である。今後、キャニスタ型はモジュール型と同様な長期健全性試験を実施し、この結果に基づき取替等を実施していく。モジュール型は60年間の想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づいた対応をとる。

(MOX影響評価)

MOX燃料を採用することにより、電気ペネトレーションのシール材への照射量が約2%増加したとしても、運転期間及び想定事故時を含めた予想放射線照射量は、長期健全性試験で照射した放射線量を超えないことから、電気ペネトレーションのシール材について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものとする。

4. 2. 5 配管

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出した結果、対象となる経年劣化事象は抽出されなかった。

したがって、既存の評価のとおりとする。

4. 2. 6 弁

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

なお、抽出されなかった経年劣化事象に対する評価については、既存の評価のとおりとする。

a. 絶縁特性低下

- ・固定子コイル，口出線・接続部品等の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果を以下に示す。

[a. 絶縁特性低下]

- ・原子炉格納容器内の電動弁用駆動部の固定子コイル，口出線・接続部品等の絶縁特性低下について

(既存の評価)

40年間の長期健全性試験結果より、急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定、動作試験を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。また、電動弁駆動部絶縁物の60年の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を行う。

(MOX影響評価)

MOX燃料を採用することにより、電動弁駆動部の絶縁材料への照射量が約2%増加したとしても、運転期間及び想定事故時を含めた予想放射線照射量は、長期健全性試験で照射した放射線量を超えないことから、電動弁駆動部の絶縁材料について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。

4. 2. 7 炉内構造物

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

なお、抽出されなかった経年劣化事象に対する評価については、既存の評価のとおりとする。

a. 応力腐食割れ

- ・上部格子板等の照射誘起型応力腐食割れ

b. 照射脆化（中性子照射による靱性低下）

- ・上部格子板等の中性子照射脆化（中性子照射による靱性低下）

これらの経年劣化事象についての評価結果を以下に示す。

[a. 応力腐食割れ]

- ・上部格子板等の照射誘起型応力腐食割れについて
(既存の評価)

運転に伴い照射量が増加し感受性が増加する可能性がある。上部格子板等は第16回定期検査（平成9年度）に取替を実施し現状、計画的な目視点検や水素注入による腐食環境改善を実施することとしている。照射誘起型応力腐食割れは目視点検により健全性確認は可能であり今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）、BWR炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく点検を実施していくとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。

(MOX影響評価)

照射誘起型応力腐食割れについては、既存の評価において、運転開始後60年時点の予想照射量が最も高い上部格子板にて約 9.5×10^{21} n/cm²と想定され、原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に規定されているしきい値 1×10^{21} n/cm²を超えており、発生の可能性は否定できないとしている。

一方、MOX燃料の採用により中性子束が約2%上昇し、約 9.7×10^{21} n/cm²となったとしても、既存の評価同様に照射誘起

型応力腐食割れ発生の可能性は否定できないことから、既存評価同様、「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」において、照射誘起型応力腐食割れに対して規定する点検を実施することで健全性は維持できるとの評価に影響はないものと判断する。

[b . 照射脆化（中性子照射による靱性低下）]

- ・ 上部格子板等の中性子照射脆化（中性子照射による靱性低下）
について

（既存の評価）

オーステナイト系材料は原子炉圧力容器で使用しているフェライト系材料に比べ靱性が高く脆性破壊を起こしにくい材料であるが、中性子照射により靱性値が低下する可能性は否定できない。現状、目視点検等を実施し有意な欠陥がないことを確認している。今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）、BWR炉内構造物点検評価ガイドライン等に基づく点検を実施していくとともに、これらの点検結果及び研究等でオーステナイトステンレス鋼の中性子照射脆化に関する新しい知見が得られた場合には追加点検や点検周期等の見直しを実施する。

（MOX影響評価）

中性子照射による靱性低下については、既存の評価において、運転開始後60年時点の予想照射量が最も高い上部格子板にて約 9.5×10^{21} n/cm²と想定され、MOX燃料の採用により中性子束が約2%上昇し、約 9.7×10^{21} n/cm²となったとしても、既存の評価同様に中性子照射による靱性低下の発生する可能性は否定できない。

したがって、既存評価同様、「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」において、中性子照射による靱性低下に対して規定する点検を実施することで健全性は維持できるとの評価に影響はないものと判断する。

4. 2. 8 ケーブル

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

なお、抽出されなかった経年劣化事象に対する評価については、既存の評価のとおりとする。

- a. 絶縁特性低下
 - ・絶縁体の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果を以下に示す。

[a. 絶縁特性低下]

- ・端子台、同軸コネクタ等の絶縁特性低下について
(既存の評価)

約36年間の長期健全性試験結果等より、急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。また、端子台等の絶縁物は、60年の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を行う。

(MOX影響評価)

MOX燃料を採用することにより、端子台等の絶縁材料への照射量が約2%増加したとしても、運転期間及び想定事故時を含めた予想放射線照射量は、長期健全性試験で照射した放射線量を超えないことから、端子台絶縁材料について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。

- ・低圧難燃PNケーブル絶縁体等の絶縁特性低下について
(既存の評価)

51年間の長期健全性試験結果等より、急激に絶縁特性低下する可能性は低い。現状、絶縁抵抗測定等を実施しており、絶縁特性低下の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとる。また、長期健全性試験の試験条件が、60年間の運転及び事故時雰囲気を考慮していない低圧難燃PNケーブルについては、試験を実施し再評価する。さらに、現在国プロジェクトでケーブル経年劣化評価手法検討が実

施されており，この成果反映を検討する。

(MOX影響評価)

MOX燃料を採用することにより，ケーブル絶縁材料への照射量が約2%増加したとしても，運転期間及び想定事故時を含めた予想放射線照射量は，長期健全性試験で照射した放射線量を超えないことから，ケーブル絶縁材料について，30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。

4. 2. 9 送受電設備・発電設備

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出した結果、対象となる経年劣化事象は抽出されなかった。

したがって、既存の評価のとおりとする。

4. 2. 10 タービン設備

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出した結果、対象となる経年劣化事象は抽出されなかった。

したがって、既存の評価のとおりとする。

4. 2. 1 1 コンクリート及び鉄骨構造物

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

なお、抽出されなかった経年劣化事象に対する評価については、既存の評価のとおりとする。

a. コンクリート及び鉄骨構造物の強度低下

- ・放射線照射による強度低下

これらの経年劣化事象についての評価結果を以下に示す。

[a. コンクリート及び鉄骨構造物の強度低下]

- ・コンクリート構造物の放射線照射による強度低下について
(既存の評価)

コンクリート構造物の放射線照射による強度低下については文献データ、実機コンクリートの強度測定結果から強度低下が急激に進行する可能性は小さいと考えられる。現状、計画的に強度の測定を実施して健全性を確認している。今後も定期的な目視点検及び強度測定等を実施していく。

(MOX影響評価)

MOX燃料を採用することにより、コンクリートへの照射量等が約2%増加したとしても、予想される放射線照射量はHilsdorf等の文献等に示される値を超えないことから、コンクリート強度について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。

4. 2. 1 2 計測制御設備

各部位に対するMOX燃料採用に伴う評価の見直しを必要とする経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

なお、抽出されなかった経年劣化事象に対する評価については、既存の評価のとおりとする。

- a. 絶縁特性低下
 - ・ 温度検出器の絶縁特性低下
- b. その他
 - ・ 放射線検出器の特性変化

これらの経年劣化事象についての評価結果を以下に示す。

[a . 絶縁特性低下]

- ・ 温度検出器の絶縁特性低下について
(既存の評価)

特性試験による健全性確認結果、封止性確認試験及び放射線評価試験結果によるエポキシ樹脂の封止性結果より、絶縁特性低下の可能性は低い。現状、特性試験を実施しており、特性変化の把握は可能である。今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応を行う。また、事故時雰囲気において動作要求される温度検出器については、供用期間の経年劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、試験による評価の必要性も含めて、規格・基準の整備状況を見極めつつ実機への適用を検討していく。

(MOX影響評価)

MOX燃料を採用することにより、温度検出器への照射量が約2%増加したとしても、運転期間及び想定事故時を含めた予想放射線照射量は、放射線評価試験で照射した放射線照射量を超えないことから、温度検出器について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。

[b. その他]

- ・放射線検出器の特性変化について
(既存の評価)

特性試験による健全性確認結果，及び事故時雰囲気で動作要求される放射線検出器に対する長期健全性試験結果等で特性変化を確認しており，著しく特性変化する可能性は低い。現状，特性試験を実施しており，特性変化の把握は可能である。今後とも現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとる。また，事故時雰囲気において動作要求される圧力伝送器等については，供用期間の経年劣化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について，試験による評価の必要性も含めて，規格・基準の整備状況を見極めつつ実機への適用を検討していく。

(MOX 影響評価)

MOX 燃料を採用することにより，格納容器雰囲気監視系放射線計測装置への照射量が約 2 % 増加したとしても，運転期間及び想定事故時を含めた予想放射線照射量は，長期健全性試験で照射した放射線量を超えないことから，格納容器雰囲気監視系放射線計測装置について，30 年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。

4. 2. 1 3 空調設備

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出した結果、対象となる経年劣化事象は抽出されなかった。

したがって、既存の評価のとおりとする。

4. 2. 1 4 機械設備

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

なお、抽出されなかった経年劣化事象に対する評価については、既存の評価のとおりとする。

- a. 応力腐食割れ
 - ・制御棒の照射誘起型応力腐食割れ
- b. 照射脆化（中性子照射による靱性低下）
 - ・制御棒の中性子照射脆化（中性子照射による靱性低下）
- c. その他
 - ・樹脂の劣化（ケミカルアンカ）

これらの経年劣化事象についての評価結果を以下に示す。

[a. 応力腐食割れ]

（既存の評価）

- ・制御棒の照射誘起型応力腐食割れについて

照射誘起型応力腐食割れ発生は否定できない。現状、核的寿命に対して保守的に定めた運用基準に従い制御棒の取替を実施するとともに、定期検査時に停止余裕検査及び制御棒駆動機構の機能検査により制御能力及び動作に問題のないことを確認している。今後も運用基準に基づく取替、機能検査を実施していくが当社及び国内他プラントの制御棒にひびが確認されている状況を踏まえ、今後複数のプラントにおいて制御棒の外観点検を実施しデータを拡充することにより、適切な予防保全処置を検討していく。

また、炉内で長期間にわたり使用している制御棒については、今後、知見の拡充のために計画的な点検実施を検討していく。なお、1F6 ハフニウム板型制御棒のひび事象への対応として、原子力安全・保安院指示事項でもある外観点検を実施することとしており、また、同事象の原因究明の結果から高経年に係わる知見が得られれば、必要な措置をとっていく方針である

（MOX影響評価）

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いることから、MOX燃料を採用することにより、

照射量が約 2 % 程度増加したとしても影響を与えるものではない。

[b . 照射脆化（中性子照射による靱性低下）]

- ・制御棒の中性子照射脆化（中性子照射による靱性低下）について

（既存の評価）

制御棒で使用されているオーステナイト系ステンレス鋼は、中性子照射脆化の可能性が考えられるが、フェライト系材料に比べ、靱性が高く、脆性破壊を起こしにくい材料であり、脆化が進行しても材料の脆化のみでは欠陥は発生せず、有意な欠陥が存在しなければ、不安定にき裂が進展することはない。これまでの実績を考慮すると、現状の運用を継続していくことで、制御棒の機能上の観点から、中性子照射脆化が問題となる可能性は小さいと考える。中性子照射脆化に対しては、今後も運用基準に基づく制御棒の取替、定期検査毎の停止余裕検査及び定期検査毎の制御棒駆動機構の機能検査を実施している。今後国内外の運転実績や複数のプラントにおいて行う制御棒の外観点検の結果等を反映し、必要に応じ適切に対応していくこととする。

（MOX 影響評価）

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いることから、MOX 燃料を採用することにより、照射量が約 2 % 程度増加したとしても影響を与えるものではない。

[c . その他]

- ・ケミカルアンカの樹脂の劣化について

（既存の評価）

ケミカルアンカは、放射線等の影響で樹脂の劣化が想定されるが、使用環境及び文献データ等より健全性は維持できると判断する。また、サンプル調査の結果、設計許容荷重に対し、引抜耐力は十分な耐力を有していることを確認しており、定期的な機器点検等において機器の支持機能に支障を来たすような異常のないことを確認している。しかし、ケミカルアンカの樹脂については直接的な点検が出来ないことから、今後機器の取替等、適切な機会を利用してサンプル調査を行い健全性の妥当性を確認していく。

(M O X 影響評価)

M O X 燃料を採用することにより、ケミカルアンカの樹脂本体への照射量が約 2 % 増加したとしても、予想される放射線照射量は文献データ (Co-60 γ 線照射試験) での放射線量を超えないことから、樹脂本体について、30 年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。

4. 2. 1 5 電源設備

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出した結果、対象となる経年劣化事象は抽出されなかった。

したがって、既存の評価のとおりとする。

4. 2. 1 6 その他設備

各部位に対するMOX燃料採用に伴う影響評価を必要とする経年劣化事象を抽出した結果、対象となる経年劣化事象は抽出されなかった。

したがって、既存の評価のとおりとする。

4. 3 耐震安全性評価結果

4. 1項に示す影響評価方法に従って抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の評価結果を以下に示す。

なお、抽出されなかった経年劣化事象に対する評価については、既存の評価のとおりとする。

[a . 中性子照射脆化]

(既存の評価)

原子炉圧力容器円筒胴(炉心領域)に点検により検出可能なき裂及び運転開始後60年時点での脆化を想定し、地震を考慮しても、現状の運転管理により脆性破壊しないことを確認した。

(MOX影響評価)

MOX燃料の採用により炉心内の高速中性子束は約2%増加するが、保守的に炉心外でも高速中性子束が約2%増えたとした場合でも関連温度移行量は、約0.3℃程度の上昇であり、温度・圧力制限曲線に与える影響は十分に小さく既存の評価に影響はないものと判断する。

[b . 応力腐食割れ, 中性子照射脆化(中性子照射による靱性低下)]

(既存の評価)

照射誘起型応力腐食割れ、中性子照射脆化に対しては、中性子照射量の高い上部格子板及び炉心シュラウド中間胴にき裂の発生・進展を仮定し、中性子照射による材料の延性低下を考慮しても、不安定破壊は生じないものと評価した。

(MOX影響評価)

炉心内の高速中性子束はMOX炉心とウラン炉心で中性子束が約2%上昇することから、MOX燃料の採用により、上部格子板及び炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れ及び中性子照射脆化に対する感受性に若干影響を及ぼすものの、き裂の進展量に与える影響は既存評価と変わらず、また既存評価において許容値に対して2.7倍以上の裕度があるため、耐震安全性に影響を与えるものではないと判断する。

4. 4 長期保守管理方針の変更の要否

MOX燃料採用に伴う既存の高経年化技術評価への影響評価結果から、MOX燃料を採用した状況下で60年間の運転を仮定しても現状の保全を継続するとともに、既評価において定めた一部の機器・構造物において追加すべき保全策を実施することで、プラントを構成する機器・構造物の健全性が確保されることを確認した。

したがって、既に福島第一原子力発電所の保安規定に制定している長期保守管理方針に追加すべき項目はない。

5. まとめ

既存の高経年化技術評価書の技術評価結果および高経年化対策の実施状況をあらためて確認した結果、すべての機器・構造物について、現状の保全を継続していくこと及び既存の評価に基づき策定された長期保守管理方針を計画的に実施していくことにより、60年間の運転を仮定しても機器・構造物の健全性が確保されることを確認した。

また、MOX燃料採用に伴う既存の高経年化技術評価への影響評価を実施した結果、MOX燃料を採用した場合についても同様であることを確認した。

当社は、高経年化に関するこれらの活動を通じて、今後とも原子力発電所の安全・安定運転に努めるとともに、安全性・信頼性のより一層の向上に取り組んでいく所存である。

以 上

福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価と長期保守管理方針の比較表 (1/12)

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
ポンプ	原子炉再循環系 ポンプ	ケーシングの疲 勞割れ	運転開始後60年時点の過渡回数（運転実績に 基づいた推定）を用いて応力算出並びに評価を 実施し、疲れ累積係数は許容値以下であることを 確認した。	・目視点検 ・超音波探傷検査 （溶接部）	ケーシングの疲労割れが発生 する可能性は小さい。また、現 状の保全是点検手法として適切 であると判断する。	定期的の実過渡回数の確認によ る疲労評価を実施する。	定期安 全レ ビュー 時	1	原子炉再循環系ポンプ等*の疲労割れについては、実過 渡回数に基づく疲労評価を実施する。 *：原子炉再循環系ポンプ（ケーシング） 原子炉圧力容器（給水ノズル、 主フランジ、 スタッドボルト、 下鏡、 支持スカート） 原子炉格納容器（機械ペネトレーション ベローズ） 炉内構造物（炉心シュラウド、 シュラウドサポート） 主蒸気系・給水系炭素鋼配管 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱） 原子炉給水入口弁（弁箱） 原子炉給水入口逆止弁（弁箱）	中長期
容器	原子炉圧力容器	ノズル等 の疲労割れ	運転開始後60年時点の過渡回数（運転実績に 基づいた推定）を用いて応力算出並びに評価を 実施し、疲れ累積係数は許容値以下であることを 確認した。	・超音波探傷検査 ・漏えい検査 ・目視検査	疲労割れの可能性は小さいと 考えられるが、念のため、実過 渡回数の確認による疲労評価を 行うことが有効と判断する。	定期的の実過渡回数の確認によ る疲労評価を実施する。	定期安 全レ ビュー 時			
容器	原子炉格納容器	機械ペネトレー ションベローズ の疲労割れ	運転開始後60年時点の過渡回数（保守的に運 転状態Ⅰ、Ⅱについては1000回、運転状態Ⅲ、 Ⅳについては200回として評価）を用いて評価 を実施し、疲れ累積係数は許容値以下であるこ とを確認した。	・全体漏えい率試験	疲労割れが発生する可能性は 十分小さいと判断する。	念のため定期的の実過渡回数の 確認による疲労評価を実施す る。	定期安 全レ ビュー 時			
炉内 構造物	・炉心シュラウド ・シュラウド サポート	疲労割れ	運転開始後60年時点の過渡回数（運転実績に 基づいた推定）を用いて応力算出並びに評価を 実施し、疲れ累積係数は許容値以下であることを 確認した。	・計画的な目視点検を実施 ・第16回定期検査時に炉心シュ ラウド、上部格子板、炉心支持 板、周辺燃料支持金具、炉心ス プレイ配管、炉心スプレイス パージャ、給水スパージャ、差 圧検出/ほう酸水注入系配管、 ジェットポンプ、中性子束計測 案内管の取替を実施	疲労評価結果より、疲労割れ の可能性は十分小さいと考える が、念のため、定期的の実過渡回 数の確認による疲労評価を行う 事が必要。	維持規格*1、ガイドライン* 2等に基づく計画的な点検を実 施するとともに、定期的の実過 渡回数の確認による疲労評価を 実施する。 *1：発電用原子力設備規格維持 規格（日本機械学会） *2：BWR炉内構造物点検評 価ガイドライン （火力原子力発電技術協会）	定期安 全レ ビュー 時			
配管	主蒸気系 給水系 炭素鋼配管	疲労割れ	運転開始後60年時点の過渡回数（運転実績に 基づいた推定）を用いて応力算出並びに評価を 実施し、疲れ累積係数は許容値以下であることを 確認した。	・超音波探傷検査	配管に疲労割れが発生する可 能性は小さいと判断する。	念のため定期的の実過渡回数の 確認による疲労評価を実施す る。	定期安 全レ ビュー 時			
配管	原子炉冷却材再循環系 ステンレス鋼配管	疲労割れ	運転開始後60年時点の過渡回数（運転実績に 基づいた推定）を用いて応力算出並びに評価を 実施し、疲れ累積係数は許容値以下であることを 確認した。	・漏えい検査 ・超音波探傷検査	配管に疲労割れが発生する可 能性は小さいと判断する。	念のため定期的の実過渡回数の 確認による疲労評価を実施す る。	定期安 全レ ビュー 時			
弁	原子炉冷却材再循環ポ ンプ出口弁 （仕切弁）	弁箱の疲労割れ	運転開始後60年時点の過渡回数（運転実績に 基づいた推定）を用いて応力算出並びに評価を 実施し、疲れ累積係数は許容値以下であることを 確認した。	・目視点検	弁の疲労割れ発生の可能性は 十分に小さいと判断する。	念のため定期的の実過渡回数の 確認による疲労評価を行って いく。	定期安 全レ ビュー 時			
弁	原子炉給水入口弁 （仕切弁）	弁箱の疲労割れ	運転開始後60年時点の過渡回数（運転実績に 基づいた推定）を用いて応力算出並びに評価を 実施し、疲れ累積係数は許容値以下であることを 確認した。	・目視点検	弁の疲労割れ発生の可能性は 十分に小さいと判断する。	念のため定期的の実過渡回数の 確認による疲労評価を行って いく。	定期安 全レ ビュー 時			
弁	原子炉給水入口逆止弁 （逆止弁）	弁箱の疲労割れ	運転開始後60年時点の過渡回数（運転実績に 基づいた推定）を用いて応力算出並びに評価を 実施し、疲れ累積係数は許容値以下であることを 確認した。	・目視点検	弁の疲労割れ発生の可能性は 十分に小さいと判断する。	念のため定期的の実過渡回数の 確認による疲労評価を行って いく。	定期安 全レ ビュー 時			
弁	主蒸気隔離弁	弁箱の疲労割れ	これまでの分解点検において弁箱内面に有意な 欠陥が無いことを目視にて確認し、主蒸気隔離 弁漏えい率検査にて健全性を確認している。	・目視点検 ・漏えい率検査	現状の保全是点検手法として 適切であると考え、定量的 な疲労評価を行う必要があると 判断する。	疲労評価に必要な部位の寸法測 定を計画し、定量的な疲労評価 を行っていく。	短期	2	主蒸気隔離弁の弁箱の疲労割れについては、評価に必要な 部位の寸法測定を計画し、実過渡回数に基づく疲労評価 を実施する。	短期 （終了 は中長 期）

福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価と長期保守管理方針の比較表 (2/12)

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
容器	原子炉圧力容器	胴の中性子照射 脆化	関連温度の測定値から特異な脆化傾向はない。また運転開始後60年時点の関連温度及び上部棚吸収エネルギーの予測結果も運転管理上問題とならない。	監視試験、脆化予測に基づく 最低使用温度管理、超音波探傷 検査	今後も適切な時期に監視試験 を実施し、破壊靱性の変化を把握 すると共に、脆化予測式に基づ く最低使用温度管理を行うこと で、健全性を確保していくこと は可能であるが、監視試験 データの拡充や脆化予測精度の 向上が信頼性向上の観点で重 要。	信頼性向上の観点で重要となる 使用済試験片の再生技術や新し い脆化予測式については事業者 としてもそれらの開発に取り組 むと共に国や民間の技術開発動 向も見極めつつ、規格基準化に 積極的に参画し、実機への早期 適用を検討していく。なお、再 生試験片技術が確立された場合 には、例えば約40年目 (32EFPY)以前の早期に再生試 験片による確認を実施する等、 予測式の適切な補完を検討す る。	中長期	3	原子炉圧力容器の照射脆化については、最新の脆化予測式による評価を実施する。また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。	中長期
炉内 構造物	・ 上部格子板 ・ 炉心シュラウド ・ 炉心支持板 ・ 周辺及び中央燃料支持 金具 ・ 制御棒案内管	中性子照射脆化	オーステナイト系ステンレス鋼は靱性の高い材料であり、欠陥がなければ割れが発生する可能性は小さい。	・ 計画的な目視点検を実施 ・ 第16回定期検査時に炉心シュ ラウド、上部格子板、炉心支持 板、周辺燃料支持金具の取替を 実施	計画的な点検を実施していく ことにより健全性の確認は可能 であると判断する。	維持規格*1、ガイドライン* 2等に基づく計画的な点検を実 施するとともに、これらの点検 結果及び研究等でオーステナイ トステンレス鋼の中性子照射脆 化に関する新しい知見が得られ た場合には追加点検や点検周期 等の見直しを実施する。 * 1: 発電用原子力設備規格維 持規格 (日本機械学会) * 2: BWR炉内構造物点検評 価ガイドライン (火力原子力発電技術協会)	中長期	4	炉内構造物*の中性子照射による靱性低下については、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「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(内規)」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 * : 炉内構造物 (上部格子板、 炉心シュラウド、 炉心支持板、 周辺及び中央燃料支持金具、 制御棒案内管)	中長期

福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価と長期保守管理方針の比較表 (3/12)

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
容器	原子炉圧力容器	ノズル及びノズルセーフエンドの粒界型応力腐食割れ	高周波誘導加熱応力改善法により、溶接残留応力を圧縮側に改善しており、SCC発生の可能性は小さいと考えられる。また、水素注入を実施し、SCCの一要因である腐食環境の改善を図っている。	・超音波探傷検査 または浸透探傷検査 ・漏えい検査	計画的な点検を実施することにより健全性の確認は可能である。	維持規格*1等に基づく計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。 *1：発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）	中長期	5	原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「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（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：原子炉圧力容器（ノズル、ノズルセーフエンド、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブ、ブラケット） 原子炉再循環系ステンレス鋼配管炉内構造物（上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、炉心スプレイ配管、炉心スプレイスパージャ、給水スパージャ、差圧検出/ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ、中性子束計測案内管、シュラウドサポート、制御棒案内管、シュラウドヘッド及び気水分離器、蒸気乾燥器）	中長期
容器	原子炉圧力容器	制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブの粒界型応力腐食割れ	中性子束計測ハウジング取付溶接部は、レーザクラディング工法により内表面に耐食性に優れたクラッド層を形成する予防保全対策を実施しており、SCC発生の可能性は小さいと考えられる。また、水素注入を実施し、SCCの一要因である腐食環境の改善を図っている。	・漏えい検査	計画的な点検を実施することにより健全性の確認は可能である。	維持規格*1等に基づく計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。 *1：発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）	中長期			
容器	原子炉圧力容器	ブラケットの粒界型応力腐食割れ	中性子束計測ハウジング取付溶接部は、レーザクラディング工法により内表面に耐食性に優れたクラッド層を形成する予防保全対策を実施しており、SCC発生の可能性は小さいと考えられる。また、水素注入を実施し、SCCの一要因である腐食環境の改善を図っている。	・目視点検	計画的な点検を実施することにより健全性の確認は可能である。	維持規格*1等に基づく計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。 *1：発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）	中長期			
配管	原子炉冷却材再循環系ステンレス鋼配管	粒界型応力腐食割れ	材料、環境及び応力に関して改善を行っており、粒界型応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。これまでの超音波探傷検査でも応力腐食割れ等による異常は見られていない。	・漏えい検査 ・超音波探傷検査	配管に応力腐食割れが発生する可能性は小さいと判断する。	計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。	中長期			
炉内構造物	・上部格子板 ・炉心支持板 ・周辺燃料支持金具 ・炉心スプレイ配管 ・炉心スプレイスパージャ ・給水スパージャ ・差圧検出/ほう酸水注入系配管 ・ジェットポンプ・中性子束計測案内管 ・シュラウドサポート ・制御棒案内管 ・シュラウドヘッド及び気水分離器 ・蒸気乾燥器	粒界型応力腐食割れ	材料がステンレス鋼であり、高温の純水または飽和蒸気環境中にあるため、応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。しかし、水素注入により環境改善を行い、応力腐食割れを抑制している。	・計画的な目視点検を実施 ・第16回定期検査時に炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、炉心スプレイ配管、炉心スプレイスパージャ、給水スパージャ、差圧検出/ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ、中性子束計測案内管の取替を実施	計画的な点検を実施していくことにより健全性の確認は可能と判断する。	維持規格*1、ガイドライン*2等に基づく計画的な点検を実施するとともに、点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で粒界型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。シュラウドサポートは、代表部位の目視点検を定期的実施するとともに、長期的には近接可能な範囲について目視点検を実施する。 *1：発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会） *2：BWR炉内構造物点検評価ガイドライン（火力原子力発電技術協会）	中長期			

福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価と長期保守管理方針の比較表 (4/12)

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
容器	気体廃棄物処理系排ガス再結合器	胴、鏡板等の粒界型応力腐食割れ	胴、鏡板等の材料はステンレス鋼であり、運転温度は約276℃のため応力腐食割れが発生する可能性がある。	・目視確認	応力腐食割れ発生の可能性は否定できないため、今後溶接部の超音波探傷検査が必要と判断する。	溶接部の超音波探傷検査を実施する。	短期	6	気体廃棄物処理系排ガス予熱器等*の粒界型応力腐食割れについては、耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。 *：気体廃棄物処理系排ガス予熱器 (胴、管板、水室) 気体廃棄物処理系排ガス復水器(胴、管板) 気体廃棄物処理系排ガス再結合器 (胴、鏡板、蓋) 気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管	短期
配管	気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管	粒界型応力腐食割れ	内部流体が100℃以上であり粒界型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。	・漏えい検査	超音波探傷検査を実施し、健全性を確認していく必要があると判断する。	超音波探傷検査を実施し健全性を確認していく。	短期			
熱交換器	気体廃棄物処理系排ガス予熱器	胴等の応力腐食割れ	胴等の材料はステンレス鋼であり、100℃以上の流体に接液するため、応力の高い部位に応力腐食割れが発生する可能性がある。	・漏えい検査	応力腐食割れが発生する可能性がある溶接部に対し、探傷可能な範囲の超音波探傷検査が必要。	耐圧部の探傷可能な範囲の溶接部について超音波探傷検査を実施し、健全性を確認する。	短期			
熱交換器	気体廃棄物処理系排ガス復水器	胴等の応力腐食割れ	胴の材料はステンレス鋼であり、100℃以上の流体に接液するため、応力の高い部位に応力腐食割れが発生する可能性がある。	・漏えい検査	応力腐食割れが発生する可能性がある溶接部に対し、探傷可能な範囲の超音波探傷検査が必要。	耐圧部の探傷可能な範囲の溶接部について超音波探傷検査を実施し、健全性を確認する。	短期			
炉内構造物	・上部格子板 ・炉心シュラウド ・炉心支持板 ・周辺燃料支持金具 ・制御棒案内管	照射誘起型応力腐食割れ	長期間の運転を仮定した場合、照射誘起型応力腐食割れの感受性が増加する可能性がある。	・計画的な目視点検を実施 ・第16回定期検査時に炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具の取替を実施	計画的な点検を実施していくことにより健全性の確認は可能と判断する。	維持規格*1、ガイドライン*2等に基づく計画的な点検を実施するとともに、これらの点検結果及び国によるプロジェクトや電力共同研究等の研究で照射誘起型応力腐食割れ発生に関する新しい知見、あるいは現在得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。 *1：発電用原子力設備規格維持規格(日本機械学会) *2：BWR炉内構造物点検評価ガイドライン(火力原子力発電技術協会)	中長期	7	炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすその他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：炉内構造物 (上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管)	中長期
機械設備	制御棒(ボロン・カーバイド型・ハフニウム板型)	照射誘起型応力腐食割れ	照射誘起型応力腐食割れは、中性子照射に加え、引張応力の存在下で発生する可能性が高まると考えられ、照射量の観点からは、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。	・運用基準に基づく取替 ・停止余裕検査 ・制御棒駆動機構機能検査	運用基準に基づく取替及び定期検査毎の機能検査を実施していくことで、機能上の観点から健全性の確認は可能と判断する。	今後複数のプラントにおいて制御棒の外観点検を実施しデータを拡充することにより、適切な予防保全措置を検討していく。また、炉内で長期間にわたり使用している制御棒については、今後、知見の拡充のために計画的な点検実施を検討していく。なお、1F6 ハフニウム板型制御棒のひび事象への対応として、原子力安全・保安院指示事項でもある外観点検を実施することとしており、また、同事象の原因究明の結果から高経年に係わる知見が得られれば、必要な措置をとっていく。	中長期	8	制御棒(ボロン・カーバイド型及びハフニウム板型)*の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。なお、ハフニウム板型制御棒のひび事象への対応として、原子力安全・保安院指示文書「沸騰水型原子力発電所におけるハフニウム板型制御棒の使用について」(平成18年5月31日付け平成18・05・31 原院第1号)に基づく点検を実施する。 *：制御棒 (制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル)	中長期

福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価と長期保守管理方針の比較表 (5/12)

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
タービン 設備	高圧タービン	車軸接合部の応力腐食割れ	車軸は低合金鍛鋼製であり、湿り蒸気雰囲気下で使用されており、特に隙間を有する部位である車軸接合部において、応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。	・目視点検	タービン開放点検時に目視点検を実施するとともに、今後超音波探傷検査を実施していく。	抜き取りで超音波探傷検査を実施する。	中長期	9	高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。 *：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部） タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
タービン 設備	低圧タービン	車軸接合部の応力腐食割れ	車軸は低合金鍛鋼製であり、湿り蒸気雰囲気下で使用されており、特に隙間を有する部位である車軸接合部において、応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。	・目視点検	タービン開放点検時に目視点検を実施するとともに、今後超音波探傷検査を実施していく。	抜き取りで超音波探傷検査を実施する。	中長期			
タービン 設備	タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービン	翼・車軸接合部の応力腐食割れ	翼・車軸接合部は、隙間を有する部位であり、湿り蒸気環境下で使用されていることから応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。	・目視点検	応力腐食割れが発生する可能性は否定できないため、翼・車軸接合部の超音波探傷検査等により健全性を確認していく必要があり、検査等について検討が必要と考える。	高圧タービン及び低圧タービンの翼・車軸接合部の超音波探傷検査の結果等を参照していくとともに、検査等について検討を実施していく。	中長期			
容器	原子炉格納容器	ドライウェルスプレイヘッド、サブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食	外面については防食塗装を施しており、目視にて有意な腐食がないことを確認している。内面については腐食の発生する可能性がある。	・目視点検（外面）	腐食の可能性は否定できないため、内面の目視点検が必要。	ドライウェルスプレイヘッド、サブプレッションチェンバスプレイヘッドについては、内面の目視点検を実施する。	短期	10	原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。	短期

福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価と長期保守管理方針の比較表 (6/12)

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
容器	原子炉格納容器	ドライウエル等の腐食	有意な腐食が発生する可能性は小さいと考えられるが、防錆塗装の塗膜が損なわれた場合等に腐食が発生する可能性がある。	・全体漏えい率試験 ・目視点検 (サプレッションチェンバ水中部)	腐食が発生する可能性は小さいと考えられるが、念のため原子炉格納容器の代表部位及びサンドクッション部(鋼板)の板厚測定を実施し、健全性を確認する必要がある判断する。	原子炉格納容器の代表部位及びサンドクッション部(鋼板)の計画的な肉厚測定を実施する。	短期	11	原子炉格納容器等*の腐食については、肉厚測定を実施する。 *：原子炉格納容器 ドライウエル、サンドクッション部(鋼板) 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 (水室、胴) タービンランド蒸気及びドレン系 ランド蒸気蒸化器(ドレンタンク) タービンランド蒸気及びドレン系 ランド蒸気復水器(胴)	短期
熱交換器	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	水室の腐食	水室の材料は炭素鋼であり、腐食が発生する可能性がある。なお、第13回定期検査(平成5年度)に新しい熱交換器に取替を行っている。	・漏えい確認	念のため、水室、胴の代表部位の点検を計画し腐食の有無を確認する必要があると判断する。	水質の代表部位の肉厚測定を計画する。	短期			
熱交換器	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	胴の腐食	胴の材料は炭素鋼であり、腐食が発生する可能性がある。なお、第13回定期検査(平成5年度)に新しい熱交換器に取替を行っている。	・漏えい確認	念のため、水室、胴の代表部位の点検を計画し腐食の有無を確認する必要があると判断する。	胴の代表部位の肉厚測定を計画する。	短期			
熱交換器	ランド蒸気蒸化器	ドレンタンクの腐食	ドレンタンクの材料は合金鋼であり、腐食の発生する可能性がある。なお、第14回定期検査(平成6年度)に取替が行われている。	・運転圧による漏えい確認	腐食進行の可能性は否定できないことから、将来的に胴の代表部位の点検を計画し、健全性を確認する必要がある。	胴の代表部位の肉厚測定を計画する。	短期			
熱交換器	ランド蒸気復水器	胴及び内部構造物の腐食	胴及び内部構造物の材料は炭素鋼であり、腐食の発生する可能性がある。	・運転圧による漏えい確認	腐食が発生する可能性があるため、計画的な点検が必要。	胴の代表部位の肉厚測定を計画する。	短期			
その他設備	気体廃棄物処理系炭素鋼配管	外面腐食(全面腐食)	腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば腐食は防止できるが、塗装がはく離すると腐食が発生する可能性がある。	目視にて配管表面の確認を実施しているが、一部の地中埋設部については、表面状態の確認が困難である。	表面が塗装されているため、急激に腐食が進行する可能性は小さいと考えるが、地中埋設部については、健全性の確認等を実施する必要があると判断する。	地中埋設の代表部位について、外面の目視点検を実施する。	中長期	12	気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。	中長期

福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価と長期保守管理方針の比較表 (7/12)

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
機械設備	可燃性ガス濃度制御系設備	気水分離器、配管の腐食（全面腐食）	気水分離器、配管は炭素鋼または炭素鋼鋳鋼製であり、腐食が想定されるが、定例試験の時間は短く、内部流体は窒素ガスであり腐食の可能性は小さいと考える。	・目視確認（機器取合部）	腐食が発生する可能性は小さいが、念のため代表機器の肉厚測定を実施し、健全性を確認する。	念のため肉厚測定を実施する。	短期	13	可燃性ガス濃度制御系設備等*の腐食については、肉厚測定を実施する。 *：可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器、配管） 蒸気式空気抽出器（胴）	短期
機械設備	蒸気式空気抽出器	胴、管支持板の腐食（全面腐食）	胴、内部構造物の材料は炭素鋼製であり、内部流体は非凝縮性ガスと蒸気の混合ガスであることから、腐食の可能性はある。しかし、類似環境にある他号機の内部確認結果より、急激な腐食はないと考える。	・漏えい検査	胴及び管支持板については、腐食の可能性は小さいと考えるが、胴代表部位の肉厚測定が必要。	胴の代表部位の肉厚測定を実施する。	短期			
配管	炭素鋼 低合金鋼 配管共通	エロージョン・コロージョン、エロージョン	配管のエルボ部、分岐部、レジャーサ部等の流れの乱れが起きる箇所にエロージョン・コロージョンが発生する可能性はあるが、減肉傾向を監視し、必要に応じ予防保全として取替を実施することで健全性は維持される。なお、ステンレス鋼及び低合金鋼配管は耐浸食性に優れており、エロージョン・コロージョン、エロージョンの影響は低い。	配管減肉管理は、使用環境や材料により異なる減肉の発生・進行条件を考慮した点検、余寿命評価等を定めた社内指針に基づき実施している。具体的には、エルボ部等の下流の偏流部について、肉厚測定を実施し、健全性を確認するとともに、その結果に基づき余寿命評価を行い、次回測定時期、配管取替時期等の計画を立てることとしている。小口径配管のソケットエルボ部に対しては、放射線透過装置による肉厚測定を実施し、減肉傾向を把握することとしている。	減肉の発生する可能性が低いと考える範囲においても、顕著な減肉が確認されれば管理強化を行う等、新たな知見が確認された場合は、その後の計画等に反映することとしており、現状の配管減肉管理は点検手法として適切である。今後も当社指針に基づき、計画的な肉厚測定により減肉傾向を監視し、配管取替等を実施していく。 また、今後は対策材に取り替えられた配管に対しても肉厚測定を行う等、データ及び知見を蓄積することが、適切な配管減肉管理を行う上で重要と判断する	今後も対策材に取り替えられた配管に対しても追加的に肉厚測定等を行い、データ及び知見を蓄積し、適切に配管減肉管理へ反映する。また、継続的に肉厚測定結果等を適切に配管減肉管理に反映するとともに、現在配管減肉に関する規格化が進められている日本機械学会での検討結果等を踏まえ、新たな知見が確認されれば、社内指針等の見直しを行っていく。 過去の測定データに基づき耐震安全性評価を行った炭素鋼配管については、精度向上の観点から、蓄積された肉厚測定データに基づき、耐震性への影響を検討する。	中長期	14	炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては、エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管は、今後の減肉進展のデータを踏まえ、耐震安全性評価の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
共通	後打ちケミカルアンカ	樹脂の劣化	ケミカルアンカの使用環境及び文献データ等より、熱、紫外線、放射線、水分付着による劣化の可能性は小さい。また、サンプル調査の結果、設計許容荷重に対し、引抜耐力は十分な耐力を有していることを確認している。	日常の巡視点検、機器点検時に目視にて機器支持機能に異常のないこと及び有意な振動が発生していないことを確認している。	ケミカルアンカの樹脂が劣化する可能性は小さいと考えるが、類似環境機器のデータの取得等により健全性評価の妥当性を確認することは有効であると判断する。	類似環境の機器の取替等、適切な機会を利用してケミカルアンカのサンプル調査を行い、健全性評価の妥当性を確認している。	中長期	15	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われるの場合、調査を実施する。	中長期

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
共通	・機器付基礎 ボルト ・後打メカニカル アンカ(ナット、シ ルト) ・後打ケミカル アンカ (アンカボルト)	腐食	塗装が施されていない部位について腐食が懸念されるが、これらの部位は風雨に直接接する暴露環境にないことから塩分濃度は低く、有意な水分の侵入も防止できていると考えられる。また、他電力の調査における腐食量調査から推定し、60年時点でも機器の支持機能を喪失させる腐食が発生する可能性は小さいと考える。	基礎ボルトの腐食に対しては、日常の巡視点検や機器点検時に目視にて表面状態を確認している。	有意な腐食の進行はないと考えられるが、今後も類似環境機器のデータの取得等により健全性評価の妥当性を確認することは有効であると判断する。	機器取替等の適切な機会を利用して、サンプル調査を行い、健全性評価の妥当性を確認していく。	中長期	16	機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。 *：機器付基礎ボルト(基礎ボルト直上部) 後打ちメカニカルアンカ (後打ちメカニカルアンカ直上部、 コンクリート埋込部) 後打ちケミカルアンカ (後打ちケミカルアンカ直上部) 主要変圧器(タンク、底板ビーム) 所内変圧器(タンク、底板ビーム) 起動変圧器(タンク、底板ビーム) 励磁電源変圧器(タンク、底板ビーム)	中長期
送電・ 発電設備	主要変圧器 所内変圧器 起動変圧器 励磁電源変圧器	タンクの腐食	タンクの材料は炭素鋼板を使用しているため腐食が想定されるが、内部には絶縁油が入れられており、内面腐食の可能性は低い。外面は防食塗装されており、点検時に目視確認しているが、タンク底板は外周を除き点検ができない。当該変圧器と同様な環境下で25年間経過した、福島第一5号機主要変圧器の底板を調査した結果から、60年間の腐食量を推定した結果、タンク強度確保に必要な肉厚は維持可能であることから、健全性の維持は可能と考える。	・目視点検 (ただし、タンク底部は除く)	健全性評価結果より、当該変圧器においてもタンクの腐食によるタンク強度低下の可能性は低い。	当該変圧器または同発電所における同様な環境下変圧器の取替等の機会を利用して、タンク底板の腐食量調査を行い、健全性評価の妥当性を確認する。	中長期			
送電・ 発電設備	主要変圧器 所内変圧器 起動変圧器 励磁電源変圧器	タンク底板ビームの腐食	タンク底板ビームの材料は炭素鋼板を使用しているため腐食が想定される。外面は防食塗装されており、点検時に目視確認しているが、内側面並びに基礎との接触面については点検できない。当該変圧器と同様な環境下で25年間経過した、福島第一5号機主要変圧器の底板ビームを調査した結果から、60年間の腐食量を推定した結果、タンク支持機能に必要な肉厚は維持可能であることから、健全性の維持は可能と考える。	・目視点検 (ただし、内側面及び基礎との 接面部は除く)	健全性評価結果より、当該変圧器においても底板ビームの腐食による支持機能低下の可能性は低い。	当該変圧器または同様な環境下変圧器の取替等の機会を利用して、タンク底板ビームの腐食量調査を行い、健全性評価の妥当性を確認する。	中長期			
機械設備	可燃性ガス濃度制御系 設備	加熱管 再結合器 冷却器 配管 のクリープ	クリープ破断に対する評価を実施し問題ないことを確認した。	・系統漏えい試験 ・機能試験	クリープによる変形・破断が発生する可能性は十分小さいと考えるが、念のため適切な機会を捉えて代表機器の健全性の確認を行う。	適切な機会を捉えて代表機器の内部の目視点検を実施する。	中長期	17	可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管、再結合器、冷却器及び配管のクリープについては、代表機器の内部の目視点検を実施する。	中長期

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
ケーブル	高圧難燃CVケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	高圧難燃CVケーブルは、60年間の運転期間における熱、放射線及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性を評価した。 試験結果は判定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。	・絶縁抵抗測定 ・絶縁診断試験 ・系統機器の動作試験	健全性評価結果より、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は低い。 また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	国プロジェクトで実施している経年変化評価手法の成果反映を検討する。	中長期	18	高圧難燃CVケーブル等*1の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する。 *1：高圧難燃CVケーブル EVケーブル CVケーブル KGBケーブル 難燃CVケーブル 難燃一重同軸ケーブル 一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル 高圧CVケーブル 難燃PNケーブル 高圧CVケーブル等*2の絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *2：高圧CVケーブル 難燃PNケーブル	中長期
ケーブル	低圧EVケーブル 低圧CVケーブル 低圧KGBケーブル 低圧難燃CVケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	低圧EVケーブル、低圧CVケーブル、低圧KGBケーブル及び低圧難燃CVケーブルは、60年間の運転期間における熱、放射線及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性を評価した。 試験結果は判定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。	・絶縁抵抗測定 ・系統機器の動作試験	健全性評価結果より、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は低い。 また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	国プロジェクトで実施している経年変化評価手法の成果反映を検討する。	中長期			
ケーブル	難燃一重同軸ケーブル 一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	難燃一重同軸ケーブル、一重同軸ケーブル、難燃二重同軸ケーブル及び難燃三重同軸ケーブルは、60年間の運転期間における熱、放射線及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性を評価した。 試験結果は判定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。	・絶縁抵抗測定 ・系統機器の動作試験 ・静電容量測定(難燃一重同軸、難燃三重同軸ケーブルのみ)	健全性評価結果より、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は低い。 また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	国プロジェクトで実施している経年変化評価手法の成果反映を検討する。	中長期			
ケーブル	高圧CVケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	代表機器以外の高圧CVケーブルには、事故時雰囲気において動作要求されるものがあり、健全性は絶縁体材料が同じ高圧難燃CVケーブルの長期健全性試験結果を用いて評価を行った。 試験結果は判定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。	・絶縁抵抗測定 ・絶縁診断試験 ・系統機器の動作試験	健全性評価結果より、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は低い。 また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を行う。 また、国プロジェクトで実施している経年変化評価手法の成果反映を検討する。	中長期			
ケーブル	低圧難燃PNケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	低圧難燃PNケーブルは、51年間の運転期間における熱、放射線及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間のケーブルの健全性を評価した。 試験結果は判定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。	・絶縁抵抗測定 ・系統機器の動作試験	健全性評価結果より、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は低い。 また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を行う。 また、国プロジェクトで実施している経年変化評価手法の成果反映を検討する。	中長期			

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
ケーブル	端子台	絶縁体の絶縁特性低下	端子台は、約36年間の運転期間における熱、放射線及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間の端子台の健全性を評価した。 試験結果は判定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。	・絶縁抵抗測定 ・機器の動作試験	健全性評価結果より、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は低い。 また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	設置場所温度を測定し、60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を行う。	短期	19	端子台等*の絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：端子台 同軸コネクタ	短期
ケーブル	同軸コネクタ	絶縁体の絶縁特性低下	同軸コネクタは、15年間の運転期間における熱、放射線及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間の同軸コネクタの健全性を評価した。 試験結果は判定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。 なお、現在使用している同軸コネクタのこれまでの実使用年数は約8年である。	・絶縁抵抗測定 ・出力信号測定	健全性評価結果より、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は低い。 また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を行う。	短期			

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
計測制御設備	計測装置のうち 圧力伝送器／差圧伝送器 (ダイヤフラム式)	圧力伝送器／差 圧伝送器の特性 変化	圧力伝送器等の特性変化については、特性試験による健全性確認結果、及び事故時雰囲気での動作要求される圧力伝送器等を対象とした10年間の経年変化及び事故時雰囲気を想定した長期健全性試験結果等より、特性変化する可能性は低い。現状、特性試験を実施しており、特性変化の把握は可能である。	特性試験 (入出力試験、ループ試験等)	健全性評価結果から、著しく 特性変化する可能性は低い。 また、特性変化は点検時の特 性試験で把握可能。	事故時雰囲気における動作が要 求される圧力伝送器、差圧伝送 器については、供用期間の経年 変化を考慮した事故時耐環境性 能に関する評価について、規 格・基準の整備状況を見極めつ つ実機への適用を検討してい く。	中長期	20	計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等*の特性変化及び温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式）の絶縁特性低下については、事故時雰囲気における動作が要求される場合、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうち圧力検出器（ベローズ式） 計測装置のうちSRNM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）	中長期
計測制御設備	計測装置のうち 圧力検出器 (ベローズ式)	圧力検出器の特性 変化	圧力検出器の特性変化については、特性試験による健全性確認結果より、特性変化する可能性は低い。さらに事故時雰囲気で動作要求される圧力検出器については、10年間の経年変化及び事故時雰囲気を想定した長期健全性試験を実施した圧力伝送器等と検出器材質が同じであることから、同等の性能を期待できる。現状、特性試験を実施しており、特性変化の把握は可能である。	特性試験 (入出力試験、ループ試験等)	健全性評価結果から、著しく 特性変化する可能性は低い。 また、特性変化は点検時の特 性試験で把握可能。	事故時雰囲気における動作が要 求される圧力検出器について は、供用期間の経年変化を考慮 した事故時耐環境性能に関する 評価について、規格・基準の整 備状況を見極めつつ実機への適 用を検討していく。	中長期			
計測制御設備	計測装置のうち SRNM前置増幅器	特性変化	SRNM前置増幅器等の特性変化について は、特性試験による健全性確認結果、事故時雰 囲気において動作が要求されるSRNM前置増 幅器等を対象とした5年間の経年変化及び事故 時雰囲気を想定した長期健全性試験等より、特 性変化する可能性は低い。 現状、特性試験を実施しており、特性変化の 把握は可能である。	特性試験 (入出力試験、ループ試験等)	健全性評価結果から、著しく 特性変化する可能性は低い。 また、特性変化は点検時の特 性試験で把握可能。	供用期間の経年変化を考慮した 事故時耐環境性能に関する評価 について、規格・基準の整備状 況を見極めつつ実機への適用を 検討していく。	中長期			
計測制御設備	計測装置のうち 放射線検出器 (イオンチェンバ式)	特性変化	放射線検出器（イオンチェンバ式）の特性変 化については、特性試験による健全性確認結 果、事故時雰囲気において動作が要求される格 納容器内雰囲気監視系放射線計測装置の放射線 検出器を対象とした事故時雰囲気暴露試験、耐 放射線試験より、特性変化する可能性は低い。 現状、特性試験を実施しており、特性変化の 把握は可能である。	特性試験 (入出力試験、ループ試験)	健全性評価結果から、著しく 特性変化する可能性は低い。 また、特性変化は点検時の特 性試験で把握可能。	事故時雰囲気での動作が要求さ れる格納容器内雰囲気監視系放 射線計測装置の放射線検出器に ついては、供用期間の経年変化 を考慮した事故時耐環境性能に 関する評価について、規格・基 準の整備状況を見極めつつ実機 への適用を検討していく。	中長期			
計測制御設備	計測装置のうち 温度検出器 (熱電対式、測温抵抗 体式)	絶縁特性低下	温度検出器の絶縁特性低下については、絶縁 抵抗測定含む特性試験による健全性確認結果、 事故時雰囲気において動作が要求される温度検 出器を対象とした封止性確認試験及び放射線評 価試験結果によるエポキシ樹脂の封止性結果よ り、絶縁特性低下する可能性は低い。 現状、絶縁抵抗測定含む特性試験を実施して おり、絶縁特性低下の把握は可能である。	特性試験 (加温・冷却試験、常温試験、 絶縁抵抗測定等)	健全性評価結果から、著しく 絶縁特性低下する可能性は低 い。 また、絶縁特性低下は点検時 の絶縁抵抗測定含む特性試験で 把握可能。	事故時雰囲気での動作が要求さ れる温度検出器については、供 用期間の経年変化を考慮した事 故時耐環境性能に関する評価に ついて、規格・基準の整備状況 を見極めつつ実機への適用を検 討していく。	中長期			

福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価と長期保守管理方針の比較表(12/12)

機種名	機器名 部位名	経年劣化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針		
						保全項目	実施 時期	No.	保守管理の項目	実施 時期
弁	原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部	固定子コイル、口出線・接続部品、プレーキ電磁コイルの絶縁特性低下	固定子コイル等の絶縁物は、40年間の運転期間における熱、放射線、機械的及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間の健全性を評価した。試験結果は判定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。	・絶縁抵抗測定 ・動作試験	健全性評価結果より、絶縁物の急激な絶縁特性低下の可能性は低い。また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	60年間の運転期間における熱、放射線、機械的及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を行うこととする。	中長期	21	原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、放射線、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。 *：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部（固定子コイル、口出線・接続部品、プレーキ電磁コイル）	中長期
弁	原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部	固定子コイル、口出線・接続部品、プレーキ電磁コイル、回転子コイルの絶縁特性低下	固定子コイル等の絶縁物は、40年間の運転期間における熱、機械的及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間の健全性を評価した。試験結果は判定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。	・絶縁抵抗測定 ・動作試験	健全性評価結果より、絶縁物の急激な絶縁特性低下の可能性は低い。また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	60年間の運転期間における熱、機械的及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を行うこととする。	中長期	22	原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。 *：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部（固定子コイル、口出線・接続部品、プレーキ電磁コイル、回転子コイル）	中長期
容器	原子炉格納容器	電気ペネトレーション（キャニスタ型・モジュール型）絶縁特性低下	キャニスタ型はシール材料がモジュール型とほぼ同一であることから、モジュール型と同等の絶縁性能があると評価でき、モジュール型は40年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施した結果、基準を満足していた。この結果から、40年間の通常運転及び事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価できる。	・絶縁抵抗測定 ・系統機器の動作試験 ・漏えい率検査	点検時に絶縁抵抗測定、系統機器の動作試験及び漏えい率検査を行い傾向管理を行うとともに、計画的な取替での予防保全を行うことにより、シール材の経年劣化による絶縁特性低下の可能性は低いものと判断される。	キャニスタ型については、現在製造中止となっているため、ペネトレーション取替機会を利用してモジュール型と同様な長期健全性試験を実施し、この結果に基づき取替等を計画的に実施する。また、モジュール型については、60年間を想定した長期健全性試験を実施する。	中長期	23	原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型及びモジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
容器	原子炉格納容器	電気ペネトレーション（キャニスタ型・モジュール型）気密性低下	キャニスタ型はシール材料がモジュール型とほぼ同一であることから、モジュール型と同等の気密性能があると評価でき、モジュール型は40年間の通常運転及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施した結果、基準を満足していた。この結果から、40年間の通常運転及び事故時雰囲気において気密性能を維持できると評価できる。	・漏えい率検査	定検時に原子炉格納容器漏えい率検査を行い傾向管理を行うとともに、計画的な取替での予防保全を行うことにより、シール材の経年劣化による気密性低下の可能性は低いものと判断される。	キャニスタ型については、現在製造中止となっているため、ペネトレーション取替機会を利用してモジュール型と同様な長期健全性試験を実施し、この結果に基づき取替等を計画的に実施する。また、モジュール型については、60年間を想定した長期健全性試験を実施する。	中長期			

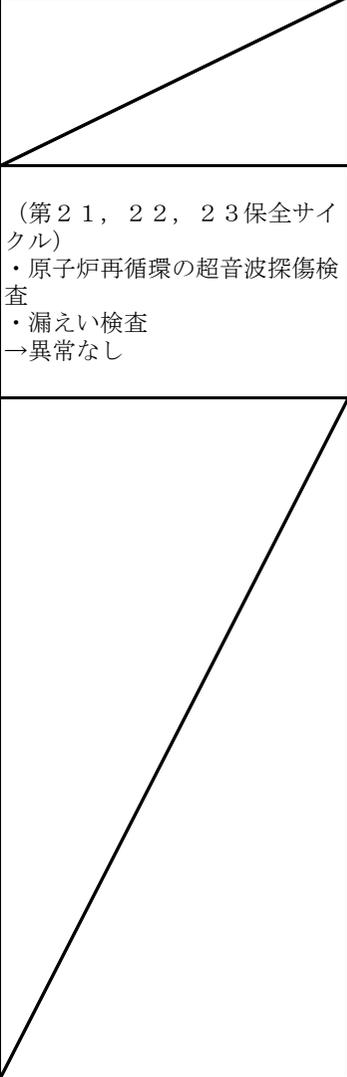
福島第一原子力発電所
3号炉
長期保守管理方針に基づく点検の実施状況

平成22年7月
福島第一原子力発電所

長期保守管理方針に基づく点検結果の実施状況

長期保守管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況 ^{※※}	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期 ^{※※※}		
1	原子炉再循環ポンプ	ケーシングの疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	
	原子炉圧力容器	ノズル等の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	
	原子炉格納容器	機械ペネトレーションベローズの疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	
	・炉心シュラウド ・シュラウドサポート	疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	
	主蒸気系 給水系 炭素鋼配管	疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	
	原子炉再循環系 ステンレス鋼配管	疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	
	原子炉再循環ポンプ出口弁 (仕切弁)	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	
	原子炉給水入口弁 (仕切弁)	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	
	原子炉給水入口逆止弁 (逆止弁)	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	
2	主蒸気隔離弁	弁箱の疲労割れ	評価に必要な部位の寸法測定を計画し、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	短期 (終了は中長期)	未実施 (今年度、評価に必要な寸法記録の入手を計画)	

長期保守管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況***	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期***		
3	原子炉压力容器	胴の中性子照射脆化	原子炉压力容器の照射脆化については、最新の脆化予測式による評価を実施する。また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。	中長期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定) ・非破壊試験 ・漏えい試験	
4	<ul style="list-style-type: none"> ・上部格子板 ・炉心シュラウド ・炉心支持板 ・周辺及び中央燃料支持金具 ・制御棒案内管 	中性子照射による靱性低下	点検結果及び研究等でオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する新しい知見が得られた場合には追加点検や点検周期等の見直しを実施する。	中長期	継続実施中 (第24保全サイクルで実施予定) ・上部格子板の目視点検 ・炉心シュラウドの目視点検 ・炉心支持板の目視点検 ・周辺及び中央燃料支持金具の目視点検 ・制御棒案内管の目視点検	(第22保全サイクル) ・炉心シュラウドの目視点検 →異常なし
5	原子炉压力容器	ノズル及びセーフエンドの粒界型応力腐食割れ	点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。	中長期	継続実施中 (第24保全サイクルで実施予定) ・非破壊試験 ・漏えい試験	(第21, 22, 23保全サイクル) ・漏えい試験 →異常なし
	原子炉压力容器	制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブの粒界型応力腐食割れ	点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。	中長期	継続実施中 (第24保全サイクルで実施予定) ・漏えい試験	(第21, 22, 23保全サイクル) ・漏えい試験 →異常なし

長期保守管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況***	実施結果	
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期****			
5	原子炉压力容器	ブラケットの 粒界型応力腐食割 れ	点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。	中長期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定) ・ブラケットの目視点検		
	原子炉再循環系 ステンレス鋼配管	粒界型応力腐食割 れ	点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られているき裂進展データと異なる知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。	中長期	継続実施中 (第24保全サイクルで実施予定)		(第21, 22, 23保全サイクル) ・原子炉再循環の超音波探傷検査 ・漏えい検査 →異常なし
	<ul style="list-style-type: none"> ・上部格子板 ・炉心支持板 ・周辺燃料支持金具 ・炉心スプレ配管/スパー ジャ ・給水スパージャ ・差圧検出/ほう酸水注入 系配管 ・ジェットポンプ ・中性子束計測案内管 ・シュラウドサポート ・制御棒案内管 ・シュラウドヘッド及び気 水分離器 ・蒸気乾燥器 	粒界型応力腐食割 れ	点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られているき裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。シュラウドサポートは、代表部位の目視点検を定期的実施するとともに、長期的には近接可能な範囲について目視点検を実施する。	中長期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定) ・上部格子板の目視点検 ・炉心支持板の目視点検 ・周辺燃料支持金具の目視点検 ・炉心スプレ配管の目視点検 ・炉心スプレイスパージャの目視点 検 ・給水スパージャの目視点検 ・差圧検出/ほう酸水注入系配管の 目視点検 ・ジェットポンプの目視点検 ・中性子束計測案内管の目視点検 ・シュラウドサポートの目視点検 ・制御棒案内管の目視点検 ・シュラウドヘッド及び気水分離器 の目視点検 ・蒸気乾燥器の目視点検		

長期保守管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況 ^{***}	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期 ^{***}		
6	気体廃棄物処理系 排ガス予熱器	胴等の 粒界型応力腐食割れ	耐圧部の探傷可能な範囲の溶接部について 超音波探傷検査を実施する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
	気体廃棄物処理系 排ガス復水器	胴等の 粒界型応力腐食割れ	耐圧部の探傷可能な範囲の溶接部について 超音波探傷検査を実施する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
	気体廃棄物処理系 排ガス再結合器	胴、鏡板等の 粒界型応力腐食割れ	溶接部の超音波探傷検査を実施する。	短期	実施済	(第22保全サイクル) ・溶接部の超音波探傷検査 →異常なし
	気体廃棄物処理系 ステンレス鋼配管	粒界型応力腐食割れ	溶接部の超音波探傷検査を実施する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
7	・上部格子板 ・炉心シュラウド ・炉心支持板 ・周辺燃料支持金具 ・制御棒案内管	照射誘起型応力腐食割れ	点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られている き裂進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。	中長期	継続実施中 (第24保全サイクルで実施予定) ・上部格子板の目視点検 ・炉心シュラウドの目視点検 ・炉心支持板の目視点検 ・周辺燃料支持金具の目視点検 ・制御棒案内管の目視点検	

長期保守管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況 ^{***}	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期 ^{***}		
8	制御棒（ボロン・カーバイド型及びハフニウム板型）	照射誘起型応力腐食割れ	今後複数のプラントにおいて、炉内で長期間にわたり使用している制御棒について、知見の拡充のため、取り出し時に計画的に点検を実施し、データを拡充することにより、適切な予防保全措置を検討する。	中長期	継続実施中	(第21, 22, 23保全サイクル) ・外観点検実施 →異常なし
9	高圧タービン	翼・車軸接合部の応力腐食割れ	抜き取りで超音波探傷検査を実施する。	中長期	継続実施中	(第22保全サイクル) ・第5～7段超音波探傷検査 →異常なし
	低圧タービン	翼・車軸接合部の応力腐食割れ	抜き取りで超音波探傷検査を実施する。	中長期	継続実施中	(第22保全サイクル) ・第15～17段超音波探傷検査 →異常なし
	タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービン	翼・車軸接合部の応力腐食割れ	高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (高圧タービン及び低圧タービン検査の結果に基づき実施することとしている)	
10	原子炉格納容器	ドライウェルスプレイヘッド、サブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食	ドライウェルスプレイヘッド、サブプレッションチェンバスプレイヘッドについては、内面の目視点検を実施する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	

長期保守管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況 ^{***}	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期 ^{***}		
11	原子炉格納容器	ドライウェル, (上鏡, 円筒胴, 球形胴), サンド クッション部の腐 食	代表部位の計画的な肉厚測定を実施する。	短期	実施済	(第21保全サイクル) ・上鏡, 円筒胴, 球形胴の肉厚 測定 →異常なし (第22保全サイクル) ・サンドクッション部の肉厚測 定 →異常なし
	グラント蒸気蒸化器	ドレンタンクの腐 食	計画的に胴の代表部位の肉厚測定を実施 し, 健全性の確認を行っていく。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
	原子炉冷却材浄化系再生熱 交換器	水室の腐食	計画的に水室の代表部位の肉厚測定を実施 し, 健全性の確認を行っていく。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
	原子炉冷却材浄化系再生熱 交換器	胴の腐食	計画的に胴の代表部位の肉厚測定を実施 し, 健全性の確認を行っていく。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
	グラント蒸気復水器	胴の腐食	計画的に胴の代表部位の肉厚測定を実施 し, 健全性の確認を行っていく。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
12	気体廃棄物処理系 炭素鋼配管	外面腐食 (全面腐 食)	地中埋設の代表部位について, 外面の目視 点検を実施する。	中長期	未実施 (第28保全サイクルで実施予定)	

長期保守 管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況***	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期***		
13	可燃性ガス濃度制御系設備	気水分離器, 配管の腐食 (全面腐食)	念のため肉厚測定を実施する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
	蒸気式空気抽出器	胴の腐食	胴の代表部位の肉厚測定を実施する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
14	炭素鋼配管 低合金鋼配管	エロージョン・コ ロージョン, エ ロージョン	継続的な肉厚測定を実施するとともに対策材に取り替えられた配管に対しても追加的に肉厚測定を実施し, データ及び知見を蓄積し, 適切に配管減肉管理に反映する。配管減肉に関する日本機械学会規格等を踏まえ, 新たな知見が確認されれば, 必要に応じ社内指針等の見直しを実施する。 また, 今後, 現在行われている配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する国の高経年化対策強化基盤整備事業の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
15	後打ちケミカルアンカ	樹脂の劣化	類似環境機器の取替等, 適切な機会利用によりアンカのサンプル調査を行い, 健全性評価の妥当性を確認する。	中長期	未実施 (類似環境機器の取替等, 適切な機会利用により調査を実施)	
16	機器付基礎ボルト 後打ちメカニカルアンカ 後打ちケミカルアンカ	腐食	機器取替等の適切な機会においてサンプル調査を行い, 健全性評価の妥当性を確認する。	中長期	未実施 (機器取替等の適切な機会において調査を実施)	
	主要変圧器 所内変圧器 起動変圧器 励磁電源変圧器	タンクの腐食	機器の取替が行われる場合, タンク底板の腐食量調査を実施する。	中長期	継続実施中	(第20保全サイクル) ・主要変圧器の腐食量調査
	主要変圧器 所内変圧器 起動変圧器 励磁電源変圧器	底板ビームの腐食	機器の取替が行われる場合, 底板ビームの腐食量調査を実施する。	中長期	継続実施中	(第20保全サイクル) ・主要変圧器の腐食量調査

長期保守管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況 ^{***}	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期 ^{***}		
17	可燃性ガス濃度制御系設備	加熱管 再結合器 冷却器 配管 のクリープ	適切な機会を捉えて代表機器の内部の目視点検を実施する。	中長期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
18	高圧難燃CVケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブル加速劣化試験データの整備」で試験予定：～H25年度目途)	
	高圧CVケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を行う。 また、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブル加速劣化試験データの整備」で試験予定：～H25年度目途)	
	EVケーブル CVケーブル KGBケーブル 難燃CVケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブル加速劣化試験データの整備」で試験予定：～H25年度目途)	
	難燃一重同軸ケーブル 一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブル加速劣化試験データの整備」で試験予定：～H25年度目途)	
	難燃PNケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を行う。 また、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブル加速劣化試験データの整備」で試験予定：～H25年度目途)	

長期保守 管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況 ^{***}	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期 ^{***}		
19	端子台	絶縁物の絶縁特性低下	60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	短期	継続実施中 (第22保全サイクル) ・高温、高線量で安全系に使用している電動弁の端子台の取替 (自社にて試験等実施：～H23.3.26)	
	同軸コネクタ	絶縁体の絶縁特性低下	60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定) ・同軸コネクタの取替 (自社にて試験等実施：～H23.3.26)	
20	計測装置のうち 圧力伝送器／差圧伝送器 (ダイヤフラム式)	圧力伝送器／差圧伝送器の特性変化	事故時雰囲気における動作が要求される圧力伝送器、差圧伝送器については、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度目途)	
	計測装置のうち 圧力検出器 (ベローズ式)	圧力検出器の特性変化	事故時雰囲気における動作が要求される圧力検出器については、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度目途)	

長期保守管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況 ^{***}	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期 ^{***}		
20	計測装置のうち SRNM前置増幅器	特性変化	事故時雰囲気における動作が要求されるSRNM前置増幅器については、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度目途)	
	計測装置のうち 放射線検出器 (イオンチェンバ式)	特性変化	事故時雰囲気における動作が要求される放射線検出器については、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度目途)	
	計測装置のうち 温度検出器 (熱電対式、測温抵抗体式)	絶縁特性低下	事故時雰囲気における動作が要求される温度検出器については、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度目途)	

長期保守管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況 ^{※※}	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期 ^{※※※}		
21	原子炉格納容器内の電動 (交流) 弁用駆動部	固定子コイル, 口 出線・接続部品, ブレーキ電磁コイルの絶縁特性低下	60年間の運転期間における熱, 放射線, 機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定: ~H26年度目途)	
22	原子炉格納容器外の電動 (交流・直流) 弁用駆動部	固定子コイル, 口 出線・接続部品, ブレーキ電磁コイル, 回転子コイルの絶縁特性低下	60年間の運転期間における熱, 機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。	中長期	未実施 (電力共通研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定: ~H26年度目途)	
23	原子炉格納容器	電気ペネトレーション(キャニスタ型及びモジュール型) 絶縁特性低下	電気ペネトレーションについては, 60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この結果に基づき, 保全への反映の要否を判断し, 要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共通研究「原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究Phase II」の結果を反映予定: H22年度目途)	
	原子炉格納容器	電気ペネトレーション(キャニスタ型及びモジュール型) 気密性低下	電気ペネトレーションについては, 60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この結果に基づき, 保全への反映の要否を判断し, 要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共通研究「原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究Phase II」の結果を反映予定: H22年度目途)	

※「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定」 添付4の長期保守管理方針の番号

※※第24保全サイクルまでの実施状況

※※※実施時期は以下のとおり

短期 : 平成18年3月27日から5年間

中長期 : 平成18年3月27日から10年間

福島第一原子力発電所 3 号機の
長期保管 MOX 燃料の健全性について

平成 22 年 7 月

東京電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 評価・検査実施方法	2
2.1 評価・検査項目の選定	2
2.2 評価・検査の体制について	3
3. 評価結果	5
3.1 燃料棒熱機械特性	5
3.2 核炉心特性・熱水力特性	11
3.3 動特性	32
3.4 使用済燃料貯蔵時の冷却性及び未臨界性	36
3.5 運転時の異常な過渡変化の解析	39
3.6 事故解析	42
3.7 まとめ	48
3.8 参考文献	49
4. 外観検査および内部確認結果	50
4.1 燃料集合体外観検査	50
4.2 ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認	52
5. 保管中のデータ確認結果	54
5.1 使用済燃料プールの確認	54
5.2 保管期間中の燃料集合体への影響	55
6. まとめ	57
【参考】 福島第一原子力発電所3号機において保管中のMOX新燃料にかかる経緯 について	58

1. はじめに

福島第一原子力発電所 3 号機の使用済燃料プールにおいて現在保管している MOX 新燃料(ベルゴニュークリア社/FBFC インターナショナル社製造)は、平成 11 年 9 月 27 日の発電所搬入後、10 年以上の長期に亘り水中にて保管されてきた(経緯については【参考】を参照)。

MOX 新燃料にはその特性が経時変化するという特徴があり、プルトニウムのアメリシウムへの崩壊等の燃料組成変化によって、ペレット物性の変化や燃料の反応度低下や反応度係数の変化等の影響が想定される。しかしながら、これらの影響を考慮した評価および解析により以下のとおり問題ないことを確認した。

- ・ 生成するアメリシウムの量が微量であること等から、ペレット物性の変化等が燃料棒熱機械特性に影響しないこと
- ・ 長期保管 MOX 燃料と同時に装荷される燃料の体数や配置の工夫等によって、熱的制限値等を遵守した炉心の成立が可能であり、核炉心特性上問題のないこと
- ・ 燃料棒熱機械特性と核炉心特性の結果を基に評価される動特性、過渡・事故解析等には長期保管 MOX 燃料の影響は現れず、各項目に適用される判断基準を満足できること

また、保管期間中の環境(水環境、放射線環境)による影響により、ジルコニウム合金やステンレス等の構成部材について、貯蔵時の腐食、クラッド付着が想定されるほか、地震時や燃料取扱い時の外力による燃料構成部材の変形、燃料集合体内部への異物混入が想定される。しかしながら、外観検査、内部確認結果および保管期間中の使用済燃料プールの管理状況について以下のとおり問題ないことを確認した。

- ・ 燃料健全性に影響を及ぼす損傷、変形、腐食等は確認されなかったこと
- ・ 燃料集合体内部に燃料健全性に影響を及ぼす異物は確認されなかったこと
- ・ 保管期間中の使用済燃料プール水温、水位、水質は適切に管理されていたこと

本報告書は、当該 MOX 新燃料の健全性を確認するために実施した評価結果及び検査結果について纏めたものである。

2. 評価・検査実施方法

2.1 評価・検査項目の選定

長期保管した MOX 新燃料に想定される影響を図 2-1 に示すが、プルトニウム 241 のアメリシウム 241 への β 崩壊等の燃料組成変化の影響、貯蔵時の腐食等の保管期間中の環境からの影響、異物混入等の保管期間中の外的影響がある。これらの影響に対して、長期保管 MOX 燃料が現時点においても問題なく使用できる健全性を有していることを確認するために、評価・検査を実施した。今回の評価・検査で選定した確認対象項目と評価・検査方法を以下に示す。

(1) 燃料組成変化の影響にかかる確認対象項目

- ① 燃料棒熱機械特性
(燃料温度, 燃料棒内圧, 1%塑性歪相当出力, 応力設計比・疲労評価等)
- ② 核炉心特性・熱水力特性
(反応度係数, 炉心特性, ほう酸水注入系の制御能力, SLMCPR 等)
- ③ 動特性
(チャンネル安定性, 炉心安定性, 領域安定性, プラント安定性, キセノン空間振動の安定性)
- ④ 使用済燃料貯蔵時の冷却性及び未臨界性
- ⑤ 運転時の異常な過渡変化の解析
- ⑥ 事故解析

許認可解析手法に基づく評価または、許認可解析の前提に包絡されていることの確認(福島第一3号機でのMOX燃料の採用の原子炉設置変更許可申請⁽¹⁾との比較)

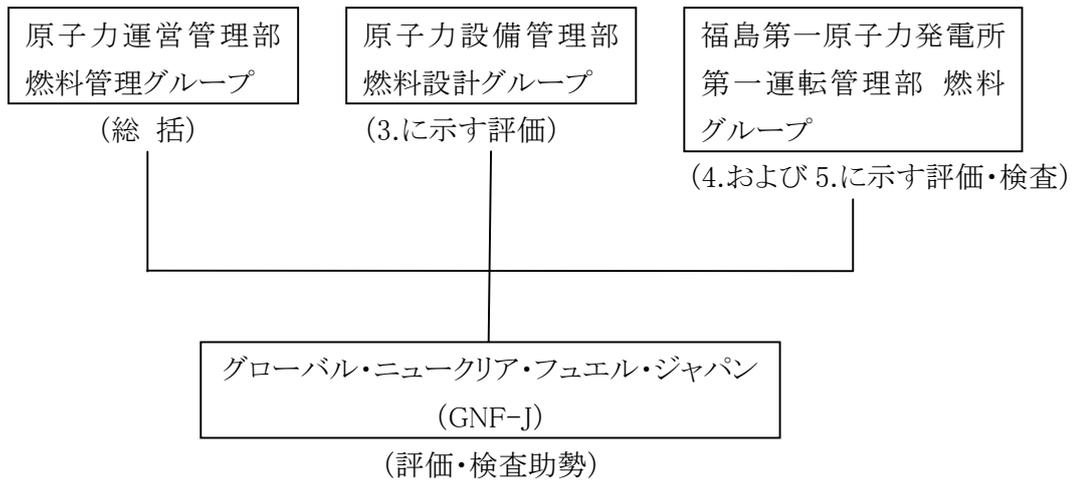
(2) 環境による影響およびその他の影響にかかる確認対象項目

- ① 燃料構成部材の変形
 - ② ジルコニウム合金の腐食特性
 - ③ ステンレス等の腐食特性
 - ④ 燃料集合体内部への異物混入
- 燃料集合体の外観検査
保管期間中の使用済燃料プールにおける
水質・水温データの確認
— ファイバースコープによる燃料集合体内部の確認

「(1) 燃料組成変化の影響にかかる確認対象項目」についての確認結果を本資料中の「3. 評価結果」に、「(2) 環境による影響およびその他の影響にかかる確認対象項目」についての確認結果を本資料中の「4. 外観検査および内部確認結果」と「5. 保管中のデータ確認」に示す。

2.2 評価・検査の体制について

評価・検査は以下の体制で実施した。なお、必要に応じて、評価・検査ともにグローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン(GNF-J)の助勢を受けた。



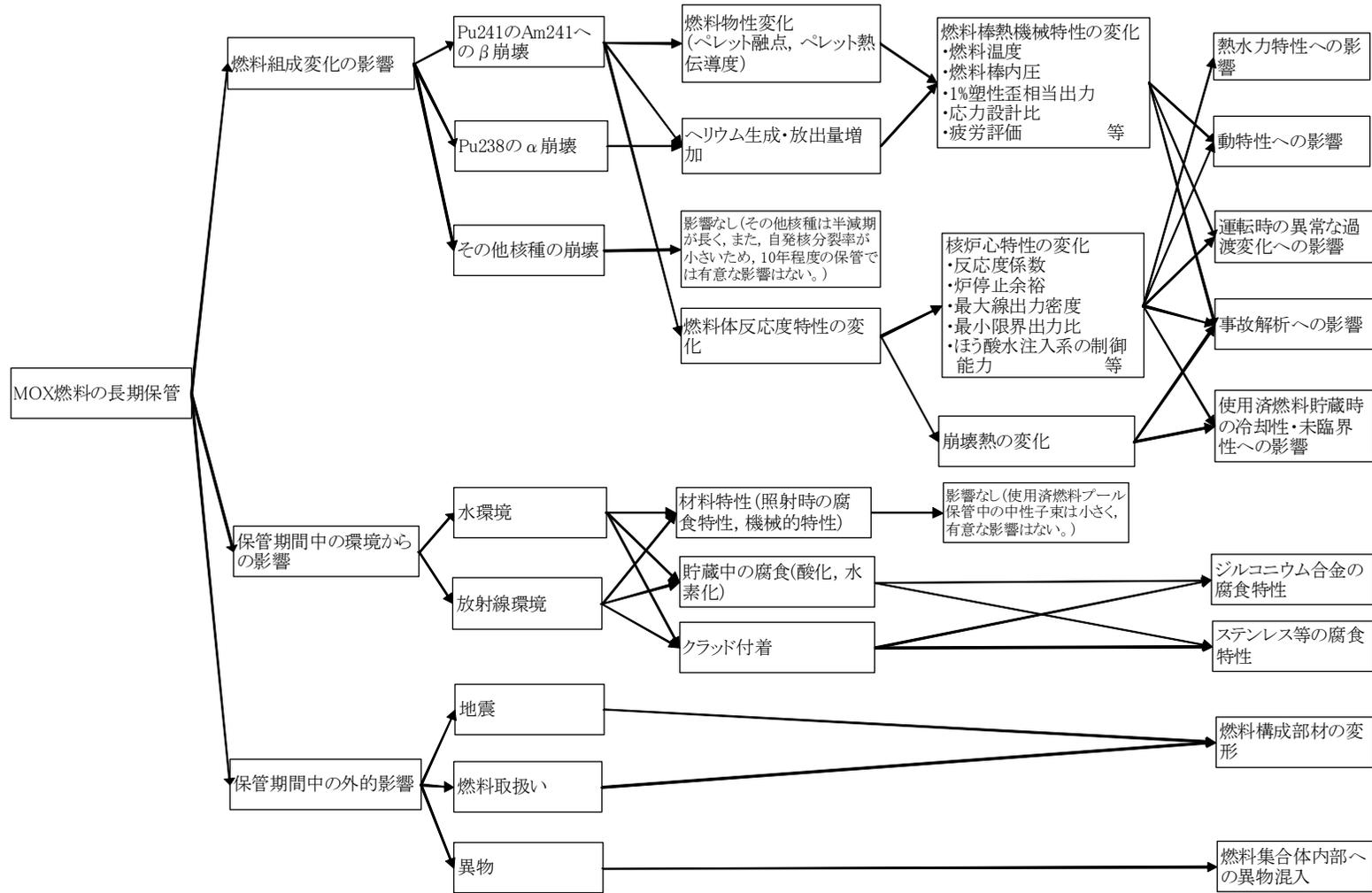


図 2-1 長期保管した MOX 新燃料に想定される影響

3. 評価結果

3.1 燃料棒熱機械特性

(1) 評価条件

主な評価条件を設定根拠とともに以下に記す。

a. アメリシウム含有率, プルトニウム含有率

保管中 MOX 燃料には, プルトニウム含有率の異なる 4 つのタイプの MOX 燃料棒がある。これらの MOX 燃料棒の中でアメリシウム含有率の最大値は 0.34wt% であるが, 保守的に高めの値である 0.5wt% (約 25 年程度の保管期間に相当する値) を今回の評価条件とする。また, プルトニウム含有率は, 設置許可解析の条件と同様に設置許可上の上限值である 10wt% を今回の評価条件とする。

b. ペレット物性(融点, 熱伝導度等)

PuO_2 と AmO_2 はともに蛍石型結晶構造で, 格子定数はそれぞれ 0.5396nm, 0.5374nm, 密度はそれぞれ 11.46g/cm³, 11.77g/cm³ と同等であること, また, プルトニウム 241 とアメリシウム 241 のイオン半径はそれぞれ 0.096nm, 0.095nm と同等であることから, ペレット内にアメリシウムが蓄積することによるペレット物性(融点, 熱伝導度等)への影響は小さいと考えられる。

図 3.1-1 にペレット融点の, 図 3.1-2 にペレット熱伝導度の測定結果を示すが, アメリシウム含有率 3wt% 程度の範囲で, アメリシウム蓄積による影響は認められていない。したがって, 今回の評価では, アメリシウム蓄積によるペレット物性への影響は考慮しないものとする。

なお, 高速増殖原型炉もんじゅの燃料では, 燃料中に蓄積したアメリシウム含有率は最大約 2wt% 程度と評価されているが, 燃料の機械設計においてアメリシウム蓄積によるペレット物性への影響を考慮しないこととしている⁽²⁾。

c. ヘリウム生成・放出量

長期保管された MOX 燃料では,

- ・ 保管中のプルトニウム 238 の α 崩壊(半減期約 88 年)
 - ・ 保管中にプルトニウム 241 の β 崩壊によって蓄積したアメリシウム 241 が, 燃焼中に高次化して生成するキュリウム 242 の α 崩壊(半減期約 163 日)
- によってヘリウムの生成・放出量が増加することから, これらの影響を考慮している。

d. 設計出力履歴

設置許可解析で用いられる設計出力履歴は, 炉心内の全ての燃料棒が寿命中に経験する出力を包絡し, かつ, これに余裕をみた履歴として設定されている。今回の評価においても, 設置許可解析条件と同一の設計出力履歴を用いることとする。

(2) 評価手法

設置許可解析に用いている燃料棒熱機械特性評価コードによって、長期保管中のMOX燃料の組成変化による燃料棒熱機械特性への影響評価を実施した。ただし、「(1)c. ヘリウム生成・放出量」に記したヘリウムの生成・放出量の増加については、核種の生成消滅計算が行える汎用コード ORIGEN2⁽³⁾を用いてヘリウム生成量を別途評価し、燃料棒熱機械特性評価にあたってはその増加分を考慮した。

また、評価対象のMOX燃料(MOX燃料棒)に関する基本仕様を表3.1-1に示す。

表 3.1-1 MOX燃料(MOX燃料棒)の基本仕様

項目	仕様
ペレット 材料 プルトニウム含有率及びウラン 235 濃縮度 ペレット最大プルトニウム含有率 ペレット最大核分裂性プルトニウム富化度 初期密度 ペレット直径	ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)焼結ペレット 燃料集合体平均ウラン 235 濃縮度約 3.0wt%相当(*)以下 [プルトニウム含有率 約 2.7~5.3wt% ウラン 235 濃縮度 約 1.1~1.3wt%] 10wt%以下 6wt%以下 理論密度の約 95% 約 10.4mm
燃料棒 被覆材 燃料棒外径 被覆管厚さ 燃料棒有効長さ ペレット-被覆管間隙 ヘリウム封入圧	ジルカロイ-2(ジルコニウム内張) 約 12.3mm 約 0.86mm(うちジルコニウム内張約 0.1mm) 約 3.55m 約 0.20mm 約 0.5MPa
燃料集合体 配列 燃料棒ピッチ 燃料棒数 ウォータロッド本数 最高燃焼度	8行8列 約 16mm MOX燃料棒 44本, ウラン燃料棒 16本 1本 40,000MWd/t

(*) 原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約 67wt%, プルトニウムと混合するウラン母材のウラン 235 濃度が約 0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム含有率が約 3.9wt%, 燃料集合体平均ウラン 235 濃縮度が約 1.2wt%となる。

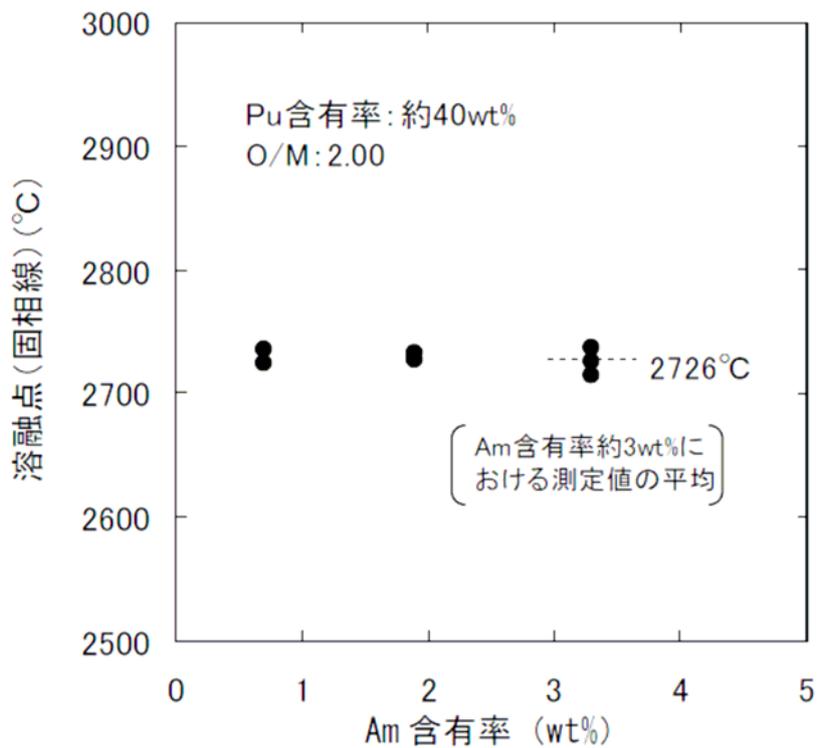


図 3.1-1 アメリシウム蓄積による MOX 燃料の融点への影響⁽²⁾

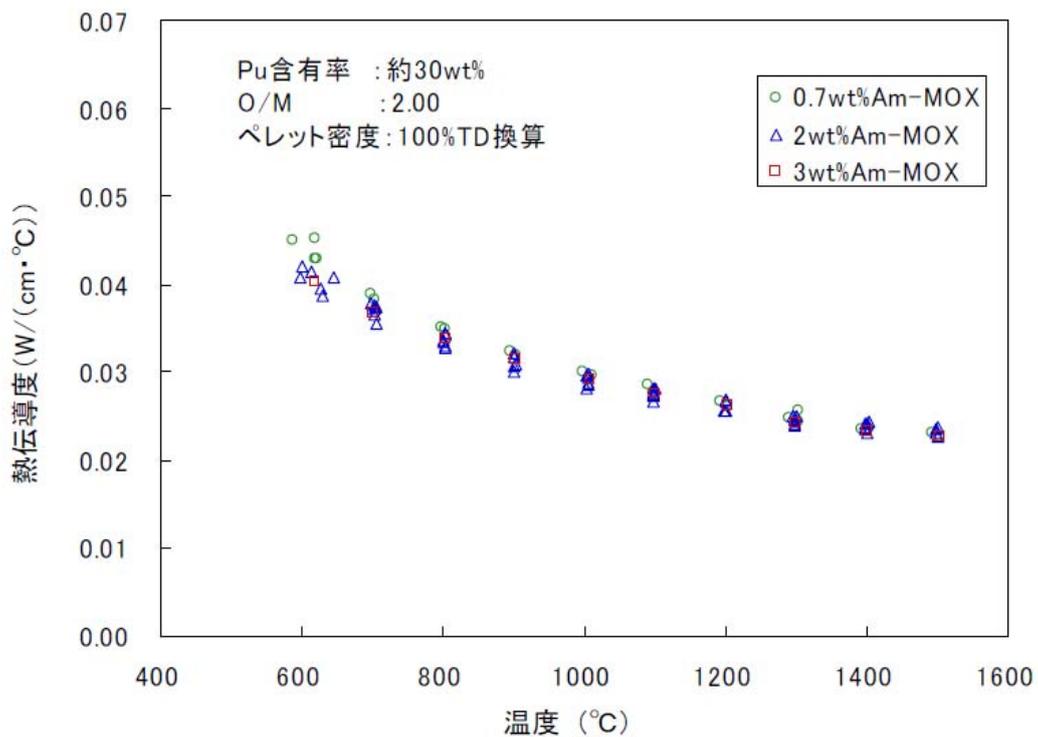


図 3.1-2 アメリシウム蓄積による MOX 燃料の熱伝導度への影響⁽²⁾

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づく評価結果を設置許可解析値と比較して、ペレット最高温度や燃料棒内圧等を表 3.1-2 に、応力設計比を表 3.1-3 に示す。

a. ペレット最高温度

熱伝導度の高いヘリウム燃料棒内への放出量が増加してギャップ熱伝達係数が向上した結果、燃料寿命を通じての MOX ペレット最高温度は約 1620℃であり、設置許可解析値の約 1660℃より低くなっている。

b. 燃料棒内圧

MOX 燃料棒の寿命末期の燃料棒内圧は、設置許可解析値の約 5.8MPa[abs]に対し、今回評価値は約 6.3MPa[abs]であり、He ガス放出量増加の影響により燃料棒内圧は設置許可解析値より大きくなっている。

燃料棒内圧は応力設計比の評価と関係があるが、後述のとおり応力設計比の評価では保守的な条件を設定していることから、寿命末期の燃料棒内圧増加による応力設計比への影響はない。

c. 1%塑性歪及びペレット中心溶融に対する出力余裕

1%塑性歪に対する出力余裕の最小値として設置許可申請書に記載されている約 65%は、プルトニウム含有率 1wt%の寿命初期の評価結果であり、プルトニウム含有率 10wt%の設置許可条件での評価結果は約 71%である。今回の評価は長期保管によるプルトニウム組成変化の影響確認が目的であるため、プルトニウム含有率の高い 10wt%の MOX 燃料棒に対して、設置許可での解析条件の評価結果と長期保管の影響を考慮した評価結果とを比較している。

今回の評価における 1%塑性歪に対する出力余裕の最小値は、寿命初期に生じて約 71%であり、設置許可条件の評価結果と同じ値である。この値は、運転時の異常な過渡変化時の最大線出力密度の増加分の約 21%に対して十分大きく、判断基準を満足している。

ペレット中心溶融に対する出力余裕についても、今回の評価値と設置許可解析値は、同じ値で約 57%である。ペレット中心溶融に対する出力余裕はペレット温度が最高となる寿命中期で最小となるが、今回の評価値と設置許可解析値とのペレット最高温度の差異が小さいため、同じ値となっている。

d. 応力設計比

設置許可における応力設計比評価では、燃料棒内外圧差による応力を厳しく見積もるため、寿命を通して FP ガスとヘリウムの放出がないと仮定している。そのため、寿命末期の燃料棒内圧の差異は応力設計比には影響せず、長期保管の影響を考慮し

でも応力設計比評価値は設置許可解析と同一の値となる。なお、端栓部の応力設計比の評価で考慮する熱応力については、ペレット温度低下により緩和する方向であるが、安全側に設置許可解析条件と同じ熱応力が発生するとしている。

長期保管 MOX 燃料について、応力設計比は 1 より十分小さい値であり、判断基準を満足している(表 3.1-3)。

e. 疲労評価

今回の応力設計比の評価結果が設置許可解析値と同等となることから、疲労評価についても設置許可解析と同一の値となり、判断基準を満足している。

f. ギャップ熱伝達係数

ギャップ熱伝達係数については、今回の評価では熱伝導度の高いヘリウムの放出量が多くなるため、設置許可解析の燃料棒熱機械特性評価コードによる評価値と比較すると、炉心平均ギャップ熱伝達係数、ホットチャンネルギャップ熱伝達係数ともに値は大きくなる。しかし、プラント過渡解析(プラント安定性解析とプラント系の事故解析である原子炉冷却材流量の喪失及び原子炉冷却材ポンプの軸固着を含む)や炉心・領域安定性解析で用いられるギャップ熱伝達係数は解析結果を保守的にするために、燃料棒熱機械特性評価コードによる評価値を小さく処理した値もしくは大きく処理した値が用いられている。今回の評価結果は、これらの値の範囲内にあるため、プラント過渡解析や炉心・領域安定性解析で用いられるギャップ熱伝達係数への影響はない。

g. まとめ

MOX 燃料の長期保管による燃料棒熱機械特性への影響としては、アメリシウム蓄積に伴うペレット物性の変化や、ヘリウム生成・放出量増加に伴う燃料棒内圧増加が想定される。しかし、MOX 燃料中に蓄積されるアメリシウムの量は 0.5wt%以下と小さいこと、また、燃料棒内圧に関する基準である応力設計比の評価において保守的な取扱いをしていることから、長期保管を考慮した評価結果においても、設置許可解析結果と同等な評価結果が得られ、燃料棒熱機械特性に関する判断基準を満足している。

表 3.1-2 燃料棒熱機械特性評価結果

	今回の評価値	設置許可条件の解析値(プルトニウム含有率:10wt%)	参考値
ペレット最高温度	約 1620℃	約 1660℃	約 2640℃ (ペレット融点*2)
寿命末期燃料棒内圧	約 6.3MPa[abs]	約 5.8MPa[abs]	約 7.1MPa[abs] (冷却材圧力)
1%塑性歪に対する出力余裕の最小値*1	約 71% (約 75kW/m)	約 71% (約 75kW/m)	約 21% (運転時の異常な過渡変化時の最大線出力密度の増加分)
ペレット中心溶融に対する出力余裕の最小値*1	約 57% (約 69kW/m)	約 57% (約 69kW/m)	

*1:括弧内の数値は、1%塑性歪及びペレット中心溶融に相当する線出力密度を示す。

*2:ペレット最高温度が生じる寿命中期におけるペレット融点。

表 3.1-3 応力設計比

位置	期間	定格出力状態	21%過出力状態	判断基準
スペーサとスペーサの中間部	寿命初期	0.36	0.37	1 以下
	寿命末期	0.25	0.37	
スペーサ部	寿命初期	0.36	0.36	
	寿命末期	0.25	0.38	
端栓部	寿命初期	0.52	0.56	
	寿命末期	0.37	0.42	

3.2 核炉心特性・熱水力特性

(1) 評価条件

長期保管中の MOX 燃料の組成変化の核炉心特性・熱水力特性への影響を、設置許可解析に用いている単位燃料集合体核計算コード及び三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード等によって評価した。主な評価条件を設定根拠とともに以下に記す。

a. 運転サイクル

福島第一 3 号機の次サイクルである第 25 サイクルに MOX 燃料が装荷された場合の炉心評価を実施した。MOX 燃料は 3 サイクル使用が想定されているので、第 25 サイクルから第 27 サイクルまでの評価を実施した。

第 25 サイクルの炉心評価にあたっては、プラント運転計画等から予測される第 24 サイクル終了後の炉心状態を前提とした。第 24 サイクルは現在運転中であり、サイクル終了後の状態は確定していないため、第 25 サイクルの炉心について実際の炉心と今回の評価炉心では差異が生じる可能性があるが、長期保管された MOX 燃料を装荷した場合の核炉心特性等への影響については今回の評価で十分な見通しが得られるものとする。

b. MOX 燃料の装荷体数

第 25 サイクルから第 27 サイクルまでのそれぞれのサイクルに装荷される MOX 燃料の体数は表 3.2-1 のとおりとしている。第 25 サイクルには長期保管中の全ての MOX 燃料 32 体が装荷されることとし、第 26 サイクルには輸入燃料体検査申請中(平成 12 年 11 月 14 日付)の全ての MOX 燃料 32 体が装荷されることとし、第 27 サイクルには設置許可解析の平衡炉心での 1 取替当たりの MOX 燃料の体数である 80 体が装荷されることとしている。これらの装荷体数は、各サイクルに必ずしも装荷されるものではないが、長期保管 MOX 燃料も含め MOX 燃料の影響を大きく見積もるため、MOX 燃料の装荷体数が多くなるように設定したものである。また、各サイクルには MOX 燃料とともに 9×9 燃料(A 型)が装荷されることとしている。

c. MOX 燃料の核設計

各サイクルに装荷される MOX 燃料の核設計については、第 25 サイクルと第 26 サイクルに新燃料として装荷される MOX 燃料は、製造基準日からの長期保管による組成変化の影響を考慮したものであり、第 27 サイクルに新燃料として装荷される MOX 燃料は、設置許可解析に使用している標準組成のものである。

なお、MOX 燃料の長期保管による組成変化として、プルトニウム 241 のアメリシウム 241 への β 崩壊(半減期:約 14 年)の他に、プルトニウム 238 の α 崩壊(半減期:約 88 年)があるが、以下の理由により核炉心特性へ与える影響は小さいため、プルトニウム 238 の α 崩壊による組成変化は考慮していない。

- ・ プルトニウム 238 の初期量が小さく、かつ、約 88 年の半減期が保管期間(約 12 年)に対して長いことから、プルトニウム 238 の崩壊量は、プルトニウム組成で 0.1～0.2wt%程度、全重金属に対しては 0.01wt%以下とわずかである。
- ・ プルトニウム 238 の α 崩壊で生じるウラン 234 は、プルトニウム 238 と同様に非核分裂性の中性子吸収核種であるため、組成変化による核特性への影響は小さい。

表 3.2-1 サイクル毎の MOX 燃料装荷体数

運転サイクル数*1	MOX 燃料装荷体数*2		新燃料体数の設定根拠
	新燃料	炉内全燃料	
第 25 サイクル	32 体	32 体	福島第一 3 号機の使用済燃料プールで保管中の MOX 燃料の体数
第 26 サイクル	32 体	64 体	輸入燃料体検査申請中(平成 12 年 11 月 14 日付)の MOX 燃料の体数
第 27 サイクル	80 体	144 体	設置許可解析の平衡炉心における 1 取替当たりの MOX 燃料装荷体数

*1:各サイクルの運転期間については、評価上は 13 ヶ月に約1ヶ月の調整運転期間を含めている。

*2:炉心内の全燃料集合体の体数は 548 体である。

(2) 評価結果

a. 炉心特性

長期保管した MOX 燃料を装荷した場合の、福島第一 3 号機の第 25 サイクルから第 27 サイクルについての炉心特性評価結果のまとめを表 3.2-2 に示す。また、各サイクルの停止余裕、最大線出力密度及び最小限界出力比 (MCPR) の燃焼変化をそれぞれ図 3.2-1(1)～図 3.2-1(3)、図 3.2-2(1)～図 3.2-2(3)、図 3.2-3(1)～図 3.2-3(3) に示す。図には各燃焼度における炉心内の最も厳しい値をプロットしている。第 25 サイクルから第 27 サイクルまで、停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比、燃料集合体最高燃焼度のいずれについても判断基準を満足している。参考として設置許可解析値も表 3.2-2 に示しているが、今回の評価値と同程度の結果となっている。

停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比、燃料集合体最高燃焼度は、保安規定で管理することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

b. スクラム特性、ほう酸水注入系の制御能力、過剰増倍率及び反応度制御能力

スクラム特性について、第 25 サイクルから第 27 サイクルまでの炉心のサイクル早期炉心のスクラム曲線を図 3.2-4(1)に、サイクル末期炉心のスクラム曲線を図 3.2-4(2)にそれぞれ示す。図では設置許可解析値と設計スクラム曲線も合わせて示しているが、いずれの炉心のスクラム曲線についても「運転時の異常な過渡変化の解析」で用いられる設計用スクラム曲線を満足している。スクラム特性は、社内規定で確認することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

ほう酸水注入系の制御能力について、第 25 サイクルから第 27 サイクルの炉心のほう酸水注入時の未臨界性評価結果を表 3.2-3 に示す。手法については、福島第一 3 号機 MOX 燃料の設置許可解析と同様の手法である一点近似解析手法を用いた。MOX 燃料が装荷された炉心では、中性子スペクトルが硬くなり、ほう素の価値が相対的に低くなる傾向があるため、MOX 燃料の装荷割合の増加に伴い、ほう酸水注入時の実効増倍率は大きくなっているが、いずれの炉心についても判断基準である 0.95 以下を満足した結果となっている。なお、最近の設置許可解析では、より詳細な評価が可能な三次元解析手法が導入されているところである。ほう酸水注入系の制御能力は、社内規定で確認することが定められている項目であり、取替炉心毎に三次元解析手法により評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

過剰増倍率については、第 25 サイクルから第 27 サイクルまでの炉心の最大値はいずれも約 $0.10 \Delta k$ であり、また、このときの反応度制御能力は、いずれも約 $0.14 \Delta k$ である。よって、申請書記載の値(過剰増倍率の最大値約 $0.13 \Delta k$ に対し、反応度制御能力は約 $0.17 \Delta k$)を満足している。

c. 反応度係数, 動特性パラメータ

① 減速材ボイド係数

第 25 サイクルから第 27 サイクルの炉心について, サイクル初期とサイクル末期の減速材ボイド係数を図 3.2-5(1)~図 3.2-5(2)示す。第 25 サイクルから第 27 サイクルまで炉心内の MOX 燃料の装荷体数の増加に伴い減速材ボイド係数の絶対値が大きく(より負側)になっているが, いずれについても設置許可における 9×9 燃料(A 型) 平衡炉心と 1/3MOX 炉心(MOX 燃料を 240 体装荷した場合)の解析結果の中間的な値となっている。また, 動的ボイド係数(減速材ボイド係数を実効遅発中性子割合で除した値)を表 3.2-4 に示すが, これについても設置許可における 9×9 燃料(A 型) 平衡炉心と 1/3MOX 炉心の解析結果の中間的な値となっている。

設置許可の安全解析で用いられる動的ボイド係数は, 装荷されることが想定される全ての燃料タイプの中から最も厳しい解析結果を与えるものを選定した上で, 詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ(1.25 もしくは 0.9)とプルトニウムの同位体組成変動を考慮した保守ファクタ 1.02 を乗じた値としている。動的ボイド係数の今回評価値は, 設置許可で混在を考慮している燃料タイプのものの範囲内にあることから, 設置許可の安全解析の解析条件に包絡されている。

② ドップラ係数

第 25 サイクルから第 27 サイクルの炉心について, サイクル初期とサイクル末期のドップラ係数を表 3.2-5 に示す。第 25 サイクルから第 27 サイクルまで炉心内の MOX 燃料の装荷体数の増加に伴いドップラ係数の絶対値が大きく(より負側)になっているが, いずれについても設置許可における 9×9 燃料(A 型) 平衡炉心と 1/3MOX 炉心の解析結果の中間的な値となっている。また, 動的ドップラ係数(ドップラ係数を実効遅発中性子割合で除した値)を表 3.2-6 に示すが, これについても 9×9 燃料(A 型) 平衡炉心と 1/3MOX 炉心の中間的な値となっている。

設置許可の安全解析で用いられる動的ドップラ係数は, 過渡変化へ与える影響が小さいことから, ボイド係数の解析条件を与える燃料の値に, 詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ 0.9 とプルトニウムの同位体組成変動を考慮した保守ファクタ 0.99 を乗じた値としている。動的ドップラ係数の今回評価値は, 設置許可で混在を考慮している燃料タイプのものの範囲内にあることから, 設置許可の安全解析の解析条件に包絡されている。

③ 実効遅発中性子割合と即発中性子寿命

第 25 サイクルから第 27 サイクルの炉心について, サイクル初期とサイクル末期の実効遅発中性子割合を表 3.2-7 に示す。第 25 サイクルから第 27 サイクルまで炉心内の MOX 燃料の装荷体数の増加に伴い実効遅発中性子割合が小さくなっているが, いずれについても設置許可における 9×9 燃料(A 型) 平衡炉心と 1/3MOX 炉心の解析

結果の中間的な値となっている。設置許可の安全解析では実効遅発中性子割合は、動的ボイド係数と動的ドップラ係数として用いられるが、これらは上記のとおり設置許可の安全解析の解析条件に包絡されている。

即発中性子寿命については、過渡変化・事故へ与える影響が小さいことから、 $36\mu\text{s}$ が 1/3MOX 炉心の代表値として設置許可の安全解析に用いられている。今回の評価結果では、第 25 サイクル、第 26 サイクル、第 27 サイクルの即発中性子寿命は、それぞれ $37\mu\text{s}$ 、 $37\mu\text{s}$ 、 $35\mu\text{s}$ であり、1/3MOX 炉心の設置許可の代表値とほぼ同程度の値となっていることが確認できる。

d. SLMCPR

SLMCPR(MCPR に関する許容設計限界)の評価においては、MCPR に近い CPR (限界出力比)を持つ燃料の数が多い炉心状態ほど、沸騰遷移を起こす燃料棒本数割合が高くなり SLMCPR は厳しくなる。設置許可解析では、制御棒パターンの調整により MCPR に近い CPR を持つ燃料の数を意図的に増やした保守的な炉心を作成することによって、炉心毎の詳細設計の変動分を包絡している。

第 25 サイクルから第 27 サイクルの炉心の中から MCPR に近い CPR を持つ燃料の数が多い炉心状態(第 26 サイクル末期)について SLMCPR を評価したところ、結果は 1.053 と設置許可解析値の 1.07 より小さく、設置許可解析に包絡されている。

e. MOX 燃料の保管期間の変動による影響

今回の評価では、第 25 サイクルに装荷される MOX 燃料は、製造基準日から約 12 年の長期保管を考慮している。この保管期間が更に 1 年長くなると仮定した場合(製造基準日から約 13 年)については、プルトニウム 241 の半減期約 14 年に対して保管期間 1 年の影響は小さいこと、また、崩壊量はその時点の存在量に比例するが、保管期間 12 年の時点で半分程度の量のプルトニウム 241 が既に崩壊しており、追加の崩壊量が小さくなることから、12 年と 13 年の保管期間の同位体組成割合を比較すると、その差異はわずかである。このため、保管期間 13 年の燃料体の反応度特性は、保管期間 12 年のものと同程度となる。よって、MOX 燃料の保管期間が今回の評価ケースから 1 年程度変動した場合においても、今回の評価結果と同様に、各種判断基準を満足した評価結果が得られるものと考えられる。

f. まとめ

MOX 燃料の長期保管による核炉心特性・熱水力特性への影響として、燃料単体としてはアメリシウム蓄積に伴う反応度の低下や反応度係数の変化が想定されるものの、長期保管 MOX 燃料と同時に装荷される燃料の新燃料体数や燃料装荷パターン等を工夫することによって、熱的制限値等を遵守した炉心が成立することや反応度係数等が設置許可の安全解析の包絡条件に包絡されていること等を確認した。

また、停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比、燃料集合体最高燃焼度、スクラム特性及びほう酸水注入系の制御能力は、保安規定もしくは社内規定で管理することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

表 3.2-2 炉心特性評価結果のまとめ

項目	燃料 タイプ	今回の評価値			設置許可 解析値 (1/3MOX 炉心)	判断基準	
		25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル			
停止余裕(% Δk)	—	1.6	1.3	1.3	1.1	0 より大	
最大線出力密度 (kW/m)	MOX	39.2	39.7	38.4	40.0	44 以下	
	9×9 A	40.0	37.8	37.8	37.7	44 以下	
最小限 界出力 比	サイクル 早期炉心	MOX	1.66	1.56	1.58	1.66	1.28 以上
		9×9 A	1.38	1.37	1.37	1.41	1.29 以上
	サイクル 末期炉心	MOX	1.65	1.64	1.62	1.64	1.39 以上
		9×9 A	1.50	1.50	1.50	1.50	1.42 以上
燃料集合体最高燃 焼度(MWd/t)	MOX	13,300	26,100	37,800	34,600	40,000 以下	
	9×9 A	47,700	49,000	46,700	45,700	55,000 以下	

* : 停止余裕と最小限界出力比はサイクル中の最小値を、最大線出力密度はサイクル中の最大値を示す。

* : サイクル早期炉心とはサイクル初期からサイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で 2,000MWd/t 手前までの期間であり、サイクル末期炉心はそれ以外の期間である。

* : 燃料タイプの MOX は MOX 燃料を、9×9A は 9×9 燃料(A 型)を示す。

表 3.2-3 ほう酸水注入系の制御能力

	今回の評価値			設置許可 解析値 (1/3MOX 炉心)	判断基準
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル		
ほう酸水注入時実効増倍率 (20℃)	0.924	0.927	0.938	0.945	0.95 以下

表 3.2-4 動的ボイド係数(40%ボイド時, 単位: ϕ / %ボイド率)

	今回の評価値			設置許可解析値	
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	9×9A 炉心	1/3MOX 炉心
サイクル初期	-7.2	-7.5	-7.9	-7.0	-8.6
サイクル末期	-7.6	-7.7	-8.1	-7.4	-8.6

表 3.2-5 ドップラ係数(原子炉定格出力時, 単位: $(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$)

	今回の評価値			設置許可解析値	
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	9×9A 炉心	1/3MOX 炉心
サイクル初期	-1.95×10^{-5}	-1.97×10^{-5}	-1.99×10^{-5}	-1.95×10^{-5}	-1.99×10^{-5}
サイクル末期	-2.13×10^{-5}				

表 3.2-6 動的ドップラ係数(原子炉定格出力時, 単位: $\rho/^{\circ}\text{C}$)

	今回の評価値			設置許可解析値	
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	9×9A 炉心	1/3MOX 炉心
サイクル初期	-0.33	-0.34	-0.36	-0.33	-0.38
サイクル末期	-0.41	-0.41	-0.42	-0.40	-0.43

表 3.2-7 実効遅発中性子割合

	今回の評価値			設置許可記載値	
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	9×9A 炉心	1/3MOX 炉心
サイクル初期	0.0059	0.0058	0.0056	0.0060	0.0053
サイクル末期	0.0052	0.0052	0.0051	0.0053	0.0049

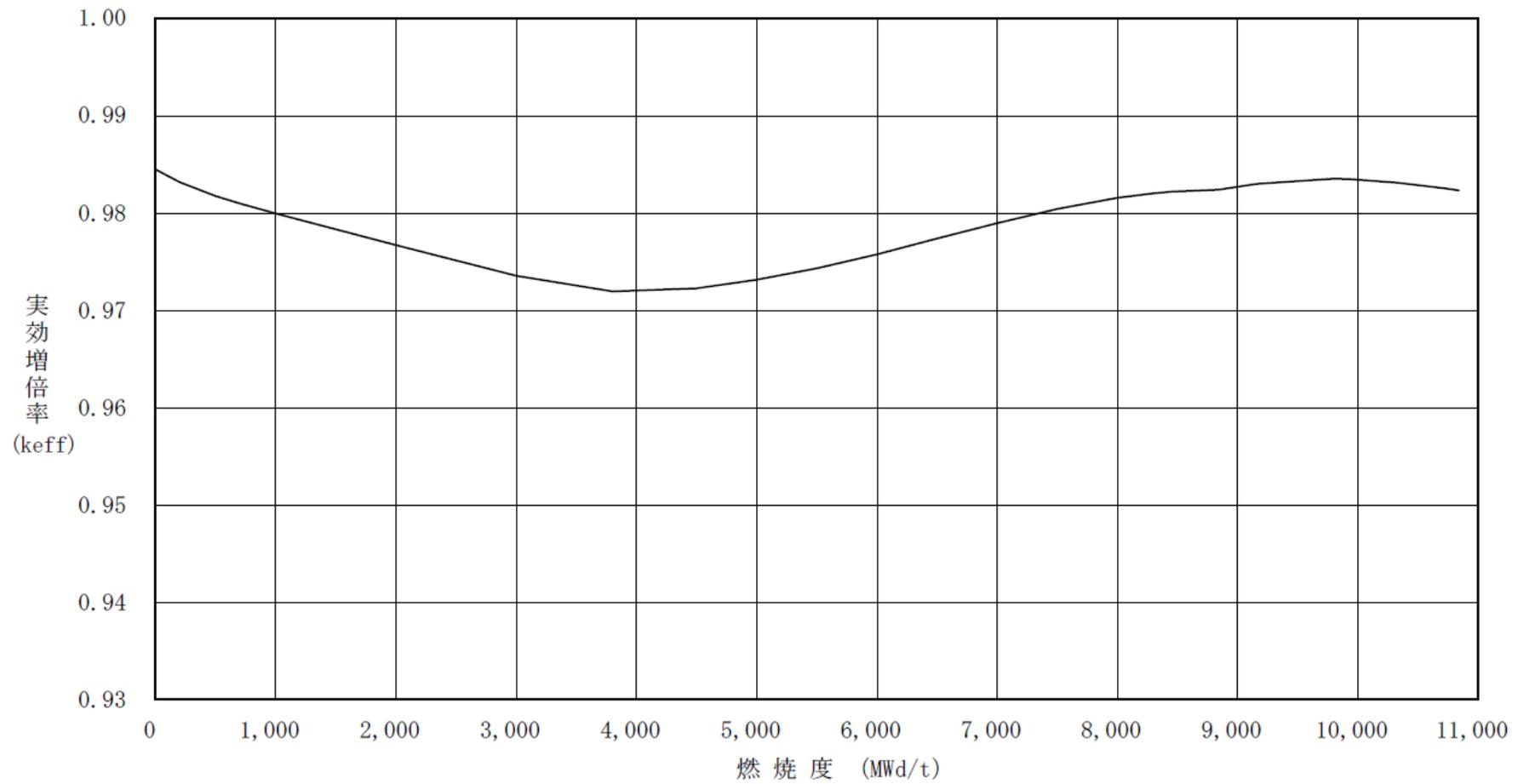


図 3.2-1(1) 最大価値制御棒 1 本引き抜き時の実効増倍率の燃焼変化
(第 25 サイクル)

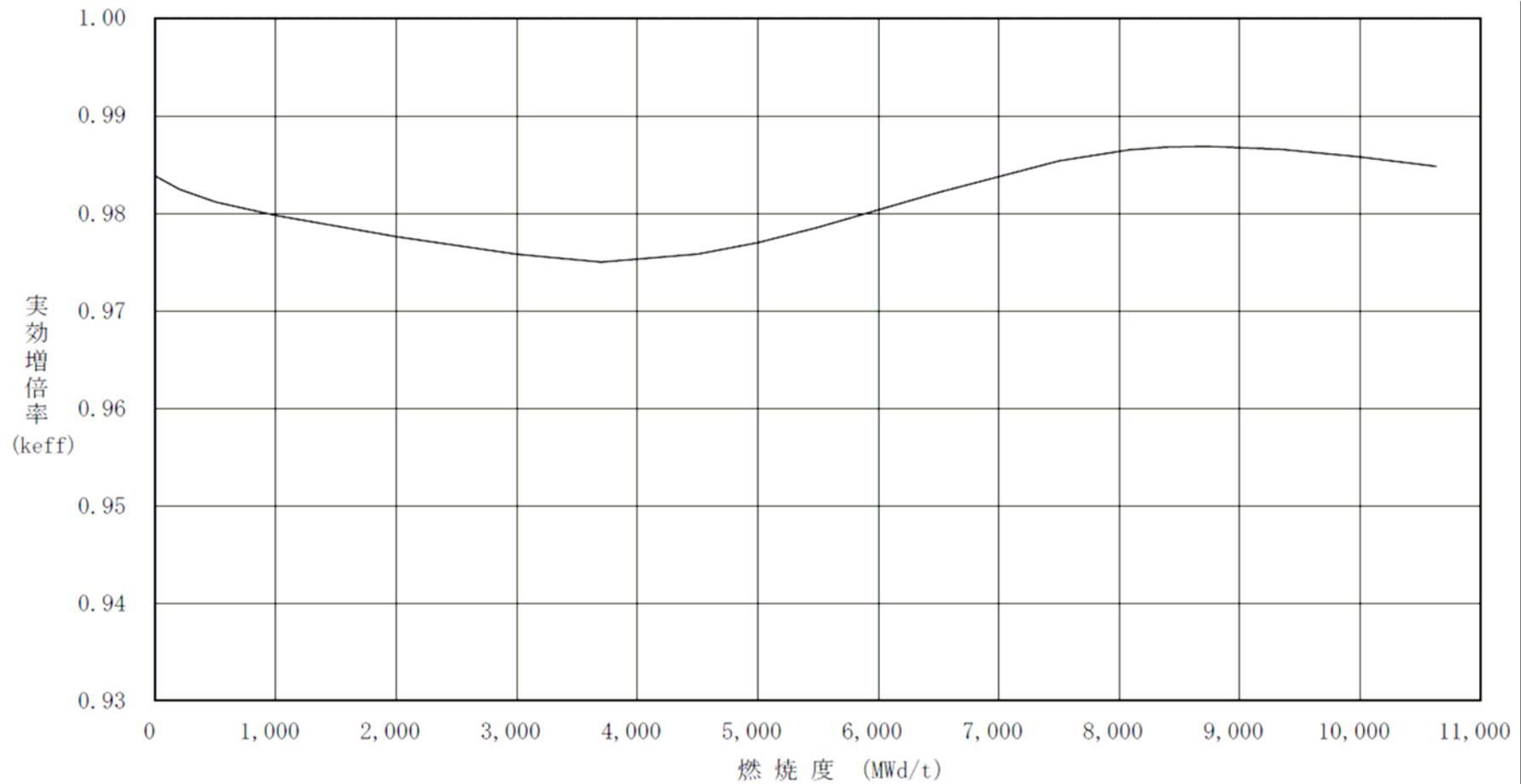


図 3.2-1(2) 最大価値制御棒 1 本引き抜き時の実効増倍率の燃焼変化
(第 26 サイクル)

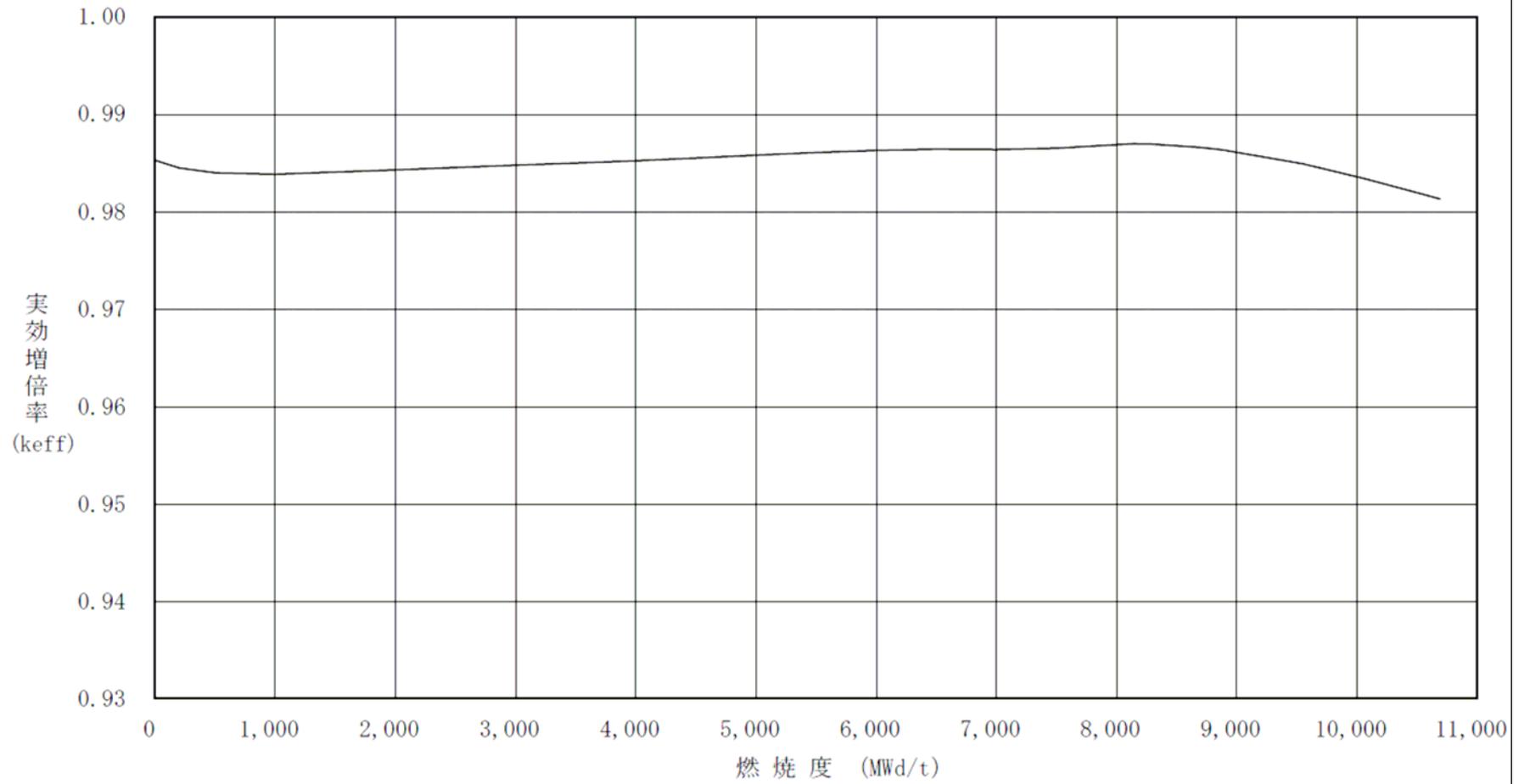


図 3.2-1(3) 最大価値制御棒 1 本引き抜き時の実効増倍率の燃焼変化
(第 27 サイクル)

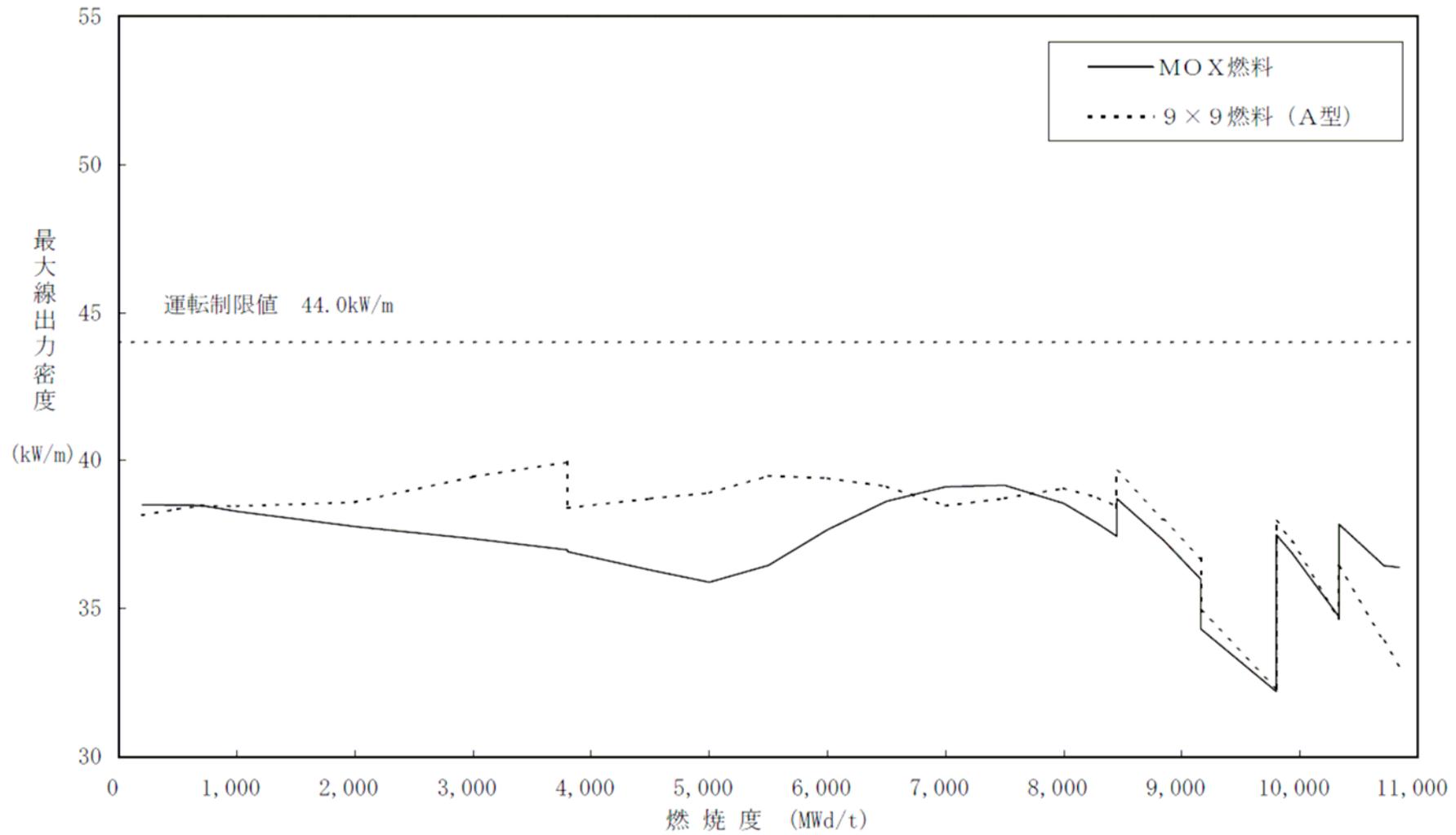


図 3.2-2(1) 最大線出力密度の燃焼変化(第 25 サイクル)

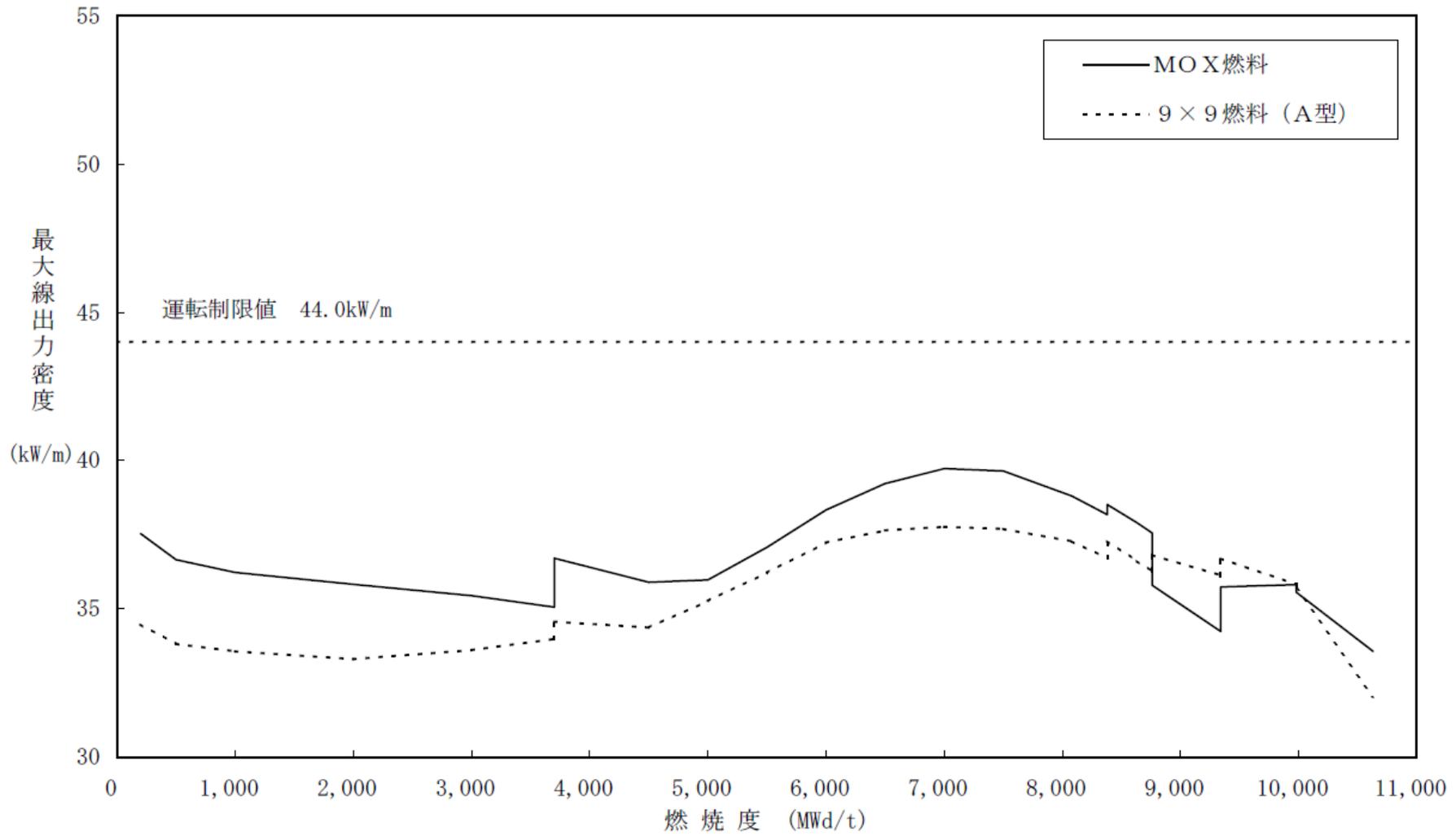


図 3.2-2(2) 最大線出力密度の燃焼変化(第 26 サイクル)

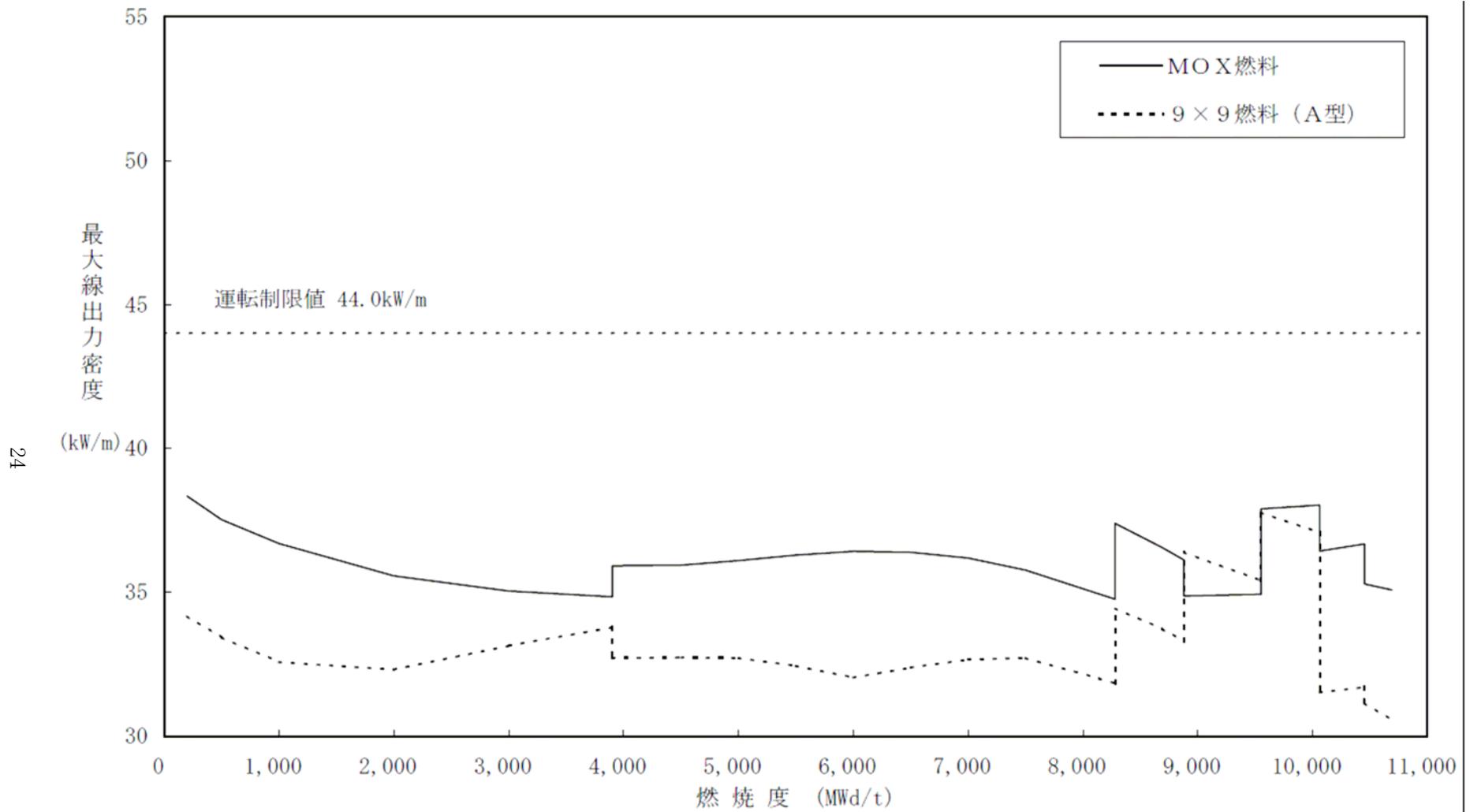


図 3.2-2(3) 最大線出力密度の燃焼変化(第 27 サイクル)

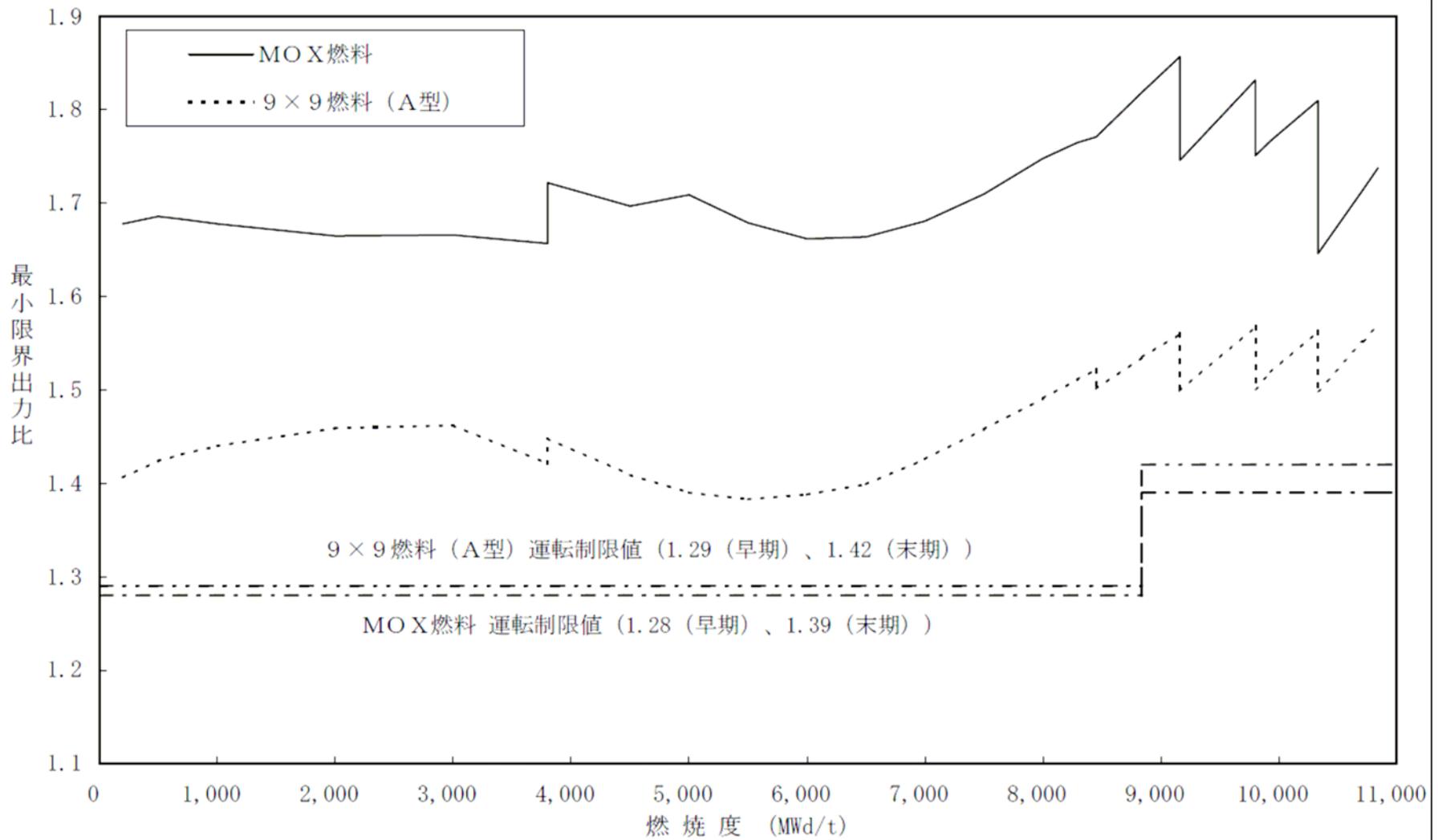


図 3.2-3(1) 最小限界出力比の燃焼変化(第 25 サイクル)

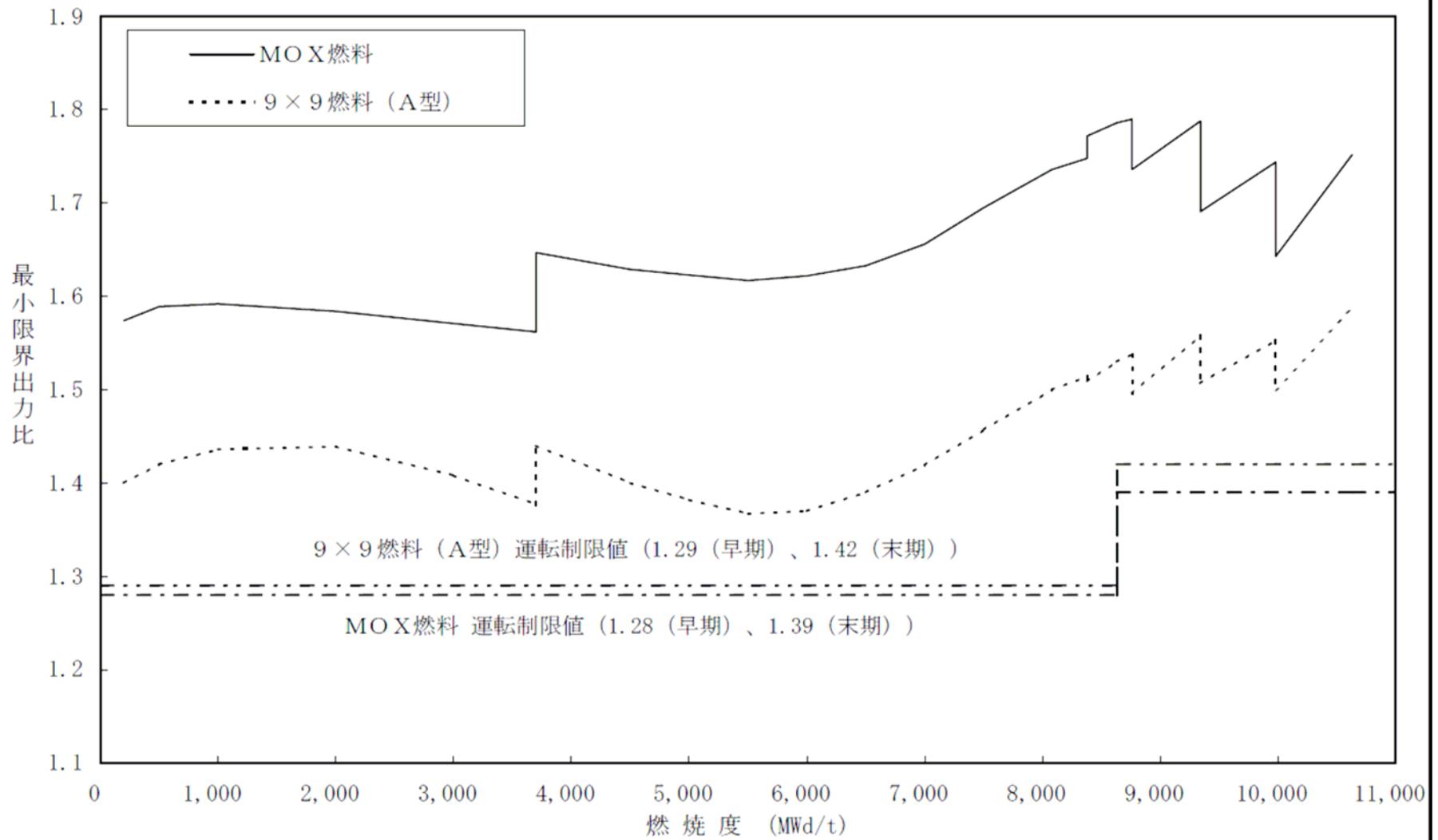


図 3.2-3(2) 最小限界出力比の燃焼変化(第 26 サイクル)

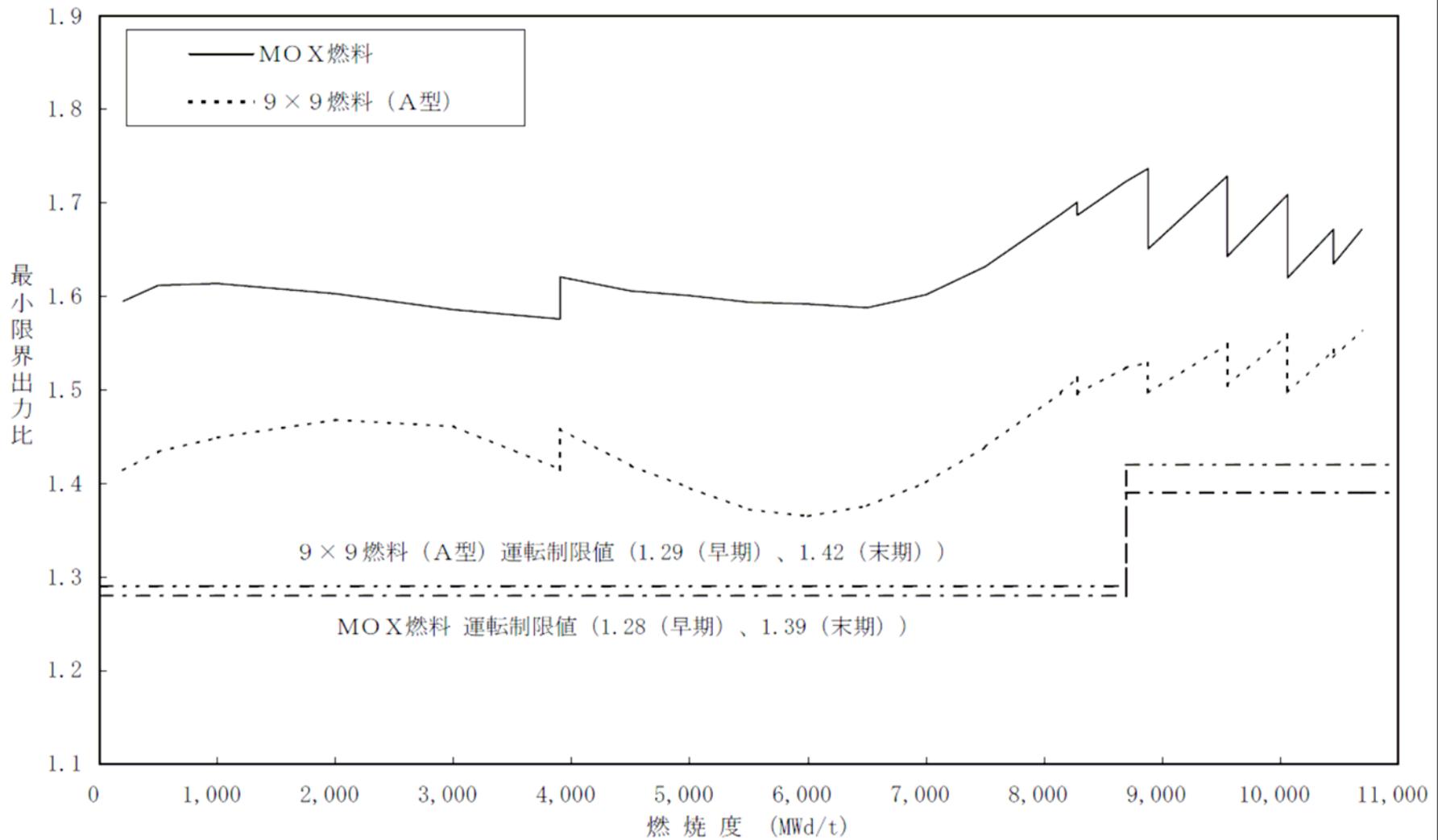


図 3.2-3(3) 最小限界出力比の燃焼変化(第 27 サイクル)

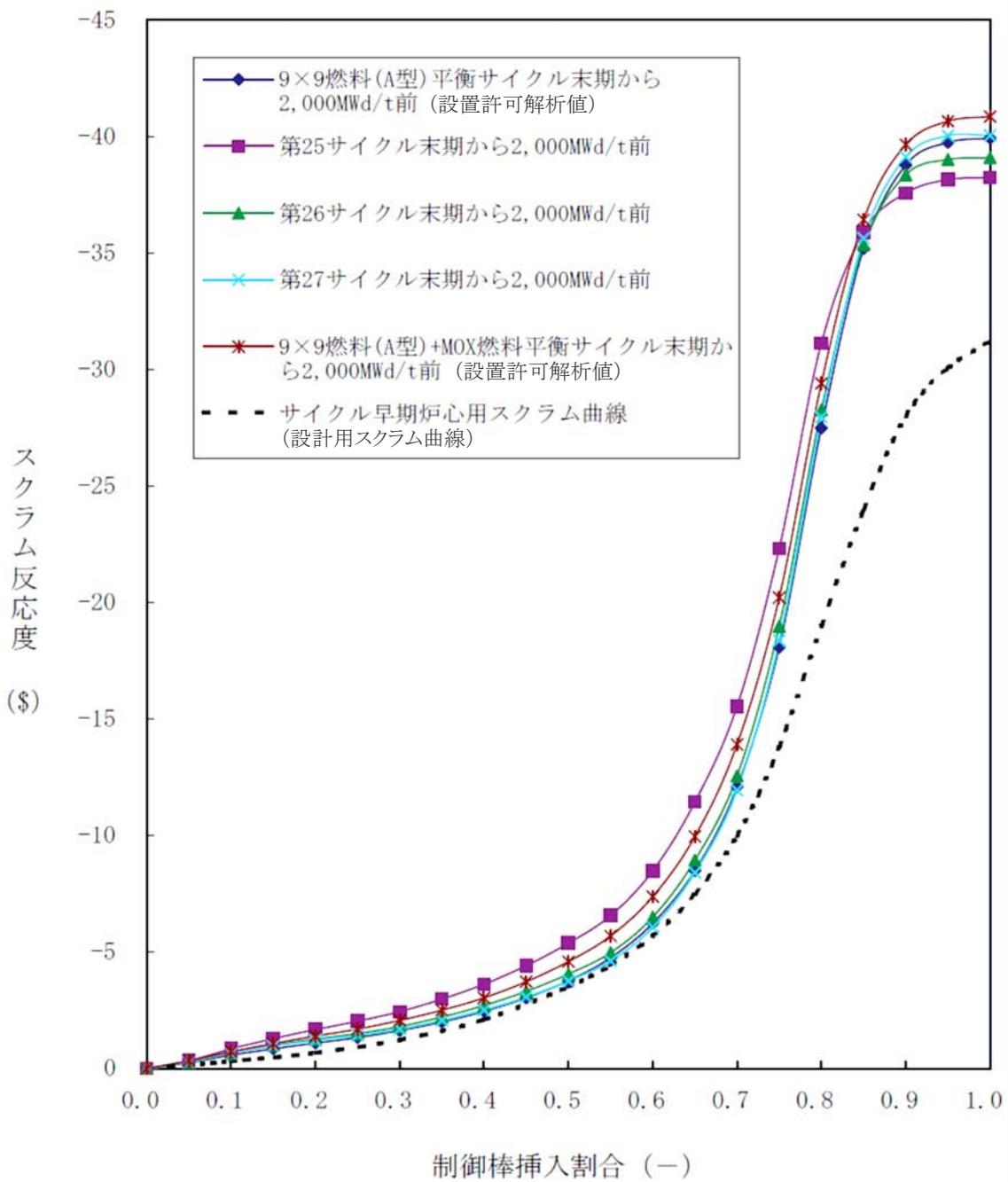


図 3.2-4(1) スクラム特性(サイクル早期炉心)

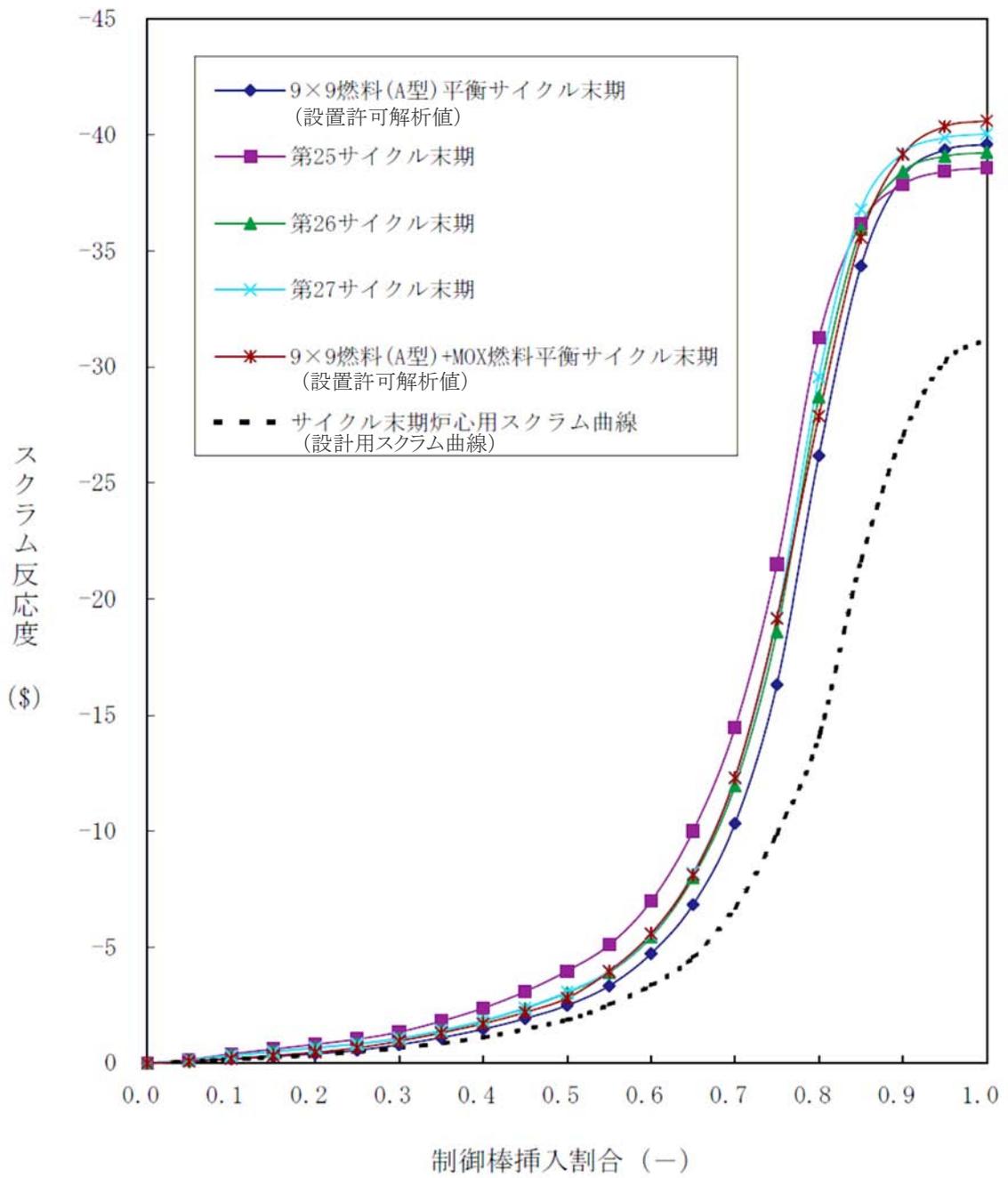


図 3.2-4(2) スクラム特性(サイクル末期炉心)

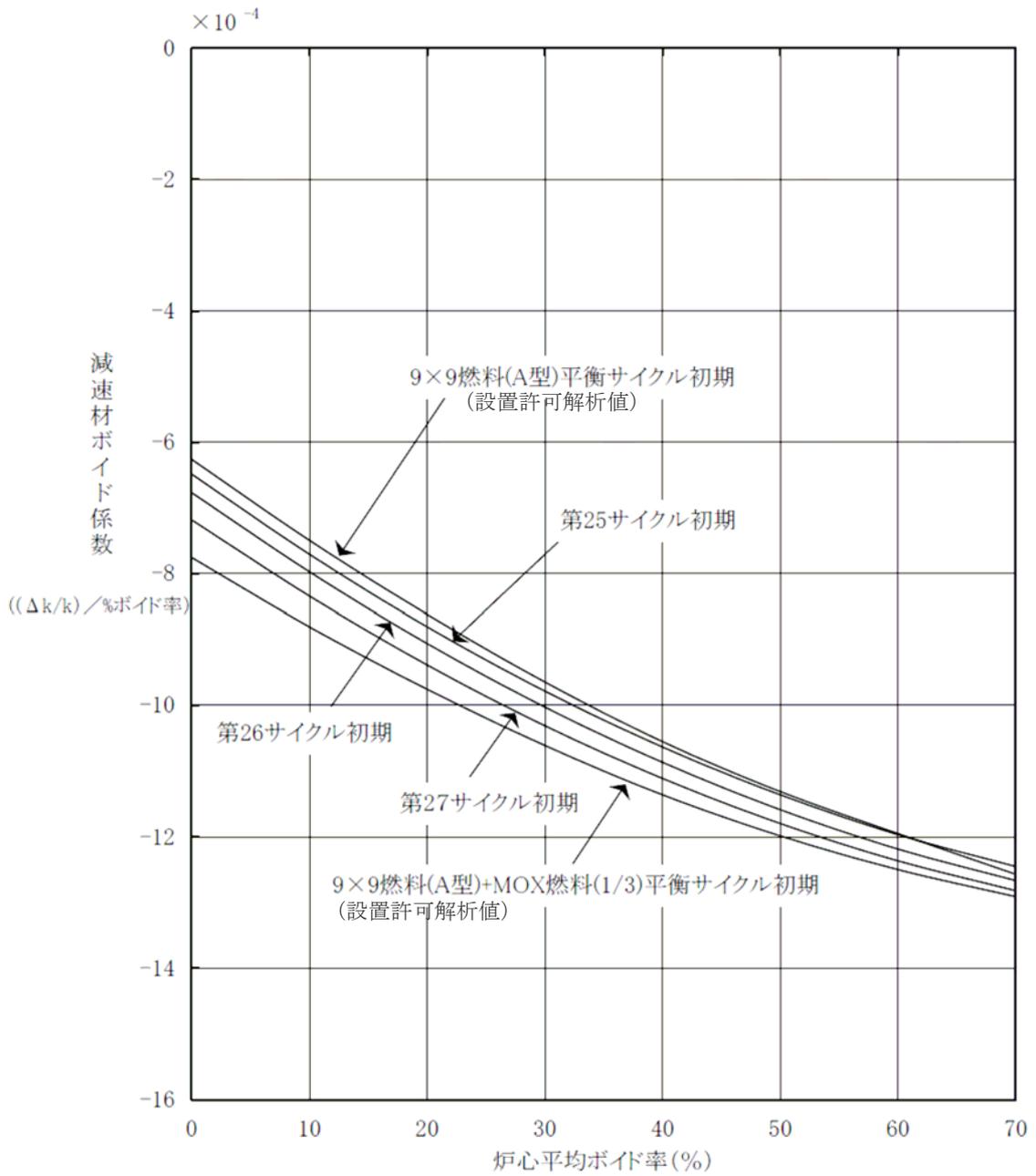


図 3.2-5(1) 減速材ボイド係数(サイクル初期炉心)

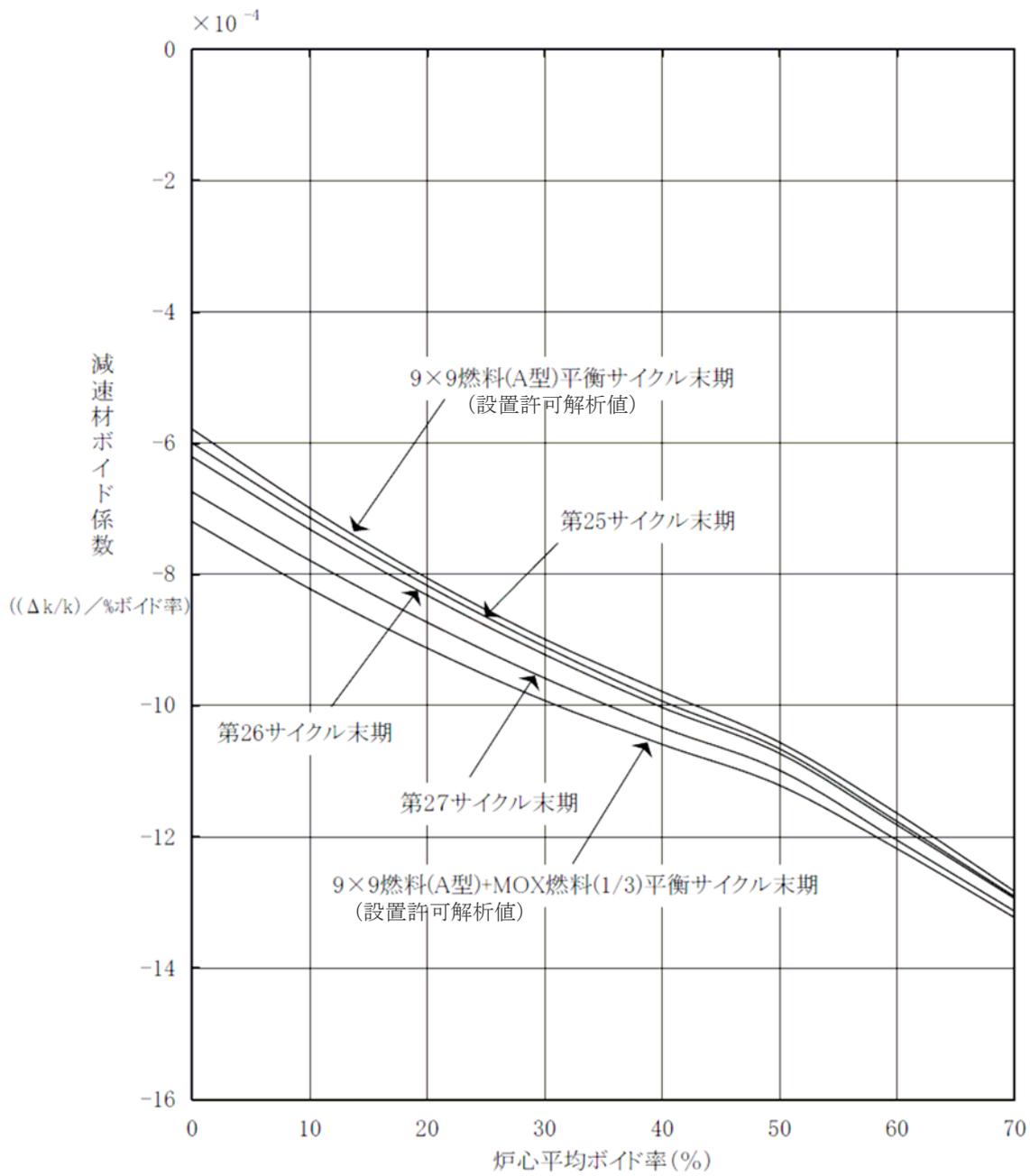


図 3.2-5(2) 減速材ボイド係数(サイクル末期炉心)

3.3 動特性

a. 核熱水力学的安定性(チャンネル安定性, 炉心安定性, 領域安定性)

長期保管中の MOX 燃料における組成変化の核熱水力学的安定性(チャンネル安定性, 炉心安定性, 領域安定性)への影響を, 設置許可解析に用いている周波数領域安定性解析コードによって評価を実施した。評価条件を表 3.3-1 に示すが, 出力ピーキング等について, 第 25 サイクルから第 27 サイクルの各評価炉心に対応した値を入力条件としている。

評価結果を表 3.3-2 にまとめるが, いずれについても判断基準を満足している。また, 表には設置許可解析値を合わせて示しているが, 今回の評価結果は設置許可解析値より小さくなっている。これは, 出力ピーキング等について, 設置許可解析では包絡的な条件設定をしているためである。

核熱水力学的安定性は, 社内規定で確認することが定められている項目であり, 取替炉心毎に評価を行い, 制限値を満足していることを確認している。

b. プラント安定性

プラント安定性評価の入力条件の中で, MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては, 減速材ボイド係数と炉心平均ギャップ熱伝達係数がある。減速材ボイド係数は 1/3MOX 炉心の値に, 詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ 1.25 とプルトニウムの同位体組成変動を考慮した保守ファクタ 1.02 を乗じたものが用いられるが, 今回の評価炉心の減速材ボイド係数は 1/3MOX 炉心の値に包絡されており(表 3.2-4), また, 炉心平均ギャップ熱伝達係数についての長期保管の影響は, 動特性解析に際し安全側に条件設定された値の範囲にとどまっている。

よって, 設置許可のプラント安定性に対する MOX 燃料の長期保管による影響はない。

c. キセノン空間振動の安定性

キセノン空間振動の安定性では, 定格出力時の出力反応度係数が原子炉出力の空間振動を生じるしきい値以下であることを確認しており, 設置許可解析では「-0.04 より負」という定格出力時の出力反応度係数が, しきい値に対して十分大きいことが確認されている。今回の評価での第 25 サイクルから第 27 サイクルまでの出力反応度係数を表 3.3-3 に示す。MOX 燃料の装荷体数の増加に伴う減速材ボイド係数の絶対値増加によって, 出力反応度係数の絶対値は大きくなっているが, いずれについても設置許可解析値に包絡されている。

また, キセノン空間振動の安定性を入力条件の 1 つである炉心平均熱中性子束についての評価結果を表 3.3-4 に示す。第 25 サイクルから第 27 サイクルまで MOX 燃料の装荷体数の増加に伴うスペクトル硬化によって, 炉心平均熱中性子束は小さくなっているが, いずれについても設置許可解析結果である 9×9 燃料(A 型)平衡炉心と

1/3MOX 炉心の中間的な値となっている。

以上より、設置許可のキセノン空間振動の安定性に対するMOX燃料の長期保管による影響はない。

d. まとめ

MOX 燃料の長期保管による動特性への影響としては、アメリシウム蓄積に伴う核炉心特性の変化によるものやヘリウム放出量増加に伴うギャップ熱伝達係数の増加によるものが想定される。しかし、上述のとおりこれらへの長期保管 MOX 燃料の影響は、動特性評価に際し安全側に条件設定された特性の範囲にとどまるため、動特性に対しても長期保管 MOX 燃料の影響は現れておらず、評価結果は設置許可解析結果と同様に、動特性に関する判断基準を満足している。

また、核熱水力学的安定性は、社内規定で確認することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

表 3.3-1 核熱水力学的安定性の主要解析条件

項目		解析条件			
		今回の評価			設置許可 解析
		25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	
解析点		最低ポンプ速度最大出力運転時 (68%定格出力/41%定格流量)			
減速材ボイド係数		各炉心のサイクル末期の値			平衡サイク ル末期の値
炉心安定性 及び チャンネル安 定性	炉心径方向 出力分布指標*1	1.06	1.07	1.06	1.10
	炉心平均軸方向出 力ピーキング	1.47	1.27	1.26	1.15
	ホットチャンネル径 方向出力ピーキング	1.25	1.16	1.27	1.50
	ホットチャンネル軸 方向出力ピーキング	1.55	1.59	1.38	1.80
領域安定性	炉心平均軸方向出 力ピーキング	1.54	1.47	1.40	1.70
	高次モード未臨界度	0.0063	0.0079	0.0069	0.0053

*1 炉心径方向出力分布指標 R 値

$$R = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (Pr_i)^2$$

N : 炉心の燃料集合体総数

Pr_i: 燃料集合体 i の径方向出力ピーキング

表 3.3-2 核熱水力学的安定性の解析結果まとめ

	今回の評価値			設置許可 解析値	判断 基準
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル		
チャンネル安定性(MOX)	0.31	0.30	0.31	0.51	<1
炉心安定性	0.61	0.67	0.72	0.77	<1
領域安定性	0.35	0.30	0.32	0.60	<1

表 3.3-3 出力反応度係数(単位: $(\Delta k/k)/(\Delta p/p)$)

	今回の評価値			設置許可解析値 (1/3MOX 炉心)	
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル		
サイクル初期	-0.044	-0.044	-0.045	-0.047	-0.04 より負 (申請書記載値)
サイクル末期	-0.047	-0.048	-0.049	-0.050	

表 3.3-4 炉心平均熱中性子束(単位: n/cm^2s)

今回の評価値			設置許可解析値	
25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル	9×9A 炉心	1/3MOX 炉心
3.6×10^{13}	3.5×10^{13}	3.4×10^{13}	3.6×10^{13}	3.2×10^{13}

3.4 使用済燃料貯蔵時の冷却性及び未臨界性

a. 冷却性

長期保管した MOX 燃料は、崩壊熱に寄与する主要な核種であるキュリウム 242 が燃焼中により多く生成されるために、使用済 MOX 燃料 1 体当たりの崩壊熱は図 3.4-1 に示すように標準組成 MOX 燃料と比較して約 20%程度大きくなる。この長期保管による崩壊熱増加の影響を考慮した使用済燃料貯蔵時の冷却性評価を実施した。燃料取出に関する評価条件は以下のとおりとしている。

- ・ 至近の 2 サイクルまでのサイクルでは、設置許可解析と同様、平衡炉心の取替体数である MOX 燃料(標準組成)80 体、9×9 燃料(A 型)72 体が毎サイクル取り出されるとする。
- ・ 至近の 2 サイクルについては、取出燃料体数については上記と同じであるが、MOX 燃料 80 体のうち 32 体は長期保管 MOX 燃料とする。

評価結果を表 3.4-1 に示すが、設置許可解析より若干厳しい結果となっているものの、通常最大熱負荷時と非常時最大熱負荷時のいずれについても評価基準を満足している。

当面、当該 MOX 燃料は福島第一 3 号機の使用済燃料プールでの保管を想定しているが、設置許可上、使用済燃料共用プール(1 号～6 号共用)での保管も想定されていることから、使用済燃料共用プールについても冷却性評価を行った。使用済燃料共用プールでは 19 ヶ月以上冷却された使用済燃料(MOX 燃料を含む)の貯蔵を前提に十分な冷却能力を有することが確認されている。短期冷却(冷却期間 19 ヶ月)の使用済燃料を多数貯蔵する場合において除熱評価は最も厳しくなるが、この場合の短期冷却の燃料全体(1～6 号機に貯蔵されている使用済燃料)に占める MOX 燃料の割合は約 10%程度と小さく、長期保管による崩壊熱の増分を考慮しても、全体の崩壊熱への影響は十分小さい。

使用済燃料の貯蔵にあたっては、プール水温は保安規定等で管理することが定められており、規定された水温を満足する運用を行うことによって、長期保管 MOX 燃料を貯蔵する場合においても冷却性は確保可能である。

b. 未臨界性

使用済燃料貯蔵時の未臨界性の入力条件の中で、MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては、MOX 燃料の無限増倍率がある。設置許可解析では、全燃焼期間を通じた無限増倍率を包絡するように、貯蔵される MOX 燃料の炉心内装荷状態での低温時無限増倍率を 1.23 と設定している。長期保管中の MOX 燃料では、核分裂性プルトニウム 241 の非核分裂性アメリシウム 241 への崩壊によって、設置許可解析条件のものと比較して無限増倍率は低くなるため、設置許可解析の入力条件に包絡されている。

c. まとめ

長期保管 MOX 燃料は崩壊熱が増加するため、保管の影響を考慮した冷却性評価では、設置許可解析より若干厳しい結果となるが、プール水温の評価基準を満足している。

未臨界性については、長期保管 MOX 燃料は反応度が低下するため、設置許可解析の入力条件に包絡されており、MOX 燃料の長期保管を考慮しても、未臨界性は確保される。

また、使用済燃料の貯蔵にあたっては、プール水温は保安規定等で管理することが定められており、規定された水温を満足する運用が行われる。

表 3.4-1 使用済 MOX 燃料の冷却性評価結果

	今回の評価	設置許可解析	評価基準
通常最大熱負荷時	48.5℃	47.9℃	52℃以下
非常時最大熱負荷時	62.8℃	62.3℃	65℃以下

通常最大熱負荷時：炉心から取り出した使用済燃料 1 回取替分と、それ以前に取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱量を燃料プール冷却浄化系で冷却する場合。

非常時最大熱負荷時：サイクル末期における全炉心分の使用済燃料と、それ以前に取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱量を燃料プール冷却浄化系と残留熱除去系で冷却する場合。

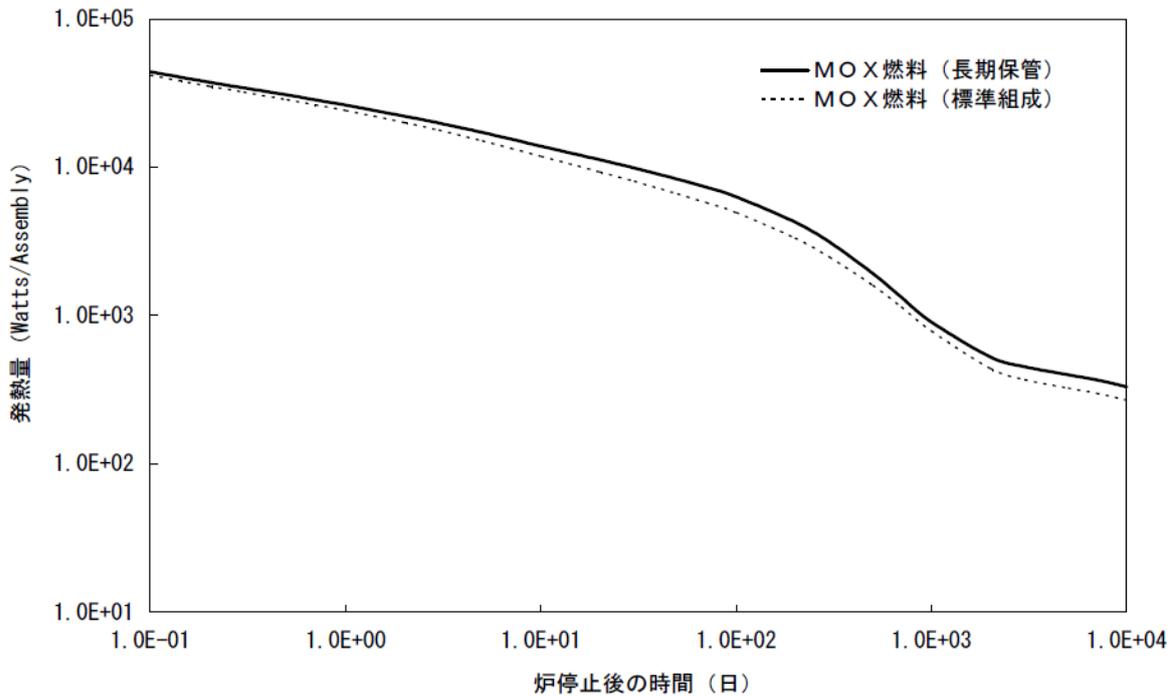


図 3.4-1 使用済 MOX 燃料の崩壊熱

3.5 運転時の異常な過渡変化の解析

a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」では、引抜制御棒価値について運用上の制限値である $1.0\% \Delta k$ に対し、保守的に解析の入力条件を $1.3\% \Delta k$ としており、この保守的な条件設定を行うことによって、炉心毎の詳細設計による変動分を包絡している。長期保管した MOX 燃料が装荷された場合においても、各炉心の引抜制御棒価値が $1.0\% \Delta k$ 以下であることを確認することにより、設置許可解析に包絡されていることが確認できる。

第 25 サイクルから第 27 サイクルについての最大制御棒価値の評価結果を表 3.5-1 に示すが、 $1.0\% \Delta k$ 以下であることが確認でき、設置許可解析に包絡されている。

制御棒価値は、社内規定で確認することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

長期保管した MOX 燃料が装荷された第 25 サイクルから第 27 サイクルについて「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の解析を実施した。主な解析条件を表 3.5-2 に示すが、熱的制限値や制御棒パターン等については各評価炉心に対応した値とし、制御棒引抜監視装置の引抜阻止設定やバイパス条件等については設置許可解析条件と同じとしている。

評価結果を表 3.5-3 に示すが、表面熱流束と最小限界出力比のいずれも設置許可解析結果に包絡されている。本事象では、結果を厳しくするための仮想的な制御棒パターンにより評価を行うことによって、炉心毎の詳細設計の変動分を包絡しているが、今回の評価で包絡性が確認できている。

「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」は、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認することが社内規定で定められている。

c. プラント過渡（「a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と「b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」を除く過渡解析）

プラント過渡解析の入力条件の中で、MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては、減速材ボイド係数とギャップ熱伝達係数がある。減速材ボイド係数は、装荷されることが想定される全ての燃料タイプの中から最も厳しい解析結果を与えるものを選定した上で、詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ (1.25 もしくは 0.9) とプルトニウムの同位体組成変動を考慮した保守ファクタ 1.02 を乗じたものを用いているが、今回の評価結果では減速材ボイド係数は、ウラン炉心と 1/3MOX 炉心の設置許可解析結果の範囲内にあることから、設置許可のプラント過渡解析の解析条件に包絡されている (表 3.2-4)。また、ギャップ熱伝達係数についての長期保管の影響は、プラント過渡解析に際し安全側に条件設定された値の範囲にとどまっている。

よって、設置許可のプラント過渡への MOX 燃料の長期保管による影響はない。

d. まとめ

MOX 燃料の長期保管による過渡解析への影響としては、アメリシウム蓄積に伴う核炉心特性の変化によるものやヘリウム放出量増加に伴うギャップ熱伝達係数の増加によるものが想定される。しかし、上述のとおりこれらへの長期保管 MOX 燃料の影響は、過渡解析に際し安全側に条件設定された値の範囲にとどまるため、過渡解析に対しても長期保管 MOX 燃料の影響は現れず、評価結果は設置許可解析結果と同様に、過渡解析に関する判断基準を満足している。

また、制御棒価値と「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」は、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認することが社内規定で定められている。

表 3.5-1 最大制御棒価値のまとめ(単位:% Δk)

	今回評価値			設置許可 解析値 (1/3MOX 炉心)	判断基準
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル		
サイクル初期	0.84	0.89	0.92	0.98	1.0 以下
サイクル末期	0.84	0.97	0.85	0.87	

表 3.5-2 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の主要解析条件

項目	今回の評価	設置許可解析
評価炉心	各サイクル(第 25～第 27 サイクル)初期	平衡サイクル初期
原子炉出力	→	100%
最小限界出力比及び最大線出力密度	評価炉心に対応した値	運転制限値
制御棒パターン	評価炉心に対応した制御棒パターン	評価結果を厳しくするための仮想的な制御棒パターン
制御棒引抜監視装置(RBM)の制御棒引抜阻止設定	→	定格出力の 105%
RBM 及び局部出力領域モニタ(LPRM)のバイパス条件	→	RBM の 2 チャンネルのうち、応答の早いチャンネルがバイパス。さらに LPRM のうち引抜制御棒に近い 2 個がバイパス

表 3.5-3 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の解析結果

	今回の評価値			設置許可 解析値 (1/3MOX 炉心)	判断基準
	25 サイクル	26 サイクル	27 サイクル		
表面熱流束の最大値	約 106%	約 107%	約 105%	約 121%	165%以下
最小限界出力比の最小値	1.25	1.27	1.28	1.16	1.07 以上

3.6 事故解析

a. 制御棒落下

「制御棒落下」は「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様に、設置許可解析において保守的な落下制御棒値を設定することによって、詳細設計による変動分を包絡している。表 3.5-1 に示すように、第 25 サイクルから第 27 サイクルまでの最大制御棒値は $1.0\% \Delta k$ 以下であることから、「制御棒落下」についても設置許可解析に包絡されていると言えるが、ここでは実際に解析評価を実施して包絡性を確認した。主要な解析条件を表 3.6-1 に示すが、今回の評価では第 25 サイクルを評価炉心として、他のパラメータについても第 25 サイクルに対応した値としている。また、設置許可解析において燃料エンタルピー最大値が最も厳しくなるサイクル初期の低温時と、破損燃料棒割合が最も厳しくなるサイクル末期の高温待機時について評価を実施した。

評価結果のまとめを表 3.6-2 に、また、燃料エンタルピーの時間変化図を図 3.6-1(1) と図 3.6-1(2) に示す。いずれの値についても今回の評価値は設置許可解析値より小さく、設置許可解析に包絡されている。

b. 崩壊熱の時間変化(原子炉冷却材喪失, 主蒸気管破断, 可燃性ガスの発生)

事故解析の入力条件の中で、MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては崩壊熱の時間変化がある。図 3.6-2 に ORIGEN2 を用いた MOX 燃料、長期保管 MOX 燃料、ウラン燃料の崩壊熱評価結果を比較して示す。原子炉停止直後においては、燃焼度並びに核分裂生成物の組成及び量等が異なることから、ウラン燃料の方が崩壊熱が高くなっている。取り出し後数日では、超ウラン元素が発熱の主体となるため、MOX 燃料の方が崩壊熱が大きくなる。したがって、いずれかの時点で、MOX 燃料の崩壊熱がウラン燃料を上回ることになるが、その時点は長期保管の影響を考慮しても停止後約1日以降となっている。一方、「事故」で判断基準に係わるパラメータのピーク値が現れるのは事故後1日以内であり、ウラン燃料の崩壊熱を考慮して評価する方が厳しい条件である。

設置許可解析では、これらより保守的な $GE+3\sigma$ 等の崩壊熱を使用していることから、MOX 燃料の長期保管の影響は、設置許可解析条件に包絡されている。

c. 原子炉冷却材喪失時の破裂判定

「3.1 燃料棒熱機械特性」にて示したとおり、長期保管 MOX 燃料の内圧は高めになる傾向がある。そのため、原子炉冷却材喪失時の原子炉圧力が低下する際に被覆管の内外圧差が大きくなり被覆管応力が高まることが想定される。原子炉冷却材喪失解析では、燃料被覆管温度と被覆管応力の関係で被覆管の破裂発生の有無を評価しているため、内圧増加による影響評価を実施した。

図 3.6-3 に、原子炉冷却材喪失時の破裂破損有無の評価に用いている破裂判定

曲線に、MOX 燃料の長期保管による影響を入れて示す。内圧の増加を考慮しても、長期保管 MOX 燃料の被覆管温度と応力のそれぞれの最大値のプロット点は破裂判定曲線の下側であることから、現行の設置許可申請書の解析における原子炉冷却材喪失時に燃料破裂が発生しないとの結論に変更はない。

よって、被ばく評価を含め原子炉冷却材喪失の判断基準に対応するパラメータ(燃料被覆管温度、化学量論的酸化量、被ばく線量)への影響はなく、MOX 燃料の長期保管による設置許可解析への影響はない。

d. 原子炉冷却材流量の喪失及び原子炉冷却材ポンプの軸固着

原子炉冷却材流量の喪失及び原子炉冷却材ポンプの入力条件の中で、MOX 燃料の長期保管の影響を受けることが想定されるものとしては、減速材ボイド係数とギャップ熱伝達係数がある。減速材ボイド係数は、装荷されることが想定される全ての燃料タイプの中から最も厳しい解析結果を与えるものを選定した上で、詳細設計の変動分を考慮した保守ファクタ 0.9 を乗じたものを用いているが、今回の評価結果では減速材ボイド係数は、ウラン炉心と 1/3MOX 炉心の設置許可解析結果の範囲内にある(表 3.2-4)ことから、設置許可のこれら事象の解析条件に包絡されている。また、ギャップ熱伝達係数についての長期保管の影響は、解析に際し安全側に条件設定された値の範囲にとどまっている。

よって、設置許可のこれら事象への MOX 燃料の長期保管による影響はない。

e. 事故時被ばく解析

現行の設置許可申請書では、MOX 燃料炉心とウラン燃料炉心を比較して、厳しい側の評価となる従来のウラン燃料炉心に適用されている方法を用いて被ばく評価が実施されている。長期保管された MOX 燃料を用いた炉心の場合、核分裂性のプルトニウムが減少することから、ウランの燃焼への寄与が増加するため、設置許可申請時に想定した MOX 燃料炉心とウラン燃料炉心の間間的な炉心になる。

よって、長期保管による影響はウラン燃料炉心を用いた現在の設置許可解析条件に包絡されている。

また、MOX 燃料炉心の被ばく評価に対しては、“「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについて”(平成 10 年 11 月 16 日、原子力安全委員会了承)において、

ウラン燃料炉心(燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t まで)及び MOX 燃料装荷率 1/3 までの MOX 燃料炉心(ウラン燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t まで、MOX 燃料集合体最高燃焼度 45,000MWd/t まで、MOX 燃料の核分裂性プルトニウム富化度は 8%まで、MOX 燃料のプルトニウム含有率 13%まで)の現在運転中または建設中及び計画中の軽水炉、ふげん及び MK-Ⅲ炉心の常陽においては、「プルトニウムめやす線量」を用いた被ばく評価を行う必要はない

とされている。長期保管された MOX 燃料を用いた炉心であっても、この条件の範囲内にあることから、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」を適用した評価を実施する必要はない。

f. まとめ

MOX 燃料の長期保管による事故解析への影響としては、アメリシウム蓄積に伴う核炉心特性の変化によるものやヘリウム放出量増加に伴う燃料棒熱機械特性の変化によるものが想定される。しかし、事故解析では、これらの影響を包絡できるような保守的な入力条件が設定されているため、事故解析に対しても長期保管 MOX 燃料の影響は現れず、評価結果は設置許可解析結果と同様に、事故解析に関する判断基準を満足している。

表 3.6-1 「制御棒落下」の主要解析条件

	今回の評価	設置許可解析
評価炉心	第 25 サイクル	平衡サイクル
原子炉出力	→	低温時 : 定格出力の 10^{-8} 高温待機時: 定格出力の 10^{-6}
燃料ペレット温度及び 初期燃料エンタルピー	→	低温時 : 20℃, 8 kJ/kgUO ₂ 高温待機時: 286℃, 75 kJ/kgUO ₂
落下制御棒価値	1.0% Δk	1.3% Δk
落下制御棒反応度曲線	→	評価炉心に対応した値
スクラム反応度曲線	→	評価炉心に対応した値
ドップラ係数	評価炉心に対応した値	評価炉心に対応した値を 0.99 倍 (Pu 組成変動を考慮)した値
局所出力ピーキング係数 (MOX 燃料)	評価炉心に対応した値 サイクル初期低温時:1.47 サイクル末期高温待機時:1.18	評価炉心に対応した値 サイクル初期低温時:1.42 サイクル末期高温待機時:1.19

表 3.6-2 「制御棒落下」の解析結果

	サイクル初期 低温時		サイクル末期 高温待機時		判断基準
	今回の 評価値	設置許可 解析値	今回の 評価値	設置許可 解析値	
燃料エンタルピーの最大値 (kJ/kgUO ₂)	496	776	525	715	837 以下
ピーク出力部燃料エンタルピーの最大値(kJ/kgUO ₂)	291	409	348	448	628 以下
破損燃料棒割合 (%)	1.0	2.7	2.4	5.0	—

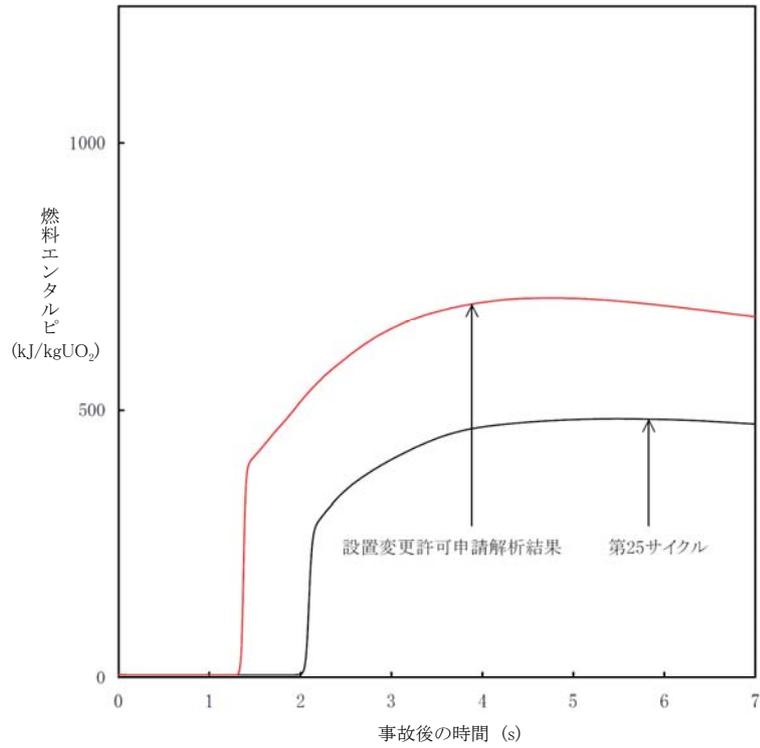


図 3.6-1(1) 燃料エンタルピの時間変化(サイクル初期, 低温時)

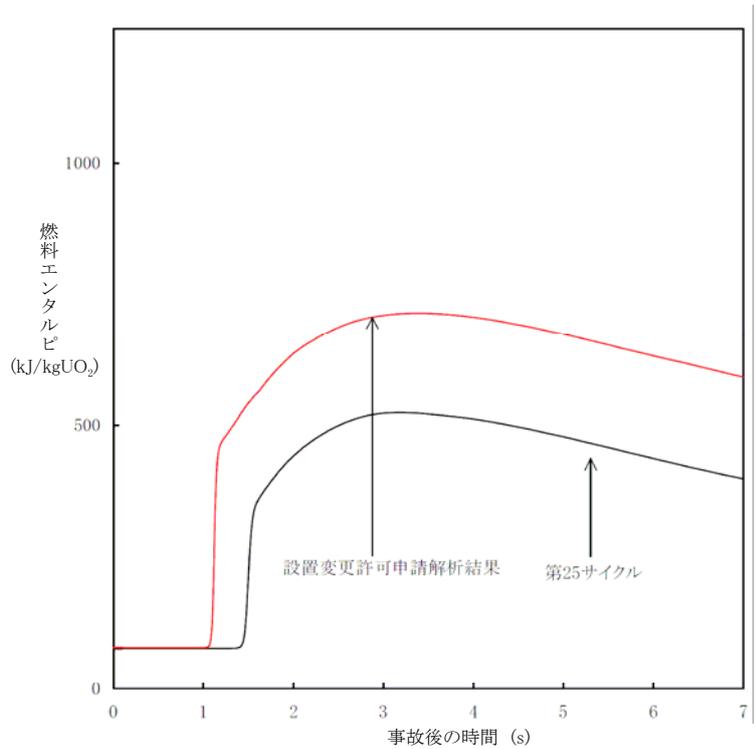


図 3.6-1(2) 燃料エンタルピの時間変化(サイクル末期, 高温待機時)

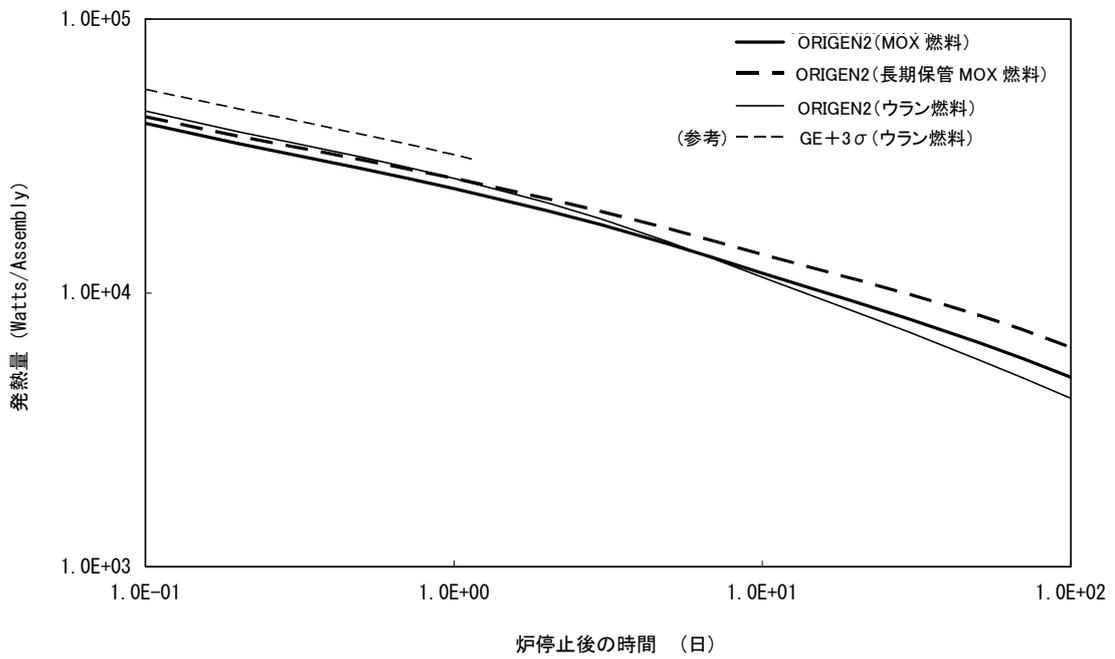


図 3.6-2 ORIGEN2 による各種燃料の崩壊熱評価結果と GE + 3σ 崩壊熱の比較

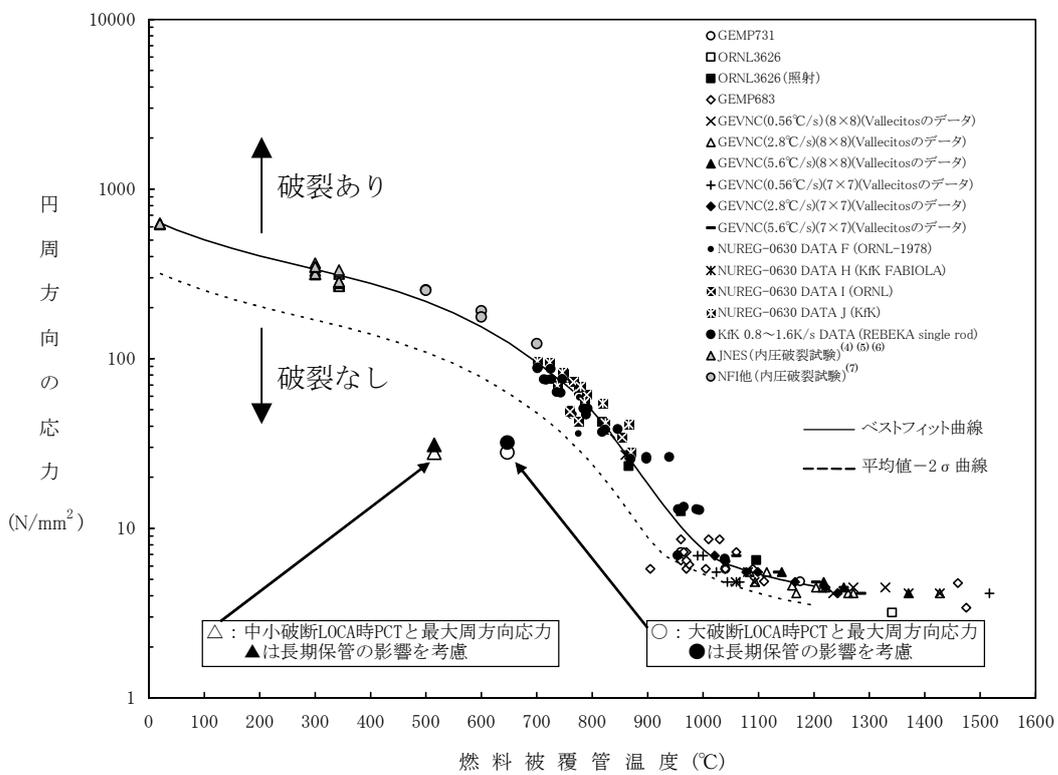


図 3.6-3 長期保管 MOX 燃料の原子炉冷却材喪失時の破裂判定

3.7 まとめ

3.1～3.6 の評価結果から、長期保管された MOX 燃料及び当該燃料を装荷した炉心の特性について、既に許可を取得している設置許可解析と同等もしくは同解析に包絡されており、燃料・炉心に適用される判断基準を満足している。したがって、長期保管 MOX 燃料を問題なく使用できる。

MOX 燃料保管期間が現状保管期間(製造基準日から約 12 年)から多少変動した場合においても、以下のとおり、今回の評価結果と同様に、判断基準を満足した評価結果が得られるものと考えられる。

- ・ 燃料棒熱機械特性では、今回の評価で保管期間約 25 年に相当するアメリシウムの蓄積量を考慮し、燃料物性等への影響がないことを確認している。
- ・ 核炉心特性では、今回の評価は現状の保管期間を条件としているが、保管期間が更に 1 年長くなると仮定した場合の評価を実施し、その影響が非常に小さいことを確認している。
- ・ 燃料棒熱機械特性と核炉心特性の評価結果に基づいて実施される動特性、過渡・事故解析等は、燃料棒熱機械特性と核炉心特性について安全側に条件設定をしている。これらの特性は多少の保管期間の変動に対しても同等となることが上記のとおり確認されており、安全側に設定された条件の範囲にとどまると考えられる。よって、動特性、過渡・事故解析等の評価結果は保管期間の変動に影響しない。

また、停止余裕や最大線出力密度等の炉心特性及び核熱水学的安定性は保安規定等で管理することが定められている項目であり、取替炉心毎に評価を行い、制限値を満足していることを確認している。

3.8 参考文献

- (1) 「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書本文及び添付書類」
(東京電力株式会社, 平成 10 年 11 月(平成 11 年 3 月一部補正))
- (2) 「独立行政法人 日本原子力研究開発機構 高速増殖炉研究開発センター 原子炉設置変更許可申請 燃料機械設計について」
(原子力安全・保安院, 資料第 111A-1-5 号(第 111 部会資料), 平成 19 年 9 月)
- (3) 「ORIGEN2 : Isotope Generation and Depletion Code, MATRIX EXPONENTIAL METHOD, CCC-371」
- (4) 「平成 13 年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書」
(財団法人 原子力発電技術機構, 平成 14 年 3 月)
- (5) 「平成 13 年度 高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書(BWR 高燃焼度燃料総合評価編)」
(財団法人 原子力発電技術機構, 平成 14 年 3 月)
- (6) 「平成 17 年度 高燃焼度燃料安全裕度確認試験成果報告書(その1) 燃料の破損事例等の調査, 被覆管特性評価試験(BWR)及び計算科学評価」
(独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成 18 年 7 月)
- (7) 「BWR の 9×9 燃料について」
(原子燃料工業株式会社, NLR-15 改訂 4, 平成 22 年 2 月)

4. 外観検査および内部確認結果

4.1 燃料集合体外観検査

(1)検査内容

燃料集合体外観において、損傷、変形、腐食等の観点から、燃料健全性に影響がないことを以下の判定基準により確認する。

【判定基準】

- a. 燃料棒の明らかな損傷・つぶれの無いこと、燃料棒以外の構成要素の有害な損傷・変形等の無いこと、また、燃料棒間の間げきに狭小な箇所がないこと。
- b. 燃料棒の明らかな油脂・酸化物等で有害な付着物の無いこと。

(2)検査対象

MOX 新燃料集合体 32 体 (UMF1 ~ 32)

(3)燃料集合体外観検査方法

水中テレビカメラで損傷・変形、油脂・酸化物等及び燃料棒間げき変化の有無を確認する。なお、水中テレビカメラにより燃料棒間げきに変化が認められる場合は、水中照明灯からの燃料集合体を透過する光により、燃料棒間げきを水中テレビカメラで確認する。

詳細確認が必要と判断される場合は、すきまゲージによる燃料棒間げきの確認を行う。

また、検査に用いる水中テレビカメラは、テレビモニターで「発電用原子力設備規格維持規格IA-2520 目視検査」に定める18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別できるものとする。

(4)外観検査実施期間

平成22年2月25日 ~ 3月9日

(5)検査結果

MOX 新燃料集合体 32 体について外観検査を行った結果、燃料棒表面には新しい金属が持つ特有の光沢が見られており、また、いずれも判定基準を満たしており、問題がないことを確認した(図 4.1-1 参照)。

なお、外観検査において、燃料棒表面にローラのスリップ跡、軸方向・斜め方向の擦れ跡、周方向の擦れ跡が見られたものがあったが、これらはいずれも製造時のものであり、燃料健全性に影響を与えるものではない。

燃料集合体外観検査 (UMF 1(A面)の例)

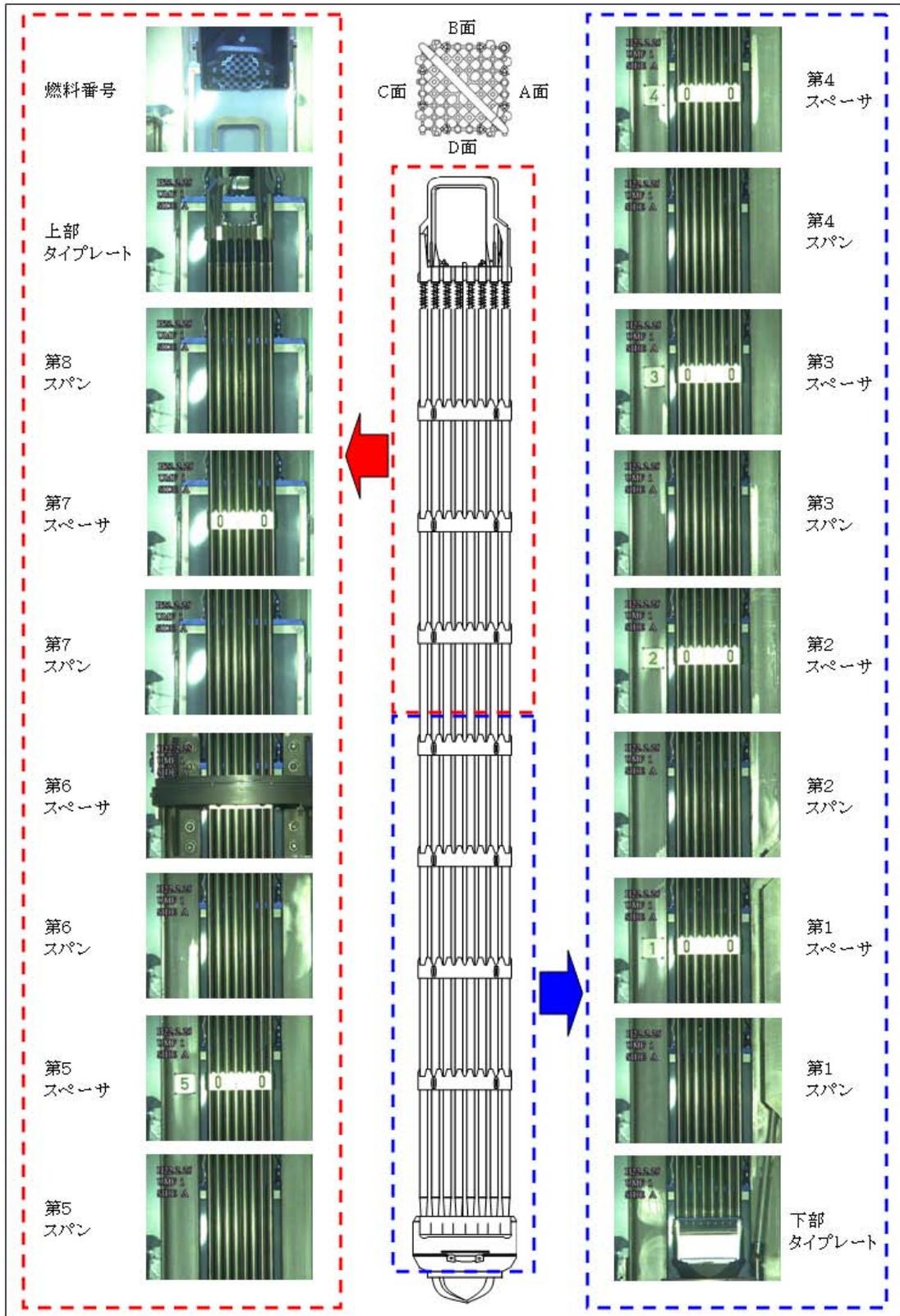


図4.1-1 燃料集合体外観検査の例

4.2 ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認

(1)確認内容

燃料集合体内部に燃料健全性に影響を及ぼす異物がないことを確認する。

(2)確認対象

MOX 新燃料集合体 32 体 (UMF1 ～ 32)

(3)燃料集合体内部確認方法

燃料集合体各部を以下の方法により確認する。

- a. ファイバースコープによる確認
 - ・上部タイプレート下面
 - ・第1～第7スペーサ上面
 - ・第1スペーサ下面*
 - ・下部タイプレート上面
- b. 水中カメラによる確認
 - ・下部タイプレート下面*
- c. 目視(双眼鏡)による確認
 - ・上部タイプレート上面

※燃料プール内の水の流れは穏やかであり、異物が舞い上がり、燃料下部から混入する可能性は十分低いですが、念のため、下部タイプレート下面、第1スペーサ下面も確認した。

(4)内部確認実施期間

平成22年3月23日 ～ 4月27日

(5)確認結果

MOX新燃料集合体32体についてファイバースコープ等による燃料集合体内部確認を実施した結果、燃料健全性に影響を及ぼす異物がないことを確認した(図4.2-1参照)。

なお、内部確認において、燃料組立時に燃料棒に生じる薄皮状の切り粉、ウォーターロッドタブ先端エッジ部の微小な変形、小さく剛性のない浮遊物が確認されたが、これらは燃料健全性に影響を与えるものではない。

ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認（UMF 1の例）

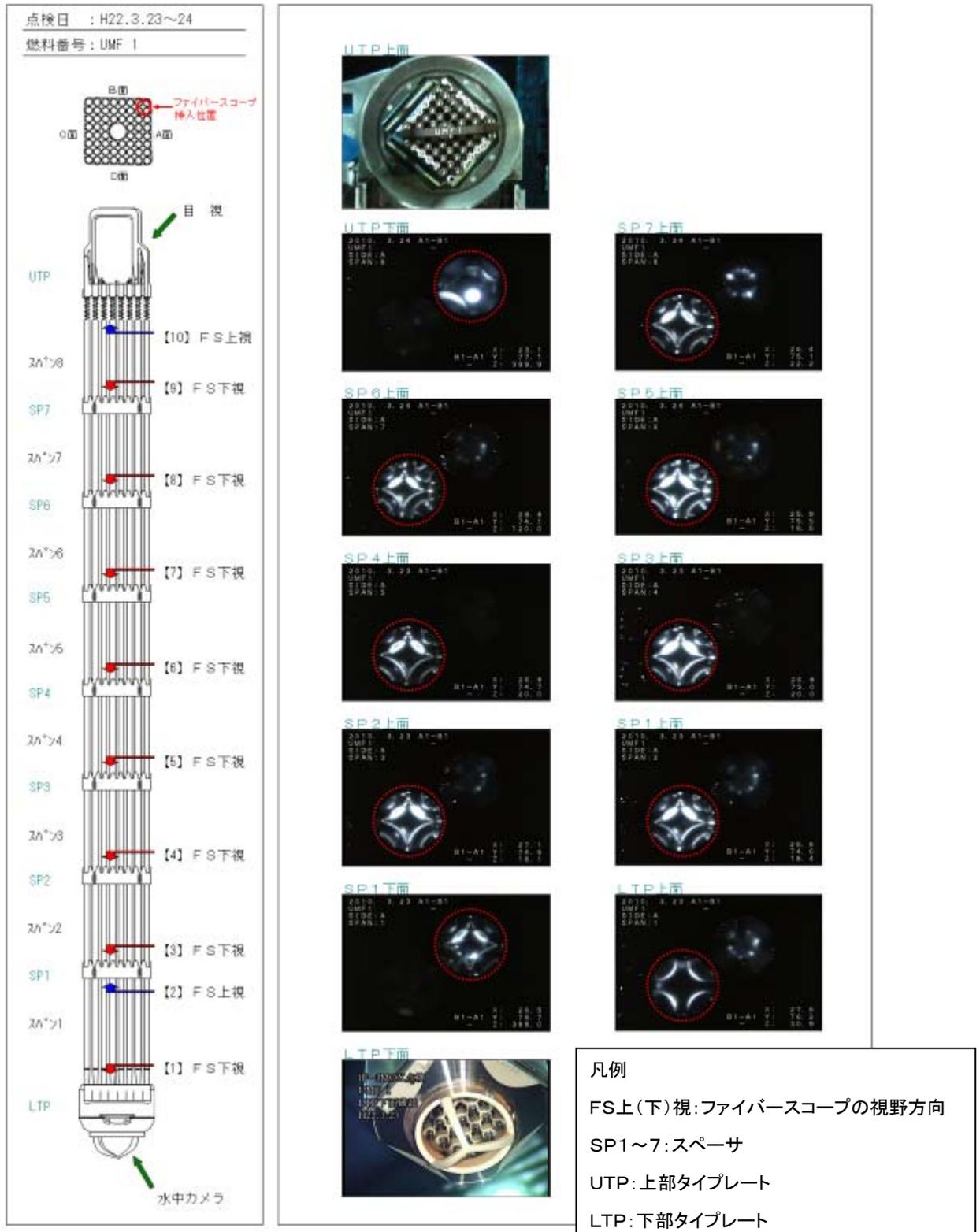


図 4.2-1 ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認の例

5. 保管中のデータ確認結果

5.1 使用済燃料プールの確認

(1)確認内容

使用済燃料プール水位・水温について、保安規定を満たしていることを確認する。また、使用済燃料プール水質について、社内管理基準を満たしていること、または、超過した場合に必要な対応がなされていることを確認する。

a. 水位

オーバーフロー水位付近にあること。 (保安規定)

b. 水温

65℃以下であること。 (保安規定)

c. 水質

導電率 ; $2 \mu\text{S/cm}$ 以下 (社内管理基準※)

PH ; 5.6~8.6 (社内管理基準※)

塩素濃度 ; 100ppb 以下 (社内管理基準※)

不溶性鉄濃度 ; 1000ppb 以下 (社内管理基準※)

※水質を一定に保つため、この値を超過した場合に必要な対応をすることを定めている管理上の基準値。

(2)確認対象

福島第一・3号機使用済燃料プール(MOX 燃料集合体受入れ以降)

(3)確認方法

当直長引継日誌により確認(a,b)

放射線・化学管理グループ作成の使用済燃料プール水データにより確認(c)

(4)確認結果

- 保管期間中の使用済燃料プール水位は、オーバーフロー水位付近であり問題ない。
- 保管期間中の使用済燃料プール水温は、65℃以下であり問題ない。
- 保管期間中の使用済燃料プール水質は、社内管理基準を満たしており、問題ない。

【参考;保管期間中の使用済燃料プール水質データ】

項目	測定データ	社内管理基準
導電率 最大値	1.36 $\mu\text{S/cm}$	$\leq 2 \mu\text{S/cm}$
PH	5.6~6.1	5.6~8.6
塩素濃度 最大値	24ppb	$\leq 100\text{ppb}$
不溶性鉄濃度 最大値	21.9ppb	$\leq 1000\text{ppb}$

5.2 保管期間中の燃料集合体への影響

5.2.1 地震

(1)確認内容

MOX 燃料集合体受入れ以降，福島第一原子力発電所における地震の発生状況を確認する。

(2)確認対象

発電所に最も近い気象庁の観測点において観測された地震

(3)確認方法

発電所における地震発生時の記録により確認

(4)確認結果

保管期間中に発電所で観測された最大の地震は以下の通りであり，地震発生後のパトロールにおいて使用済燃料プール内に異常のないことを確認した。

【保管期間中に観測された最大の地震】

年月日	震源	震度	観測点
2003年5月26日	宮城県沖	4	福島県浪江町幾世橋 福島県いわき市小名浜 (発電所に最も近い気象庁の観測点)

なお，地震の外力によって，燃料の健全性に影響が生じた場合には，外観検査によって確認できるが，4.1 に示すとおり，MOX 新燃料集合体 32 体について外観検査を行った結果，いずれも判定基準を満たしており，問題がないことを確認している。

5.2.2 燃料取扱い

(1)確認内容

MOX 燃料集合体について、取扱い上、燃料健全性に影響がなかったことを確認する。

(2)確認対象

MOX 燃料集合体受入れ以降の燃料取扱い

(3)確認方法

燃料取扱い作業における燃料健全性に影響する不適合の発生状況により確認

(4)確認結果

MOX 燃料集合体受入れ以降、当該燃料について以下の取扱いがあったが、いずれの作業においても燃料健全性にかかる不適合は発生しておらず、燃料取扱いに問題はない。

【燃料取扱い】

- ・輸入燃料体検査のための燃料移動
- ・保管場所の変更
- ・IAEAによる非破壊検査のための燃料移動
- ・燃料集合体外観検査のための燃料移動
- ・ファイバースコープ等による燃料集合体内部確認のための燃料移動

なお、燃料取扱い作業における不適合発生によって、燃料の健全性に影響が生じた場合には、外観検査によって確認できるが、4.1 に示すとおり、MOX 新燃料集合体 32 体について外観検査を行った結果、いずれも判定基準を満たしており、問題がないことを確認している。

6. まとめ

3.～5.のとおり、福島第一原子力発電所 3 号機の使用済燃料プールに保管している MOX 新燃料が健全に使用できる状態であることを確認した。

以 上

【参考】

福島第一原子力発電所3号機において保管中のMOX新燃料にかかる経緯について

1. 設置変更許可申請

平成10年11月4日 申請

平成11年7月2日 許可

2. 加工および発電所受入

平成10年12月 加工完了

平成11年9月27日 福島第一原子力発電所に搬入

※搬入以降、使用済燃料プールにおいて保管している。

3. 輸入燃料体検査

平成11年8月5日 申請

平成11年12月9日～21日 国による外観検査

平成12年2月24日 当社MOX燃料に関する品質管理状況の再確認結果の
国への提出

平成12年8月1日 品質保証に関する説明書の国への提出

平成12年8月3日～4日 国による燃料の保管状況等確認

平成12年8月10日 合格証受領

「福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性, 高経年化対策, 長期保管MOX燃料の健全性について」
改訂箇所一覧表

頁	項目	現表記	改訂表記	変更の理由
本文				
1	1. 耐震安全性について	福島第一原子力発電所3号機は、昭和47年に原子炉設置変更申請が許可されているが、	福島第一原子力発電所3号機は、昭和45年に原子炉設置変更申請が許可されているが、	誤記訂正
		昭和53年には「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(以下「旧耐震指針」)が策定されたことに伴い、旧耐震指針に沿って過去の地震、地質調査をもとに基準地震動 S_1 、 S_2 を策定し、耐震安全性が確保されていることを確認している。	昭和53年には「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(以下「旧耐震指針」)が策定された。その後、旧耐震指針に沿って過去の地震、地質調査をもとに基準地震動 S_1 、 S_2 を策定し、耐震安全性が確保されていることを確認している。	表現の適正化
添付資料－1 福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性について				
1-1	1. はじめに	福島第一原子力発電所3号機については、昭和47年に原子炉設置変更申請が許可になっている。	福島第一原子力発電所3号機については、昭和45年に原子炉設置変更申請が許可になっている。	誤記訂正
		その当時の耐震設計では、重要な建物、構築物、機器配管系は、基盤における最大加速度0.18g(約180ガル)の地震動に対して設計している。	その当時の耐震設計では、重要な建物、構築物、機器配管系は、基盤(原子炉建屋基礎下端)における最大加速度0.18g(約180ガル)の地震動に対して設計している。	表現の適正化 具体的に記載を追記。
		昭和53年には「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が策定され、3号機についても本指針に基づき過去の地震、地質調査をもとに基準地震動 S_1 、 S_2 を策定し、耐震安全性が確保されていることを確認している。	昭和53年には「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が策定された。その後、3号機についても本指針に基づき過去の地震、地質調査をもとに基準地震動 S_1 、 S_2 を策定し、耐震安全性が確保されていることを確認している。	表現の適正化

「福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性, 高経年化対策, 長期保管MOX燃料の健全性について」
改訂箇所一覧表

頁	項目	現表記	改訂表記	変更の理由
3-1	3. 新耐震指針に照らした耐震安全性評価の基本方針	耐震安全性評価は、平成19年7月16日に発生した新潟県中越沖地震を受けた「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性に反映すべき事項(中間取りまとめ)について(通知)」(平成19・12・26原院第6号)	耐震安全性評価は、平成19年7月16日に発生した新潟県中越沖地震を受けた「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項(中間取りまとめ)について(通知)」(平成19・12・26原院第6号)	誤記訂正
		評価対象を第3.1-1表に、耐震安全性評価の全体フローを第33.1-1図に示す。	評価対象を第3.1-1表に、耐震安全性評価の全体フローを第3.1-1図に示す。	
8-3	8. 2 耐震裕度向上の取り組み	対策としては、平成18年から電路や非常用空調設備のサポートの追加、空調機架台の補強等を実施しており、	対策としては、福島第一原子力発電所では平成18年から電路や非常用空調設備のサポートの追加、空調機架台の補強等を実施しており、	表現の適正化

「福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性, 高経年化対策, 長期保管MOX燃料の健全性について」
改訂箇所一覧表

頁	項目	現表記	改訂表記	変更の理由
添付資料-2 福島第一原子力発電所3号機の高経年化対策について				
57	4. 2. 4 容器 [b. 絶縁特性低下] ・電気ペネトレーションの絶縁特性低下について (MOX影響評価)	電気ペネトレーションのシール材への影響はないものと判断する。	電気ペネトレーションのシール材について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。	表現の適正化 今回行った評価はMOX燃料採用による高経年化技術評価結果への影響について評価したものであるため、適切な表現に修正。
58	4. 2. 4 容器 [c. その他] ・電気ペネトレーションの気密性低下について (MOX影響評価)	電気ペネトレーションのシール材への影響はないものと判断する。	電気ペネトレーションのシール材について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。	
60	4. 2. 6 弁 [a. 絶縁特性低下] ・原子炉格納容器内の電動弁用駆動部の固定子コイル, 口出線・接続部品等の絶縁特性低下について (MOX影響評価)	電動弁駆動部の絶縁材料への影響はないものと判断する。	電動弁駆動部の絶縁材料について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。	
63	4. 2. 8 ケーブル [a. 絶縁特性低下] ・端子台, 同軸コネクタ等の絶縁特性低下について (MOX影響評価)	端子台絶縁材料への影響はないものと判断する。	端子台絶縁材料について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。	

「福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性, 高経年化対策, 長期保管MOX燃料の健全性について」
改訂箇所一覧表

頁	項目	現表記	改訂表記	変更の理由
64	4. 2. 8 ケーブル [a. 絶縁特性低下] ・低圧難燃PNケーブル絶縁体等の絶縁特性低下について (MOX影響評価)	ケーブル絶縁材料への影響はないものと判断する。	ケーブル絶縁材料について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。	表現の適正化 今回行った評価はMOX燃料採用による高経年化技術評価結果への影響について評価したものであるため、適切な表現に修正。
66	4. 2. 11 コンクリート及び鉄骨構造物 [a. コンクリート及び鉄骨構造物の強度低下] ・コンクリート構造物の放射線照射による強度低下について (MOX影響評価)	コンクリート強度への影響はないものと判断する。	コンクリート強度について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。	
67	4. 2. 12 計測制御設備 [a. 絶縁特性低下] ・温度検出器の絶縁特性低下について (MOX影響評価)	温度検出器への影響はないものと判断する。	温度検出器について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。	
68	4. 2. 12 計測制御設備 [b. その他] ・放射線検出器の特性変化について (MOX影響評価)	格納容器雰囲気監視系放射線計測装置への影響はないものと判断する。	格納容器雰囲気監視系放射線計測装置について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。	

「福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性, 高経年化対策, 長期保管MOX燃料の健全性について」
改訂箇所一覧表

頁	項目	現表記	改訂表記	変更の理由
72	4. 2. 14 機械設備 [c. その他] ・ケミカルアンカの樹脂の劣化について (MOX影響評価)	樹脂本体への影響はないものと判断する。	樹脂本体について、30年目の高経年化技術評価結果への影響はないものと判断する。	表現の適正化 今回行った評価はMOX燃料採用による高経年化技術評価結果への影響について評価したものであるため、適切な表現に修正。
74	4. 3 耐震安全性評価結果 [b. 応力腐食割れ, 中性子照射脆化(中性子照射による靱性低下)] (MOX影響評価)	炉心内の高速中性子束はMOX炉心とウラン炉心の中性子束の相違は2%程度であり、MOX燃料の採用により、上部格子板及び炉心シュラウド中間胴の照射量増加に伴う運転開始60年時点まで考慮したき裂の進展量が若干増加するが、許容値に対して2.7倍以上の裕度があるため、耐震安全性に影響を与えるものではないと判断する。	炉心内の高速中性子束はMOX炉心とウラン炉心で中性子束が約2%上昇することから、MOX燃料の採用により、上部格子板及び炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れ及び中性子照射脆化に対する感受性に若干影響を及ぼすものの、き裂の進展量に与える影響は既存評価と変わらず、また既存評価において許容値に対して2.7倍以上の裕度があるため、耐震安全性に影響を与えるものではないと判断する。	表現の適正化 高速中性子照射量により、極僅かにき裂の進展量は増加するものの、高経年化技術評価においては、シュラウドのき裂進展速度は維持規格に定める最大速度を適用しており、これに包含されることから、適正な表現に修正。
98	資料3-2 長期保守管理方針に基づく点検の実施状況 長期保守管理方針番号19 ・端子台 実施状況	継続実施中 (第22保全サイクル) ・高温, 高線量で安全系に使用している電動弁の端子台の取替 (電力共同研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定: ~H26年度目途)	継続実施中 (第22保全サイクル) ・高温, 高線量で安全系に使用している電動弁の端子台の取替 (自社にて試験等実施: ~H23.3.26)	表現の適正化
	資料3-2 長期保守管理方針に基づく点検の実施状況 長期保守管理方針番号19 ・同軸コネクタ 実施状況	未実施 (第24保全サイクルで実施予定) ・同軸コネクタの取替 (電力共同研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定: ~H26年度目途)	未実施 (第24保全サイクルで実施予定) ・同軸コネクタの取替 (自社にて試験等実施: ~H23.3.26)	端子台、同軸コネクタについてはH23.3.26までに完了することから、適正な表現に修正。

「福島第一原子力発電所3号機の耐震安全性, 高経年化対策, 長期保管MOX燃料の健全性について」
改訂箇所一覧表

頁	項目	現表記	改訂表記	変更の理由
添付資料-3 福島第一原子力発電所3号機の長期保管MOX燃料の健全性について				
50	4. 外観検査および内部確認結果 4.1 燃料集合体外観検査 (5)検査結果	これらはいずれも製造時のものであり、 <u>燃料受入時においても確認されているものであることから、燃料健全性に影響を与えるものではない。</u>	これらはいずれも製造時のものであり、 <u>燃料健全性に影響を与えるものではない。</u>	表現の適正化
55	5. 保管中のデータ確認結果 5.2 保管期間中の燃料集合体への影響 5.2.1 地震 (4)確認結果	保管期間中に発電所に最も近い気象庁の観測点において観測された最大の地震は以下の通りであり、 <u>地震発生後のパトロールにおいて使用済燃料プール内に異常のないことを確認した。</u>	保管期間中に発電所で観測された最大の地震は以下の通りであり、 <u>地震発生後のパトロールにおいて使用済燃料プール内に異常のないことを確認した。</u>	表現の適正化 「(3)確認方法」の記載にあわせて修正。